

VI-1-1-10 通信連絡設備に関する説明書

## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 通信連絡設備（発電所内）	1
2.2 通信連絡設備（発電所外）	1
3. 施設の詳細設計方針	2
3.1 通信連絡設備（発電所内）	2
3.1.1 送受話器（ページング）（警報装置を含む。）	3
3.1.2 電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及び FAX）	4
3.1.3 移動無線設備（固定型）及び移動無線設備（車載型）	4
3.1.4 無線連絡設備（固定型）及び無線連絡設備（携帯型）	4
3.1.5 携行型通話装置	5
3.1.6 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）	5
3.1.7 安全パラメータ表示システム（SPDS）	6
3.2 通信連絡設備（発電所外）	7
3.2.1 電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末，FAX 及び衛星保安電話（固定型））	9
3.2.2 社内テレビ会議システム	9
3.2.3 局線加入電話設備（加入電話機及び加入 FAX）	9
3.2.4 専用電話設備（地方公共団体向ホットライン）	10
3.2.5 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）	10
3.2.6 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，IP 電話及び IP-FAX）	11
3.2.7 データ伝送設備	11

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第46条、第47条第4項及び第5項、第76条、第77条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に基づく通信連絡設備について説明するものである。

## 2. 基本方針

### 2.1 通信連絡設備（発電所内）

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常の際に、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋、作業場所等の建屋内外各所の人に操作、作業、退避の指示、事故対策のための集合等の連絡をサイレン及び音声により行うことができるよう、警報装置、多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）及び緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置又は保管する。

通信連絡設備（発電所内）は、非常用所内電源又は無停電電源（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故（以下「重大事故等」という。）が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けるとともに、当該設備に代替電源設備から給電が可能な設計とする。

### 2.2 通信連絡設備（発電所外）

設計基準事故が発生した場合において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡ができるよう、通信連絡設備（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）へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備を設置又は保管する。

通信連絡設備（発電所外）は、通信方式の多様性を備えた構成の通信回線に接続する。

電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末、FAX 及び衛星保安電話（固定型））、社内テレビ会議システム、専用電話設備（地方公共団体向ホットライン）、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX）及びデータ伝送設備は、専用通信回線に接続する設計とする。

通信連絡設備（発電所外）は、非常用所内電源又は無停電電源（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合において、発電所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設備を設けるとともに、当該設備に代替電源設備から給

電が可能な設計とする。

### 3. 施設の詳細設計方針

#### 3.1 通信連絡設備（発電所内）

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常の際に、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋、作業場所等の建屋内外各所の人に操作、作業、退避の指示、事故対策のための集合等の連絡をサイレン及び音声により行うことができる設備並びに音声及びFAXにより行うことができる設備として、表1に示す警報装置及び多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）を設置又は保管する。

警報装置として送受話器（ページング）（警報装置を含む。）及び多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）として送受話器（ページング）（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及びFAX）、移動無線設備（固定型）、移動無線設備（車載型）、携行型通話装置、無線連絡設備（固定型）、無線連絡設備（携帯型）、衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）を設置又は保管する。

緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、データ収集装置、SPDS 伝送装置及びSPDS 表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する。

警報装置、通信連絡設備（発電所内）及び安全パラメータ表示システム（SPDS）については、図1に示すとおり非常用所内電源又は無停電電源（充電器等を含む。）に接続又は充電式電池若しくは乾電池を使用し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備（発電所内）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有するために必要な通信連絡設備（発電所内）として、表1に示す必要な数量の衛星電話設備（固定型）、無線連絡設備（固定型）及び無線連絡設備（携帯型）を中央制御室及び緊急時対策所に設置又は保管し、衛星電話設備（携帯型）は、緊急時対策所内に保管し、携行型通話装置は、中央制御室内に保管する。

なお、可搬型については必要な数量に加え、故障を考慮した数量の予備を保管する。

中央制御室に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線連絡設備（固定型）は、中央制御室待避所においても使用できる設計とする。

緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送できる設備として、安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ収集装置を制御建屋内に設置し、SPDS 伝送装置及びSPDS 表示装置を緊急時対策建屋内に設置する。

これらの重大事故等が発生した場合に必要な通信連絡設備（発電所内）及び安全パ



ラメータ表示システム（SPDS）については、図 1 に示すとおり代替電源設備である常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）、可搬型代替交流電源設備（電源車）又は緊急時対策所用代替交流電源設備（電源車（緊急時対策所用））から給電が可能な設計とする。

充電式電池を使用する通信連絡設備（発電所内）については、ほかの端末又は予備の充電式電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電式電池は、代替電源設備からの給電が可能な中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電器を用いて充電することができる設計とする。

乾電池を使用する通信連絡設備（発電所内）については、予備の乾電池と交換することにより 7 日間以上継続して通話ができる設計とする。

また、基準地震動  $S_s$  による地震力に対し、地震時及び地震後においても、通信連絡に係る機能を保持するため、表 2 に示す固縛又は固定による転倒、横滑り、飛び跳ね及び落下の防止措置（以下「転倒防止措置等」という。）を実施するとともに、信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管、トレイ及びダクト（以下「電線管等」という。）に敷設する設計とする。

転倒防止措置等については、添付書類「VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に、耐震性に関する詳細は、添付書類「VI-2 耐震性に関する説明書」のうち添付書類「VI-2-1 耐震設計の基本方針」に示す。

緊急時対策所に設置又は保管する通信連絡設備（発電所内）のうち送受話器（ページング）（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及び FAX）、無線連絡設備（固定型）、無線連絡設備（携帯型）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）及び安全パラメータ表示システム（SPDS）は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。

中央制御室内、中央制御室待避所内及び緊急時対策所内に設置する通信連絡設備（発電所内）及び安全パラメータ表示システム（SPDS）は、二以上の発電用原子炉施設と共用しない設計とする。

### 3.1.1 送受話器（ページング）（警報装置を含む。）

発電所内の建屋内外各所の人に操作、作業、退避の指示、事故対策のための集合等の連絡を行うために、送受話器（ページング）（警報装置を含む。）を設置する。

送受話器（ページング）（警報装置を含む。）は、送受話器（ページング）（ハンドセット）及び送受話器（ページング）（スピーカ）から構成される。

指示は、発電所各所に設置する送受話器（ページング）（ハンドセット）を使用し、送受話器（ページング）（スピーカ）にて行うことができる設計とする。

また、中央制御室及び緊急時対策所から発電所内へサイレン及び音声による警報を行うことができる設計とする。

発電所の運転及び保守業務に必要なパトロール経路、並びに機器の操作監視に必要な場所で、目につき易く利便性の高い位置に送受話器（ページング）（ハンドセット）を設け、発電所内の建屋内外各所との通信連絡ができる設計とする。

送受話器（ページング）（スピーカ）は、送受話器（ページング）（ハンドセット）の近傍に設置するが、設置場所の暗騒音レベル及び設置環境を考慮して設置する。

送受話器（ページング）（警報装置を含む。）は、非常用所内電源及び無停電電源（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

### 3.1.2 電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及び FAX）

中央制御室、緊急時対策所及び屋内外の作業場所との間で相互に通信連絡を行うために、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及び FAX）のうち固定電話機及び PHS 端末を設置又は保管する。

また、中央制御室及び緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行うために、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及び FAX）のうち FAX を設置する。

電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及び FAX）のうち固定電話機及び FAX は、非常用所内電源及び無停電電源（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

また、PHS 端末の電源は、充電式電池を使用し、外部電源が期待できない場合でも、動作可能な設計とする。

### 3.1.3 移動無線設備（固定型）及び移動無線設備（車載型）

緊急時対策所と屋外のモニタリングを行う場所との間で通信連絡を行うために、移動無線設備（固定型）及び移動無線設備（車載型）を設置する。

移動無線設備（固定型）は、非常用所内電源及び無停電電源（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

また、移動無線設備（車載型）の電源は、車載電源を使用し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

### 3.1.4 無線連絡設備（固定型）及び無線連絡設備（携帯型）

中央制御室、緊急時対策所及び屋外の作業場所との間で相互に通信連絡を行うために、無線連絡設備（固定型）及び無線連絡設備（携帯型）を設置又は保管する。

無線連絡設備（固定型）は、図 2 に示すとおり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。

無線連絡設備（固定型）は、非常用所内電源及び無停電電源（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

また、無線連絡設備（携帯型）の電源は、充電式電池を使用し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合に使用する中央制御室に設置する無線連絡設備（固定型）は、非常用交流電源設備である非常用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常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（電源車）から給電が可能な設計とし、緊急時対策所に設置する無線連絡設備（固定型）は、非常用交流電源設備である非常用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常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は緊急時対策所用代替交流電源設備（電源車（緊急時対策所用））から給電が可能な設計とする。

また、無線連絡設備（携帯型）の電源は充電式電池を使用し、ほかの端末又は予備の充電式電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電式電池は、代替電源設備からの給電が可能な中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電器を用いて充電することができる設計とする。

### 3.1.5 携行型通話装置

中央制御室及び屋内の作業場所との間で相互に通信連絡を行うために、携行型通話装置を保管する。

携行型通話装置は、端末である携行型通話装置と専用接続箱をケーブルで接続することにより、容易かつ確実に使用できる設計とする。

携行型通話装置の電源は、乾電池を使用し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合に使用する携行型通話装置の電源は、乾電池を使用し、予備の乾電池と交換することにより、7 日間以上継続して通話ができる設計とする。

### 3.1.6 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）

中央制御室、緊急時対策所及び屋外の作業場所との間で相互に通信連絡を行うために、衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）を設置又は保管する。

衛星電話設備（固定型）は、図 3 に示すとおり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。

衛星電話設備（固定型）は、非常用所内電源及び無停電電源（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

また、衛星電話設備（携帯型）の電源は充電式電池を使用し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合に使用する中央制御室に設置する衛星電話設備（固定型）は、非常用交流電源設備である非常用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常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（電源車）から給電が可能な設計とし、緊急時対策所に設置する衛星電話設備（固定型）は、非常用交流電源設備である非常用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常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は緊急時対策所用代替交流電源設備（電源車（緊急時対策所用））から給電が可能な設計とする。

また、衛星電話設備（携帯型）の電源は、充電式電池を使用し、ほかの端末又は予備の充電式電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電式電池は、代替電源設備からの給電が可能な中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電器を用いて充電することができる設計とする。

### 3.1.7 安全パラメータ表示システム（SPDS）

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常及び重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所へ表 3 に示す事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、図 4 に示すとおりデータ収集装置、SPDS 伝送装置及び SPDS 表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、非常用所内電源及び無停電電源（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合に使用する安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち制御建屋内に設置するデータ収集装置は、非常用交流電源設備である非常用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常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（電源車）から給電が可能な設計とする。

また、緊急時対策所内に設置する SPDS 伝送装置及び SPDS 表示装置は、非常用交流電源設備である非常用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常設代替交流電源設備（ガスタービン発

電機)又は緊急時対策所用代替交流電源設備(電源車(緊急時対策所用))から給電が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム(SPDS)のうちデータ収集装置及びSPDS伝送装置は、常時伝送を行う設計とする。

表3に示す緊急時対策所へ伝送している、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常及び重大事故等の対処に必要なパラメータは、耐震性のある重大事故時監視盤、重大事故時モニタ盤等からプラントパラメータを直接収集し、伝送できる設計とする。

### 3.2 通信連絡設備(発電所外)

設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本店、国、地方公共団体及びその他関係機関等の必要箇所への事故の発生等に係る連絡を音声、FAX及びテレビ会議により行うことができる通信連絡設備(発電所外)として、表4に示す電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末、FAX及び衛星保安電話(固定型))、社内テレビ会議システム、局線加入電話設備(加入電話機及び加入FAX)、専用電話設備(地方公共団体向ホットライン)、衛星電話設備(固定型)、衛星電話設備(携帯型)及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX)を設置又は保管する。

また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム(ERSS)へ必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備を設置する。

通信連絡設備(発電所外)及びデータ伝送設備については、表5に示すとおり有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した通信回線に接続する。

電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末、FAX及び衛星保安電話(固定型))、社内テレビ会議システム、専用電話設備(地方公共団体向ホットライン)、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX)及びデータ伝送設備は、専用通信回線に接続し、輻輳による使用制限又は通信事業者による通信制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

また、これらの専用通信回線の容量は、通話及びデータ伝送に必要な容量に対し、十分な余裕を確保した設計とする。

通信連絡設備(発電所外)及びデータ伝送設備については、図1に示すとおり非常用所内電源又は無停電電源(充電器等を含む。)に接続又は充電式電池を使用し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合において、データ伝送設備は、基準地震動 $S_s$ による地震力に対し、地震時及び地震後においても、緊急時対策支援システム(ERSS)へ必要なデータを伝送する機能を保持するため、表2に示す固縛又は固定による転倒防止措置等を実施するとともに、



信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する設計とする。

転倒防止措置等については、添付書類「VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に、耐震性に関する詳細は、添付書類「VI-2 耐震性に関する説明書」のうち添付書類「VI-2-1 耐震設計の基本方針」に示す。

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連絡設備（発電所外）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有するために必要な通信連絡設備（発電所外）として、表 4 に示す必要な数量の衛星電話設備（固定型）を中央制御室及び緊急時対策所に設置し、衛星電話設備（携帯型）及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX）を緊急時対策所に設置又は保管する。

なお、可搬型については必要な数量に加え、故障を考慮した数量の予備を保管する。

中央制御室に設置する衛星電話設備（固定型）は、中央制御室待避所においても使用できる設計とする。

また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送できる設備として、SPDS 伝送装置で構成するデータ伝送設備を緊急時対策所に設置する。

これらの重大事故等が発生した場合に必要な通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については、図 1 に示すとおり代替電源設備である常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）、可搬型代替交流電源設備（電源車）又は緊急時対策所用代替交流電源設備（電源車（緊急時対策所用））から給電が可能な設計とする。

充電式電池を使用する通信連絡設備（発電所外）については、ほかの端末又は予備の充電式電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電式電池は、代替電源設備からの給電が可能な中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電器を用いて充電することができる設計とする。

重大事故等が発生した場合に必要な通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については、基準地震動  $S_s$  による地震力に対し、地震時及び地震後においても通信連絡に係る機能を保持するため、表 2 に示す固縛又は固定による転倒防止措置等を実施するとともに、信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する設計とする。

転倒防止措置等については、添付書類「VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に、耐震性に関する詳細は、添付書類「VI-2 耐震性に関する説明書」のうち添付書類「VI-2-1 耐震設計の基本方針」に示す。

緊急時対策所に設置又は保管する通信連絡設備（発電所外）のうち電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末、FAX 及び衛星保安電話（固定型））、社内テレビ会議システム、局線加入電話設備（加入電話機及び加入 FAX）、専用電話設備（地方公共団体向ホットライン）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX）は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。

中央制御室内、中央制御室待避所内及び緊急時対策所内に設置する通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備は、二以上の発電用原子炉施設と共用しない設計とする。

### 3.2.1 電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末、FAX 及び衛星保安電話（固定型））

発電所と本店、国、地方公共団体及びその他関係機関等との間で通信連絡を行うために、専用の電力保安通信用回線（有線系回線及び無線系回線）による電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及び FAX）及び通信事業者が提供する専用通信回線（衛星系回線）による電力保安通信用電話設備（衛星保安電話（固定型））を設置又は保管する。

電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末、FAX 及び衛星保安電話（固定型））のうち固定電話機、FAX 及び衛星保安電話（固定型）は、非常用所内電源及び無停電電源（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

また、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末、FAX 及び衛星保安電話（固定型））のうち PHS 端末の電源は充電式電池を使用し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

### 3.2.2 社内テレビ会議システム

発電所と本店との間で通信連絡を行うために、専用の電力保安通信用回線（有線系回線）及び通信事業者が提供する通信事業者回線（衛星系回線）による社内テレビ会議システムを設置する。

社内テレビ会議システムは、非常用所内電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

### 3.2.3 局線加入電話設備（加入電話機及び加入 FAX）

発電所と本店、国、地方公共団体及びその他関係機関等との間で通信連絡を行うために、通信事業者が提供する回線（有線系回線）による局線加入電話設備（加入電話機及び加入 FAX）を設置する。

局線加入電話設備（加入電話機及び加入 FAX）のうち加入 FAX は、非常用所内電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

局線加入電話設備（加入電話機及び加入 FAX）のうち加入電話機は、通信回線から給電する設備であり、外部電源が期待できない場合でも動作可能である。

#### 3.2.4 専用電話設備（地方公共団体向ホットライン）

発電所と地方公共団体との間で通信連絡を行うために、通信事業者が提供する専用通信回線（有線系回線）による専用電話設備（地方公共団体向ホットライン）を設置する。

専用電話設備（地方公共団体向ホットライン）は、非常用所内電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

#### 3.2.5 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）

発電所と本店、国、地方公共団体及びその他関係機関等との間で通信連絡を行うために、通信事業者が提供する回線（衛星系回線）による衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）を設置又は保管する。

また、発電所と発電所外でモニタリングを行う場所との間で通信連絡を行うために、衛星電話設備（携帯型）を保管する。

衛星電話設備（固定型）は、図 3 に示すとおり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。

衛星電話設備（固定型）は、非常用所内電源及び無停電電源（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

また、衛星電話設備（携帯型）の電源は充電式電池を使用し、外部電源が期待できない場合でも、動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合に使用する中央制御室に設置する衛星電話設備（固定型）は、非常用交流電源設備である非常用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常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（電源車）から給電が可能な設計とし、緊急時対策所に設置する衛星電話設備（固定型）は、非常用交流電源設備である非常用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常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は緊急時対策所用代替交流電源設備（電源車（緊急時対策所用））から給電が可能な設計とする。

また、衛星電話設備（携帯型）の電源は、充電式電池を使用し、ほかの端末又は予備の充電式電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電式電池は、代替電源設備からの給電が可能な中央制御室又は緊急時対策所の電源



から充電器を用いて充電することができる設計とする。

### 3.2.6 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX）

発電所と本店，国，地方公共団体へ通信連絡を行うために，図 5 に示すとおり通信事業者が提供する専用の統合原子力防災ネットワーク回線（有線系又は衛星系回線）による統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，IP 電話及び IP-FAX）を設置する。

IP 電話（有線系）及び IP-FAX（有線系）は有線系回線を使用し，IP 電話（衛星系）及び IP-FAX（衛星系）は衛星系回線を使用できる設計とする。

また，テレビ会議システムについては，有線系又は衛星系回線を使用できる設計とする。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，IP 電話及び IP-FAX）は，非常用所内電源及び無停電電源（充電器等を含む。）に接続し，外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合に使用する統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，IP 電話及び IP-FAX）は，非常用交流電源設備である非常用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常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は緊急時対策所用代替交流電源設備（電源車（緊急時対策所用））から給電が可能な設計とする。

### 3.2.7 データ伝送設備

発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）へ表 3 に示す必要なデータを伝送できる設備として，図 4 に示すとおり通信事業者が提供する専用の統合原子力防災ネットワーク回線（有線系又は衛星系回線）による SPDS 伝送装置で構成するデータ伝送設備を設置する。

データ伝送設備は，非常用所内電源及び無停電電源（充電器等を含む。）に接続し，外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合に使用するデータ伝送設備は，非常用交流電源設備である非常用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常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は緊急時対策所用代替交流電源設備（電源車（緊急時対策所用））から給電が可能な設計とする。

また，データ伝送設備は，常時伝送を行う設計とする。

表 3 に示す緊急時対策支援システム（ERSS）へ伝送している原子炉冷却系統に

係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常及び重大事故等の対処に必要なパラメータは、耐震性のある重大事故時監視盤，重大事故時モニタ盤等からプラットフォームパラメータを直接収集し，伝送できる設計とする。

表 1 通信連絡設備（発電所内）の主要設備一覧（1/4）

通信種別	主要設備		容量*1		
			設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
警報装置	所内	送受信器（ページング） （警報装置を含む。）	ハンドセット	全体台数 527 台 ・中央制御室 : 17 台 ・緊急時対策所 : 2 台 ・事務建屋等 : 508 台	—
			スピーカ	全体台数 935 台 ・中央制御室 : 11 台 ・緊急時対策所 : 2 台 ・事務建屋等 : 922 台	—
通信連絡設備 （発電所内）		送受信器（ページング） （警報装置を含む。）	ハンドセット	全体台数 527 台 ・中央制御室 : 17 台 ・緊急時対策所 : 2 台 ・事務建屋等 : 508 台	—
			スピーカ	全体台数 935 台 ・中央制御室 : 11 台 ・緊急時対策所 : 2 台 ・事務建屋等 : 922 台	—

注記 \*1：設置又は保管場所並びに容量は，原子力防災訓練により実効性を確認し，必要に応じ適宜改善していく。

表 1 通信連絡設備（発電所内）の主要設備一覧（2/4）

通信種別	主要設備		容量*1	
			設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
通信連絡設備 （発電所内）	電力保安通信用電話設備	固定電話機*2	全体台数 329 台 ・中央制御室 : 5 台 ・緊急時対策所 : 12 台 ・事務建屋等 : 312 台*3	—
		PHS 端末*2	全体台数 507 台 ・中央制御室 : 6 台 ・緊急時対策所 : 12 台 ・事務建屋等 : 489 台*3	—
		FAX*2	全体台数 12 台 ・中央制御室 : 1 台 ・緊急時対策所 : 1 台 ・事務建屋等 : 10 台	—
	移動無線設備	移動無線設備 （固定型）	全体台数 5 台 ・中央制御室 : 1 台 ・緊急時対策所 : 1 台 ・事務建屋 : 3 台 その他 : 一式 （緊急時対策建屋） ・屋外アンテナ	—
		移動無線設備 （車載型）	全体台数 1 台 （放射能観測車（モニタリングカー））	—

注記 \*1：設置又は保管場所並びに容量は，原子力防災訓練により実効性を確認し，必要に応じ適宜改善していく。

\*2：発電所内と発電所外で共用。

\*3：焼却炉建屋，固体廃棄物貯蔵所，サイトバンカ建屋及び予備変圧器配電盤室に設置の通信連絡設備（第 1 号機設備，第 1，2，3 号機共用）は，第 1 号機，第 2 号機及び第 3 号機で共用。

表 1 通信連絡設備（発電所内）の主要設備一覧（3/4）

通信種別		主要設備		容量*1	
				設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
通信連絡設備 （発電所内）	所内	携行型通話装置		全体台数 30 台 ・中央制御室 : 10 台 ・緊急時対策所 : 10 台 ・事務建屋 : 10 台	全体台数 10 台*3 ・中央制御室 : 10 台
		無線連絡設備	無線連絡設備(固定型)	全体台数 7 台 ・中央制御室 : 2 台 ・緊急時対策所 : 4 台 ・事務建屋 : 1 台 その他：一式 (原子炉建屋) ・屋外アンテナ (緊急時対策建屋) ・屋外アンテナ	全体台数 6 台*3 ・中央制御室 : 2 台 ・緊急時対策所 : 4 台 その他：一式 (原子炉建屋) ・屋外アンテナ (緊急時対策建屋) ・屋外アンテナ
			無線連絡設備(携帯型)*4	全体台数 43 台 ・中央制御室 : 5 台 ・緊急時対策所 : 38 台	全体台数 43 台*3 ・中央制御室 : 5 台 (無線連絡設備用充電器 : 5 台) (無線連絡設備用充電式電池予備 : 5 台) ・緊急時対策所 : 38 台 (無線連絡設備用充電器 : 38 台) (無線連絡設備用充電式電池予備 : 38 台)
		衛星電話設備	衛星電話設備 (固定型)*2	全体台数 7 台 ・中央制御室 : 2 台 ・緊急時対策所 : 4 台 ・事務建屋 : 1 台 その他：一式 (原子炉建屋) ・屋外アンテナ (緊急時対策建屋) ・屋外アンテナ	全体台数 6 台*3 ・中央制御室 : 2 台 ・緊急時対策所 : 4 台 その他：一式 (原子炉建屋) ・屋外アンテナ (緊急時対策建屋) ・屋外アンテナ
			衛星電話設備 (携帯型)*2, *4	全体台数 18 台 ・中央制御室 : 5 台 ・緊急時対策所 : 10 台 ・事務建屋 : 3 台	全体台数 10 台*3 ・緊急時対策所 : 10 台 (衛星電話携帯型用充電器 : 10 台) (衛星電話携帯型用充電式電池予備 : 10 台)

注記 \*1：設置又は保管場所並びに容量は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善していく。

\*2：発電所内と発電所外で共用。

\*3：設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

\*4：可搬型については、現場（屋外）にて使用する。

表 1 通信連絡設備（発電所内）の主要設備一覧（4/4）

通信種別		主要設備		容量*1	
				設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
安全パラメータ 表示システム (SPDS)	所 内	安全パラメータ 表示システム (SPDS)	データ収集装置*2	1 式  (制御建屋) ・データ収集装置 (原子炉建屋) ・無線アンテナ	同左*3
			SPDS 伝送装置*2	1 式  (緊急時対策建屋) ・SPDS 伝送装置 ・無線アンテナ	同左*3
			SPDS 表示装置*2	1 台  (緊急時対策所) ・SPDS 表示装置	同左*3

注記 \*1：設置又は保管場所並びに容量は，原子力防災訓練により実効性を確認し，必要に応じ適宜改善していく。

\*2：発電所内と発電所外で共用。

\*3：設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

表 2 通信連絡設備の耐震性 (1/3)

通信連絡設備（発電所内）及び通信連絡設備（発電所外）に係る耐震性

通信種別	主要設備		耐震措置
通信連絡設備 (発電所内)	無線連絡設備	無線連絡設備 (固定型)	<ul style="list-style-type: none"> <li>○無線連絡設備（固定型）は、耐震性を有する緊急時対策所及び中央制御室の固縛装置により拘束した机に、固縛し設置する設計とし、耐震評価（転倒評価）を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。</li> <li>○無線連絡設備（携帯型）は、耐震性を有する緊急時対策所及び中央制御室内に固縛した収納箱に保管する設計とし、耐震評価（転倒評価）を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。</li> </ul>
		無線連絡設備 (携帯型)	
	携行型通話装置		<ul style="list-style-type: none"> <li>○携行型通話装置は、耐震性を有する中央制御室内に固縛した収納箱に保管する設計とし、耐震評価（転倒評価）を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。</li> <li>○信号ケーブル等は、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する設計とし、電線管等の耐震評価（定ピッチスパン）等を実施する。</li> </ul>
	衛星電話設備	衛星電話設備 (固定型) * 1	<ul style="list-style-type: none"> <li>○衛星電話設備（固定型）は、耐震性を有する緊急時対策所及び中央制御室の固縛装置により拘束した机に、固縛し設置する設計とし、耐震評価（転倒評価）を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。</li> <li>○衛星電話設備（携帯型）は、耐震性を有する緊急時対策所内に固縛した収納箱に保管する設計とし、耐震評価（転倒評価）を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。</li> </ul>
衛星電話設備 (携帯型) * 1			

注記 \* 1：発電所内と発電所外で共用。

表 2 通信連絡設備の耐震性 (2/3)

通信連絡設備（発電所内）及び通信連絡設備（発電所外）に係る耐震性

通信種別	主要設備		耐震措置
	衛星電話設備		<ul style="list-style-type: none"> <li>○衛星電話設備（固定型）は、耐震性を有する緊急時対策所及び中央制御室の固縛装置により拘束した机に、固縛し設置する設計とし、耐震評価（転倒評価）を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。</li> <li>○衛星電話設備（携帯型）は、耐震性を有する緊急時対策所内に固縛した収納箱に保管する設計とし、耐震評価（転倒評価）を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。</li> <li>○衛星電話設備（固定型）の屋外アンテナは、耐震性を有する緊急時対策建屋及び原子炉建屋に設置するとともに転倒防止措置等を施す設計とし、耐震評価（構造強度評価）を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。</li> <li>○信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する設計とし、電線管等の耐震評価（定ピッチスパン）を実施する。</li> </ul>
通信連絡設備 （発電所外）	テレビ会議システム		<ul style="list-style-type: none"> <li>○統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX）のラックは、耐震性を有する緊急時対策所に設置するとともに転倒防止措置等を施す設計とし、耐震評価（構造強度評価）を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。</li> </ul>
	IP 電話		<ul style="list-style-type: none"> <li>○テレビ会議システム及び IP-FAX は、耐震性を有する緊急時対策所に設置するとともに転倒防止措置等を施す設計とし、耐震評価（転倒評価）を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。</li> <li>○IP 電話は、耐震性を有する緊急時対策所の固縛装置により拘束した机に、固縛し設置する設計とし、耐震評価（転倒評価）を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。</li> </ul>
	IP-FAX		<ul style="list-style-type: none"> <li>○統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX）の屋外アンテナは、耐震性を有する緊急時対策建屋に設置するとともに転倒防止措置等を施す設計とし、耐震評価（構造強度評価）を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。</li> <li>○信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する設計とし、電線管等の耐震評価（定ピッチスパン）を実施する。</li> <li>○発電所外の必要箇所へは、有線系回線及び耐震性を有する衛星系回線にて伝送する。</li> </ul>

注記 \*1：発電所内と発電所外で共用。



表 2 通信連絡設備の耐震性 (3/3)

安全パラメータ表示システム (SPDS) 及びデータ伝送設備に係る耐震性

通信種別	主要設備	耐震措置
制御建屋	データ収集装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>○データ収集装置は、耐震性を有する制御建屋に設置するとともに転倒防止措置等を施す設計とし、耐震評価 (構造強度評価) を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。</li> <li>○信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する設計とし、電線管等の耐震評価 (定ピッチスパン) を実施する。</li> <li>○データ収集装置へのデータ入力のうち、重大事故等の対処に必要なパラメータは重大事故時監視盤、重大事故時モニタ盤等からプラントパラメータを直接収集し、伝送できる設計とする。</li> </ul>
原子炉建屋	建屋間伝送設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>○無線通信用アンテナは、耐震性を有する原子炉建屋に設置するとともに転倒防止措置等を施す設計とし、耐震評価 (構造強度評価) を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。</li> <li>○有線系回線及び耐震性を有する無線系回線にて伝送する。</li> </ul>
緊急時対策建屋	建屋間伝送設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>○無線通信用アンテナは、耐震性を有する緊急時対策建屋に設置するとともに転倒防止措置等を施す設計とし、耐震評価 (構造強度評価) を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。</li> <li>○有線系回線及び耐震性を有する無線系回線にて伝送する。</li> </ul>
	SPDS 伝送装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>○SPDS 伝送装置は、耐震性を有する緊急時対策所に設置するとともに転倒防止措置等を施す設計とし、耐震評価 (構造強度評価) を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。</li> <li>○信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する設計とし、電線管等の耐震評価 (定ピッチスパン) を実施する。</li> </ul>
	SPDS 表示装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>○SPDS 表示装置は、耐震性を有する緊急時対策所に設置するとともに転倒防止措置等を施す設計とし、耐震評価 (転倒評価) を実施する。また、試験又は解析により機能が維持されることを確認する。</li> </ul>

表 3 安全パラメータ表示システム (SPDS) 伝送パラメータ (1/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ (*1)	基準規則 等への適 合に必要な主要パ ラメータ (*2)	バック アップ対象 パラメータ
炉心反応度 の状態確認	A PRM レベル (平均)	○	○	—	○
	A PRM (A) レベル	○	—	○	○
	A PRM (B) レベル	○	—	○	○
	A PRM (C) レベル	○	—	○	○
	A PRM (D) レベル	○	—	○	○
	A PRM (E) レベル	○	—	○	○
	A PRM (F) レベル	○	—	○	○
	S RNM (A) 対数計数率	○	○	○	○
	S RNM (B) 対数計数率	○	○	○	○
	S RNM (C) 対数計数率	○	○	○	○
	S RNM (D) 対数計数率	○	○	○	○
	S RNM (E) 対数計数率	○	○	○	○
	S RNM (F) 対数計数率	○	○	○	○
	S RNM (G) 対数計数率	○	○	○	○
	S RNM (H) 対数計数率	○	○	○	○
	S RNM (A) 計数率高高	○	○	—	○
	S RNM (B) 計数率高高	○	○	—	○
	S RNM (C) 計数率高高	○	○	—	○
	S RNM (D) 計数率高高	○	○	—	○
	S RNM (E) 計数率高高	○	○	—	○
	S RNM (F) 計数率高高	○	○	—	○
	S RNM (G) 計数率高高	○	○	—	○
	S RNM (H) 計数率高高	○	○	—	○
	S RNM (A) 線形%出力	○	○	—	○
	S RNM (B) 線形%出力	○	○	—	○
	S RNM (C) 線形%出力	○	○	—	○
	S RNM (D) 線形%出力	○	○	—	○
	S RNM (E) 線形%出力	○	○	—	○
	S RNM (F) 線形%出力	○	○	—	○
	S RNM (G) 線形%出力	○	○	—	○
	S RNM (H) 線形%出力	○	○	—	○
	全制御棒全挿入	○	○	—	○

注記 \*1: ERSS 伝送パラメータは既設 SPDS の ERSS 伝送パラメータ及び既設 SPDS から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを ERSS へ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

\*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）、第五十八条（計装設備）、第六十条（監視測定設備）

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の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に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等）、1.15（事故等の計装に関する手順等）、1.17（監視測定等に関する手順等）

表 3 安全パラメータ表示システム (SPDS) 伝送パラメータ (2/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ (*1)	基準規則 等への適 合に必要な主要パ ラメータ (*2)	バック アップ対象 パラメータ
炉心冷却の 状態確認	原子炉圧力(広帯域)BV	○	○	—	○
	原子炉圧力(広帯域)A	○	—	○	○
	原子炉圧力(広帯域)B	○	—	○	○
	原子炉水位(広帯域)PBV	○	○	—	○
	原子炉水位(広帯域)A	○	—	○	○
	原子炉水位(広帯域)B	○	—	○	○
	原子炉水位(燃料域)PBV	○	○	—	○
	原子炉水位(燃料域)A	○	—	○	○
	原子炉水位(燃料域)B	○	—	○	○
	PLRポンプ(A)入口温度	○	○	—	○
	PLRポンプ(B)入口温度	○	○	—	○
	SRV 開	○	○	—	○
	RHRポンプ(A)出口流量	○	○	○	○
	RHRポンプ(B)出口流量	○	○	○	○
	RHRポンプ(C)出口流量	○	○	○	○
	LPCSポンプ出口流量	○	○	○	○
	HPCSポンプ出口流量	○	○	○	○
	RICポンプ出口流量	○	○	○	○
	HPACポンプ出口流量	○	—	○	○
	RHRヘッドスプレイライン洗浄流量	○	—	○	○
	RHRB系格納容器冷却ライン洗浄流量	○	—	○	○
	RHR熱交換器(A)冷却水入口流量	○	—	○	○
	RHR熱交換器(B)冷却水入口流量	○	—	○	○
	RCW A系 系統流量	○	—	○	○
	RCW B系 系統流量	○	—	○	○
	6.9kV母線6-2A電圧	○	○	—	○
	6.9kV母線6-2B電圧	○	○	—	○
	6.9kV母線6-E電圧	○	○	—	○
	6.9kV母線6-2SA1電圧	○	○	—	○
	6.9kV母線6-2SA2電圧	○	○	—	○
	6.9kV母線6-2SB1電圧	○	○	—	○
	6.9kV母線6-2SB2電圧	○	○	—	○
	6.9kV母線6-2C電圧	○	○	○	○
	6.9kV母線6-2D電圧	○	○	○	○
6.9kV母線6-2H電圧	○	○	○	○	
D/G 2A しゃ断器投入	○	○	—	○	

注記 \*1: ERSS 伝送パラメータは既設 SPDS の ERSS 伝送パラメータ及び既設 SPDS から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを ERSS へ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

\*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)、第五十八条(計装設備)、第六十条(監視測定設備)

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の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に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等)、1.15(事故等の計装に関する手順等)、1.17(監視測定等に関する手順等)

表 3 安全パラメータ表示システム (SPDS) 伝送パラメータ (3/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ (*1)	基準規則 等への適 合に必要な 主要パ ラメータ (*2)	バック アップ対象 パラメータ
炉心冷却の 状態確認	D/G 2B しゃ断器投入	○	○	—	○
	HPCS D/G しゃ断器投入	○	○	—	○
	復水貯蔵タンク水位	○	—	○	○
	原子炉压力容器温度 (原子炉压力容器胴フランジ下部温度)	○	—	○	○
	原子炉压力容器温度 (給水ノズルN4B温度)	○	—	○	○
	原子炉压力容器温度 (給水ノズルN4D温度)	○	—	○	○
	原子炉压力容器温度 (原子炉压力容器下鏡上部温度)	○	—	○	○
	原子炉压力容器温度 (原子炉压力容器下鏡下部温度)	○	—	○	○
格納容器内 の状態確認	ドライウェル圧力 (広帯域) (最大)	○	○	—	○
	ドライウェル圧力	○	—	○	○
	圧力抑制室圧力 (最大)	○	○	—	○
	圧力抑制室圧力	○	—	○	○
	RPVベロースील部周辺温度 (最大)	○	○	—	○
	圧力抑制室水位 (BV)	○	○	—	○
	圧力抑制室水位A	○	—	○	○
	圧力抑制室水位B	○	—	○	○
	圧力抑制室内空気温度A	○	—	○	○
	圧力抑制室内空気温度B	○	—	○	○
	圧力抑制室内空気温度C	○	—	○	○
	圧力抑制室内空気温度D	○	—	○	○
	サブプレッションプール水温度 (最大)	○	○	—	○
	サブプレッションプール水温度 (11°)	○	—	○	○
	サブプレッションプール水温度 (34°)	○	—	○	○
	サブプレッションプール水温度 (56°)	○	—	○	○
	サブプレッションプール水温度 (79°)	○	—	○	○
	サブプレッションプール水温度 (101°)	○	—	○	○
	サブプレッションプール水温度 (124°)	○	—	○	○
	サブプレッションプール水温度 (146°)	○	—	○	○
	サブプレッションプール水温度 (169°)	○	—	○	○
	サブプレッションプール水温度 (191°)	○	—	○	○
	サブプレッションプール水温度 (214°)	○	—	○	○
	サブプレッションプール水温度 (236°)	○	—	○	○
サブプレッションプール水温度 (259°)	○	—	○	○	
サブプレッションプール水温度 (281°)	○	—	○	○	
サブプレッションプール水温度 (304°)	○	—	○	○	
サブプレッションプール水温度 (326°)	○	—	○	○	

注記 \*1: ERSS 伝送パラメータは既設 SPDS の ERSS 伝送パラメータ及び既設 SPDS から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを ERSS へ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

\*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)、第五十八条 (計装設備)、第六十条 (監視測定設備)

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の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に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等)、1.15 (事故等の計装に関する手順等)、1.17 (監視測定等に関する手順等)

表3 安全パラメータ表示システム (SPDS) 伝送パラメータ (4/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ (*1)	基準規則 等への適 合に必要な主要パ ラメータ (*2)	バック アップ対象 パラメータ
格納容器内 の状態確認	サブレッションプール水温度 (349°)	○	—	○	○
	CAMS水素濃度A (0~30%)	○	○	○	○
	CAMS水素濃度B (0~30%)	○	○	○	○
	CAMS水素濃度A (0~100%)	○	—	○	○
	CAMS水素濃度B (0~100%)	○	—	○	○
	格納容器内水素濃度A (D/W)	○	—	○	○
	格納容器内水素濃度A (S/C)	○	—	○	○
	格納容器内水素濃度B (D/W)	○	—	○	○
	格納容器内水素濃度B (S/C)	○	—	○	○
	CAMS酸素濃度A	○	○	○	○
	CAMS酸素濃度B	○	○	○	○
	CAMS (A) サンプル切替 (D/W)	○	○	—	○
	CAMS (B) サンプル切替 (D/W)	○	○	—	○
	D/W放射線モニタA	○	○	○	○
	D/W放射線モニタB	○	○	○	○
	S/C放射線モニタA	○	○	○	○
	S/C放射線モニタB	○	○	○	○
	RHR A系格納容器スプレイ隔離弁開	○	○	—	○
	RHR B系格納容器スプレイ隔離弁開	○	○	—	○
	RHRポンプ (A) 出口圧力	○	—	○	○
	RHRポンプ (B) 出口圧力	○	—	○	○
	RHRポンプ (C) 出口圧力	○	—	○	○
	HPCSポンプ出口圧力	○	—	○	○
	LPCSポンプ出口圧力	○	—	○	○
	RCCポンプ出口圧力	○	—	○	○
	RCCポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	○	—	—	○
	HPACポンプ出口圧力	○	—	○	○
	HPACタービン入口蒸気圧力	○	—	—	○
	ドライウエル雰囲気温度 (ドライウエルフランジ部 (0°) 周辺温度)	○	—	○	○
	ドライウエル雰囲気温度 (ドライウエルフランジ部 (180°) 周辺温度)	○	—	○	○
	ドライウエル雰囲気温度 (SRV搬出入口上部周辺温度)	○	—	○	○
	ドライウエル雰囲気温度 (所員用エアロック上部周辺温度)	○	—	○	○
	ドライウエル雰囲気温度 (電気ペネ部 (45°) 周辺温度)	○	—	○	○
ドライウエル雰囲気温度 (電気ペネ部 (225°) 周辺温度)	○	—	○	○	

注記 \*1: ERSS 伝送パラメータは既設 SPDS の ERSS 伝送パラメータ及び既設 SPDS から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを ERSS へ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

\*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)、第五十八条 (計装設備)、第六十条 (監視測定設備)

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の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に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等)、1.15 (事故等の計装に関する手順等)、1.17 (監視測定等に関する手順等)

表 3 安全パラメータ表示システム (SPDS) 伝送パラメータ (5/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ (*1)	基準規則 等への適 合に必要な 主要パラ メータ (*2)	バック アップ対象 パラメータ
格納容器内 の状態確認	ドライウエル雰囲気温度 (機器搬出入用ハッチ下部 (135°) 周辺温度)	○	—	○	○
	ドライウエル雰囲気温度 (機器搬出入用ハッチ下部 (315°) 周辺温度)	○	—	○	○
	ドライウエル雰囲気温度 (制御棒駆動機構搬出入口 下部周辺温度)	○	—	○	○
	ドライウエル雰囲気温度 (ペDESTAL内(90°)周辺 温度)	○	—	○	○
	ドライウエル雰囲気温度 (ペDESTAL内(270°)周 辺温度)	○	—	○	○
	復水移送ポンプ出口圧力	○	—	○	○
	ドライウエル水位 A (2cm)	○	—	○	○
	ドライウエル水位 B (2cm)	○	—	○	○
	ドライウエル水位 A (23cm)	○	—	○	○
	ドライウエル水位 B (23cm)	○	—	○	○
	ドライウエル水位 A (34cm)	○	—	○	○
	ドライウエル水位 B (34cm)	○	—	○	○
	原子炉格納容器下部水位 A (0.5m)	○	—	○	○
	原子炉格納容器下部水位 B (0.5m)	○	—	○	○
	原子炉格納容器下部水位 A (1.0m)	○	—	○	○
	原子炉格納容器下部水位 B (1.0m)	○	—	○	○
	原子炉格納容器下部水位 A (1.5m)	○	—	○	○
	原子炉格納容器下部水位 B (1.5m)	○	—	○	○
	原子炉格納容器下部水位 A (2.0m)	○	—	○	○
	原子炉格納容器下部水位 B (2.0m)	○	—	○	○
	原子炉格納容器下部水位 A (2.5m)	○	—	○	○
	原子炉格納容器下部水位 B (2.5m)	○	—	○	○
	原子炉格納容器下部水位 A (2.8m)	○	—	○	○
原子炉格納容器下部水位 B (2.8m)	○	—	○	○	
原子炉格納容器下部注水流量	○	—	○	○	
原子炉格納容器代替スプレイ流量 (A)	○	—	○	○	
原子炉格納容器代替スプレイ流量 (B)	○	—	○	○	
放射能隔離 の状態確認	スタック放射線モニタ (IC) A	○	○	○	○
	スタック放射線モニタ (IC) B	○	○	○	○
	スタック放射線モニタ (SCIN) A	○	○	○	○
	スタック放射線モニタ (SCIN) B	○	○	○	○
	主蒸気管放射能高高 A 1	○	○	—	○
	主蒸気管放射能高高 A 2	○	○	—	○
	主蒸気管放射能高高 B 1	○	○	—	○
主蒸気管放射能高高 B 2	○	○	—	○	

注記 \*1: ERSS 伝送パラメータは既設 SPDS の ERSS 伝送パラメータ及び既設 SPDS から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを ERSS へ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

\*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)、第五十八条 (計装設備)、第六十条 (監視測定設備)

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の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に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等)、1.15 (事故等の計装に関する手順等)、1.17 (監視測定等に関する手順等)

表3 安全パラメータ表示システム (SPDS) 伝送パラメータ (6/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ (*1)	基準規則 等への適 合に必要 な主要パ ラメータ (*2)	バック アップ対 象 パラメータ
放射能隔離 の状態確認	PCIS内側隔離	○	○	—	○
	PCIS外側隔離	○	○	—	○
	MSIV (第1) 全弁開	○	○	—	○
	主蒸気第1隔離弁 (A) 開	○	○	—	○
	主蒸気第1隔離弁 (B) 開	○	○	—	○
	主蒸気第1隔離弁 (C) 開	○	○	—	○
	主蒸気第1隔離弁 (D) 開	○	○	—	○
	MSIV (第2) 全弁開	○	○	—	○
	主蒸気第2隔離弁 (A) 開	○	○	—	○
	主蒸気第2隔離弁 (B) 開	○	○	—	○
	主蒸気第2隔離弁 (C) 開	○	○	—	○
	主蒸気第2隔離弁 (D) 開	○	○	—	○
環境の情報 確認	SGTS A系動作	○	○	—	○
	SGTS B系動作	○	○	—	○
	SGTS放射線モニタ (IC) A	○	○	—	○
	SGTS放射線モニタ (IC) B	○	○	—	○
	SGTSトレイン出口流量 (A)	○	—	—	○
	SGTSトレイン出口流量 (B)	○	—	—	○
	原子炉建屋外気間差圧 (北側)	○	—	—	○
	原子炉建屋外気間差圧 (西側)	○	—	—	○
	原子炉建屋外気間差圧 (南側)	○	—	—	○
	原子炉建屋外気間差圧 (東側)	○	—	—	○
	放水ロモニタ (2号機)	○	○	—	○
	モニタリングポストIC線量率H1	○	○	○	○
	モニタリングポストIC線量率H2	○	○	○	○
	モニタリングポストIC線量率H3	○	○	○	○
	モニタリングポストIC線量率H4	○	○	○	○
	モニタリングポストIC線量率H5	○	○	○	○
	モニタリングポストIC線量率H6	○	○	○	○
	モニタリングポストNaI線量率L1	○	○	○	○
	モニタリングポストNaI線量率L2	○	○	○	○
	モニタリングポストNaI線量率L3	○	○	○	○
モニタリングポストNaI線量率L4	○	○	○	○	
モニタリングポストNaI線量率L5	○	○	○	○	
モニタリングポストNaI線量率L6	○	○	○	○	

注記 \*1: ERSS 伝送パラメータは既設 SPDS の ERSS 伝送パラメータ及び既設 SPDS から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを ERSS へ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

\*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)、第五十八条 (計装設備)、第六十条 (監視測定設備)

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の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に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等)、1.15 (事故等の計装に関する手順等)、1.17 (監視測定等に関する手順等)



表 3 安全パラメータ表示システム (SPDS) 伝送パラメータ (7/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ (*1)	基準規則 等への適 合に必要な主要パ ラメータ (*2)	バック アップ対象 パラメータ
環境の情報 確認	風向 (ドップラーソーダ)	○	○	○	○
	風向 (露場観測)	○	○	○	○
	風速 (ドップラーソーダ)	○	○	○	○
	風速 (露場観測)	○	○	○	○
	大気安定度	○	○	○	○
	可搬型モニタリングポスト 1 高レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト 2 高レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト 3 高レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト 4 高レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト 5 高レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト 6 高レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト 7 高レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト 8 高レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト 9 高レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト 10 高レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト 11 高レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト 1 低レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト 2 低レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト 3 低レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト 4 低レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト 5 低レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト 6 低レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト 7 低レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト 8 低レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト 9 低レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト 10 低レンジ	○	—	○	—*3
	可搬型モニタリングポスト 11 低レンジ	○	—	○	—*3
	風向 (可搬型)	○	—	○	—*3
風速 (可搬型)	○	—	○	—*3	
大気安定度 (可搬型)	○	—	○	—*3	

注記 \*1: ERSS 伝送パラメータは既設 SPDS の ERSS 伝送パラメータ及び既設 SPDS から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを ERSS へ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

\*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備), 第五十八条 (計装設備), 第六十条 (監視測定設備)

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の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に係る審査基準」に係る適合状況説明資料, 1.11 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等), 1.15 (事故等の計装に関する手順等), 1.17 (監視測定等に関する手順等)

\*3: バックアップ伝送ラインを経由せず, SPDS 表示装置にて確認できる。



表 3 安全パラメータ表示システム (SPDS) 伝送パラメータ (8/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ (*1)	基準規則 等への適 合に必要な 主要パラ メータ (*2)	バック アップ対象 パラメータ
非常用炉 心冷却系 (ECC S)の状 態等	ADS A系作動	○	○	—	○
	ADS B系作動	○	○	—	○
	R C I Cタービン止め弁開	○	○	—	○
	L P C Sポンプ 運転中	○	○	—	○
	H P C Sポンプ 運転中	○	○	—	○
	R H Rポンプ (A) 運転中	○	○	—	○
	R H Rポンプ (B) 運転中	○	○	—	○
	R H Rポンプ (C) 運転中	○	○	—	○
	R H R A系 L P C I 注入隔離弁開	○	○	—	○
	R H R B系 L P C I 注入隔離弁開	○	○	—	○
	R H R C系 L P C I 注入隔離弁開	○	○	—	○
	総給水流量	○	○	—	○
使用済燃 料プールの 状態確認	使用済燃料プール水位・温度 (ヒートサーモ式) [使用済燃料プール温度 (燃料ラック上端+7010mm)]	○	—	○	○
	使用済燃料プール水位・温度 (ヒートサーモ式) [使用済燃料プール温度 (燃料ラック上端+6810mm)]	○	—	○	○
	使用済燃料プール水位・温度 (ヒートサーモ式) [使用済燃料プール温度 (燃料ラック上端+6500mm)]	○	—	○	○
	使用済燃料プール水位・温度 (ヒートサーモ式) [使用済燃料プール温度 (燃料ラック上端+6000mm)]	○	—	○	○
	使用済燃料プール水位・温度 (ヒートサーモ式) [使用済燃料プール温度 (燃料ラック上端+5500mm)]	○	—	○	○
	使用済燃料プール水位・温度 (ヒートサーモ式) [使用済燃料プール温度 (燃料ラック上端+5000mm)]	○	—	○	○
	使用済燃料プール水位・温度 (ヒートサーモ式) [使用済燃料プール温度 (燃料ラック上端+4000mm)]	○	—	○	○
	使用済燃料プール水位・温度 (ヒートサーモ式) [使用済燃料プール温度 (燃料ラック上端+3000mm)]	○	—	○	○
	使用済燃料プール水位・温度 (ヒートサーモ式) [使用済燃料プール温度 (燃料ラック上端+2000mm)]	○	—	○	○
	使用済燃料プール水位・温度 (ヒートサーモ式) [使用済燃料プール温度 (燃料ラック上端+1000mm)]	○	—	○	○
	使用済燃料プール水位・温度 (ヒートサーモ式) [使用済燃料プール温度 (燃料ラック上端)]	○	—	○	○

注記 \*1: ERSS 伝送パラメータは既設 SPDS の ERSS 伝送パラメータ及び既設 SPDS から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを ERSS へ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

\*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)、第五十八条 (計装設備)、第六十条 (監視測定設備)

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の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に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等)、1.15 (事故等の計装に関する手順等)、1.17 (監視測定等に関する手順等)

表 3 安全パラメータ表示システム (SPDS) 伝送パラメータ (9/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ (*1)	基準規則 等への適 合に必要な 主要パ ラメータ (*2)	バック アップ対象 パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) [使用済燃料プール水位 (燃料ラック上端-4300mm ~+7300mm)]	○	-	○	○
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) [使用済燃料プール上部温度]	○	-	○	○
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) [使用済燃料プール下部温度]	○	-	○	○
	燃料プール上部空間放射線モニタ (低線量)	○	-	○	○
	燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量)	○	-	○	○
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口水素濃度 (0~30%)	○	-	○	○
	フィルタ装置出口水素濃度 (0~100%)	○	-	○	○
	フィルタ装置水位 (A) (広帯域)	○	-	○	○
	フィルタ装置水位 (B) (広帯域)	○	-	○	○
	フィルタ装置水位 (C) (広帯域)	○	-	○	○
	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	○	-	○	○
	フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	○	-	○	○
	フィルタ装置水温度 (A)	○	-	○	○
	フィルタ装置水温度 (B)	○	-	○	○
	フィルタ装置水温度 (C)	○	-	○	○
	フィルタ装置出口放射線モニタ (A)	○	-	○	○
フィルタ装置出口放射線モニタ (B)	○	-	○	○	

注記 \*1: ERSS 伝送パラメータは既設 SPDS の ERSS 伝送パラメータ及び既設 SPDS から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを ERSS へ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

\*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備), 第五十八条 (計装設備), 第六十条 (監視測定設備)

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の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に係る審査基準」に係る適合状況説明資料, 1.11 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等), 1.15 (事故等の計装に関する手順等), 1.17 (監視測定等に関する手順等)

表 3 安全パラメータ表示システム (SPDS) 伝送パラメータ (10/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ (*1)	基準規則 等への適 合に必要な 主要パラ メータ (*2)	バック アップ対象 パラメータ
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋内水素濃度 (原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度 A)	○	—	○	○
	原子炉建屋内水素濃度 (原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度 B)	○	—	○	○
	原子炉建屋内水素濃度 (バルブラッピング室)	○	—	○	○
	原子炉建屋内水素濃度 (所員用エアロック前室)	○	—	○	○
	原子炉建屋内水素濃度 (CRD補修室)	○	—	○	○
	原子炉建屋内水素濃度 (計装ペネトレーション室)	○	—	○	○
	原子炉建屋内水素濃度 (トールラス室)	○	—	○	○
	静的触媒式水素再結合装置 1 動作監視装置入口温度	○	—	○	○
	静的触媒式水素再結合装置 1 動作監視装置出口温度	○	—	○	○
	静的触媒式水素再結合装置 8 動作監視装置入口温度	○	—	○	○
	静的触媒式水素再結合装置 8 動作監視装置出口温度	○	—	○	○
	静的触媒式水素再結合装置 12 動作監視装置入口温度	○	—	○	○
	静的触媒式水素再結合装置 12 動作監視装置出口温度	○	—	○	○
	静的触媒式水素再結合装置 19 動作監視装置入口温度	○	—	○	○
静的触媒式水素再結合装置 19 動作監視装置出口温度	○	—	○	○	

注記 \*1: ERSS 伝送パラメータは既設 SPDS の ERSS 伝送パラメータ及び既設 SPDS から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを ERSS へ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

\*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備), 第五十八条 (計装設備), 第六十条 (監視測定設備)

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の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に係る審査基準」に係る適合状況説明資料, 1.11 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等), 1.15 (事故等の計装に関する手順等), 1.17 (監視測定等に関する手順等)

表 4 通信連絡設備（発電所外）の主要設備一覧（1/3）

通信種別		主要設備		容量*1	
				設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
通信連絡設備 （発電所外）	所外 社外 （所内を含む。）	電力保安通信用 電話設備	固定電話機*2	全体台数 329 台 ・中央制御室 : 5 台 ・緊急時対策所 : 12 台 ・事務建屋等 : 312 台*4	—
			PHS 端末*2	全体台数 507 台 ・中央制御室 : 6 台 ・緊急時対策所 : 12 台 ・事務建屋等 : 489 台*4	—
			FAX*2	全体台数 12 台 ・中央制御室 : 1 台 ・緊急時対策所 : 1 台 ・事務建屋等 : 10 台	—
			衛星保安電話 （固定型）	全体台数 2 台 ・緊急時対策所 : 1 台 ・事務建屋 : 1 台 その他 : 一式 （緊急時対策建屋） ・衛星アンテナ	—
			加入電話機	全体台数 47(10) 台*3 ・中央制御室 : 1(1) 台*3 ・緊急時対策所 : 12(1) 台*3 ・事務建屋 : 34(8) 台*3	—
			加入 FAX	全体台数 12(4) 台*3 ・中央制御室 : 1(0) 台*3 ・緊急時対策所 : 1(1) 台*3 ・事務建屋等 : 10(3) 台*3	—
		局線加入電話設備			

注記 \*1: 設置又は保管場所並びに容量は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善していく。

\*2: 発電所内と発電所外で共用。

\*3: ( ) 内は、災害時優先電話の台数を示す。

\*4: 焼却炉建屋、固体廃棄物貯蔵所、サイトバンカ建屋及び予備変圧器配電盤室に設置の通信連絡設備（第 1 号機設備、第 1, 2, 3 号機共用）は、第 1 号機、第 2 号機及び第 3 号機で共用。

表 4 通信連絡設備（発電所外）の主要設備一覧（2/3）

通信種別		主要設備		容量*1	
				設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
通信連絡設備 （発電所外）	所外	社内	社内テレビ会議システム	全体台数 7 台 ・ 緊急時対策所 : 1 台 ・ 事務建屋等 : 6 台	—
		社外	専用電話設備（地方公共団体向ホットライン）	全体台数 20 台 ・ 緊急時対策所 : 10 台 ・ 事務建屋 : 10 台	—
		社外 （所内を含む。）	衛星電話設備	衛星電話設備 （固定型）*2	全体台数 7 台 ・ 中央制御室 : 2 台 ・ 緊急時対策所 : 4 台 ・ 事務建屋 : 1 台 その他：一式 （原子炉建屋） ・ 屋外アンテナ （緊急時対策建屋） ・ 屋外アンテナ
	衛星電話設備 （携帯型）*2、*4			全体台数 18 台 ・ 中央制御室 : 5 台 ・ 緊急時対策所 : 10 台 ・ 事務建屋 : 3 台	全体台数 10 台*3 ・ 緊急時対策所 : 10 台 （衛星電話携帯型用充電器 : 10 台） （衛星電話携帯型用充電式電池予備 : 10 台）

注記 \*1：設置又は保管場所並びに容量は，原子力防災訓練により実効性を確認し，必要に応じ適宜改善していく。

\*2：発電所内と発電所外で共用。

\*3：設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

\*4：可搬型については，現場（屋外）にて使用する。

表 4 通信連絡設備（発電所外）の主要設備一覧（3/3）

通信種別		主要設備		容量*1		
				設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
通信連絡設備 （発電所外）	所外	社外 （所内を含む。）	統合原子力防災 ネットワークを 用いた通信連絡 設備	一式 （緊急時対策建屋） ・統合原子力防災ネットワーク用 通信機器収容架 その他：一式 （緊急時対策建屋） ・衛星アンテナ	同左*3	
				テレビ会議システム	一式 ・緊急時対策所：1台 ・事務建屋：1台	一式 ・緊急時対策所：1台*3
				IP電話	全体台数 14台 ・緊急時対策所：6台 （有線系：4台，衛星系：2台） ・事務建屋：8台	全体台数 6台*3 ・緊急時対策所：6台 （有線系：4台，衛星系：2台）
				IP-FAX	全体台数 7台 ・緊急時対策所：3台 （有線系：2台，衛星系：1台） ・事務建屋：4台	全体台数 3台*3 ・緊急時対策所：3台 （有線系：2台，衛星系：1台）
データ伝送設備		データ伝送設備	SPDS伝送装置*2	一式 （緊急時対策建屋） ・SPDS伝送装置 ・衛星アンテナ	同左*3	

注記 \*1：設置又は保管場所並びに容量は，原子力防災訓練により実効性を確認し，必要に応じ適宜改善していく。

\*2：発電所内と発電所外で共用。

\*3：設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

表 5 多様性を確保した通信回線（通信連絡設備（発電所外））

通信回線種別		主要設備		機能	専用	通信の制限*2
電力保安 通信用回線	有線系回線 (光ケーブル)	電力保安通信用 電話設備*1	固定電話機、PHS 端末	電話	○	◎
			FAX	FAX	○	◎
		社内テレビ会議システム		テレビ会議	○	◎
		データ伝送設備	SPDS 伝送装置	データ伝送	○	◎
	無線系回線 (多重無線)	電力保安通信用 電話設備*1	固定電話機、PHS 端末	電話	○	◎
			FAX	FAX	○	◎
	データ伝送設備	SPDS 伝送装置	データ伝送	○	◎	
通信事業者 回線	有線系回線 (メタルケーブル)	局線加入電話設備 (災害時優先契約あり)	加入電話機	電話	—	○
			加入 FAX	FAX	—	○
		局線加入電話設備 (災害時優先契約なし)	加入電話機	電話	—	×*3
			加入 FAX	FAX	—	×*3
	衛星系回線	衛星電話設備	衛星電話設備 (固定型)	電話	—	○
			衛星電話設備 (携帯型)	電話	—	○
		電力保安通信用電話設備	衛星保安電話 (固定型)	電話	○	◎
		社内テレビ会議システム		テレビ会議	○	◎
		データ伝送設備	SPDS 伝送装置	データ伝送	○	◎
	有線系回線 (光ケーブル)	専用電話設備	専用電話設備 (地方公共団体向ホット ライン)	電話	○	◎
通信事業者 回線 (統合原子力 防災ネット ワーク)	有線系回線 (光ケーブル)	統合原子力防災 ネットワークを用いた通 信連絡設備	IP 電話	電話	○	◎
			IP-FAX	FAX	○	◎
			テレビ会議システム	テレビ会議	○	◎
	IP 電話		電話	○	◎	
	IP-FAX		FAX	○	◎	
	テレビ会議システム		テレビ会議	○	◎	
	有線系回線 (光ケーブル)	データ伝送設備	SPDS 伝送装置	データ伝送	○	◎
					衛星系回線	

注記 \*1：局線加入電話設備に接続されており，発電所外への連絡も可能  
 \*2：通信の制限とは，輻輳のほか，災害発生時等の通信事業者による通信規制を想定  
 \*3：通信の制限時は，ほかの通信連絡設備で発電所外への連絡が可能

【凡例】・専用 ○：専用回線，—：非専用回線  
 ・通信の制限 ◎：制限なし，○：制限の恐れが少ない，×：制限の恐れがある

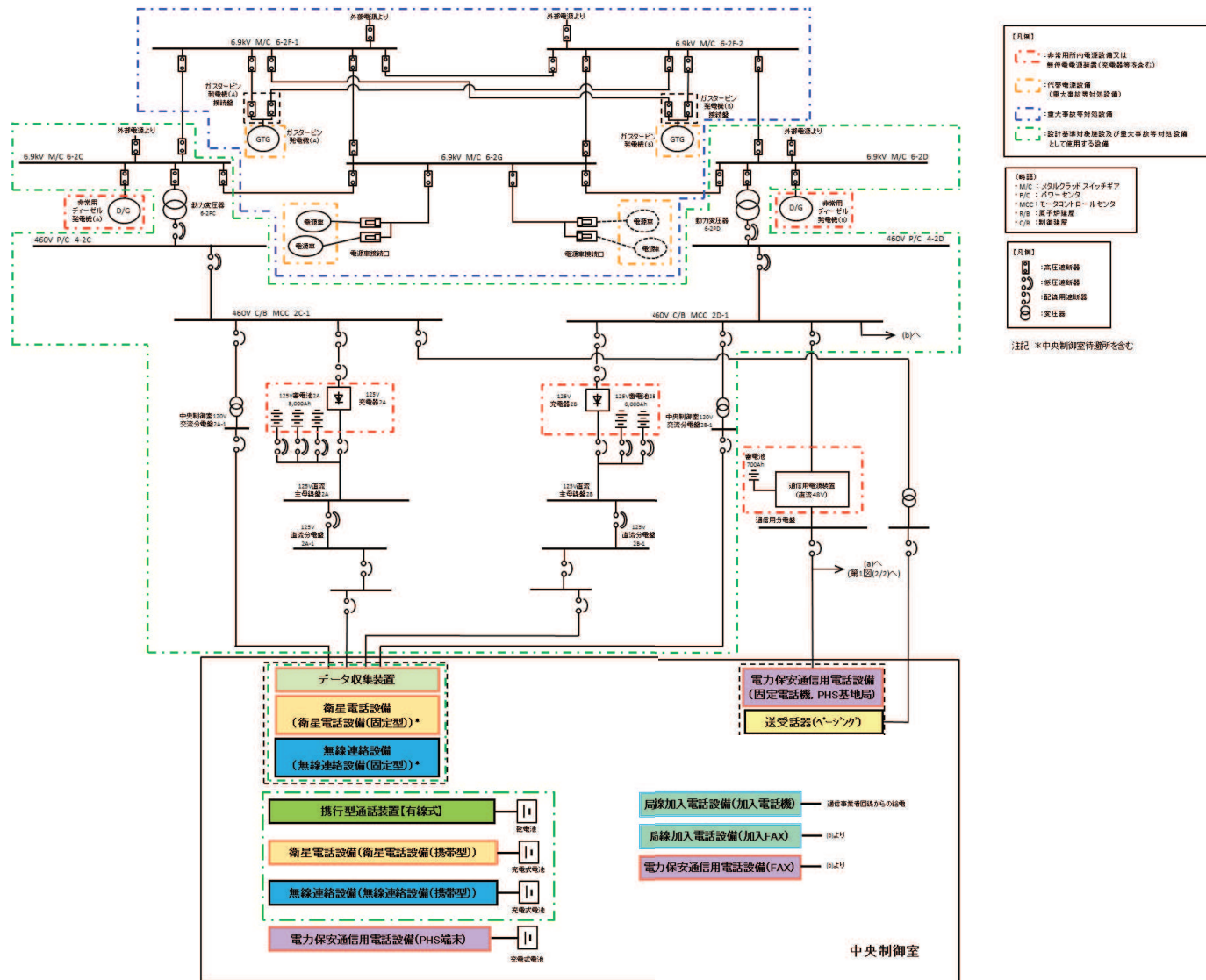


図1 通信連絡設備の電源概略構成図 (1/2)



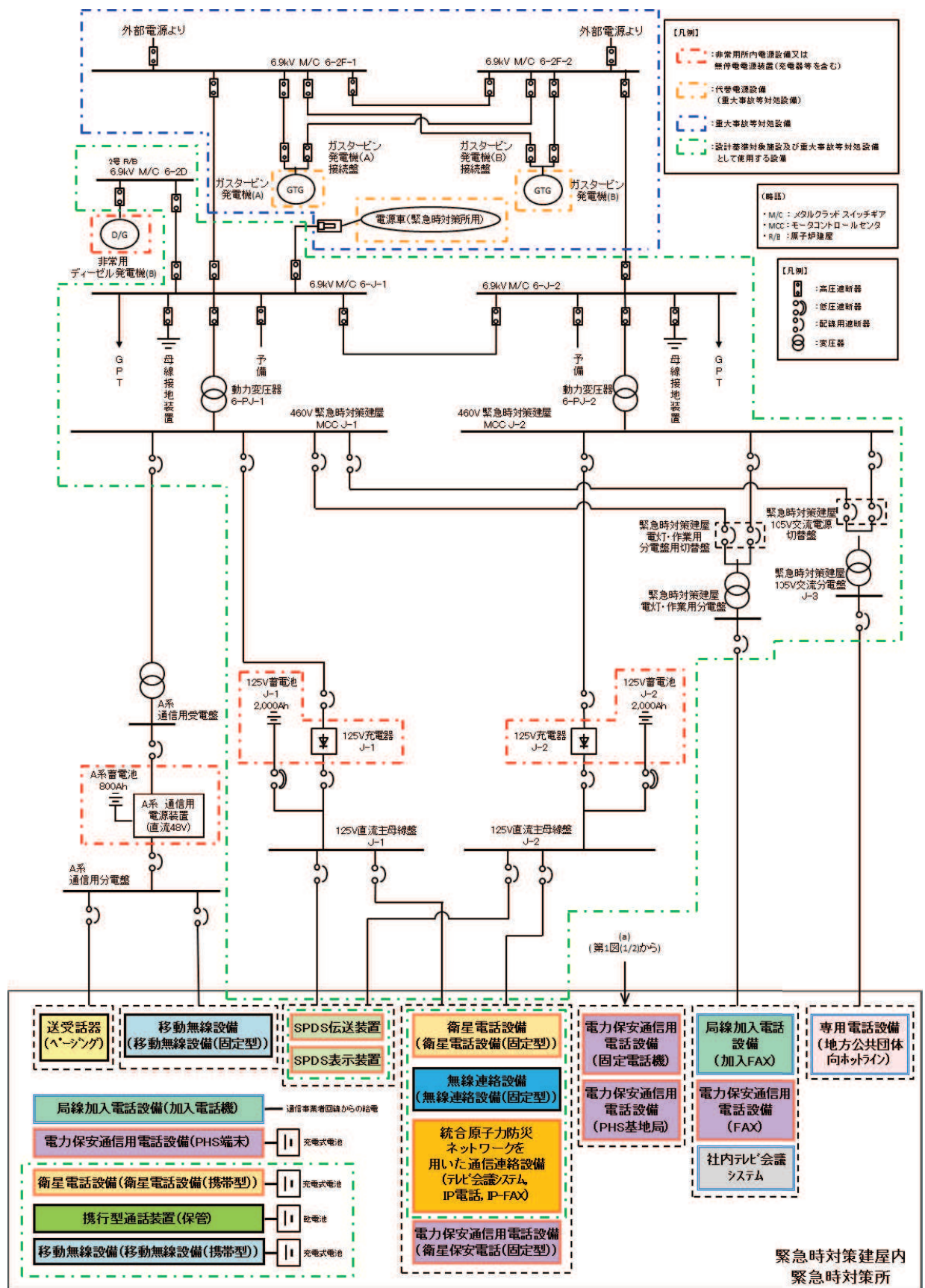


図1 通信連絡設備の電源概略構成図(2/2)

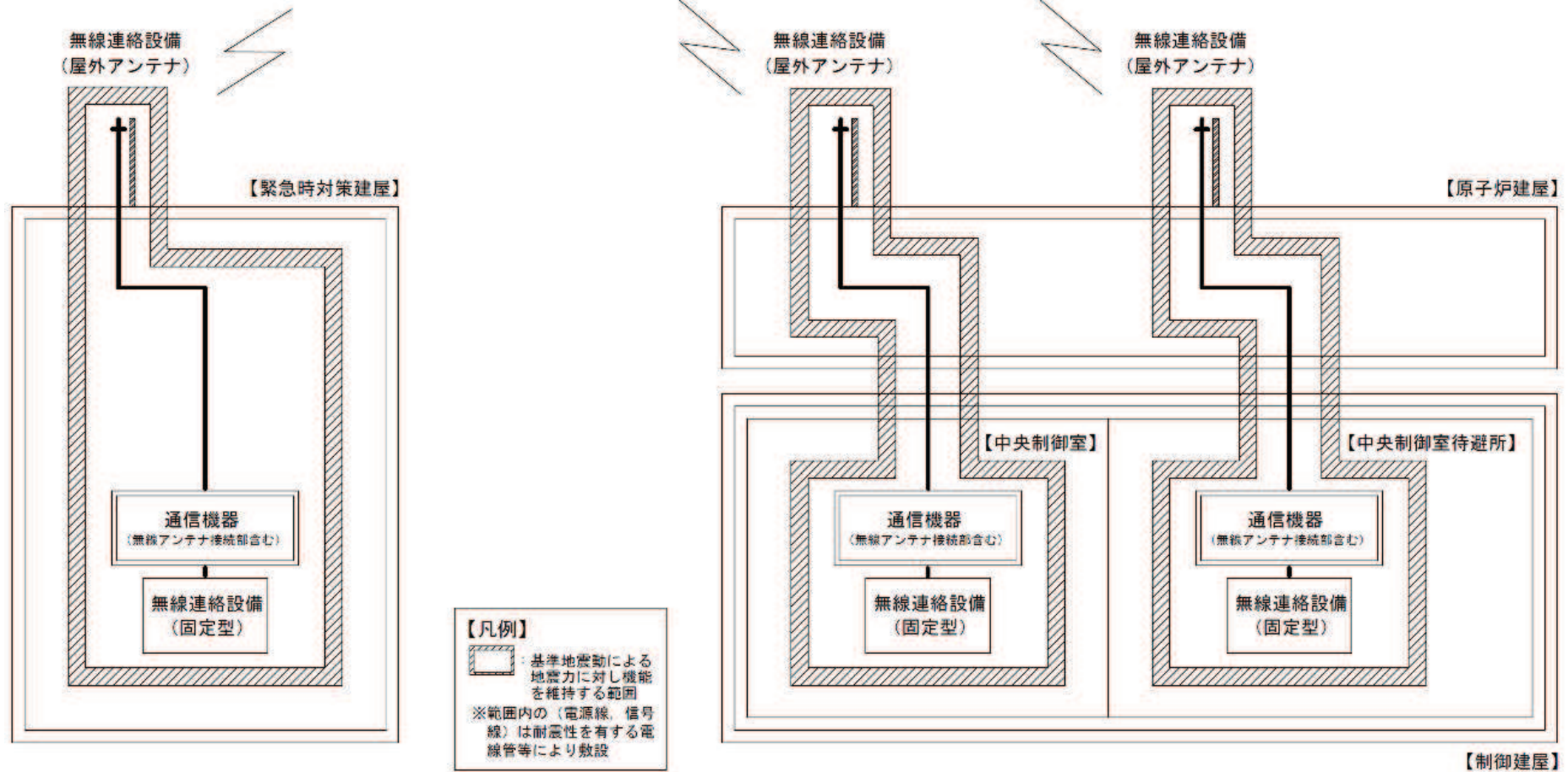


図 2 無線連絡設備 (固定型) の概略構成図

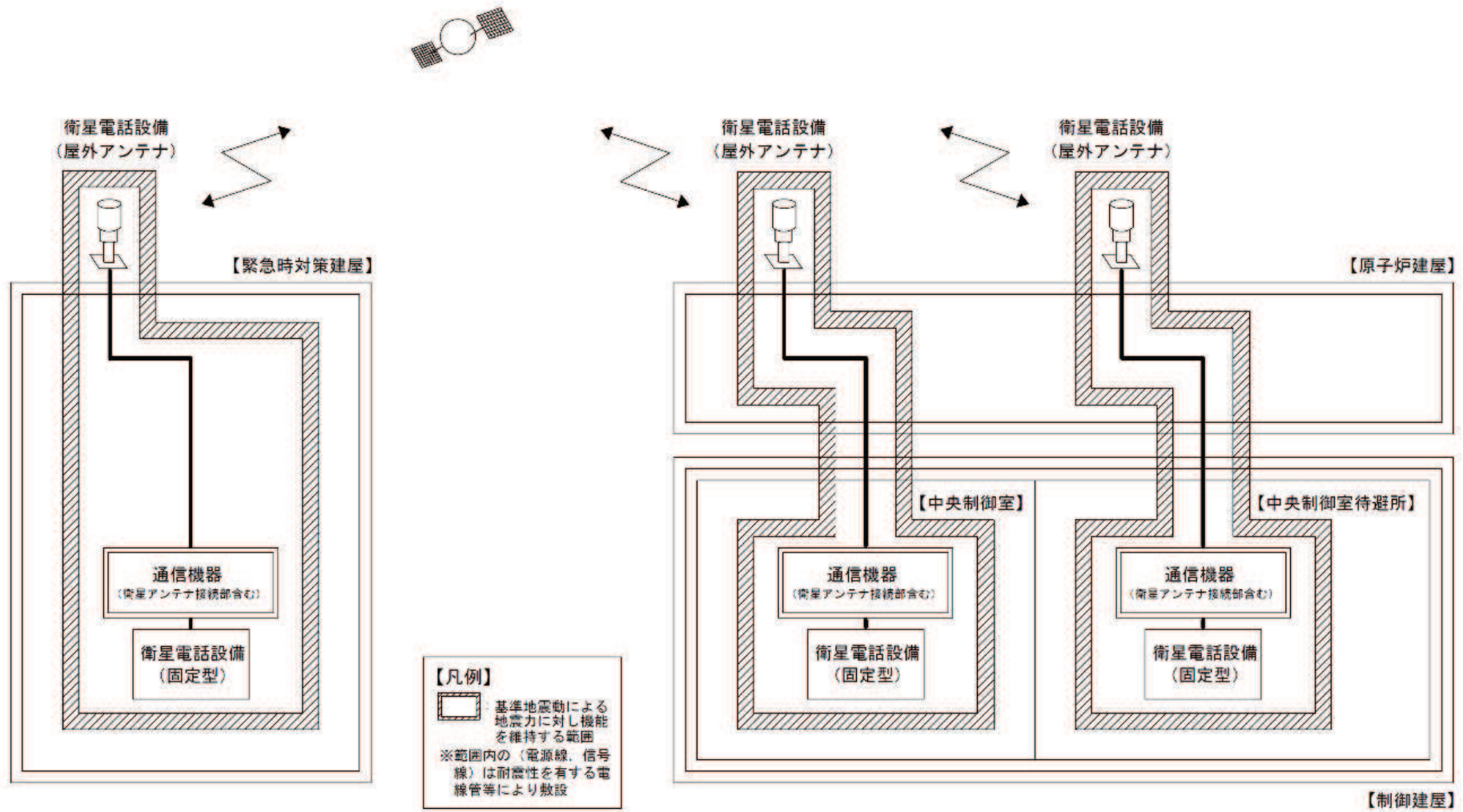


図 3 衛星電話設備 (固定型) 概略構成図



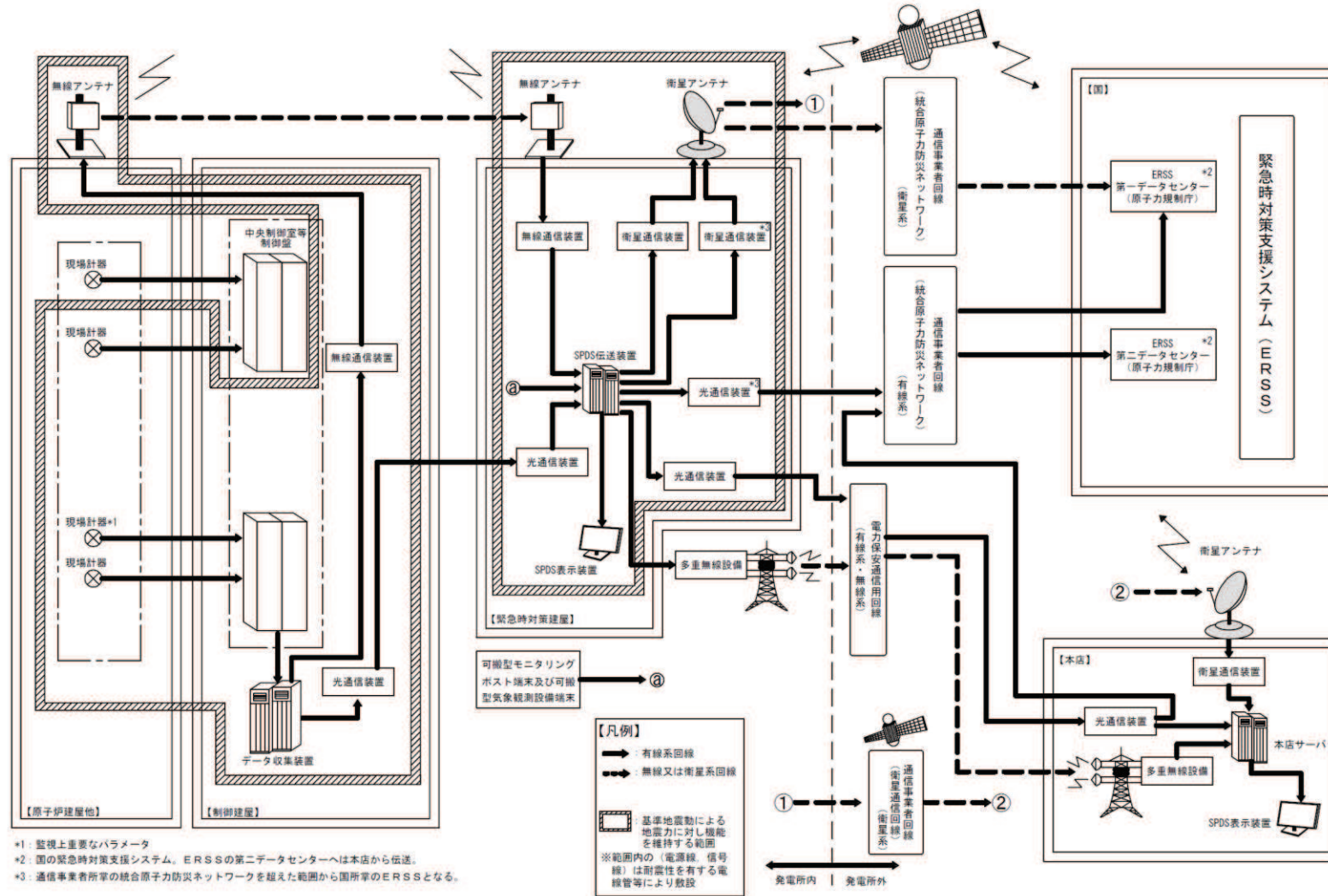


図4 安全パラメータ表示システム (SPDS) 及びデータ伝送設備の概略構成図

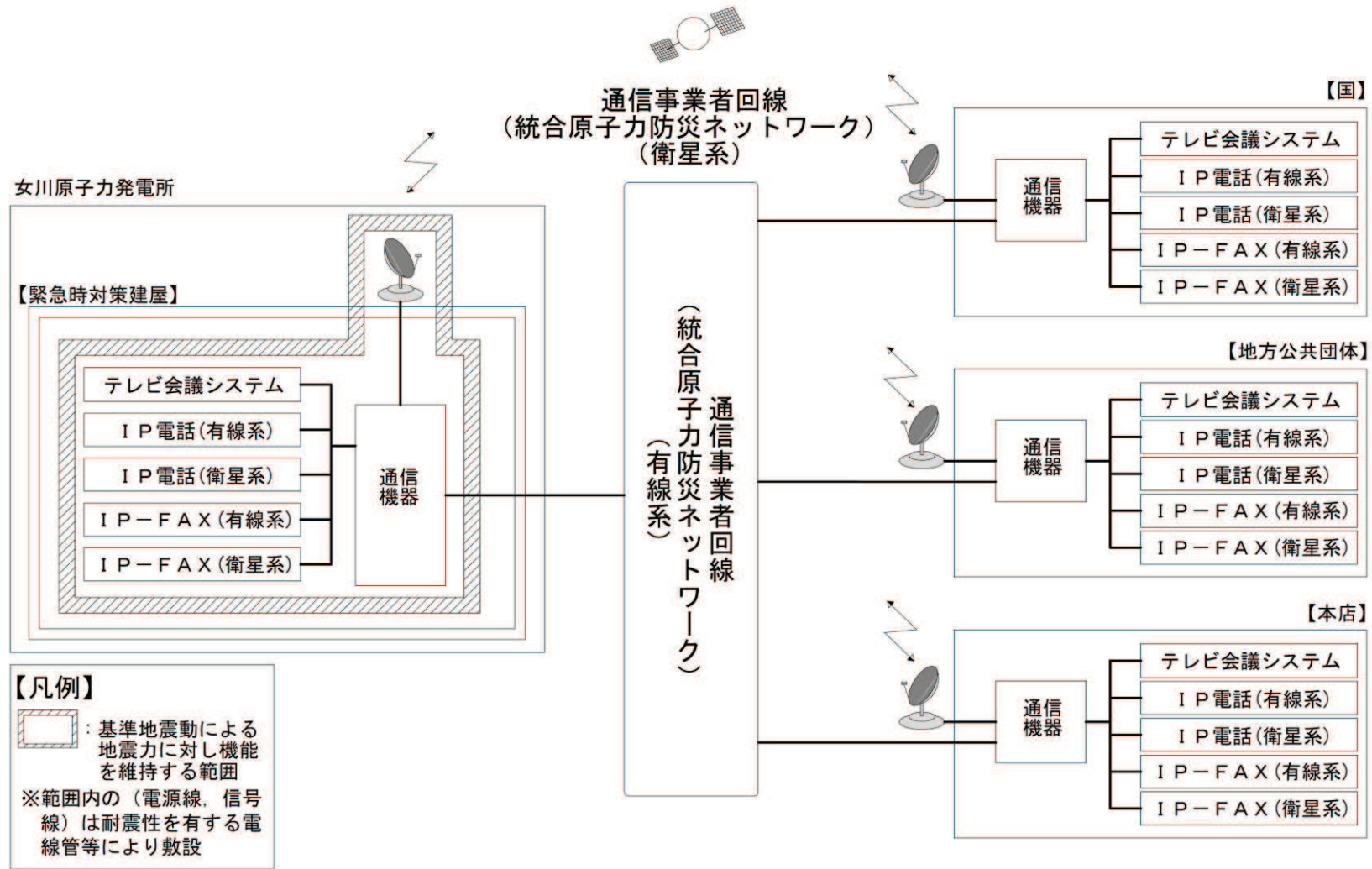


図5 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX)の概略構成図

VI-1-1-11 安全避難通路に関する説明書

## 目 次

1. 概要 .....	1
2. 基本方針 .....	1
3. 施設の詳細設計方針 .....	1



## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 13 条第 1 号に基づき、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路（「第 2 号機設備」、「第 1 号機設備、第 1, 2 号機共用」及び「第 1 号機設備、第 1, 2, 3 号機共用」（以下同じ。）」を設置することについて説明するものである。

## 2. 基本方針

災害時に、原子炉施設内従事者等が使用する部屋及び区画から屋外への安全な避難のため、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できるよう、非常灯（「第 2 号機設備」、「第 1 号機設備、第 1, 2 号機共用」及び「第 1 号機設備、第 1, 2, 3 号機共用」（以下同じ。）」及び誘導灯（「第 2 号機設備」、「第 1 号機設備、第 1, 2 号機共用」及び「第 1 号機設備、第 1, 2, 3 号機共用」（以下同じ。）」を配置した安全避難通路を設置する。

## 3. 施設の詳細設計方針

発電用原子炉施設には、「建築基準法」（制定昭和 25 年 5 月 24 日法律第 201 号）及び「建築基準法施行令」（制定昭和 25 年 11 月 16 日政令第 338 号）に準拠し、安全避難通路を構成する避難階段及び地上へ通じる通路を設ける設計とする。

安全避難通路には、建築基準法及び建築基準法施行令に準拠した、非常用の照明装置である非常灯並びに「消防法」（制定昭和 23 年 7 月 24 日法律第 186 号）及び「消防法施行令」（制定昭和 36 年 3 月 25 日政令第 37 号）に準拠した、誘導灯を設置する。

非常灯は、中央制御室等の原子炉施設内従事者等が常時滞在する居室、居室から地上へ通じる廊下及び階段その他の通路に設置する設計とし、誘導灯は、避難口である旨及び避難の方向を明示する設計とする。

非常灯及び誘導灯の取付箇所を添付書類「VI-1-1-12 非常用照明に関する説明書」表 2 に示し、安全避難通路の設置状況を添付図面「第 1-7-1 図から第 1-7-40 図 安全避難通路を明示した図面」に記載する。

なお、非常灯及び誘導灯に関する事項のうち、技術基準規則第 13 条第 2 号の要求である照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない設計として、電源、照度等に関する事項について、添付書類「VI-1-1-12 非常用照明に関する説明書」に示す。

VI-1-1-12 非常用照明に関する説明書

## 目 次

1.	概要	1
2.	基本方針	1
2.1	避難用照明	1
2.2	設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明	2
2.2.1	常設の作業用照明	2
2.2.2	可搬型の作業用照明	2
2.3	重大事故等発生時の照明	3
3.	施設の詳細設計方針	3
3.1	避難用照明	3
3.2	設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明	4
3.2.1	常設の作業用照明	4
3.2.2	可搬型の作業用照明	5
3.3	重大事故等発生時の照明	9

## 1. 概要

本資料は、以下について説明するものである。

- ・「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 13 条第 2 号に基づき照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明
- ・技術基準規則第 13 条第 3 号及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき発電用原子炉施設内で設計基準事故が発生した場合に用いる照明（避難用の照明を除く。）及びその専用の電源
- ・技術基準規則第 54 条第 1 項第 2 号及び第 3 項第 6 号に基づき、想定される重大事故等が発生した場合に確実に操作するため及び可搬型重大事故等対処設備を運搬するため並びに被害状況を把握するための照明
- ・技術基準規則第 74 条及びその解釈に基づき重大事故等が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまるために必要な設備としての照明及びその照明への代替交流電源設備からの給電

## 2. 基本方針

表 1 に示す各照明設備の基本方針について以下に記載する。

表 1 照明の種類と設備名

照明の種類	常設	可搬	設備名
避難用照明	○	—	非常灯
	○	—	誘導灯
設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明	○	—	非常用照明
	○	—	直流照明兼非常用照明
	○	—	直流照明
	—	○	可搬型照明
重大事故等発生時の照明	—	○	可搬型照明（SA）
	—	○	乾電池内蔵型照明
	—	○	可搬型照明

### 2.1 避難用照明

安全避難通路（「第 2 号機設備」，「第 1 号機設備，第 1, 2 号機共用」及び「第 1 号機設備，第 1, 2, 3 号機共用」（以下同じ。））には、位置を明確かつ恒久的に表示し、照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわないよう、避難用の照明として非常灯（「第 2 号機設備」，「第 1 号機設備，第 1, 2 号機共用」及び「第 1 号機設備，第 1, 2, 3 号機共用」（以下同じ。））を設けるとともに、避難口及び避難の方向を明示するため誘導灯（「第 2 号機設備」，「第 1 号機設備，第 1, 2 号機共用」及び「第 1 号機設備，第 1, 2, 3 号機共用」（以下同じ。））を設ける設計とする。非常灯及び誘導灯は、非常用ディーゼル発電機又は内蔵電池から給電可能な設計とする。

## 2.2 設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明

### 2.2.1 常設の作業用照明

発電用原子炉施設内で設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として、避難用の照明とは別に、非常用照明、直流照明兼非常用照明及び直流照明を設置する。

非常用照明は、発電用原子炉の停止、停止後の冷却及び監視等の操作が必要となる中央制御室、中央制御室で操作が困難な場合に必要な操作を行う現場機器室及び現場機器室へのアクセスルートに設置する。また、設計基準事故に対処するために、緊急時対策所及び緊急時対策建屋屋内アクセスルートに設置する。

非常用照明は、外部電源喪失時にも必要な照明を確保できるように、非常用母線に接続し、非常用ディーゼル発電機からも電力を供給する設計とする。

直流照明兼非常用照明は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前までに必要な操作を実施する中央制御室及び現場機器室に設置する。

直流照明は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前までに必要な操作を実施する中央制御室に設置する。

直流照明兼非常用照明及び直流照明は、125V 蓄電池に接続し、非常用ディーゼル発電機からも電力を供給する設計とするほか、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間、点灯可能な設計とする。

非常用照明、直流照明兼非常用照明及び直流照明は、設計基準事故が発生した場合に必要な操作及び作業場所への移動が行えるように、避難用照明である非常灯と同等以上の照度（1 lx 以上（蛍光灯使用時は 2 lx 以上））を有する設計とする。

### 2.2.2 可搬型の作業用照明

発電用原子炉施設内で設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として、避難用の照明とは別に、乾電池を内蔵した可搬型照明（懐中電灯、ランタンタイプ LED ライト及びヘッドライト（ヘルメット装着用））を配備する。

可搬型照明は、全交流動力電源喪失時に緊急時対策所内の可搬型照明保管場所への移動及び緊急時対策所内の照度の確保における必要な照明として配備する。

また、全交流動力電源喪失時に常設の作業用照明設置箇所以外での初動操作に対応する運転員に必要な照明として配備する。

### 2.3 重大事故等発生時の照明

重大事故等が発生した場合に用いる照明として、以下の照明設備を配備する。

- ・中央制御室及び中央制御室待避所に運転員がとどまるために必要な照明設備として常設代替交流電源設備からの給電が可能な蓄電池を内蔵した可搬型照明（SA）を配備する。
- ・中央制御室バウンダリに隣接した場所に設ける中央制御室チェンジングエリアでの身体の汚染検査，作業服の着替え等に必要な照明設備として乾電池内蔵型照明を配備する。
- ・緊急時対策建屋内に設ける緊急時対策所チェンジングエリアでの身体の汚染検査，作業服の着替え等に必要な照明設備として乾電池内蔵型照明を配備する。
- ・重大事故等が発生した場合に，確実に操作を実施するため及び可搬型重大事故等対処設備を運搬するため並びに他の設備の被害状況を把握するために必要な照明設備として可搬型照明を配備する。

## 3. 施設の詳細設計方針

### 3.1 避難用照明

添付書類「VI-1-1-11 安全避難通路に関する説明書」に示す安全避難通路には，位置を明確かつ恒久的に表示し，照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明として，非常灯並びに避難口及び避難の方向を明示するための誘導灯を設置する設計とする。

非常灯は，「建築基準法」（制定昭和 25 年 5 月 24 日法律第 201 号）及び「建築基準法施行令」（制定昭和 25 年 11 月 16 日政令第 338 号）に準拠し，中央制御室等の原子炉施設内従事者等が常時滞在する居室，居室から地上へ通じる廊下及び階段その他の通路に設置し，直接照明として床面において 1 lx 以上（蛍光灯使用時は 2 lx 以上）の照度を確保する設計とする。また，外部電源喪失により非常灯への電力の供給が停止した場合においても，原子炉施設内従事者等が建屋内から地上へ避難するために必要な照明の確保が可能となるよう，非常灯は非常用ディーゼル発電機から電力を供給できる設計，又は昭和 45 年建設省告示第 1830 号に準拠し，30 分間有効に点灯できる容量を有した内蔵電池を備える設計とする。

誘導灯は，「消防法」（制定昭和 23 年 7 月 24 日法律第 186 号），「消防法施行令」（制定昭和 36 年 3 月 25 日政令第 37 号）及び「消防法施行規則」（制定昭和 36 年 4 月 1 日自治省令第 6 号）に準拠し，屋内から直接地上へ通じる通路，出入口及び避難階段に設置する。また，外部電源喪失により誘導灯への電力の供給が停止した場合においても，原子炉施設内従事者等が建屋内から地上へ避難できるように避難口及び避難の方向を明示するため，誘導灯は非常用ディーゼル発電機から電力を供給できる設計，又は消防法施行規則第 28 条の三に準拠し，20 分間有効に点灯できる容量を有した内蔵電池を備え

る設計とする。

避難用照明の電源系統を図 1 に、非常灯及び誘導灯の取付箇所を表 2 及び添付図面「第 1-8-1 図から第 1-8-41 図 非常用照明の取付箇所を明示した図面」に示す。

表 2 非常灯及び誘導灯の取付箇所

建屋名称
2号機制御建屋
2号機原子炉建屋
2号機タービン建屋
2号機補助ボイラ建屋
緊急時対策建屋
焼却炉建屋
第1固体廃棄物貯蔵所
第2固体廃棄物貯蔵所
第3固体廃棄物貯蔵所
第4固体廃棄物貯蔵所
サイトバンカ建屋
予備変圧器配電盤室
緊急用電気品建屋

### 3.2 設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明

#### 3.2.1 常設の作業用照明

設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として、避難用の照明とは別に非常用照明、直流照明兼非常用照明及び直流照明を設置する。

非常用照明は、発電用原子炉の停止、停止後の冷却及び監視等の操作が必要となる中央制御室、中央制御室で操作が困難な場合に必要の操作を行う現場機器室及び現場機器室へのアクセスルートに設置する。また、設計基準事故に対処するために、緊急時対策所及び緊急時対策建屋屋内アクセスルートに設置する。

非常用照明は、外部電源喪失時にも必要な照明を確保できるように、非常用母線（モータコントロールセンタ 2C 系及び 2D 系並びにメタルクラッドスイッチギア 2D 系を介したモータコントロールセンタ J 系）に接続し、非常用ディーゼル発電機からも電力を供給する設計とする。

直流照明兼非常用照明は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前までに必要な操作を実施する中央制御室及び現場機器室に設置する。

直流照明は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前までに必要な操作を実施する中央制御室に設置する。

直流照明兼非常用照明及び直流照明は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に



対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前まで（約 15 分間）においても点灯できるように 125V 蓄電池から電力を供給できる設計とする。

非常用照明は、発電用原子炉の停止、停止後の冷却及び監視等の操作が必要となる中央制御室、中央制御室で操作が困難な場合に必要な操作を行う現場機器室及び現場機器室へのアクセスルートにおいて、操作及び移動に必要な照明を確保できる設計とする。また、設計基準事故に対処するために、緊急時対策所及び緊急時対策建屋屋内アクセスルートにおいて、操作及び移動に必要な照明を確保できる設計とする。

直流照明兼非常用照明及び直流照明は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前までに必要な操作を実施する中央制御室又は現場機器室において、操作及び移動に必要な照明を確保できる設計とする。

作業用照明の電源系統を図 1 に、作業用照明の取付箇所を表 3 及び添付図面「第 1-8-1 図から第 1-8-41 図 非常用照明の取付箇所を明示した図面」に示す。

### 3.2.2 可搬型の作業用照明

設計基準事故が発生した場合に作業に用いる可搬型照明は、昼夜場所を問わず作業が可能となるよう以下のとおり配備する。

- ・全交流動力電源喪失時における緊急時対策所内の可搬型照明保管場所への移動時の照度を確保できるよう可搬型照明（ヘッドライト（ヘルメット装着用））を事務建屋に配備する。
- ・全交流動力電源喪失時における緊急時対策所内の照度を確保できるよう可搬型照明（ランタンタイプ LED ライト及びヘッドライト（ヘルメット装着用））を緊急時対策所に配備する。
- ・常設の作業用照明により設計基準事故に対応するための操作及び作業場所までの移動に必要な照明は確保されるが、万一、作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった場合には、初動操作に対応する運転員が常時滞在している中央制御室に可搬型照明（懐中電灯、ランタンタイプ LED ライト及びヘッドライト（ヘルメット装着用））を配備する。

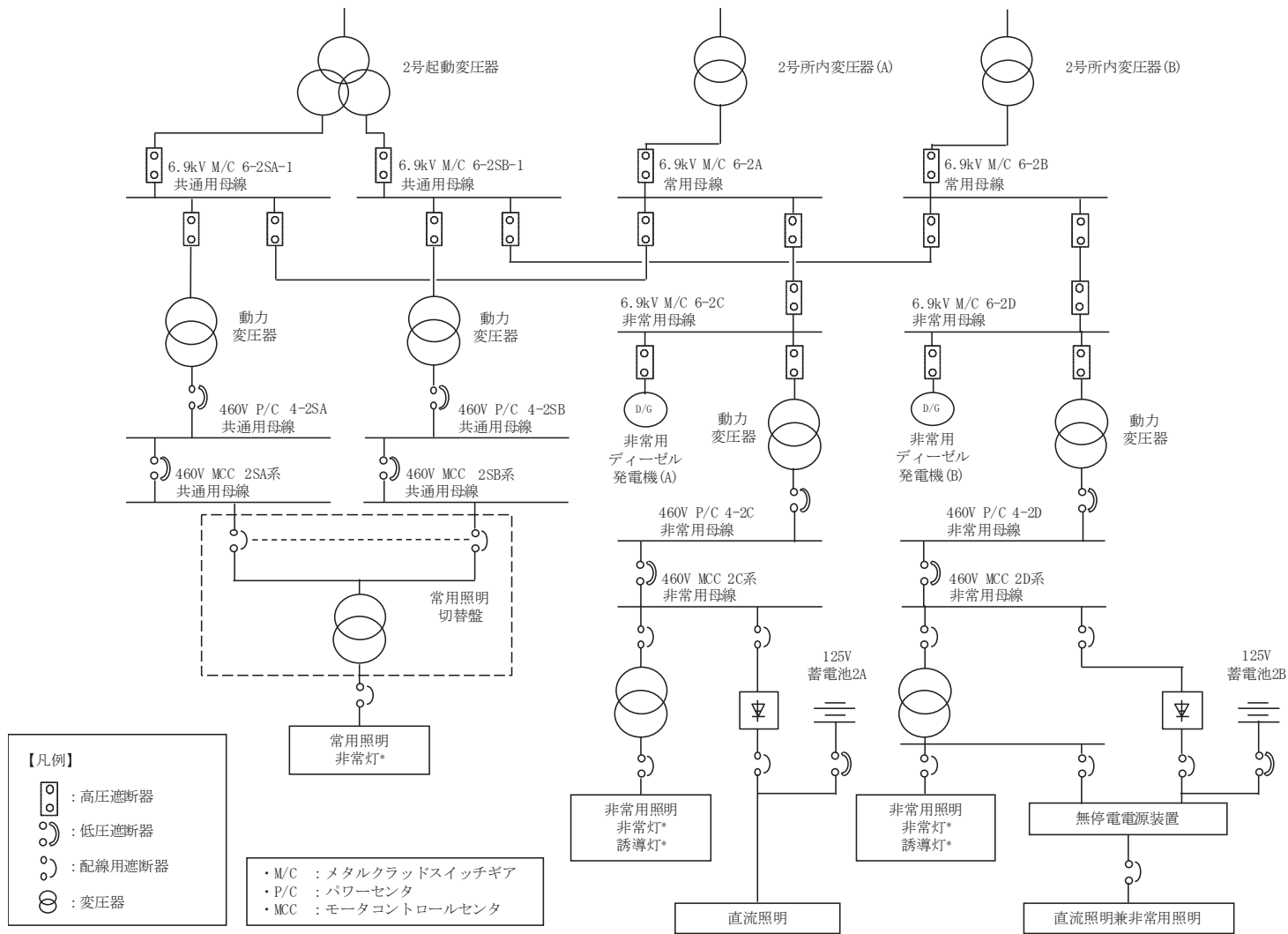
可搬型の作業用照明の使用箇所を表 3 に、保管場所を添付図面「第 1-8-1 図から第 1-8-41 図 非常用照明の取付箇所を明示した図面」に示す。

表 3 設備名，給電元及び作業用照明の取付箇所

設備名		給電元	設置場所（使用箇所）
作業用照明	非常用照明	非常用低圧母線	中央制御室 現場機器室* アクセスルート
		非常用高圧母線	緊急時対策建屋
	直流照明 兼非常用照明	非常用直流電源設備 （非常用低圧母線（区分Ⅱ）） （125V 蓄電池 2B）	中央制御室 現場機器室*
	直流照明	非常用直流電源設備 （非常用低圧母線（区分Ⅰ）） （125V 蓄電池 2A）	中央制御室
	可搬型照明	—	（常設の作業用照明設置箇所以外での対応） （緊急時対策所及び緊急時対策所までの移動）

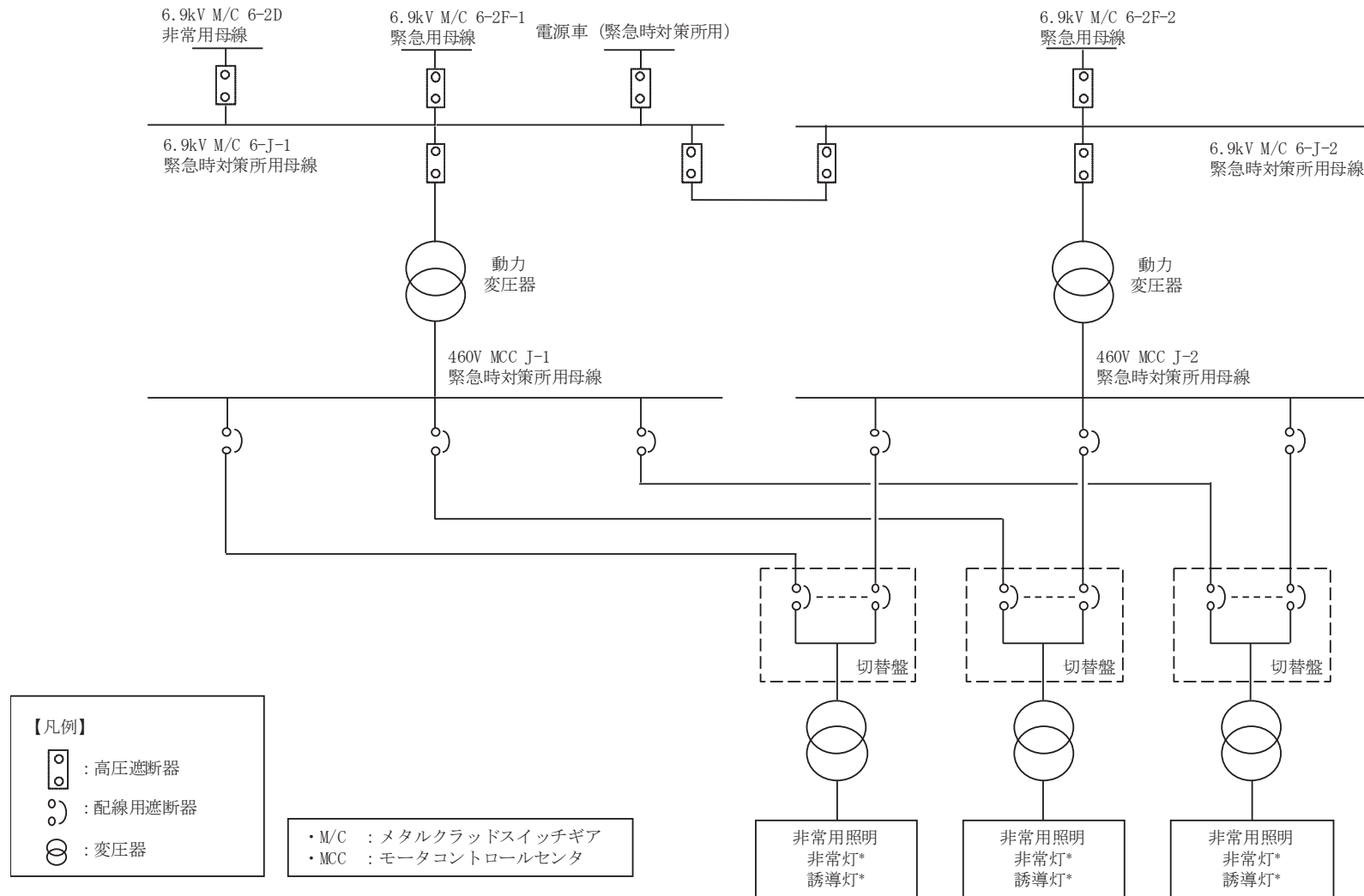
注記\*：設計基準事故が発生した場合に操作が必要な現場機器室は，以下のとおり。

- ・ 区分Ⅰ非常用電気品室
- ・ 区分Ⅱ非常用 MCC 室
- ・ 計測制御電源（A），（B）室
- ・ 中央制御室外原子炉停止操作室
- ・ 空調機械（A）室
- ・ RHR ポンプ（A），（B）室
- ・ A，B 系ペネバルブ室
- ・ RHR 熱交換器（A），（B）室
- ・ トーラス室（上部トーラス室）
- ・ 燃料プール冷却浄化系熱交換器上室
- ・ 非常用ディーゼル発電機（A），（B）室
- ・ 区分Ⅰ及び区分Ⅱ非常用 D/G 制御盤室
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機室
- ・ 区分Ⅲ非常用 D/G 制御盤室



\* : 非常灯及び誘導灯には蓄電池が内蔵されている

図1 照明電源系統図 (2号機) (1/2)



\* : 非常灯及び誘導灯には蓄電池が内蔵されている

図 1 照明電源系統図 (緊急時対策建屋) (2/2)

### 3.3 重大事故等発生時の照明

重大事故等発生時に、中央制御室及び中央制御室待避所での監視操作に必要な照度を確保するため、可搬型照明（SA）を配備する。また、中央制御室バウンダリに隣接した場所に設ける中央制御室チェンジングエリア及び緊急時対策建屋内に設ける緊急時対策所チェンジングエリアでの身体の汚染検査、作業服の着替え等に必要な照度を確保するため、乾電池内蔵型照明を配備する。

可搬型照明（SA）は、常設代替交流電源設備から電力の供給を可能とするため、非常用低圧母線に接続された中央制御室内のコンセントに接続可能な設計とする。

可搬型照明（SA）の電源系統図を図2に示す。

可搬型照明（SA）は、重大事故等時に中央制御室の制御盤での操作に必要な照度及び中央制御室待避所の居住性確保に必要な照度として、照明全消灯状態にて監視操作が可能なことを確認している、主制御盤垂直部で20 lx以上の照度を確保する設計とする。また、中央制御室待避所に設置する可搬型照明（SA）は、運転員が中央制御室待避所にとどまり必要な監視等を行うため20 lx以上の照度を確保する設計とする。

中央制御室バウンダリに隣接した場所に設ける中央制御室チェンジングエリア及び緊急時対策建屋内に設ける緊急時対策所チェンジングエリアでの身体の汚染検査、作業服の着替え等に必要な照明として設置する乾電池内蔵型照明は、脱衣、汚染検査及び除染時に必要な照度として5 lx以上の照度を確保する設計とする。

可搬型照明（SA）の必要数は、中央制御室の制御盤での操作又は監視に必要な照度を有するものを5個、中央制御室待避所にとどまり必要な監視等を行うために必要な照度を有するものを1個、故障時及び保守点検時のバックアップ用として1個の合計7個を中央制御室に保管する設計とする。

乾電池内蔵型照明の必要数は、身体の汚染検査、作業服の着替え等に必要な照度を有するものを中央制御室チェンジングエリアでは5個使用し、故障時及び保守点検時のバックアップ用として1個の合計6個を中央制御室に保管する設計とし、また、緊急時対策所チェンジングエリアでは6個使用し、故障時及び保守点検時のバックアップ用として1個の合計7個を緊急時対策建屋内に保管する設計とする。

また、技術基準規則第54条第1項第2号及び第3項第6号に基づき想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備を停電時及び夜間時に確実に操作を実施するため及び可搬型重大事故等対処設備を運搬するため並びに他の設備の被害状況を把握するために必要な照明設備として、可搬型照明を重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備する。

可搬型照明に関しては、保安規定に基づく下部規程（二次文書、三次文書）にて資機材としての取扱いについて定め、管理する。

可搬型照明（SA）及び乾電池内蔵型照明の保管場所及び使用箇所を添付図面「第1-8-1図から第1-8-41図 非常用照明の取付箇所を明示した図面」に示す。

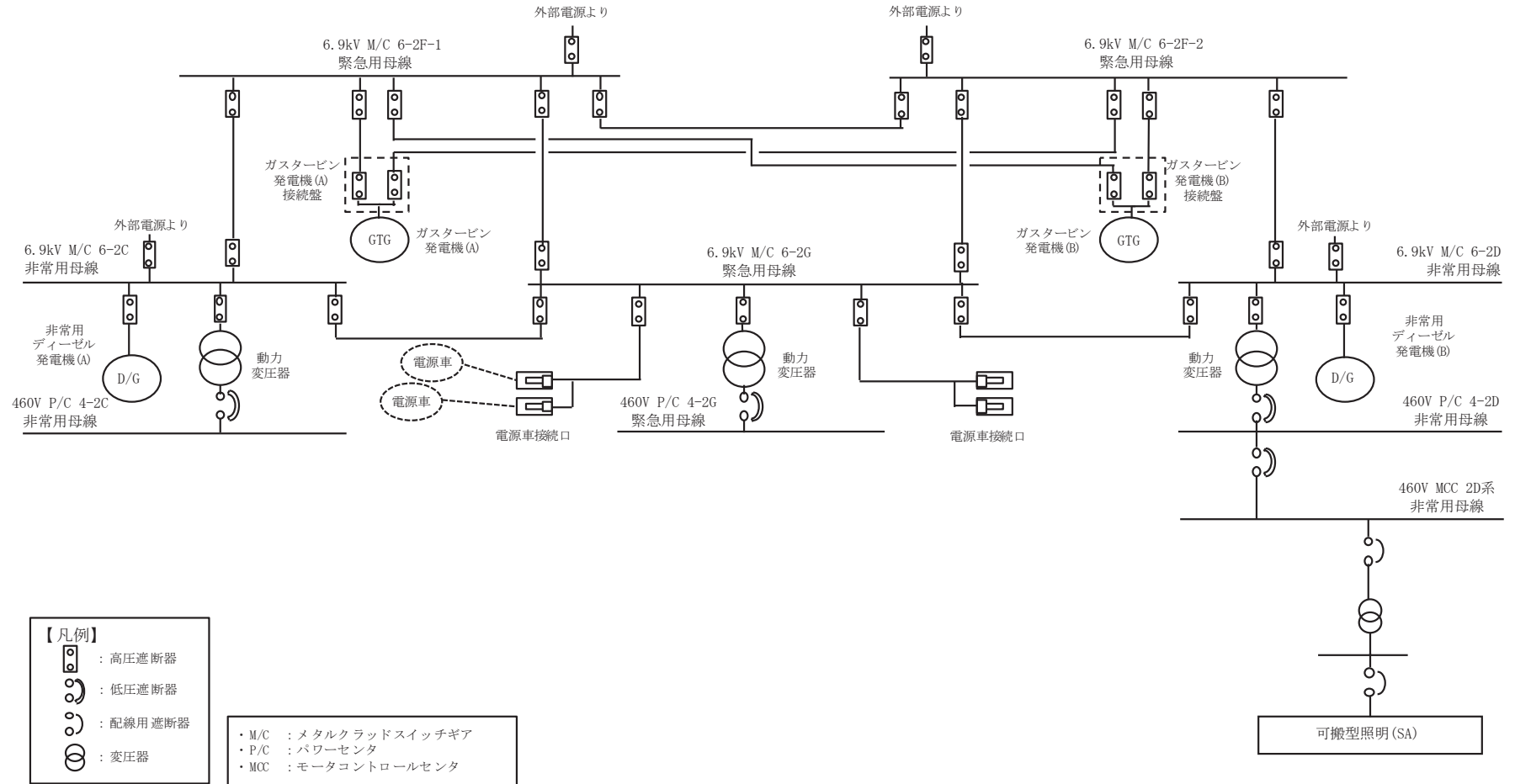


図2 可搬型照明 (SA) 電源概略系統図

## VI-1-2 原子炉本体の説明書



## 目 次

VI-1-2-1 原子炉本体の基礎に関する説明書

VI-1-2-2 原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書

## VI-1-2-1 原子炉本体の基礎に関する説明書

## 目次

1. 概要	1
2. 一般事項	1
2.1 構造計画	1
2.2 評価方針	3
2.3 適用規格・基準等	3
2.4 記号の説明	4
2.5 計算精度と数値の丸め方	5
3. 評価部位	6
4. 構造強度評価	8
4.1 構造強度評価方法	8
4.2 荷重の組合せ及び許容値	8
4.2.1 荷重の組合せ及び許容応力状態	8
4.2.2 許容値	8
4.2.3 使用材料の許容応力度評価条件	8
4.2.4 設計荷重	12
4.3 設計用地震力	14
4.4 計算方法	17
4.4.1 応力評価点	17
4.4.2 荷重及び応力度計算方法	20
4.5 計算条件	23
4.6 荷重及び応力度の評価	23
5. 評価結果	24
5.1 設計基準対象施設としての評価結果	24
5.2 重大事故等対処設備としての評価結果	34
6. 参照図書	41

## 1. 概要

本計算書は、添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」及び「VI-2-1-9 機能維持の基本方針」にて設定している構造強度の設計方針に準じて、原子炉本体の基礎が設計用地震力に対して十分な構造強度を有していることを説明するものである。

原子炉本体の基礎は設計基準対象施設においてはSクラス相当施設に、重大事故等対処設備においては常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備相当に分類される。以下、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての構造強度評価を示す。

なお、本計算書においては、新規制対応工認対象となる設計用地震力による荷重及び重大事故等時の荷重に対する評価について記載するものとし、前述の荷重を除く荷重による原子炉本体の基礎の評価は、平成元年6月8日付け元資庁第2015号にて認可された工事計画の添付書類（参照図書(1)）による（以下「既工認」という。）。

## 2. 一般事項

### 2.1 構造計画

原子炉本体の基礎の構造計画を表2-1に示す。

表 2-1 構造計画

計画の概要		概略構造図
基礎・支持構造	主体構造	
<p>原子炉本体の基礎は、原子炉格納容器底部コンクリートに支持される。</p> <p>原子炉本体の基礎の鉛直方向荷重及び水平方向荷重は、原子炉格納容器底部を介して原子炉建屋に伝達させる。</p>	<p>鋼板とコンクリートから成る構造物であり、主要構造は、外径 <input type="text"/> mm、壁厚 <input type="text"/> mm の円筒形構造物である。</p> <p>なお、コンクリートは強度部材として考慮しない。</p>	

## 2.2 評価方針

原子炉本体の基礎の応力評価は、添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」及び「VI-2-1-9 機能維持の基本方針」にて設定した荷重及び荷重の組合せ並びに「2.3 適用規格・基準等」にて設定される許容限界に基づき、「3. 評価部位」にて設定する箇所に作用する設計用地震力による応力度等が許容限界内に収まることを、「4. 構造強度評価」にて示す方法にて確認することで実施する。確認結果を「5. 評価結果」に示す。

原子炉本体の基礎の耐震評価フローを図 2-1 に示す。

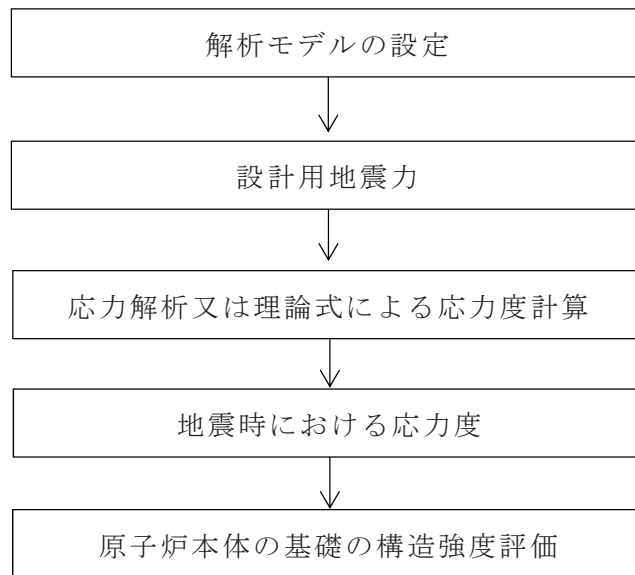


図 2-1 原子炉本体の基礎の耐震評価フロー

## 2.3 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- ・ 鋼構造設計規準（日本建築学会 2005 改定）
- ・ 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会 1999 改定）

## 2.4 記号の説明

記号	記号の説明	単位
D	死荷重	—
$f_a$	許容付着応力度	$N/mm^2$
$f_b$	許容曲げ応力度	$N/mm^2$
$f_c$	許容圧縮応力度	$N/mm^2$
$f_s$	許容せん断応力度	$N/mm^2$
$f_t$	許容引張応力度	$N/mm^2$
F	許容応力度の基準値	$N/mm^2$
$F_v$	軸力	kN
L	異常時熱荷重	—
$L_{SAL}$	熱荷重 (SA 後長期(L)熱荷重)	—
$L_{SALL}$	熱荷重 (SA 後長期(LL)熱荷重)	—
M	機械的荷重	—
$M_L$	地震と組み合わせる機械的荷重	—
$M_{SAL}$	機械的荷重 (SA 後長期(L)機械的荷重)	—
$M_{SALL}$	機械的荷重 (SA 後長期(LL)機械的荷重)	—
O	通常運転時荷重	kN
$S_1$	基準地震動 $S_1$ により定まる地震力	—
$S_2$	基準地震動 $S_2$ により定まる地震力	—
$S_d^*$	弾性設計用地震動 $S_d$ により定まる地震力又は S クラス設備に適用される静的地震力のいずれか大きい方の地震力	—
$S_s$	基準地震動 $S_s$ により定まる地震力	—
$S_u$	設計引張強さ	$N/mm^2$
$S_y$	設計降伏点	$N/mm^2$
$T_{SAL}$	温度 (SA 後長期(L)温度)	°C
$T_{SALL}$	温度 (SA 後長期(LL)温度)	°C



## 2.5 計算精度と数値の丸め方

計算精度は、有効数字 6 桁以上を確保する。

表示する数値の丸め方は、表 2-2 に示すとおりである。

表 2-2 表示する数値の丸め方

数値の種類	単位	処理桁	処理方法	表示桁
温度	℃	—	—	整数位
長さ	mm	—	—	整数位
モーメント	kN・ m	有効数字 5 桁目	四捨五入	有効数字 4 桁
力	kN	有効数字 5 桁目	四捨五入	有効数字 4 桁
算出応力度	MPa	小数点以下第 1 位	切上げ	整数位 <sup>*1</sup>
許容応力度	N/mm <sup>2</sup>	小数点以下第 1 位	切捨て	整数位

注記\*1：引き抜き力の場合は、有効数字 4 桁表示とする。

3. 評価部位

原子炉本体の基礎の形状及び主要寸法を図 3-1 に、使用材料及び使用部位を表 3-1 に示す。

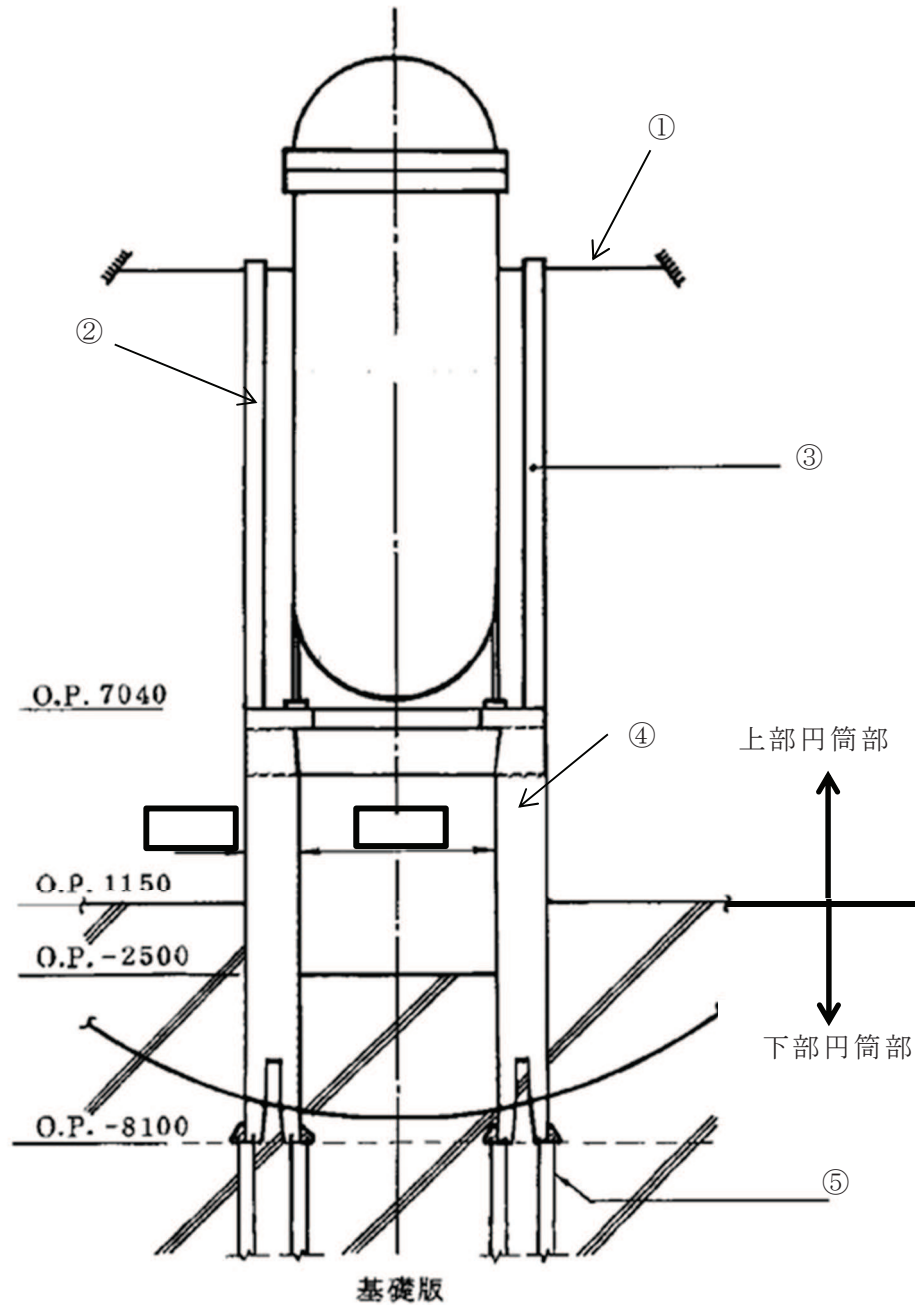


図 3-1 原子炉本体の基礎の形状及び主要寸法（その 1）（単位：mm）

- ①スタビライザ ②原子炉圧力容器 ③原子炉遮へい壁 ④原子炉本体の基礎 ⑤アンカボルト

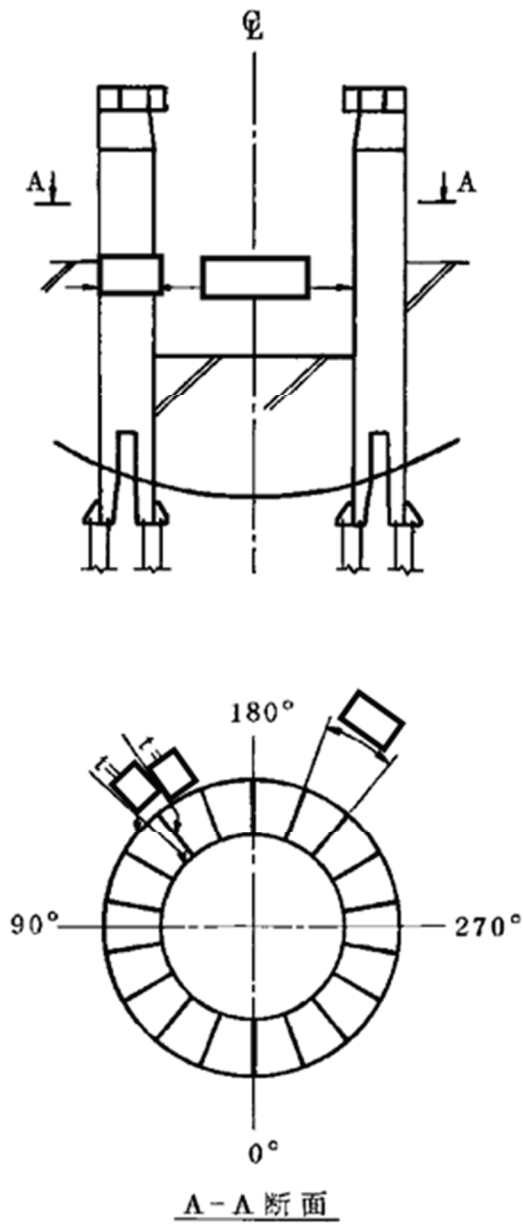


図 3-1 原子炉本体の基礎の形状及び主要寸法（その 2）（単位：mm）

表 3-1 使用材料表

使用部位	使用材料
構造用鋼材 (円筒部, 縦リブ, スカートフランジ)	SPV490
原子炉本体の基礎 アンカボルト	SNCM439

## 4. 構造強度評価

### 4.1 構造強度評価方法

- (1) 原子炉本体の基礎の地震荷重は、アンカボルトを介して原子炉建屋に伝達される。原子炉本体の基礎の耐震評価として、添付書類「VI-2-3-2 炉心，原子炉圧力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉格納容器及び原子炉本体の基礎の地震応答計算書」において計算された荷重を用いて，参照図書(1)に示す既工認の手法に従い構造強度評価を行う。
- (2) 構造強度評価に用いる寸法は，公称値を用いる。
- (3) 概略構造図を表 2-1 に示す。

### 4.2 荷重の組合せ及び許容値

#### 4.2.1 荷重の組合せ及び許容応力状態

原子炉本体の基礎の荷重の組合せ及び許容応力状態のうち，設計基準対象施設の評価に用いるものを表 4-1 に，重大事故等対処設備の評価に用いるものを表 4-2 に示す。

許容応力状態及び詳細な荷重の組合せは，既工認及び添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に従い，対象機器の設置位置等を考慮し決定する。

なお，考慮する荷重の組合せは，組み合わせる荷重の大きさを踏まえ，評価上厳しくなる組合せを選定する。

#### 4.2.2 許容値

原子炉本体の基礎の許容応力度及び許容荷重は「2.3 適用規格・基準等」に基づき算出する。構造用鋼材及び原子炉本体の基礎アンカボルトに対する許容応力度を表 4-3 に示す。

#### 4.2.3 使用材料の許容応力度評価条件

原子炉本体の基礎の使用材料の許容応力度評価条件を表 4-4 に示す。

表4-1 荷重の組合せ及び許容応力状態（設計基準対象施設）

施設区分		機器名称	耐震重要度 分類	機器等 の区分	荷重ケース 番号	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉本体	原子炉 圧力容器 支持構造物	原子炉本体 の基礎	— <sup>*1</sup>	建物・ 構築物	1 <sup>*2</sup>	D+M+S <sub>d</sub> <sup>*</sup>	短期
					3	D+M <sub>L</sub> +S <sub>d</sub> <sup>*</sup>	機能維持の検討
					2	D+M+S <sub>s</sub>	機能維持の検討

注記\*1：Sクラス設備の間接支持構造物であるが、Sクラス相当として評価する。

\*2：既工認と同様に熱荷重を考慮する。

表 4-2 荷重の組合せ及び許容応力状態（重大事故等対処設備）

施設区分		機器名称	設備分類	機器等の区分	荷重ケース番号	荷重の組合せ <sup>*2</sup>		許容応力状態
原子炉本体	原子炉 圧力容器 支持構造物	原子炉本体 の基礎	— <sup>*1</sup>	建物・ 構築物	a	$D + L_{SAL} + M_{SAL} + S_d$ <sup>*3</sup>	(V(L)-1)	機能維持の検討
					b	$D + L_{SALL} + M_{SALL} + S_s$	(V(LL)-1)	機能維持の検討

注記\*1：常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備相当として評価する。

\*2：保守的に重大事故等時の熱荷重を考慮する。

\*3：重大事故等後の最高温度との組合せを考慮する。

表 4-3 許容応力度

許容応力状態	ボルト等以外				アンカボルト	
	引張／ 組合せ	せん断	圧縮	曲げ	引張	付着
短期	$1.5 \cdot f_t$	$1.5 \cdot f_s$	$1.5 \cdot f_c$	$1.5 \cdot f_b$	$1.5 \cdot f_t$	$f_a$
機能維持の 検討	$1.5 \cdot f_t$	$1.5 \cdot f_s$	$1.5 \cdot f_c$	$1.5 \cdot f_b$	$1.5 \cdot f_t$	$f_a$

表4-4 使用材料の許容応力度評価条件  
(設計基準対象施設及び重大事故等対処設備)

評価部材	材料	F (N/mm <sup>2</sup> )	S <sub>y</sub> (N/mm <sup>2</sup> )	S <sub>u</sub> (N/mm <sup>2</sup> )
構造用鋼材 (円筒部, 縦リブ, スカートフランジ)	SPV490			
原子炉本体の基礎 アンカボルト	SNCM439			



4.2.4 設計荷重

(1) 設計基準対象施設としての設計荷重

設計基準対象施設としての設計荷重である，最高使用温度及び死荷重は，既工認（参照図書(1)）からの変更はなく，次のとおりである。

a. 最高使用温度

温度 171℃

b. 死荷重

自重及び機器支持荷重等を死荷重とし，参照図書(1)の表 4-2 に示すとおりとする。

(2) 重大事故等対処設備としての設計荷重

重大事故等対処設備としての評価温度は，以下のとおりとする。重大事故等対処設備としての設計荷重を表 4-5 及び表 4-6 に示す。

温度  $T_{SAL}$  178℃ (SA 後長期 (L))

温度  $T_{SALL}$  111℃ (SA 後長期 (LL))

表 4-5 原子炉本体の基礎上部円筒部設計用荷重（重大事故等対処設備）

荷重		荷重細目	原子炉圧力容器 より	原子炉しゃへい壁 より	原子炉本体基礎に 直接作用する荷重
D		死荷重			
O	OU	通常運転時荷重 (上向き荷重)		—	—
	OD	通常運転時荷重 (下向き荷重)			
L	$L_{SAL}$	SA 後長期(L)熱荷重	ドライウエル内 178℃		
	$L_{SALL}$	SA 後長期(LL)熱荷重	ドライウエル内 111℃		

表 4-6 原子炉本体の下部円筒部設計用荷重（重大事故等対処設備）

荷重	荷重細目	レベル		
		0. P. -2. 500m <sup>*</sup>	0. P. -6. 200m <sup>*</sup>	
D	死荷重			
O	OU			通常運転時荷重 (上向き荷重)
	OD			通常運転時荷重 (下向き荷重)
L	L <sub>SAL</sub>	SA 後長期(L)熱荷重	ドライウエル内 178℃	
	L <sub>SALL</sub>	SA 後長期(LL)熱荷重	ドライウエル内 111℃	

注記\* : 0. P. 1. 150m 以下は原子炉格納容器底部コンクリートに完全埋没されており、周辺のコ  
ンクリートによって、0. P. 1. 150m より上部に対して十分に高い剛性である。そのため、  
0. P. 1. 150m 以下は原子炉建屋と一体構造であるものとし、コンクリート埋設部上端に  
接続する上部円筒部の底部 0. P. 1. 150m で発生する荷重を用いて評価する。

#### 4.3 設計用地震力

原子炉本体の基礎の設計用地震力を，表 4-7～表 4-10 に示す。「弾性設計用地震動  $S_d$  又は静的震度」及び「基準地震動  $S_s$ 」による地震力は，添付書類「VI-2-3-2 炉心，原子炉圧力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉格納容器及び原子炉本体の基礎の地震応答計算書」に基づき設定する。

表 4-7 原子炉本体の基礎上部円筒部に作用する設計用地震力

高さ O.P. ( m )	水平荷重 S d <sup>**1</sup>	
	せん断力 ( kN )	モーメント ( kN・m )
7.040	—	
6.240		
4.950		
3.050		
1.150		

注記\*1：重大事故等対処設備に対しては，弾性設計用地震動 S d に加え静的地震力を考慮する。

表 4-8 原子炉本体の基礎上部円筒部に作用する設計用地震力

高さ O.P. ( m )	水平荷重 S s	
	せん断力 ( kN )	モーメント ( kN・m )
7.040	—	
6.240		
4.950		
3.050		
1.150		

表 4-9 原子炉本体の基礎上部円筒部に作用する設計用地震力

高さ O.P. ( m )	弾性設計用地震動 S d	基準地震動 S s
	軸力 Fv ( kN )	軸力 Fv ( kN )
7.040	—	—
6.240		
4.950		
3.050		
1.150		

表 4-10 原子炉本体の基礎下部円筒部設計用地震力

高さ O.P. ( m )	水平荷重 S d <sup>**1</sup>		水平荷重 S s	
	せん断力 ( kN )	モーメント ( kN・m )	せん断力 ( kN )	モーメント ( kN・m )
-2.500 <sup>*2</sup>				
-6.200 <sup>*2</sup>				

注記\*1：重大事故等対処設備に対しては、弾性設計用地震動 S d に加え静的地震力を考慮する。

\*2：O.P. 1.150m 以下は原子炉格納容器底部コンクリートに完全埋没されており、周辺のコンクリートによって、O.P. 1.150m より上部に対して十分に高い剛性である。そのため、O.P. 1.150m 以下は原子炉建屋と一体構造であるものとし、コンクリート埋設部上端に接続する上部円筒部の底部 O.P. 1.150m で発生する荷重を用いて評価する。

#### 4.4 計算方法

##### 4.4.1 応力評価点

原子炉本体の基礎の応力評価点は、原子炉本体の基礎を構成する部材の形状及び荷重伝達経路を考慮し、発生応力度が大きくなる部位を選定する。

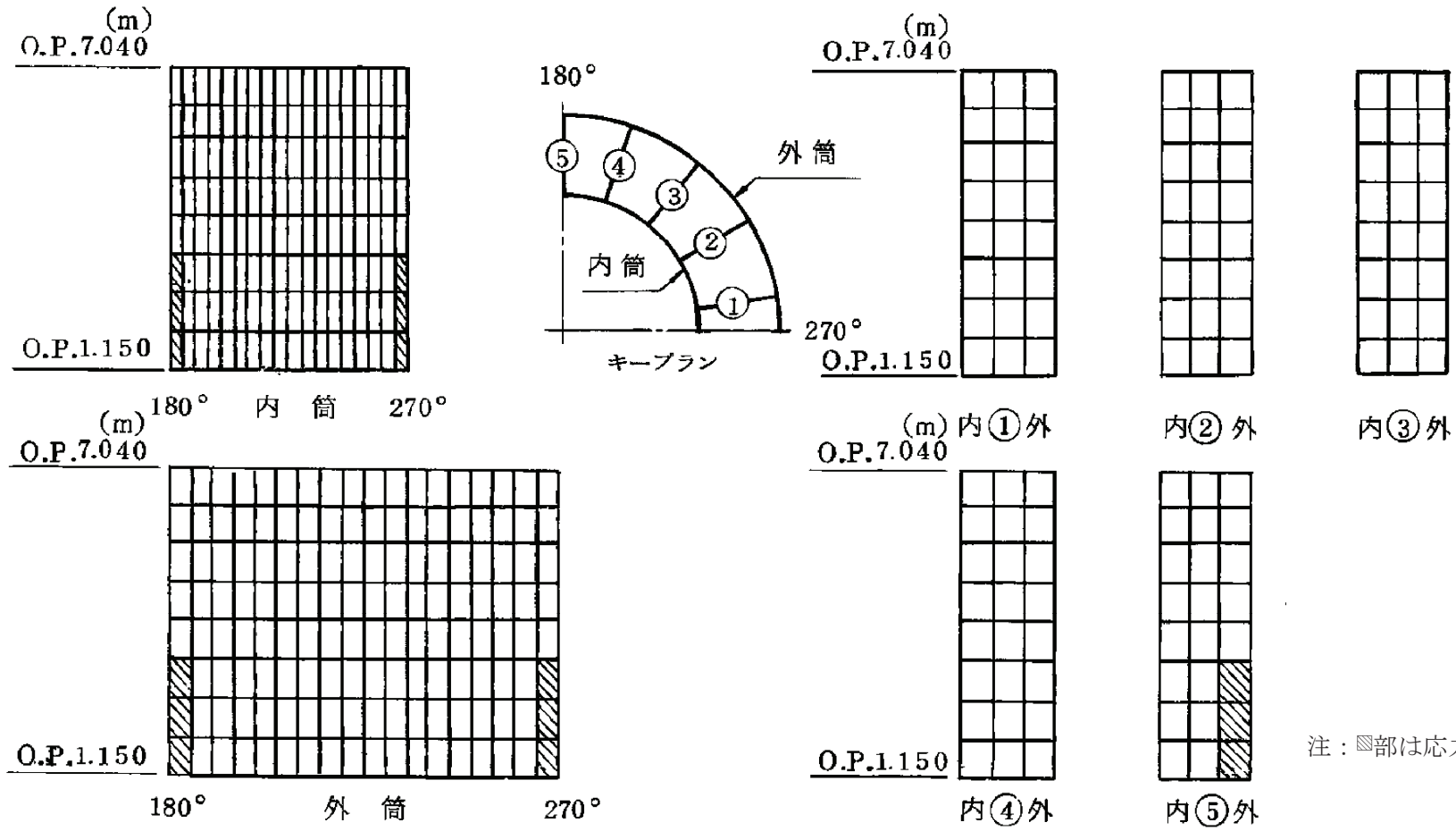
選定した応力評価点を表 4-11 及び図 4-1 に示す。

応力評価点 P1 及び P2 の応力は、既工認の各荷重条件や耐震条件の比を用いて発生応力を算出し評価する。

表 4-11 応力評価点

応力評価点番号	応力評価点
P1*	円筒部（内筒，外筒）
P2*	縦リブ
P3	アンカボルト
P4	スカートフランジ
P5	CRD 開口まわり

注記\*：円筒部及び縦リブの評価点は、最大組合せ応力度発生箇所を含むよう選定するとともに、地震方向に対して応力度の大きくなる 90° 及び 180° 位置の代表的な高さから選定する。



注：▨部は応力度表示位置を示す。

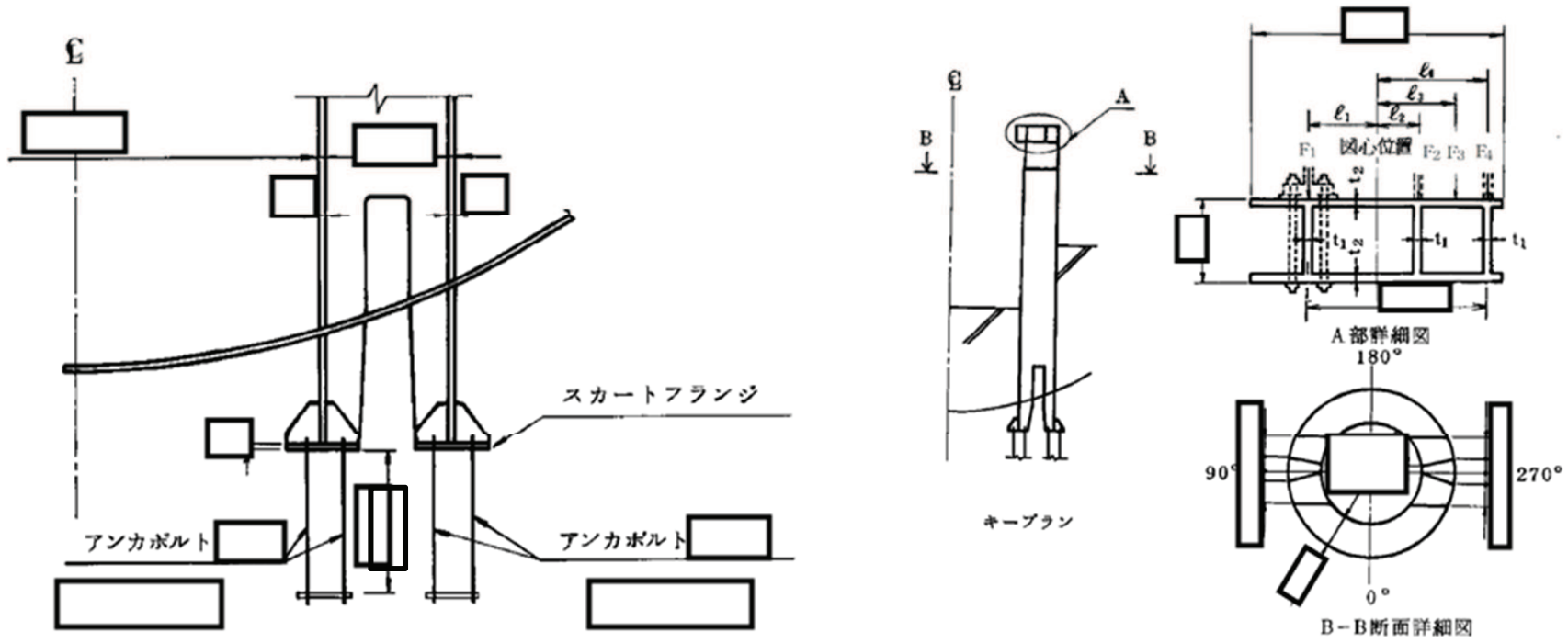
P1 : 円筒部 (内筒, 外筒)

P2 : 縦リブ

図 4-1 原子炉本体の基礎の応力評価位置 (その 1)



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



P3 : アンカボルト  
 P4 : スカートフランジ

P5 : CRD 開口まわり  
 (A 部詳細図に示される断面の単純支持は  
 りとし、評価部位は開口部全体である。)

図 4-1 原子炉本体の基礎の応力評価位置 (その 2) (単位 : mm)

#### 4.4.2 荷重及び応力度計算方法

##### (1) 設計基準対象施設としての荷重及び応力度計算

###### a. 円筒部及び縦リブ

円筒部及び縦リブに生じる死荷重，通常運転時荷重及び温度荷重による応力度計算方法は，既工認から変更はなく，参照図書(1)に示すとおりである。

原子炉本体の基礎上部円筒部（0.P. 7.040m ～ 0.P. 1.150m）に生じる水平地震荷重による応力度は，既工認における基準地震動  $S_1^*$  と弾性設計用地震動  $S_d$  又は静的地震動，又は基準地震動  $S_2$  と基準地震動  $S_s$  のせん断力及びモーメントの最大の荷重比を用いて，既工認における基準地震動  $S_1^*$  又は  $S_2$  に対して FEM 解析により算出した応力度を荷重の比を用いて求める。弾性設計用地震動  $S_d$  又は静的地震動による地震荷重は，基準地震動  $S_1^*$  と弾性設計用地震動  $S_d$  又は静的地震動のせん断力及びモーメントの最大の荷重比（ $S_d^*/S_1^*$  の比 1.01）を用いる。基準地震動  $S_s$  による地震荷重は，基準地震動  $S_2$  と基準地震動  $S_s$  のせん断力及びモーメントの最大の荷重比（ $S_s/S_2$  の比 1.30）を用いる。鉛直地震荷重による応力度は，表 4-14 に示す 0.P. 1.150m における弾性設計用地震動  $S_d$  による軸力又は，基準地震動  $S_s$  による軸力と死荷重による鉛直力の荷重比より算出した鉛直震度を用いて，既工認における死荷重による応力度を基に震度法により算出する。

原子炉本体の基礎下部円筒部（0.P. 1.150m ～ 0.P. -6.200m）に生じる地震荷重は，原子炉格納容器底部コンクリートに完全埋没されており，周辺のコンクリートによって，0.P. 1.150m より上部に対して十分に高い剛性である。そのため，0.P. 1.150m 以下は原子炉建屋と一体構造であるものとし，コンクリート埋設部上端に接続する上部円筒部の底部 0.P. 1.150m で発生する荷重を用いて評価する。

鉛直地震により下部円筒部に生じる荷重は，上部円筒部と同様に表 4-12 に示す鉛直震度を考慮する。

表 4-12 死荷重と弾性設計用地震動  $S_d$  (上下動) 及び  
基準地震動  $S_s$  (上下動) による荷重の比率

高さ O.P. (m)	軸力 (kN)		$S_d$ /死荷重	軸力 (kN)		$S_s$ /死荷重
	死荷重	$S_d$		死荷重	$S_s$	
1.150						

b. 原子炉本体の基礎アンカボルト及びスカートフランジ

原子炉本体の基礎に生じた荷重は，スカートフランジを介してアンカボルトにより基礎版に伝達する。

アンカボルト及びスカートフランジの応力計算方法は，既工認から変更はなく，参照図書(1)に示すとおりである。

表 4-13 設計荷重

荷重ケース番号	鉛直力 (kN)	曲げモーメント (kN・m)	せん断力 (kN)
1, 3, a			
2, b			

c. CRD 開口まわり

原子炉圧力容器及び原子炉しゃへい壁より作用する荷重を考慮して CRD 開口まわりの評価を行う。評価に用いる，CRD 開口まわりの各部荷重を表に示す。評価に用いる応力度計算方法は，既工認から変更はなく，参照図書(1)に示すとおりである。

表 4-14 各部荷重表

単位 (kN/m)

荷重ケース番号		F 1	F 2	F 3	F 4	合計
		1, 3, a	最大圧縮力作用時			
	最大引張力作用時					
2, b	最大圧縮力作用時					
	最大引張力作用時					

(2) 重大事故等対処設備としての荷重及び応力度計算

原子炉本体の基礎に作用する荷重及び応力度計算方法は「4.4.2(1) 設計基準対象施設としての荷重及び応力度計算」と同様である。

なお、重大事故等時の熱荷重による応力度に関しては、既工認計算書における事故時熱荷重温度における応力度を基に、温度、縦弾性係数及び線膨張係数の違いを考慮して係数倍により求めた。

4.5 計算条件

応力解析に用いる荷重を、「4.2 荷重の組合せ及び許容値」及び「4.3 設計用地震力」に示す。

4.6 荷重及び応力度の評価

「4.4 計算方法」で求めた各荷重及び応力度が表 4-4 に示す許容値以下であること。

## 5. 評価結果

### 5.1 設計基準対象施設としての評価結果

原子炉本体の基礎の設計基準対象施設としての耐震評価結果を以下に示す。発生値は許容限界を満足しており、設計用地震力に対して十分な構造強度を有していることを確認した。

#### (1) 構造強度評価結果

構造強度評価の結果を表 5-1～表 5-3 に示す。

表 5-1(1) 許容応力状態短期に対する評価結果 (D+M+S d\*) (その1)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	短期		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm <sup>2</sup>	N/mm <sup>2</sup>		
原子炉本体 基礎	P1 : 円筒部 ㊸部	内筒	A	組合せ応力度	67		○
			B	組合せ応力度	74		○
			C	組合せ応力度	94		○
			D	組合せ応力度	89		○
			E	組合せ応力度	68		○
		外筒	A	組合せ応力度	63		○
			B	組合せ応力度	70		○
			C	組合せ応力度	66		○
			D	組合せ応力度	68		○
			E	組合せ応力度	68		○
原子炉本体 基礎	P1 : 円筒部 ㊹部	内筒	A	組合せ応力度	67	○	
			B	組合せ応力度	72	○	
			C	組合せ応力度	84	○	
			D	組合せ応力度	119	○	
			E	組合せ応力度	110	○	
		外筒	A	組合せ応力度	134	○	
			B	組合せ応力度	152	○	
			C	組合せ応力度	146	○	
			D	組合せ応力度	152	○	
			E	組合せ応力度	152	○	

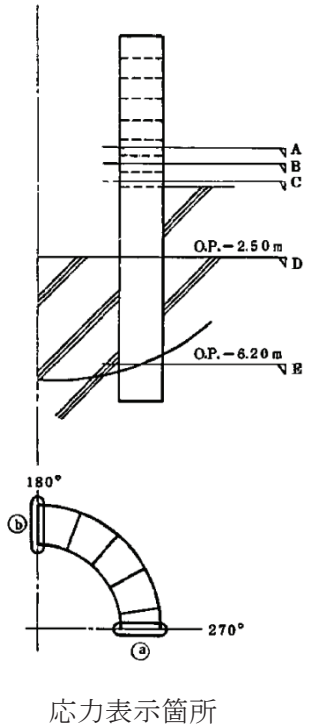
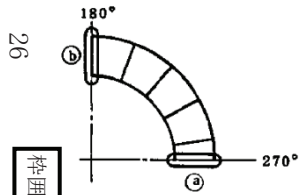
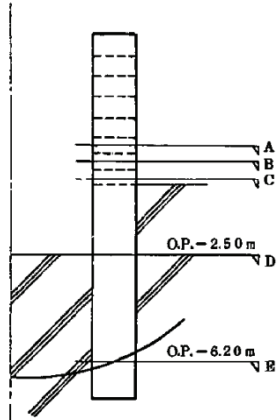




表 5-1(1) 許容応力状態短期に対する評価結果 (D+M+S d<sup>\*</sup>) (その 2)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	短期		判定
				算出応力度	許容応力度	
				N/mm <sup>2</sup>	N/mm <sup>2</sup>	
原子炉本体 基礎	P2	縦リブ	A	組合せ応力度 130		○
			B	組合せ応力度 151		○
			C	組合せ応力度 187		○



応力表示箇所

表 5-1(2) 許容応力状態短期に対する評価結果 (D+M+S d<sup>\*</sup>)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	短期		判定	荷重ケース 番号
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm <sup>2</sup>	N/mm <sup>2</sup>		
原子炉本体 基礎	P3	アンカボルト	引張応力度	151		○	1
			引抜き力 <sup>*</sup>	4.487×10 <sup>5</sup>		○	1
	P4	スカートフランジ	曲げ応力度	138		○	1
			曲げ応力度	39		○	1
	P5	CRD 開口まわり	せん断応力度	106		○	1
			ねじれによるせん断応力度	50		○	1

注記\* : 単位は N

表 5-2(1) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D+M<sub>L</sub>+S d<sup>\*</sup>) (その1)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm <sup>2</sup>	N/mm <sup>2</sup>		
原子炉本体 基礎	P1 : 円筒部 ㊸部	内筒	A	組合せ応力度	71		○
			B	組合せ応力度	79		○
			C	組合せ応力度	105		○
			D	組合せ応力度	315		○
			E	組合せ応力度	68		○
		外筒	A	組合せ応力度	60		○
			B	組合せ応力度	69		○
			C	組合せ応力度	69		○
			D	組合せ応力度	68		○
			E	組合せ応力度	68		○
原子炉本体 基礎	P1 : 円筒部 ㊹部	内筒	A	組合せ応力度	71	○	
			B	組合せ応力度	83	○	
			C	組合せ応力度	96	○	
			D	組合せ応力度	350	○	
			E	組合せ応力度	110	○	
		外筒	A	組合せ応力度	128	○	
			B	組合せ応力度	148	○	
			C	組合せ応力度	139	○	
			D	組合せ応力度	152	○	
			E	組合せ応力度	152	○	

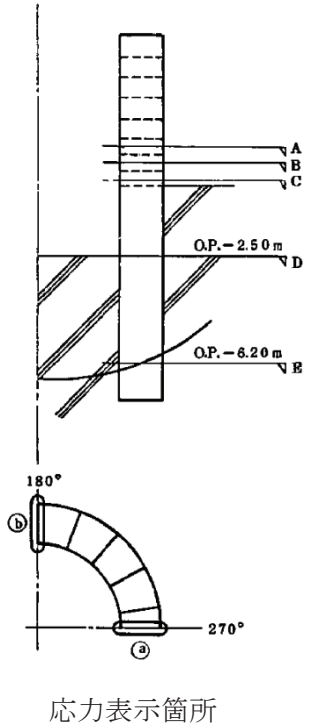
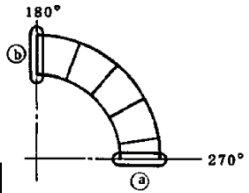
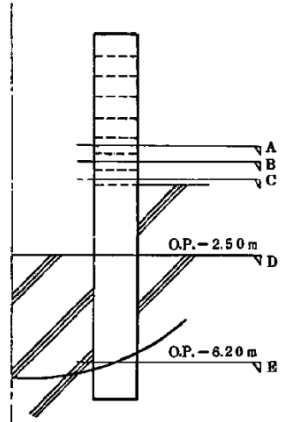


表 5-2(1) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D+M<sub>L</sub>+S d<sup>\*</sup>) (その2)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm <sup>2</sup>	N/mm <sup>2</sup>		
原子炉本体 基礎	P2	縦リブ	A	組合せ応力度	127		○
			B	組合せ応力度	150		○
			C	組合せ応力度	193		○



応力表示箇所

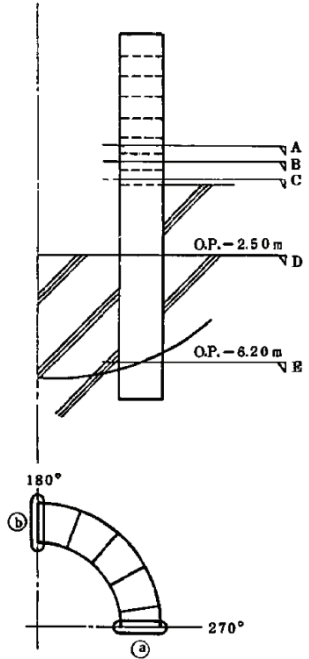
表 5-2(2) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D+M<sub>L</sub>+S d<sup>\*</sup>)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	荷重ケース 番号
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm <sup>2</sup>	N/mm <sup>2</sup>		
原子炉本体 基礎	P3	アンカボルト	引張応力度	151		○	3
			引抜き力 <sup>*</sup>	4.487×10 <sup>5</sup>		○	3
	P4	スカートフランジ	曲げ応力度	138		○	3
			曲げ応力度	39		○	3
	P5	CRD 開口まわり	せん断応力度	106		○	3
			ねじれによるせん断応力度	50		○	3

注記\*：単位はN

表 5-3(1) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D+M+S s) (その1)

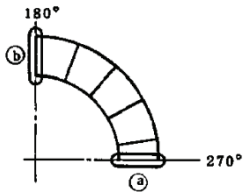
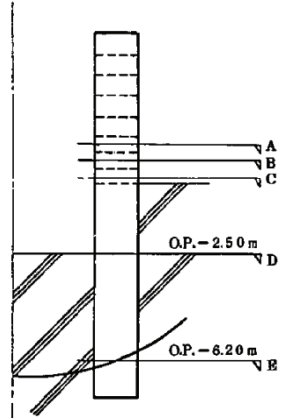
評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm <sup>2</sup>	N/mm <sup>2</sup>		
原子炉本体 基礎	P1：円筒部 ①部	内筒	A	組合せ応力度	99		○
			B	組合せ応力度	105		○
			C	組合せ応力度	122		○
			D	組合せ応力度	110		○
			E	組合せ応力度	96		○
		外筒	A	組合せ応力度	87		○
			B	組合せ応力度	94		○
			C	組合せ応力度	86		○
			D	組合せ応力度	96		○
			E	組合せ応力度	96		○
原子炉本体 基礎	P1：円筒部 ②部	内筒	A	組合せ応力度	97	○	
			B	組合せ応力度	103	○	
			C	組合せ応力度	113	○	
			D	組合せ応力度	149	○	
			E	組合せ応力度	145	○	
		外筒	A	組合せ応力度	209	○	
			B	組合せ応力度	233	○	
			C	組合せ応力度	225	○	
			D	組合せ応力度	201	○	
			E	組合せ応力度	201	○	



応力表示箇所

表 5-3(1) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D+M+S s) (その 2)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm <sup>2</sup>	N/mm <sup>2</sup>		
原子炉本体 基礎	P2	縦リブ	A	組合せ応力度	195	○	
			B	組合せ応力度	222		○
			C	組合せ応力度	261		○



応力表示箇所

表 5-3(2) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D+M+S)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	荷重ケース 番号
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm <sup>2</sup>	N/mm <sup>2</sup>		
原子炉本体 基礎	P3	アンカボルト	引張応力度	228		○	2
			引抜き力*	$6.774 \times 10^5$		○	2
	P4	スカートフランジ	曲げ応力度	184		○	2
			曲げ応力度	56		○	2
	P5	CRD 開口まわり	せん断応力度	151		○	2
			ねじれによるせん断応力度	76		○	2

注記\* : 単位はN



## 5.2 重大事故等対処設備としての評価結果

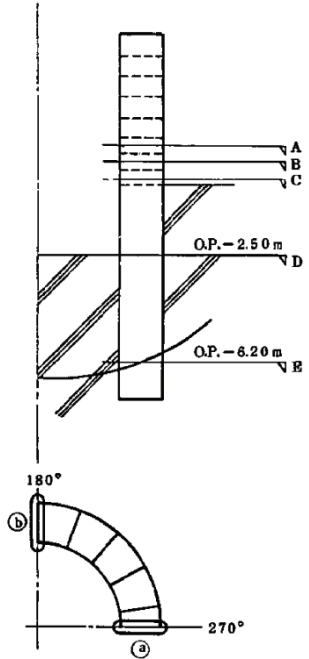
原子炉本体の基礎の重大事故等時の状態を考慮した場合の耐震評価結果を以下に示す。発生値は許容限界を満足しており，設計用地震力に対して十分な構造強度を有していることを確認した。

### (1) 構造強度評価結果

構造強度評価の結果を表 5-4 及び表 5-5 に示す。

表 5-4(1) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + L<sub>SAL</sub> + M<sub>SAL</sub> + S d) (その 1)

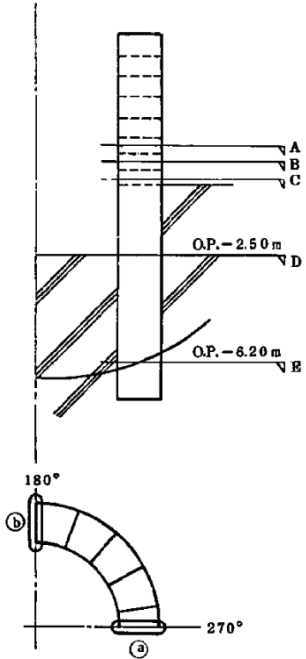
評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm <sup>2</sup>	N/mm <sup>2</sup>		
原子炉本体 基礎	P1：円筒部 ㊸部	内筒	A	組合せ応力度	72		○
			B	組合せ応力度	80		○
			C	組合せ応力度	107		○
			D	組合せ応力度	328		○
			E	組合せ応力度	68		○
		外筒	A	組合せ応力度	60		○
			B	組合せ応力度	69		○
			C	組合せ応力度	70		○
			D	組合せ応力度	68		○
			E	組合せ応力度	68		○
原子炉本体 基礎	P1：円筒部 ㊹部	内筒	A	組合せ応力度	72	○	
			B	組合せ応力度	84	○	
			C	組合せ応力度	99	○	
			D	組合せ応力度	362	○	
			E	組合せ応力度	110	○	
		外筒	A	組合せ応力度	128	○	
			B	組合せ応力度	148	○	
			C	組合せ応力度	139	○	
			D	組合せ応力度	152	○	
			E	組合せ応力度	152	○	



応力表示箇所

表 5-4(1) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + L<sub>SAL</sub> + M<sub>SAL</sub> + S d) (その 2)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm <sup>2</sup>	N/mm <sup>2</sup>		
原子炉本体 基礎	P2	縦リブ	A	組合せ応力度	128		○
			B	組合せ応力度	151		○
			C	組合せ応力度	195		○



応力表示箇所

表 5-4(2) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + L<sub>SAL</sub> + M<sub>SAL</sub> + S d)

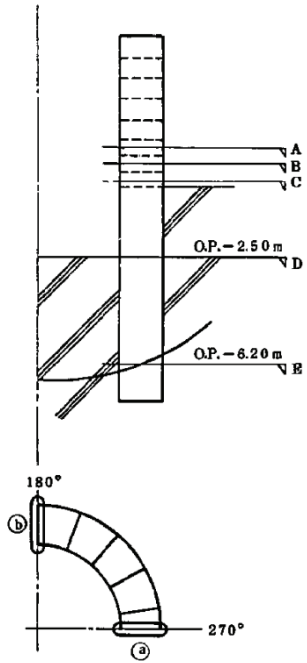
評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	荷重ケース 番号
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm <sup>2</sup>	N/mm <sup>2</sup>		
原子炉本体 基礎	P3	アンカボルト	引張応力度	151		○	a
			引抜き力*	4.487 × 10 <sup>5</sup>		○	a
	P4	スカートフランジ	曲げ応力度	138		○	a
			曲げ応力度	39		○	a
	P5	CRD 開口まわり	せん断応力度	106		○	a
			ねじれによるせん断応力度	50		○	a

注記\* : 単位はN

37

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 5-5(1) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D+L<sub>SALL</sub>+M<sub>SALL</sub>+S<sub>s</sub>) (その1)



応力表示箇所

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm <sup>2</sup>	N/mm <sup>2</sup>		
原子炉本体 基礎	P1：円筒部 ㊸部	内筒	A	組合せ応力度	99		○
			B	組合せ応力度	101		○
			C	組合せ応力度	113		○
			D	組合せ応力度	216		○
			E	組合せ応力度	96		○
		外筒	A	組合せ応力度	84		○
			B	組合せ応力度	89		○
			C	組合せ応力度	81		○
			D	組合せ応力度	96		○
			E	組合せ応力度	96		○
原子炉本体 基礎	P1：円筒部 ㊹部	内筒	A	組合せ応力度	99	○	
			B	組合せ応力度	110	○	
			C	組合せ応力度	101	○	
			D	組合せ応力度	261	○	
			E	組合せ応力度	145	○	
		外筒	A	組合せ応力度	203	○	
			B	組合せ応力度	226	○	
			C	組合せ応力度	216	○	
			D	組合せ応力度	201	○	
			E	組合せ応力度	201	○	

表 5-5(1) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + L<sub>SALL</sub> + M<sub>SALL</sub> + S<sub>s</sub>) (その 2)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm <sup>2</sup>	N/mm <sup>2</sup>		
原子炉本体 基礎	P2	縦リブ	A	組合せ応力度	190		○
			B	組合せ応力度	214		○
			C	組合せ応力度	246		○

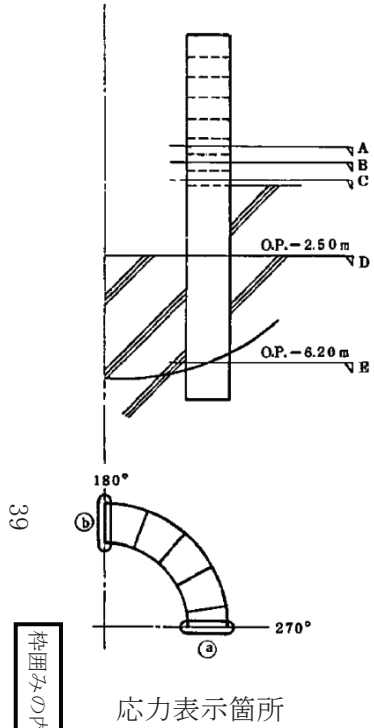


表 5-5 (2) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + L<sub>SALL</sub> + M<sub>SALL</sub> + S<sub>s</sub>)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	荷重ケース 番号
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm <sup>2</sup>	N/mm <sup>2</sup>		
原子炉本体 基礎	P3	アンカボルト	引張応力度	228		○	b
			引抜き力*	6.774 × 10 <sup>5</sup>		○	b
	P4	スカートフランジ	曲げ応力度	184		○	b
			曲げ応力度	56		○	b
	P5	CRD 開口まわり	せん断応力度	151		○	b
			ねじれによるせん断応力度	76		○	b

注記\* : 単位はN

6. 参照図書

- (1) 女川原子力発電所第2号機 第1回工事計画認可申請書  
添付書類「IV-1-2 原子炉本体の基礎に関する説明書」



## VI-1-2-2 原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書

## 目次

1. 概要.....	1
2. 基本方針.....	1
3. 適用基準, 適用規格等.....	2
4. 脆性破壊防止に対する設計.....	2
5. 評価対象と評価方法.....	2
6. 記号の説明.....	5
7. 最低使用温度に基づく評価.....	6
7.1 評価箇所.....	6
7.2 最低使用温度.....	6
8. 関連温度に基づく評価.....	7
8.1 評価箇所.....	7
8.2 関連温度の要求値.....	7
8.3 応力拡大係数の計算.....	7
8.3.1 最大仮想欠陥.....	7
8.3.2 応力拡大係数の計算.....	8
8.4 中性子照射による関連温度の移行量.....	8
8.5 計算結果.....	10
8.5.1 応力拡大係数の計算結果.....	10
8.5.2 関連温度の要求値の計算結果.....	10
9. 上部棚吸収エネルギーの評価.....	11
9.1 評価箇所.....	11
9.2 上部棚吸収エネルギーの評価方法.....	11
9.3 上部棚吸収エネルギーの計算.....	11
9.3.1 上部棚吸収エネルギー減少率の推定.....	11
9.3.2 上部棚吸収エネルギー調整値の算出.....	12
9.4 上部棚吸収エネルギーの評価結果.....	12
10. 結論.....	13
付録1 中性子照射による関連温度移行量.....	27

## 図表目次

図 7-1	破壊靱性評価箇所 .....	14
図 8-1	最大仮想欠陥形状 .....	15
表 5-1 (1)	重大事故シーケンスの影響確認 .....	16
表 5-1 (2)	重大事故シーケンスの影響確認 .....	17
表 5-1 (3)	重大事故シーケンスの影響確認 .....	18
表 7-1	最低使用温度に基づく評価箇所 .....	19
表 8-1 (1)	評価対象となる材料（胴板及び鏡板部） .....	20
表 8-1 (2)	評価対象となる材料（ノズル部） .....	21
表 8-2	原子炉圧力容器の 40 定格負荷相当年数の運転期間中の中性子束及び中性子 照射量 .....	22
表 8-3 (1)	応力拡大係数及び関連温度の要求値の計算結果（胴板及び鏡板部）	23
表 8-3 (2)	応力拡大係数及び関連温度の要求値の計算結果（ノズル部） .....	24
表 9-1	国内 USE 予測式の適用範囲及び評価対象の諸元 .....	25
表 9-2	上部棚吸収エネルギーの評価結果 .....	26

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第14条第2項及び第54条第1項第1号並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき、設計基準対象施設としての原子炉圧力容器の破壊靱性及び想定される重大事故等が発生した場合に、原子炉圧力容器が重大事故等時に対処するために流路としての機能を有効に発揮できることを確認するため、破壊靱性に対する評価について説明するものである。あわせて、技術基準規則第17条第1号及び第55条第2号並びにそれらの解釈に対して、原子炉圧力容器の材料が適切であることを説明する。

今回、設計基準対象施設としての原子炉圧力容器の材料については、平成4年1月13日付け3資庁第10518号にて認可された工事計画から変更はないが、各供用状態及び試験状態に対する評価結果に影響を及ぼす脆化予測法が改訂されたため、改めて設計基準対象施設としての原子炉圧力容器の破壊靱性に対する評価について説明する。また、重大事故等対処設備としての原子炉圧力容器の破壊靱性に対する評価について説明する。

## 2. 基本方針

原子炉圧力容器に使用する材料は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において使用される圧力、温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して適切な破壊靱性を有する設計とする。

原子炉圧力容器に使用する材料は、中性子照射の影響を考慮し適切な破壊靱性を維持できるように、保安規定に監視試験片の評価結果に基づき原子炉冷却材温度及び圧力の制限範囲を設定することを定めて、原子炉圧力容器の脆性破壊を防止するよう管理する。

原子炉圧力容器に使用する材料は、重大事故等時における温度、圧力及び荷重に対して適切な破壊靱性を有する設計とし、かつ、重大事故等時における温度、放射線、荷重その他の使用条件において重大事故等時に対処するために流路としての機能を有効に発揮することができる設計とする。

原子炉圧力容器の脆性破壊防止以外の温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して健全性を維持することについては、添付書類「VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示している。

原子炉圧力容器の材料に対して施設時の評価として、中性子照射が及ぼす影響を評価することから、評価時期については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第43条の3の32に、発電用原子炉の運転できる期間が40年と定められていることを考慮し、40定格負荷相当年数を想定して、評価を実施する。

なお、原子炉圧力容器の炉心領域部の中性子照射による影響評価については、監視試験片によって計画的に評価を行うとともに、施設後40定格負荷相当年数の運転期間後以降の評価については、高経年化対策として実施する。

### 3. 適用基準，適用規格等

- ・実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 1306194 号）
- ・J S M E S N C 1 -2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格
- ・原子炉構造材の監視試験方法（J E A C 4 2 0 1 -2007）
- ・原子炉構造材の監視試験方法（J E A C 4 2 0 1 -2007（2010 年追補版））
- ・原子炉構造材の監視試験方法（J E A C 4 2 0 1 -2007（2013 年追補版））
- ・原子力発電所用機器に対する破壊靱性の監視試験方法（J E A C 4 2 0 6 -2007）

### 4. 脆性破壊防止に対する設計

技術基準規則第 17 条を踏まえ，原子炉圧力容器に使用する材料は，強度と靱性に優れた低合金鋼の鋼板及び鍛鋼品で構成し，原子炉冷却材と接触する原子炉圧力容器内面部分はステンレス鋼及び高ニッケル合金で内張りし，耐食性を向上させた設計とする。原子炉圧力容器は脆性破壊防止の観点から，原子炉冷却材の最低温度を設定し，適切な温度で使用する。また，中性子照射脆化が予想される材料に関しては，材料中の Cu 及び Ni 含有量が多いほど中性子照射脆化に与える影響が大きいことから，材料調達時に各元素の含有量を管理する。

また，技術基準規則第 55 条を踏まえ，重大事故等対処設備としての原子炉圧力容器の材料は，重大事故等時の原子炉圧力容器の使用温度が崩壊熱による原子炉冷却材の加熱により設計基準対象施設としての最低使用温度を下回らず，想定される使用条件に対して適切な破壊靱性を有する設計とする。

### 5. 評価対象と評価方法

原子炉圧力容器に使用する材料は，J S M E S N C 1 -2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（以下「設計・建設規格」という。）に基づいて，評価対象となる材料を抽出する。評価対象となる材料は，原子炉圧力容器を構成する材料のうち，耐圧部を構成する材料であり，かつ，設計・建設規格の PVB-2311 に示される脆性破壊が生じにくい板厚，断面積，外径及び指定材料等の条件により，破壊靱性試験が必要となる材料をすべて抽出し，評価を行う。この抽出により，最低使用温度に対してスタッドボルト，関連温度に対して耐圧部を構成する材料，上部棚吸収エネルギーに対して炉心領域材料が評価対象となる。

技術基準規則第 14 条及び第 54 条への適合性を確認するため，技術基準規則第 14 条の解釈に示される「日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法（JEAC4206-2007）」（以下「J E A C 4 2 0 6」という。），「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007）」，「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007）[2010 年追補版]」及び「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験

方法（JEAC4201-2007）[2013年追補版]」（以下「JEAC4201」という。）の手法を用いて、原子炉圧力容器の脆性破壊に対する評価を行う。

JEAC4206第2章クラス1機器の規定により、破壊靱性試験を行う場合に必要とされる試験条件、すなわち最低使用温度を明確にすること、並びに関連温度の要求値及びJEAC4201の規定により、上部棚吸収エネルギーが供用期間中の破壊靱性の要求を満足することを示す。また、重大事故等が発生した場合に、原子炉圧力容器が重大事故等時に対処するために流路としての機能を有効に発揮できることを示す。

破壊靱性の評価は、JEAC4206のFB-2000で規定されるように、最低使用温度以下での衝撃試験結果を判定基準と対比し評価する方法、JEAC4206のFB-4000並びに附属書A及び附属書Fで規定されるように、応力拡大係数と運転状態における材料の温度より求められる関連温度を用いて評価する方法、また、JEAC4201のSA-3440で規定されるように、高温時における靱性を示す上部棚吸収エネルギーの減少率を予測し、設計寿命末期における上部棚吸収エネルギーを評価する方法に区分される。

原子炉圧力容器材料で破壊靱性試験を要求される箇所に対し、最低使用温度を基準とする評価箇所と関連温度を基準とする評価箇所を区別して評価を行い、加えて炉心領域材料について上部棚吸収エネルギーを評価する。なお、関連温度を用いての評価は、供用期間中の耐圧・漏えい試験及び供用状態A及びB(耐圧・漏えい試験を除く)の運転条件において、原子炉圧力容器の材料の脆性破壊防止の観点で破壊靱性上最も厳しい運転条件は、低温高圧の運転管理となる耐圧・漏えい試験時であるため、供用状態A及びBの評価は耐圧・漏えい試験での評価で代表する。

供用状態C及び供用状態Dについては、JEAC4206解説-附属書A-3120より、健全性評価上最も問題となる事象はPTS事象<sup>\*1</sup>である。沸騰水型原子炉圧力容器では相当運転期間での中性子照射量が低いこと、炉圧は蒸気温度の低下に伴い低下することからPTS事象は発生しない。そのため、供用状態C及び供用状態Dにおいては脆性破壊に対して厳しくなる事象はなく、耐圧・漏えい試験時に対する評価で代表される。

重大事故等時について炉心損傷防止対策の有効性評価における重大事故シーケンス及び格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスを表5-1(1)、表5-1(2)及び表5-1(3)に示す。表5-1(1)、表5-1(2)及び表5-1(3)より重大事故等時（原子炉停止機能喪失[ATWS]を除く）の温度・圧力条件は従来想定されている設計基準事象に包絡される。原子炉停止機能喪失[ATWS]において設計基準事象の圧力を超えるが、飽和蒸気線図上で変化するため、破壊靱性上厳しい運転条件である低温高圧の運転状態となることはない。このことから、重大事故等対処設備としての原子炉圧力容器の破壊靱性に対する評価は、8章に示す設計基準事象における評価で代表できる。

具体的な破壊靱性の評価方法は、原子炉圧力容器の耐圧部材料に使用される低合金鋼がフェライト鋼であり、脆性破壊が懸念される材料であることから、評価においては破壊力学を適用する。破壊力学では、欠陥の先端近傍の応力場の強さを応力拡大係数で表

し、応力拡大係数が破壊靱性を超えると破壊すると判断する。原子炉压力容器の材料の評価に当たっては、保守的に欠陥が存在するものと仮定し、欠陥の先端に生じる欠陥の進展力(応力拡大係数)を、供用期間中に想定される圧力・温度条件等から算出する。破壊靱性については、落重試験及び衝撃試験から得られる関連温度( $R T_{NDT}$ )及び金属温度と関数の関係にあることから、関連温度を用いて各温度の破壊靱性を算出する。

また、経年劣化事象により破壊靱性の低下が懸念される部位については、供用期間中における劣化を考慮した評価を行う。軽水炉における材料の破壊靱性の低下を伴う劣化事象としては、熱時効と中性子照射脆化が挙げられる。熱時効については、原子炉压力容器の材料である低合金鋼に対する影響を、財団法人発電設備技術検査協会の研究\*2において検証されており、有意な劣化事象ではない。一方、中性子照射脆化については、J E A C 4 2 0 1において監視試験の対象となる中性子照射量  $10^{17}n/cm^2$  ( $E > 1 \text{ MeV}$ )以上となる炉心領域が含まれるため、考慮が必要である。

中性子照射脆化は、中性子照射量及び材料の化学成分(Cu, Ni, P)に依存し、中性子照射量及びこれら化学成分の含有量が多いほど脆化は大きい傾向にある。原子炉压力容器を構成する各部位の材料については、板材と鍛造材の違いはあるものの、すべて低合金鋼を使用しており、化学成分に有意な差はない。一方、供用期間中に原子炉压力容器の材料が受ける中性子照射量については、炉心領域のうち、炉心の有効高さを直接囲む胴板3及び胴板4の内表面が最も多い( $1.7 \times 10^{18}n/cm^2$  ( $E > 1\text{MeV}$ )程度)ことから、中性子照射脆化を考慮した破壊靱性の評価は、当該事象が懸念される胴板3及び胴板4について実施する。なお、胴板3及び胴板4の溶接部は母材と同等以上の靱性を持つことを確認した施工法を用いて溶接を行うため、評価においては母材を対象とする。

中性子照射量を考慮する位置は、内表面及び表面からの仮想欠陥深さ  $1/4 t$  (内表面から  $1/4 t$  部)とする。

注記\*1：PTS(加圧熱衝撃)

加圧下の原子炉压力容器内で急激な冷却が生じると、原子炉压力容器内外間の温度差により高い引張応力が容器内面に発生し、これと内圧による膜応力が重畳して高い引張応力が容器内面に発生する現象。

\*2：プラント長寿命化技術開発 低合金鋼・ステンレス鋼等腐食環境材料試験(低合金鋼・ステンレス鋼)(BWR)(昭和62年度～平成4年度のまとめ)(平成5年3月財団法人 発電設備技術検査協会)



6. 記号の説明

記号	記号の説明	単位
a	欠陥の深さ	mm
f	原子炉圧力容器内表面から深さ a における中性子照射量	n/cm <sup>2</sup>
F(a/r <sub>n</sub> )	補正係数で, J E A C 4 2 0 6 の附属書 F の附属書図 F-4200-1 で有限要素法のデータを結んだ曲線により得られる値	—
K <sub>I</sub>	供用状態における材料の応力と応力係数との積 (以下「応力拡大係数」という。)	MPa・√m
K <sub>Ic</sub>	J E A C 4 2 0 6 の附属書 A により規定される静的破壊 靱性値	MPa・√m
K <sub>Ip</sub>	一次応力による応力拡大係数	MPa・√m
K <sub>Iq</sub>	二次応力による応力拡大係数	MPa・√m
ℓ	欠陥の長さ	mm
M <sub>m</sub>	J E A C 4 2 0 6 の附属書 F の附属書図 F-3100-1 により 得られる膜応力の応力補正係数	√m
M <sub>b</sub>	J E A C 4 2 0 6 の附属書 F の F-3100 に示される曲げ応 力の応力補正係数(M <sub>m</sub> の $\frac{2}{3}$ の値)	√m
R T <sub>NDT</sub>	J E A C 4 2 0 6 の FB-2000 及び附属書 A により規定さ れる関連温度	°C
Δ R T <sub>NDT</sub>	関連温度の移行量	°C
r <sub>i</sub>	ノズルの内半径	mm
r <sub>c</sub>	ノズルコーナーの曲率半径	mm
r <sub>n</sub>	ノズルのみかけの半径	mm
S <sub>F</sub>	安全係数	—
T	供用状態における材料の温度	°C
t	板厚	mm
U S E	上部棚吸収エネルギー	J
Δ U S E	上部棚吸収エネルギー減少率	%
φ <sub>c</sub>	原子炉圧力容器内表面から深さ a における中性子束	n/(cm <sup>2</sup> ・s)
σ	胴及び鏡板部の周方向応力	MPa
σ <sub>m1</sub>	一次膜応力	MPa
σ <sub>m2</sub>	二次膜応力	MPa
σ <sub>b1</sub>	一次曲げ応力	MPa
σ <sub>b2</sub>	二次曲げ応力	MPa



## 7. 最低使用温度に基づく評価

### 7.1 評価箇所

J E A C 4 2 0 6 の FB-2400 の規定により，最低使用温度以下の温度で衝撃試験を行う箇所を表 7-1 及び図 7-1 に示す。

### 7.2 最低使用温度

表 7-1 に示した箇所の最低使用温度を同表中に示す。最低使用温度は，平成 4 年 1 月 13 日付 3 資庁第 10518 号にて認可された工事計画添付書類に示す熱サイクル図をもとに，原子炉の運転状態又は試験状態において原子炉圧力容器の内外にて接する液体の最低温度を考慮して定めた。

## 8. 関連温度に基づく評価

### 8.1 評価箇所

J E A C 4 2 0 6 の FB-2100 の規定により，関連温度に基づいた評価を行う箇所を表 8-1(1)，表 8-1(2)及び図 7-1 に示す。

### 8.2 関連温度の要求値

原子炉圧力容器に欠陥を想定した場合，欠陥に発生する応力拡大係数 $K_I$ が，J E A C 4 2 0 6 の附属書 A の A-3222 に基づく静的破壊靱性値 $K_{IC}$ を超えなければ脆性破壊は生じない。

$K_{IC}$ は関連温度 $R T_{NDT}$ を基準とした温度の関数として示される。

$$K_{IC} = 36.48 + 22.78 \exp[0.036(T - R T_{NDT})]$$

ここで，関連温度 $R T_{NDT}$ を関連温度の要求値として計算するため，上式を $R T_{NDT}$ についての式とする。

(関連温度)

$$R T_{NDT} = T - \frac{1}{0.036} \ln \left( \frac{K_{IC} - 36.48}{22.78} \right)$$

$K_I$ が $K_{IC}$ を超えない $R T_{NDT}$ の最大値として，関連温度の要求値を定義すると以下の式により求められる。

(関連温度の要求値)

$$R T_{NDT} \leq T - \frac{1}{0.036} \ln \left( \frac{K_I - 36.48}{22.78} \right)$$

応力拡大係数 $K_I$ の計算は，J E A C 4 2 0 6 の附属書 A 及び附属書 F により，8.3 節に示すように行う。

### 8.3 応力拡大係数の計算

#### 8.3.1 最大仮想欠陥

応力拡大係数の計算に用いる最大仮想欠陥は，胴及び鏡板部にあつては，板厚の 1/4 倍の深さ，板厚の 1.5 倍の長さの表面欠陥を用いる。ただし，板厚 $t$ が $t < 100.0\text{mm}$ の場合，100.0mm 厚断面に対する欠陥を用いる。

ノズル部にあつては，ノズルが取り付く部分の胴及び鏡板部板厚の 1/4 倍の深さの欠陥を用いる。ただし，最大仮想欠陥の大きさは胴部の最大仮想欠陥寸法を超えないものとする。

図 8-1 に最大仮想欠陥の形状を示す。

### 8.3.2 応力拡大係数の計算

応力拡大係数は、材料に欠陥の存在を想定した場合、過渡時の温度・圧力変化による欠陥の進展力を係数で表す。

耐圧・漏えい試験時における応力拡大係数は、有限要素法又は理論式より算出した膜応力及び曲げ応力をもとに算出する。

#### (1) 形状不連続部を含めた胴及び鏡板部

形状不連続部を含めた胴及び鏡板部の応力拡大係数の計算は次式による。

$$K_I = S_F \cdot K_{I_p} + K_{I_q}$$

##### a. 一次応力に対する安全係数

$$S_F = 1.5 \text{ (耐圧・漏えい試験における係数)}$$

##### b. 一次応力に対する応力拡大係数

$$K_{I_p} = M_m \cdot \sigma_{m1} + M_b \cdot \sigma_{b1}$$

$M_m$ は、J E A C 4 2 0 6 の附属書 F の附属書図 F-3100-1 により得られる。

$M_b$ は、 $M_m$ の 2/3 の値。

##### c. 二次応力に対する応力拡大係数

$$K_{I_q} = M_m \cdot \sigma_{m2} + M_b \cdot \sigma_{b2}$$

#### (2) ノズル部

ノズル部の応力拡大係数の計算は次式による。

$$K_I = \frac{S_F \cdot F \left( a / r_n \right) \cdot \sigma \cdot \sqrt{\pi \cdot a}}{\sqrt{1000}}$$

ここで、

$$S_F = 1.5$$

$$r_n = r_i + 0.29 \cdot r_c$$

### 8.4 中性子照射による関連温度の移行量

炉心領域材料は、中性子照射による脆化を受けると予想されることから、中性子照射による関連温度の移行量  $\Delta R T_{NDT}$  を見込む。

中性子束及び中性子照射量は、第2回監視試験結果から得られた値を評価に用いる。

40 定格負荷相当年数の運転期間中に原子炉压力容器の材料が受ける中性子照射量は、原子炉压力容器の胴板 3、胴板 4 の内表面、板厚の 1/4t 部の中性子照射量を算出する。各位置における最大中性子束を解析コード「DORT」を用いて算出し、リードファクタ\*及び照射期間を用いて、中性子照射量を算出する。

なお、評価に用いる解析コード「DORT」の検証及び妥当性確認等の概要については、「VI-5 計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

算出した中性子束及び中性子照射量を表 8-2 に示す。

内表面から深さ 1/4 t 位置での中性子束  $\phi_c$  は以下となる。

$$\phi_c = 9.62 \times 10^8 \text{ n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$$

中性子照射量  $f$  は、中性子束  $\phi_c$  に 40 定格負荷相当年数を乗ずることにより求める。

$$f = 9.62 \times 10^8 \times (40 \times 365 \times 24 \times 60 \times 60) = 1.22 \times 10^{18} \text{ n}/\text{cm}^2$$

付録 1 より、炉心領域材料の化学成分を用いて、安全側に中性子照射による関連温度の移行量を、 $\Delta R T_{NDT} = 25.4^\circ\text{C}$  とする。

注記\*：監視試験片の照射位置における中性子束の、原子炉容器内表面あるいは他の位置における最大中性子束に対する比で表す。

## 8.5 計算結果

### 8.5.1 応力拡大係数の計算結果

応力拡大係数の計算条件及び計算結果を表 8-3(1)及び表 8-3(2)に示す。

表 8-3(1)には胴及び鏡板部に対する計算結果を、表 8-3(2)にはノズル部に対する計算結果を示す。

### 8.5.2 関連温度の要求値の計算結果

応力拡大係数及び耐圧試験の温度より、8.2 節に示した関係を満足する関連温度の要求値を求めた結果を、胴及び鏡板部に対して表 8-3(1)に、ノズル部に対して表 8-3(2)に示す。また、同表中に使用する材料の実測値を示す。

なお、表 8-3(1)及び表 8-3(2)において使用した耐圧試験温度 54℃は、中性子照射による関連温度の移行量を設計段階で予測し、これをもとに定めた温度であり、平成 4 年 1 月 13 日付 3 資庁第 10518 号にて認可された工事計画認可申請書添付書類 IV-3-1-1-1 「原子炉圧力容器の応力解析の方針」の原子炉圧力容器の運転条件に示される。

## 9. 上部棚吸収エネルギーの評価

### 9.1 評価箇所

J E A C 4 2 0 6 の FB-2200 の規定により，上部棚吸収エネルギーの評価は，中性子照射による脆化を受けると予想される炉心領域材料について行う。評価を行う箇所を図 7-1 に示す。

### 9.2 上部棚吸収エネルギーの評価方法

上部棚吸収エネルギーは，高温時における鋼材の粘り強さ(靱性)の程度を示す指標であり，中性子照射が進むと低下する。

上部棚吸収エネルギーの要求値は，J E A C 4 2 0 6 の FB-4200 において，68J 以上と規定されており，J E A C 4 2 0 1 附属書 B の B-3100 に基づき，供用期間中の中性子照射を考慮しても，原子炉圧力容器内表面から 1/4 t 位置において，上部棚吸収エネルギー調整値が 68J 以上であることを確認する。

上部棚吸収エネルギーの算出に当たっては，評価対象の材料中の元素含有量，中性子照射量及び温度について，J E A C 4 2 0 1 附属書 B で国内 U S E 予測式の適用範囲として規定されており，今回の評価に用いる材料，中性子照射量及び温度については，すべて適用範囲を満足しているため，国内 U S E 予測式を用いる。表 9-1 に国内 U S E 予測式の適用範囲及び評価対象の諸元を示す。

### 9.3 上部棚吸収エネルギーの計算

#### 9.3.1 上部棚吸収エネルギー減少率の推定

中性子照射による上部棚吸収エネルギーの減少率( $\Delta U S E$  (%))を，次式を用いて推定する。

$$\Delta U S E = C_0 + [C F_U] \cdot [F F_U]_{(f)} + M_U$$

ここで，

$C_0$  : 係数  
-0.95

$[C F_U]$  : 化学成分による係数

$$[C F_U] = 5.23 + 9.36 \cdot \left\{ 0.5 + 0.5 \cdot \tanh \left( \frac{C_u - 0.087}{0.034} \right) \right\} \times (1 + 0.59 \cdot Ni)$$

$[F F_U]_{(f)}$  中性子照射量  $f$  による係数 (log は常用対数を表す)

$$[F F_U]_{(f)} = f^{(0.349 - 0.068 \cdot \log f)}$$

- Cu : 銅の含有量 (mass%)  
 %
- Ni : ニッケルの含有量 (mass%)  
 %
- f : 40 定格負荷相当年数での原子炉圧力容器内表面から 1/4t 部の中性子照射量  
 1.22 ( $\times 10^{18} \text{n/cm}^2$ ,  $E > 1 \text{MeV}$ )
- $M_U$  : マージン (%)  
 13.8%  
 $M_U = 2\sigma_{\Delta U}$   $\sigma_{\Delta U}$ は  $\Delta U S E$  に対する標準偏差 : 6.9% (母材)

### 9.3.2 上部柵吸収エネルギー調整値の算出

9.3.1 項にて推定した上部柵吸収エネルギーの減少率 ( $\Delta U S E$ ) 及び照射前の上部柵吸収エネルギー ( $U S E$  (初期値)) を用いて、上部柵吸収エネルギー調整値 ( $U S E$  (調整値)) を、次式を用いて算出する。

評価に当たっては、初期条件確認試験の結果を  $U S E$  (初期値) として  $U S E$  (調整値) の算出を行う。

$$U S E \text{ (調整値)} = U S E \text{ (初期値)} \times (1 - \Delta U S E / 100)$$

$U S E$  (調整値) : 照射後の上部柵吸収エネルギー (J)

$U S E$  (初期値) : 照射前の上部柵吸収エネルギー (J) :

### 9.4 上部柵吸収エネルギーの評価結果

供用期間中の中性子照射を考慮した、上部柵吸収エネルギー調整値の計算結果を表 9-2 に示す。

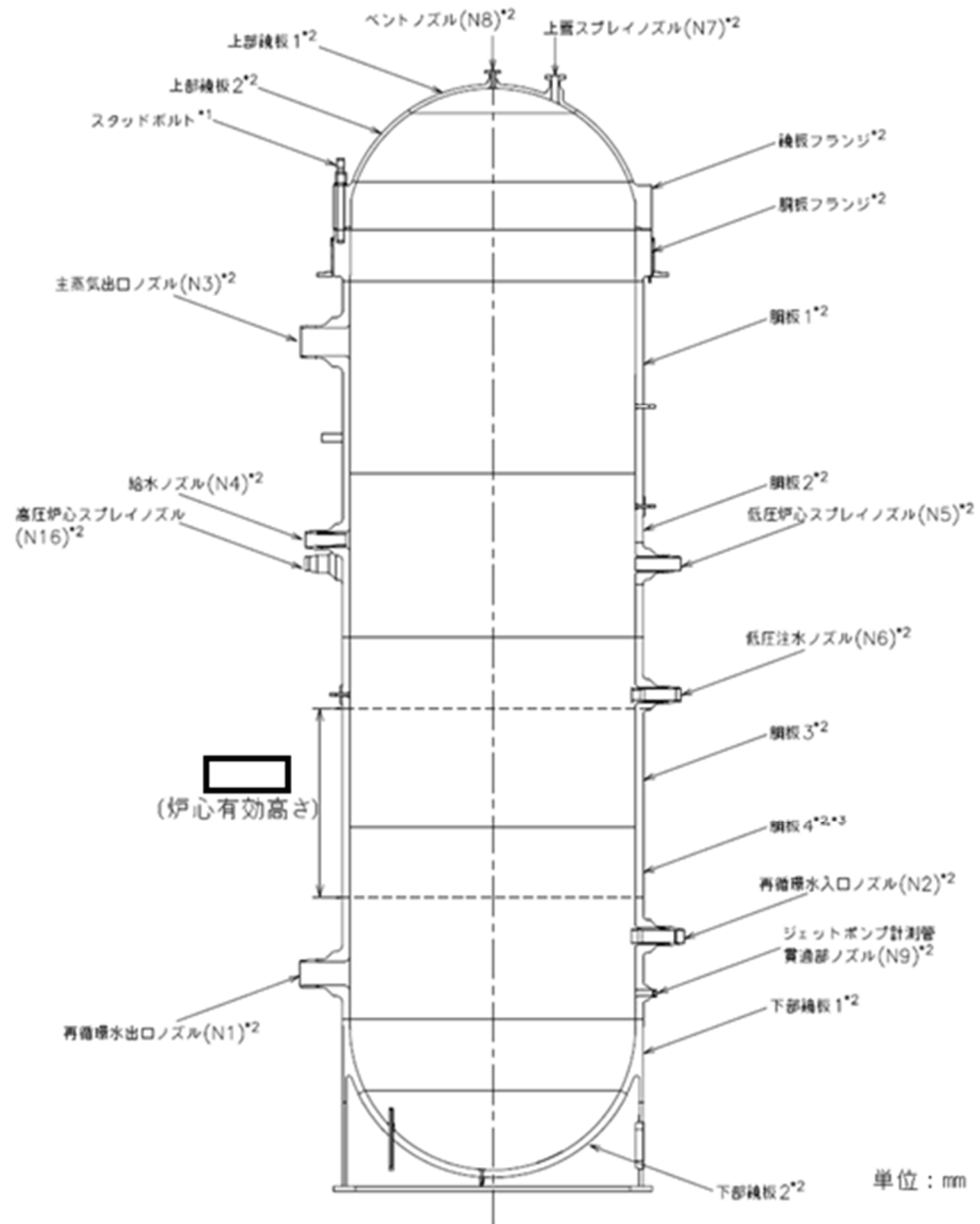
表 9-2 より、40 定格負荷相当年数での上部柵吸収エネルギー調整値は、J E A C 4 2 0 6 に規定される要求値の 68J 以上を満足している。

## 10. 結論

原子炉圧力容器の材料に対して、J E A C 4 2 0 6 第 2 章クラス 1 機器の規定により破壊靱性の評価を必要とされる箇所について、J E A C 4 2 0 6 の FB-2000 により最低使用温度以下の温度で衝撃試験を行う箇所は流体の最低温度を考慮した最低使用温度を定めるとともに、J E A C 4 2 0 6 の FB-4000 並びに附属書 A 及び附属書 F により関連温度を決定する必要がある箇所については関連温度の要求値を示し、J E A C 4 2 0 6 の FB-2100 により求めた関連温度が要求値を満足することを確認した。

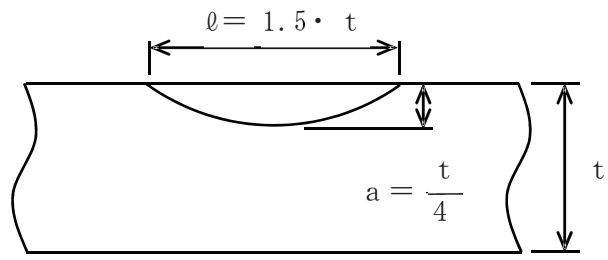
また、設計寿命末期における上部棚吸収エネルギー調整値が、J E A C 4 2 0 6 の FB-4200 に規定されている要求値、68J 以上を満足することを確認した。



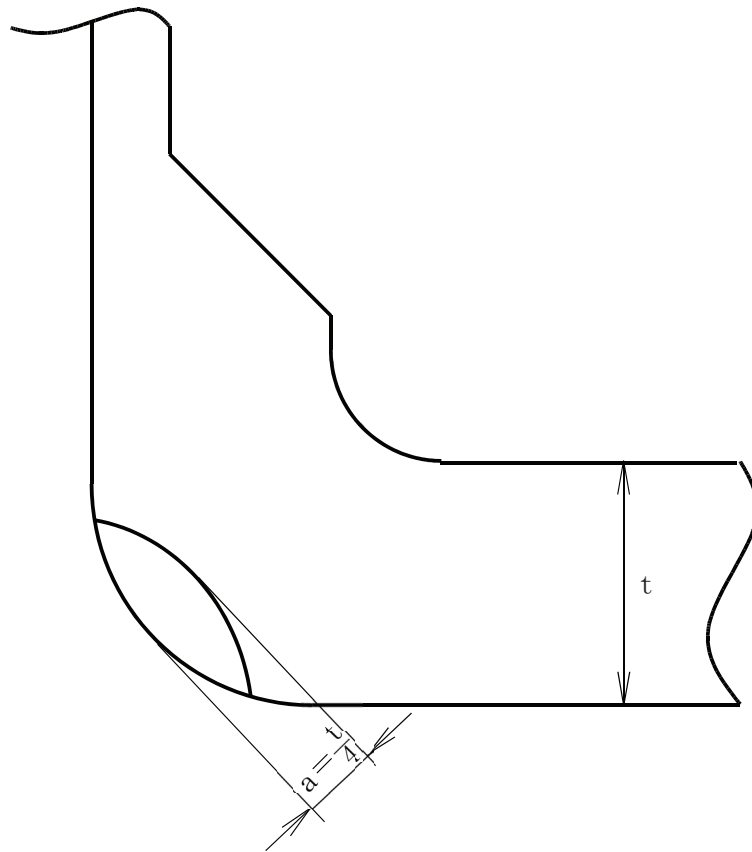


- 注記 \*1: 最低使用温度を基準とする評価箇所  
 \*2: 関連温度を基準とする評価箇所  
 \*3: 上部棚吸収エネルギーの評価箇所

図 7-1 破壊靱性評価箇所



a. 胴板及び鏡板



b. ノズル

図 8-1 最大仮想欠陥形状

表 5-1 (1) 重大事故シーケンスの影響確認

	重要事故 シーケンス等	事象の概要及び考察
1-1	高圧・低圧注水 機能喪失 (高圧代替注水系による 注水) [TQUV]	給水喪失により原子炉水位は低下し、高圧代替注水系が運転開始して原子炉水位は維持される。その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）2弁を手動開放させ、低圧代替注水系（常設）により注水する。本挙動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
1-2	高圧・低圧注水 機能喪失 (高圧代替注水系の機能 喪失) [TQUV]	給水喪失により原子炉水位は徐々に低下する。その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）6弁を手動開放させ、低圧代替注水系（常設）により注水する。本挙動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
2	高圧注水・減圧機能喪失 [TQUX]	給水喪失により原子炉水位は徐々に低下する。その後、代替自動減圧機能による自動減圧が行われ、低圧炉心スプレイ等により注水される。本挙動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
3-1	全交流動力電源喪失 [長期 TB/TBU/TBD]	外部電源喪失により原子炉水位は低下し、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が運転開始して原子炉水位は維持される。その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）2弁を手動開放させ、直流駆動低圧注水系又は低圧代替注水系（常設）等により注水する。本挙動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
3-2	全交流動力電源喪失 [TBP]	外部電源喪失及び逃がし安全弁の1弁開固着により原子炉水位は低下し、原子炉隔離時冷却系が運転開始する。その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）1弁を手動開放させ、直流駆動低圧注水系又は低圧代替注水系（常設）により注水する。本挙動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。

表 5-1 (2) 重大事故シーケンスの影響確認

	重要事故 シーケンス等	事象の概要及び考察
4	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失) [TW]	給水喪失により原子炉水位は低下し、原子炉隔離時冷却系が運転開始して原子炉水位が維持される。その後、逃がし安全弁(自動減圧機能)2弁を手動開放させ、低圧代替注水系(常設)により注水する。本挙動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
5	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系機能喪失) [TW]	給水喪失により原子炉水位は低下し、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が運転開始して原子炉水位が維持される。その後、逃がし安全弁(自動減圧機能)2弁を手動開放させ、高圧炉心スプレイ系により注水する。本挙動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
6	原子炉停止機能喪失 [ATWS]	主蒸気隔離弁誤閉止の発生後、原子炉スクラムに失敗する。主蒸気隔離弁が閉止されると原子炉圧力が上昇し、原子炉圧力高信号で再循環ポンプがトリップする。主蒸気隔離弁の閉止により、タービン駆動原子炉給水ポンプはトリップするが、電動機駆動原子炉給水ポンプにより給水が継続される。圧力上昇の挙動は設計熱サイクルで想定している「過大圧力」の圧力を超えるが、飽和蒸気線図上で変化するため、破壊靱性上厳しい運転条件である低温高圧の運転状態となることはない。
7	LOCA 時注水機能喪失 (中小破断) [SE]	給水喪失及び LOCA 発生により原子炉水位は徐々に低下する。その後、逃がし安全弁(自動減圧機能)6弁を手動開放させ、低圧代替注水系(常設)による注水を開始する。本事象は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。

表 5-1 (3) 重大事故シーケンスの影響確認

	重要事故 シーケンス等	事象の概要及び考察
8	格納容器バイパス (インターフェイスシス テム LOCA) [ISLOCA]	ISLOCA 時は、高圧炉心スプレイのポンプの吸込み配管からの漏えいを想定し、破断口からの冷却材流出による水位低下により、原子炉隔離時冷却系が運転開始する。その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）2 弁を手動開放させ、低圧炉心スプレイ系等による注水を開始する。本事象は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
9	雰囲気圧力・温度による 静的負荷 (格納容器過圧・過温破 損)	大破断 LOCA により原子炉水位は低下し、炉心が損傷・溶融する。その後、低圧代替注水系（常設）や代替循環冷却系による注水を開始し、溶融炉心を冷却することで、原子炉圧力容器は破損しない。本事象は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
10	水素燃焼	
11	高圧溶融物放出／格納容 器雰囲気直接加熱， 原子炉圧力容器外の溶融 燃料－冷却材相互作用， 溶融炉心・コンクリート 相互作用	原子炉圧力容器が破損するシーケンスであり、原子炉圧力容器の破壊靱性に対する評価は不要である。

表 7-1 最低使用温度に基づく評価箇所

評価箇所	材料	最低使用温度(℃)
スタッドボルト	SNB24-3	□

表 8-1 (1) 評価対象となる材料 (胴板及び鏡板部)

評価対象箇所	材 料	備 考
上部鏡板 1	SQV2A	$t \geq 16$ mm
上部鏡板 2	SQV2A	$t \geq 16$ mm
胴板 1	SQV2A	$t \geq 16$ mm
胴板 2	SQV2A	$t \geq 16$ mm
胴板 3	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
胴板 4	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
下部鏡板 1	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
下部鏡板 2	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
鏡板フランジ	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
胴板フランジ	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm

表 8-1 (2) 評価対象となる材料 (ノズル部)

評価対象箇所	材 料	備 考
再循環水出口ノズル (N1)	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
再循環水入口ノズル (N2)	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
主蒸気出口ノズル (N3)	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
給水ノズル (N4)	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
低圧炉心スプレイノズル (N5)	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
低圧注水ノズル (N6)	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
上蓋スプレイノズル (N7)	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
ベントノズル (N8)	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
ジェットポンプ計測管貫通部ノズル (N9)	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm
高圧炉心スプレイノズル (N16)	SFVQ1A	$t \geq 16$ mm



表 8-2 原子炉压力容器の 40 定格負荷相当年数の運転期間中の中性子束及び中性子照射量

部 位	中性子束 (n/cm <sup>2</sup> /s, E > 1MeV)	中性子照射量 (n/cm <sup>2</sup> , E > 1MeV)
内表面	1.33 × 10 <sup>9</sup>	1.68 × 10 <sup>18</sup>
1/4 t	9.62 × 10 <sup>8</sup>	1.22 × 10 <sup>18</sup>

表 8-3 (1) 応力拡大係数及び関連温度の要求値の計算結果 (胴板及び鏡板部)  
 耐圧試験 (最高使用圧力以下)  $T = 54^{\circ}\text{C}$   $a = t / 4$

名称	材料	K <sub>I</sub> (MPa√m)	関連温度 (°C)	
			要求値	実測値
上部鏡板 1	SQV2A	69.6	43.6	-45
上部鏡板 2	SQV2A	118.8	18.3	-45
胴板 1	SQV2A	110.4	21.3	-40
胴板 2	SQV2A	87.1	31.8	-35
胴板 3	SFVQ1A	87.1	6.4*	-40
胴板 4	SFVQ1A	87.1	6.4*	-40
下部鏡板 1	SFVQ1A	38.8	117.4	-45
下部鏡板 2	SFVQ1A	72.6	41.1	-40
鏡板 フランジ	SFVQ1A	118.8	18.3	-45
胴板 フランジ	SFVQ1A	110.4	21.3	-45

注記\* : 中性子照射による関連温度の移行量を考慮した値。

表 8-3 (2) 応力拡大係数及び関連温度の要求値の計算結果 (ノズル部)  
 耐圧試験(最高使用圧力以下) T = 54°C a = t / 4

名称	材料	K <sub>r</sub> (MPa√m)	関連温度 (°C)	
			要求値	実測値
再循環水出口ノズル (N1)	SFVQ1A	151.0	9.1	-60
再循環水入口ノズル (N2)	SFVQ1A	134.3	13.5	-50
主蒸気出口ノズル (N3)	SFVQ1A	151.1	9.1	-65
給水ノズル (N4)	SFVQ1A	128.7	15.1	-50
低圧炉心スプレイノズル (N5)	SFVQ1A	131.1	14.4	-55
低圧注水ノズル (N6)	SFVQ1A	131.1	14.4	-55
上蓋スプレイノズル (N7)	SFVQ1A	92.7	28.9	-60
ベントノズル (N8)	SFVQ1A	79.3	36.4	-50
ジェットポンプ計測管貫通部ノズル (N9)	SFVQ1A	95.4	27.6	-55
高圧炉心スプレイノズル (N16)	SFVQ1A	131.1	14.4	-50

表 9-1 国内 USE 予測式の適用範囲及び評価対象の諸元

項目	適用範囲 ( J E A C 4 2 0 1 )	評価対象の諸元
材料の Cu 含有量 (mass%)	0.25 以下	<input type="checkbox"/> *1
材料の Ni 含有量 (mass%)	0.5~1.0	<input type="checkbox"/> *1
材料の P 含有量 (mass%)	0.020 以下	<input type="checkbox"/> *1
中性子照射量 (n/cm <sup>2</sup> , E>1MeV)	$1.0 \times 10^{17} \sim 1.2 \times 10^{20}$	表 8-2 参照
公称照射温度 (°C)	274~310	<input type="checkbox"/> *2

注記\*1：材料調達時における試験による実測値

\*2：ダウンカマの原子炉冷却材温度の公称値

表 9-2 上部棚吸収エネルギーの評価結果

評価箇所	上部棚吸収エネルギー(J)		
	U S E (初期値)	U S E (調整値)	要求値 (必要下限値)
炉心領域材料	□	203	68

付録1 中性子照射による関連温度移行量

J E A C 4 2 0 1により、関連温度移行量の予測値を求める。J E A C 4 2 0 1によると、関連温度移行量の予測値は評価対象の材料中の元素含有量、中性子照射量、中性子束及び温度について、J E A C 4 2 0 1-2 0 0 7附属書Bで国内脆化予測法の適用範囲として規定されており、今回の評価に用いる材料、中性子照射量、中性子束及び温度については、すべて適用範囲を満足しているため、国内脆化予測法を用いる。付表-1に国内脆化予測法の適用範囲及び評価対象の諸元を示す。

$$\Delta R T_{N D T} \text{ 予測値} = \Delta R T_{N D T} \text{ 計算値} + M_R$$

ここで、

$\Delta R T_{N D T}$  計算値：J E A C 4 2 0 1のB-2100②に規定される手順により、附属書表B-2100-2を用いて計算する、関連温度の移行量の計算値(°C)

$M_R$ ：J E A C 4 2 0 1のB-2100③に規定されるマージン 22(°C)

$\Delta R T_{N D T}$ の計算においては以下のパラメータを使用する。

$\phi_c$ ：計算に使用する中性子束(n/(cm<sup>2</sup>・s))

Cu：銅の含有量(mass%)

Ni：ニッケルの含有量(mass%)

上式により、以下の値に対して関連温度の移行量を求める。材料の化学成分は、材料調達時における試験による実測値を用いて算出する。

$$\phi_c = 9.62 \times 10^8 \text{ (n/(cm}^2 \cdot \text{s))}$$

$$\text{Cu} \leq \boxed{\phantom{00}} \%$$

$$\text{Ni} \leq \boxed{\phantom{00}} \%$$

上式に対して関連温度の移行量は、3.4°Cと求まる。

ただし、中性子照射による関連温度の移行量は、マージン 22°Cを見込んで、25.4°Cとして関連温度の検討を行う。

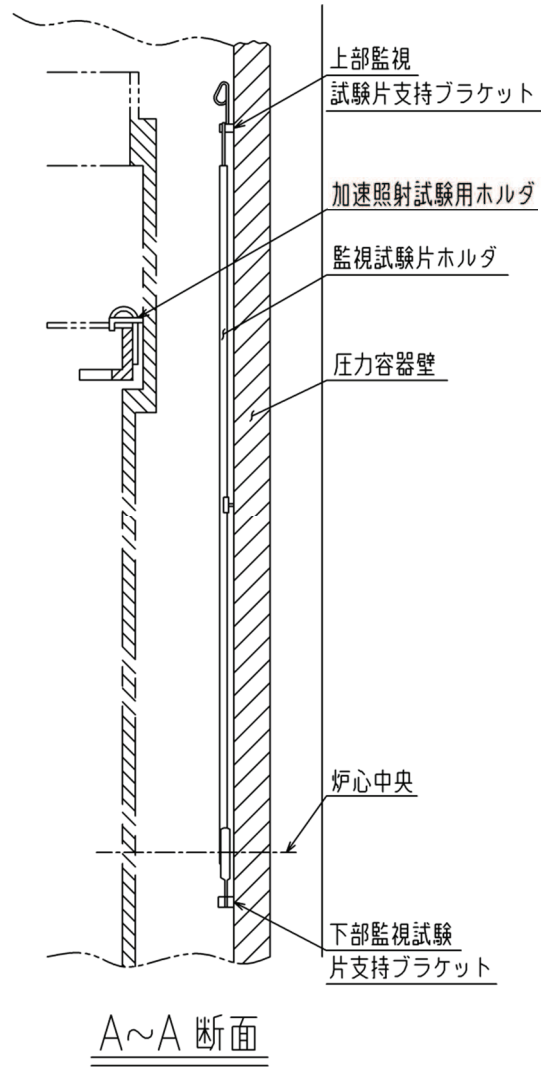
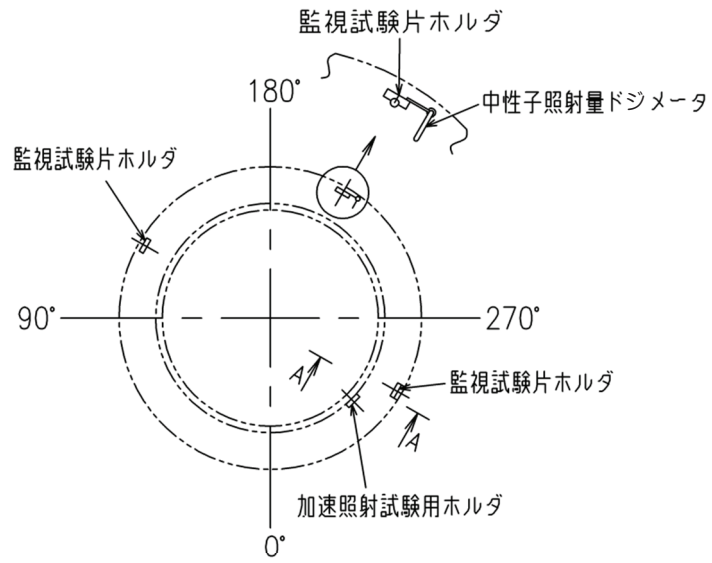
なお、中性子照射による関連温度の移行量を監視するために、付図-1に示す位置に監視試験片を取り付けている。

付表-1 国内脆化予測法の適用範囲及び評価対象の諸元

項目	適用範囲 (J E A C 4 2 0 1)	評価対象の諸元
材料の Cu 含有量 (mass%)	0.25 以下	<input type="text"/> *1
材料の Ni 含有量 (mass%)	0.5~1.1	<input type="text"/> *1
材料の P 含有量 (mass%)	0.025 以下	<input type="text"/> *1
中性子照射量 (n/cm <sup>2</sup> , E > 1MeV)	$1.0 \times 10^{17} \sim 1.2 \times 10^{20}$	$1.22 \times 10^{18}$
中性子束 (n/cm <sup>2</sup> ·s, E > 1MeV)	$1 \times 10^7 \sim 1 \times 10^{12}$	$9.62 \times 10^8$
公称照射温度 (°C)	270~290	<input type="text"/> *2

注記\*1：材料調達時における試験による実測値

\*2：ダウンカマの原子炉冷却材温度の公称値



付図-1 監視試験片取付図



### VI-1-3 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の説明書

## 目 次

- VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書
- VI-1-3-2 燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書
- VI-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書
- VI-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書
- VI-1-3-5 使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書

VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

## 目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 設計基準対象施設に関する使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位の計測	1
2.1.1 計測結果の記録の保存	1
2.1.2 自動的に警報する装置	1
2.2 重大事故等対処設備に関する使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の計測	2
2.2.1 燃料貯蔵設備に係る重大事故等時の使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の監視	2
2.2.2 重大事故等の対処に必要なパラメータの計測又は推定	2
3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成	3
3.1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を計測する装置	4
3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示，記録及び保存	22
3.2.1 計測結果の指示又は表示	22
3.2.2 設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存	22
3.2.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存	22
3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成	24
4. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲	26

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 34 条及び第 47 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成、計測範囲及び警報動作範囲について説明するとともに、技術基準規則第 69 条及び第 73 条並びにそれら解釈に関わる核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の構成、計測範囲について説明するものである。

併せて技術基準規則第 34 条及びその解釈に関わる使用済燃料貯蔵槽の温度、水位の計測結果の記録の保存及び外部電源が喪失した場合の計測についても説明するとともに、技術基準規則第 69 条及びその解釈に関わる核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の交流又は直流電源が必要な場合の代替電源設備からの給電及び使用済燃料貯蔵槽の状態を監視するカメラの構成、構造及び取付箇所についても説明する。

今回は、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち、設計基準対象施設に関する使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の構成、計測範囲、警報動作範囲、計測結果の記録の保存及び外部電源が喪失した場合の計測、重大事故等対処設備に関する使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の構成、計測範囲、計測結果の記録及び交流又は直流電源が必要な場合の代替電源設備からの給電並びに使用済燃料貯蔵槽の状態を監視するカメラの構成、構造及び取付箇所について説明する。

## 2. 基本方針

### 2.1 設計基準対象施設に関する使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位の計測

#### 2.1.1 計測結果の記録の保存

技術基準規則第 34 条「計測装置」及びその解釈の要求事項に基づき、使用済燃料貯蔵槽の温度、水位の監視に必要な設備として、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、燃料貯蔵プール水温度、燃料貯蔵プール水位、燃料プールライナドレン漏えい及び使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）を設け、使用済燃料プールの水温の著しい上昇又は水位の著しい低下が計測可能な設計とし、計測結果は指示又は表示し、記録計又はプロセス計算機から出力される帳票にて継続的に記録し、帳票は保存できる設計とする。また、外部電源が喪失した場合でも、非常用交流電源設備からの電源供給によりこれらを計測することができる設計とする。

#### 2.1.2 自動的に警報する装置

技術基準規則第 47 条「警報装置等」及びその解釈の要求事項に基づき、使用済燃料プールの水温の著しい上昇又は水位の著しい低下を確実に検知し、自動的に警報を発信する装置を設け、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、燃料貯蔵プール水温度、燃料貯蔵プール水位、燃料プールライナドレン漏えい及び使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の計測値が警報設定値に達した場合には、中央制御室に警報を発信する設計とする。

## 2.2 重大事故等対処設備に関する使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の計測

### 2.2.1 燃料貯蔵設備に係る重大事故等時の使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の監視

技術基準規則第 69 条「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及びその解釈に基づき、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時\*に使用済燃料プールの監視に必要な設備として、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）、使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）及び使用済燃料プール監視カメラを設け、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり計測可能な設計とするとともに、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）、使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の計測結果は中央制御室に指示し、記録及び保存できる設計とする。

使用済燃料プール監視カメラは、使用済燃料プールの状態が確認できるよう高所に設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、使用済燃料プールの状態を中央制御室で監視できる設計とする。また、照明がない場合や蒸気雰囲気下においても専用照明及び霧除去機能付きの可視光カメラを用い、使用済燃料プールの状態が監視できる設計とする。

これらの計測装置及びカメラは、交流又は直流電源が必要な場合に常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電できる設計とする。

### 2.2.2 重大事故等の対処に必要なパラメータの計測又は推定

技術基準規則第 73 条「計装設備」及びその解釈に基づき、重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして、使用済燃料プールの監視に必要なパラメータの計測装置を設ける設計とするとともに、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する設計とする。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとする。

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置は、設計基準事故時に想定される変動範囲の最大値を考慮し、適切に対応するための計測範囲を有する設計とするとともに、重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に、代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

また、重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（計測可能範囲）の明確化をするとともに、パラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に、代替パラメータによる推定の対応手段等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定めて管理する。

想定される重大事故等の対応に必要な炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータは、計測又は監視及び記録できる設計とする。

重大事故等の対応に必要なパラメータは、データ収集装置、SPDS 伝送装置及び SPDS 表示装置で構成する安全パラメータ表示システム (SPDS) に電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。

注記＊：燃料貯蔵設備に係る重大事故等は以下のとおり

- a. 「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」第 37 条及びその解釈の 3-1 (a) 及び (b) で定義する想定事故 1 (使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故) 及び想定事故 2 (サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故) において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下
- b. 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵槽内の水位が異常に低下した場合

### 3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成

使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の検出器から計測結果の指示又は表示、記録及び警報装置に至るシステム構成を「3.1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を計測する装置」に示す。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の計測結果の指示又は表示、記録及び保存については、「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

また、設計基準対象施設の外部電源が喪失した場合の非常用交流電源設備からの電源供給及び重大事故等対処設備の交流又は直流電源が必要な場合の常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの電源供給について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。

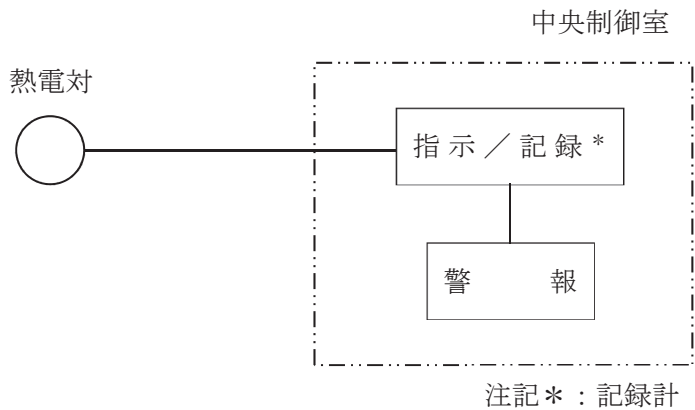
### 3.1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を計測する装置

#### (1) 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度

燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は、設計基準対象施設の機能を有しており、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室内の記録計にて温度に変換することで、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度を中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存について「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

また、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。（「図 3.1-1 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の概略構成図」参照。）

外部電源が喪失した場合においても、非常用交流電源設備から中央制御室 120V 交流分電盤（非常用）を介した電源供給により、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度を計測することができる。電源供給について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。



	設計基準対象施設
	重大事故等対処設備
	設計基準対象施設及び 重大事故等対処設備

図 3.1-1 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の概略構成図

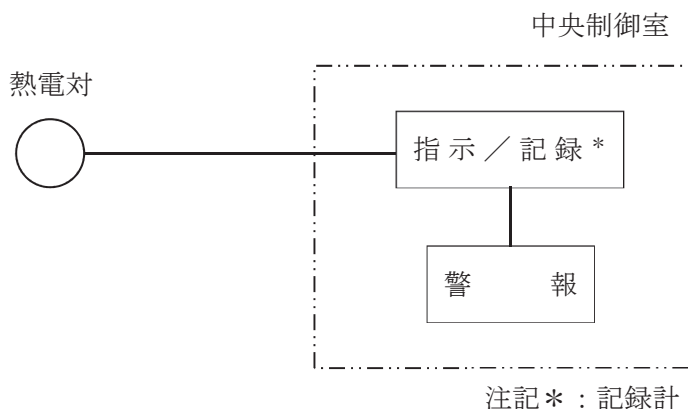


(2) 燃料貯蔵プール水温度

燃料貯蔵プール水温度は、設計基準対象施設の機能を有しており、燃料貯蔵プール水温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室内の記録計にて温度に変換することで、燃料貯蔵プール水温度を中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存について「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

また、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。（「図 3.1-2 燃料貯蔵プール水温度の概略構成図」参照。）

外部電源が喪失した場合においても、非常用交流電源設備から中央制御室 120V 交流分電盤（非常用）を介した電源供給により、使用済燃料プールの温度を計測することができる。電源供給について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。



	設計基準対象施設
	重大事故等対処設備
	設計基準対象施設及び 重大事故等対処設備

図 3.1-2 燃料貯蔵プール水温度の概略構成図

(3) 燃料貯蔵プール水位

フロート式水位検出器で検出された燃料貯蔵プール水位の検出信号は、設計基準対象施設の機能を有しており、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行い、記録及び保存する。記録及び保存について「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（「図 3.1-3 燃料貯蔵プール水位の概略構成図」参照。）

また、外部電源が喪失した場合においても、非常用交流電源設備から中央制御室 120V 交流分電盤（非常用）を介した電源供給により、使用済燃料プールの水位を計測することができる。電源供給について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。

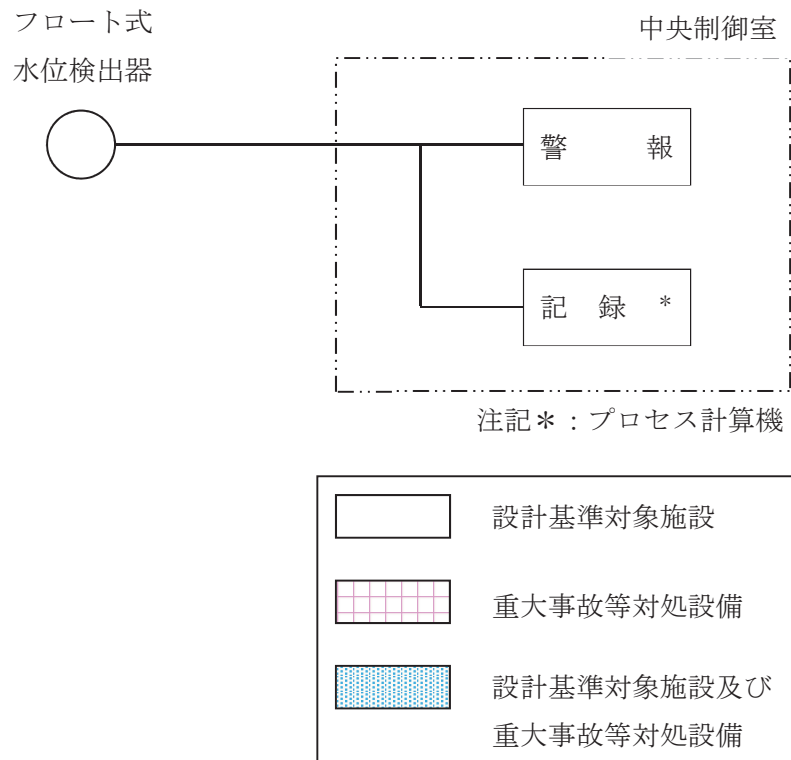


図 3.1-3 燃料貯蔵プール水位の概略構成図

(4) 燃料プールライナドレン漏えい

フロート式水位検出器で検出された燃料プールライナドレン漏えい信号は、設計基準対象施設の機能を有しており、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行い、記録及び保存する。記録及び保存について「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（「図 3.1-4 燃料プールライナドレン漏えいの概略構成図」参照。）

外部電源が喪失した場合においても、非常用交流電源設備から中央制御室 120V 交流分電盤（非常用）を介した電源供給により、ドレン溜の水位を計測することができる。電源供給について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。

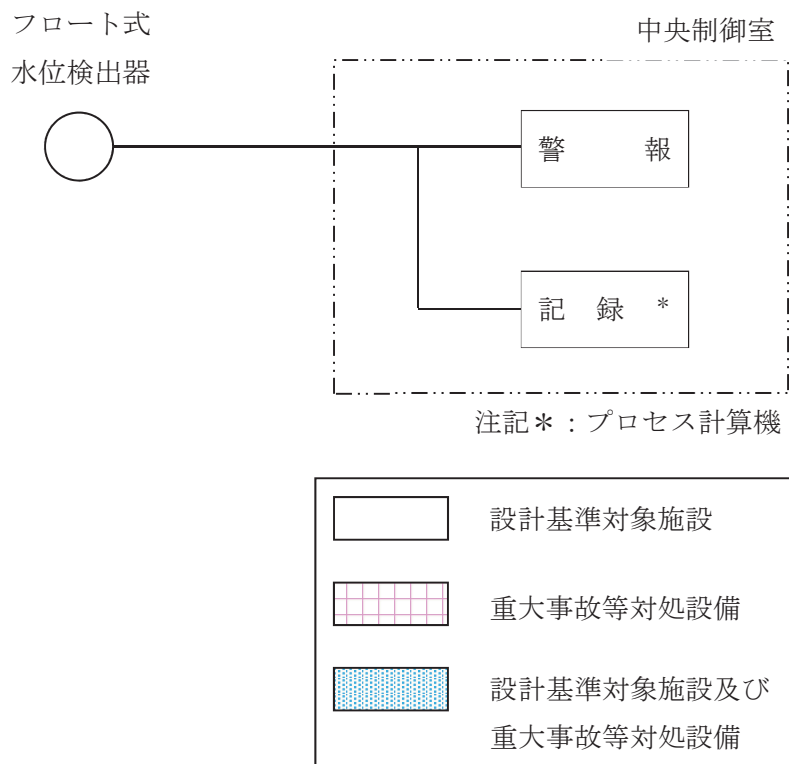


図 3.1-4 燃料プールライナドレン漏えいの概略構成図

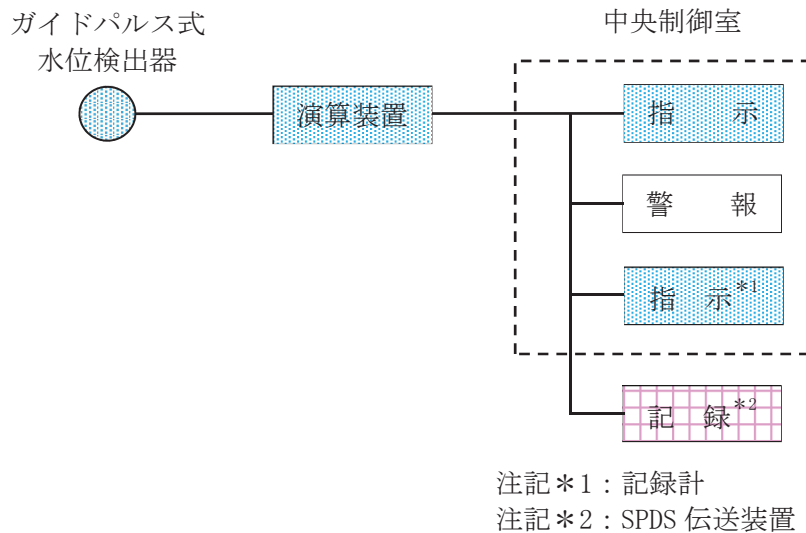
(5) 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）

a. 水位計測について

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、ガイドパルス式水位検出器から反射したパルス信号を検出するまでの時間を演算装置にて測定し水位信号へ変換する処理を行った後、中央制御室に指示し、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存について「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

また、演算装置にて警報設定値との比較を行い、使用済燃料プール水位が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。（「図3.1-5 使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）の概略構成図」及び「図3.1-7 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の構造図」参照。）

外部電源が喪失した場合においても、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から中央制御室120V交流分電盤（非常用）を介して供給することにより、使用済燃料プールの水位を計測することができる。電源供給について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。



	設計基準対象施設
	重大事故等対処設備
	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備

図3.1-5 使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）の概略構成図

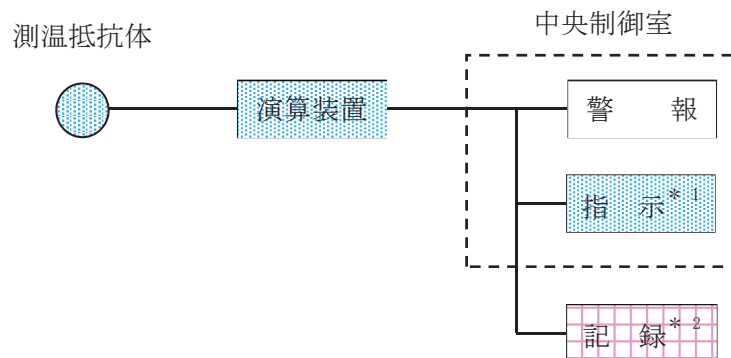
b. 温度計測について

使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、測温抵抗体の抵抗値を演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、中央制御室に指示し、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。

また、演算装置にて警報設定値との比較を行い、使用済燃料プール温度が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。（「図3.1-6 使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）の概略構成図」及び「図3.1-7 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の構造図」参照。）

記録及び保存について「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

外部電源が喪失した場合においても、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から中央制御室120V交流分電盤（非常用）を介して供給することにより、使用済燃料プールの温度を計測することができる。電源供給について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。



注記\*1：記録計  
注記\*2：SPDS 伝送装置

	設計基準対象施設
	重大事故等対処設備
	設計基準対象施設及び 重大事故等対処設備

図 3.1-6 使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）の概略構成図

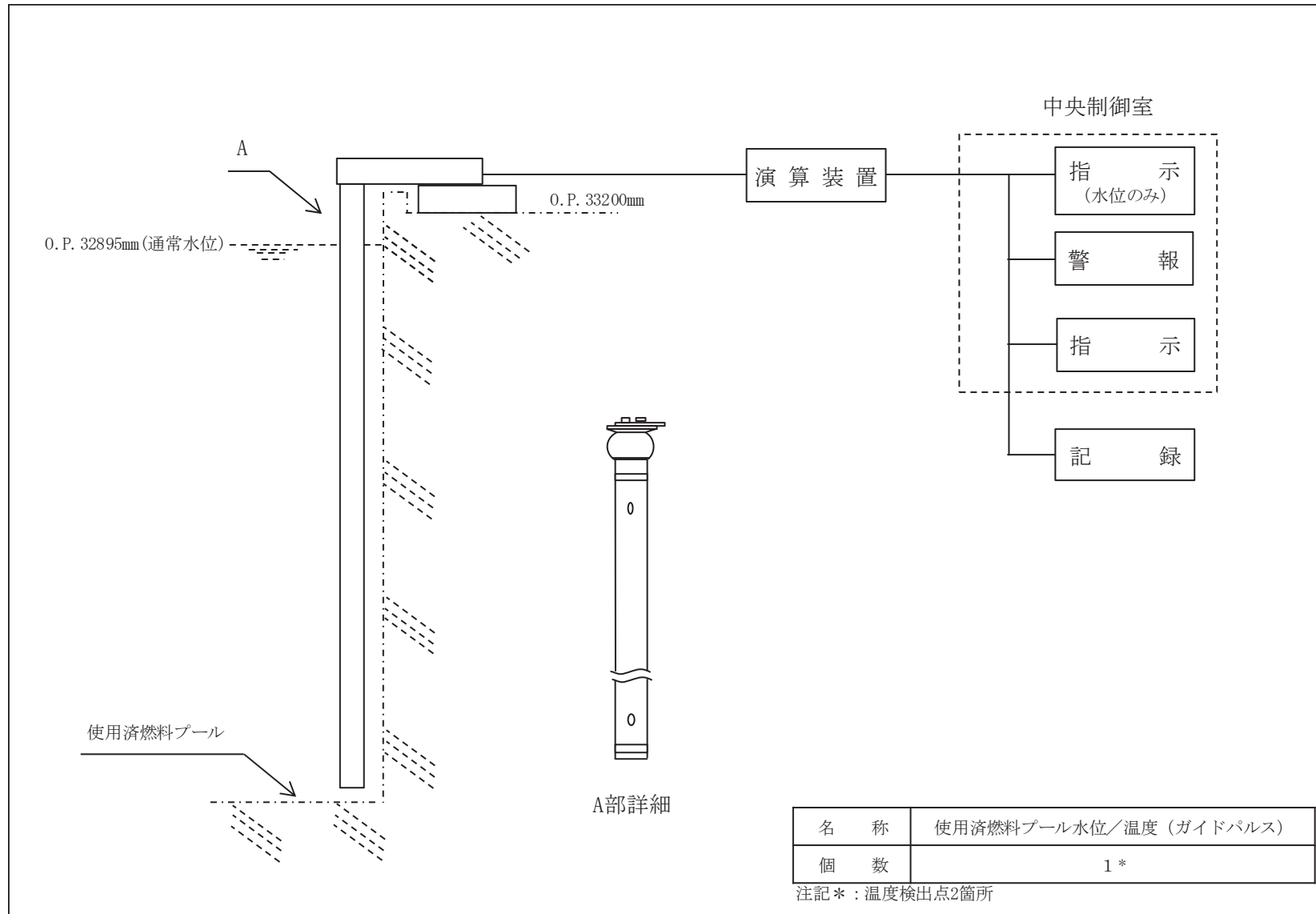


図 3.1-7 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) の構造図

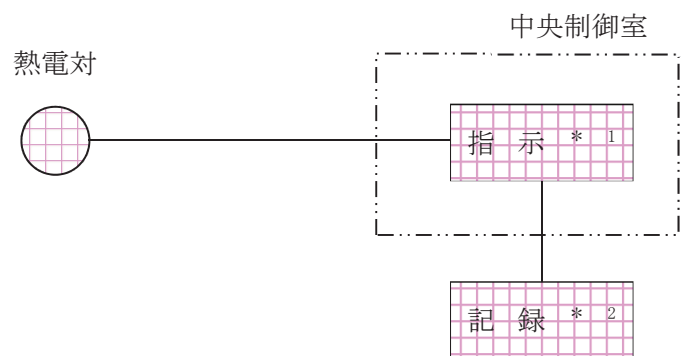
(6) 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）

a. 水位計測について

使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料貯蔵ラック上端（O.P. 25920mm）から上方に14箇所を設置した熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）を中央制御室に指示し、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。熱電対は各検出点においてヒータを付設しており、ヒータ加熱開始前後の熱電対の温度変化から水中／気中を判定することにより間接的に水位を監視することができる。

記録及び保存について「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（「図3.1-8 使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の概略構成図」及び「図3.1-10 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の構造図」参照。）

直流電源が必要な場合、所内常設蓄電式直流電源設備である125V蓄電池2A、常設代替直流電源設備である125V代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である電源車及び125V代替充電器から125V直流主母線盤2A-1を介して供給する。電源供給について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。



注記\*1：記録計

\*2：SPDS 伝送装置

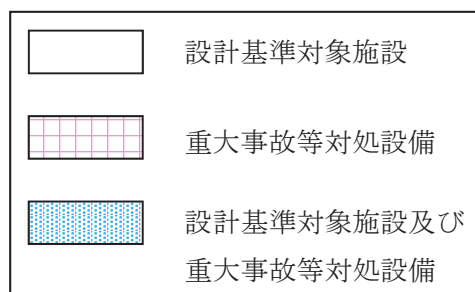


図3.1-8 使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の概略構成図

b. 温度計測について

使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）を中央制御室に指示し、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。

記録及び保存について「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（「図3.1-9 使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）の概略構成図」及び「図3.1-10 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の構造図」参照。）

直流電源が必要な場合、所内常設蓄電式直流電源設備である125V蓄電池2A，常設代替直流電源設備である125V代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である電源車及び125V代替充電器から125V直流主母線盤2A-1を介して供給する。電源供給について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。

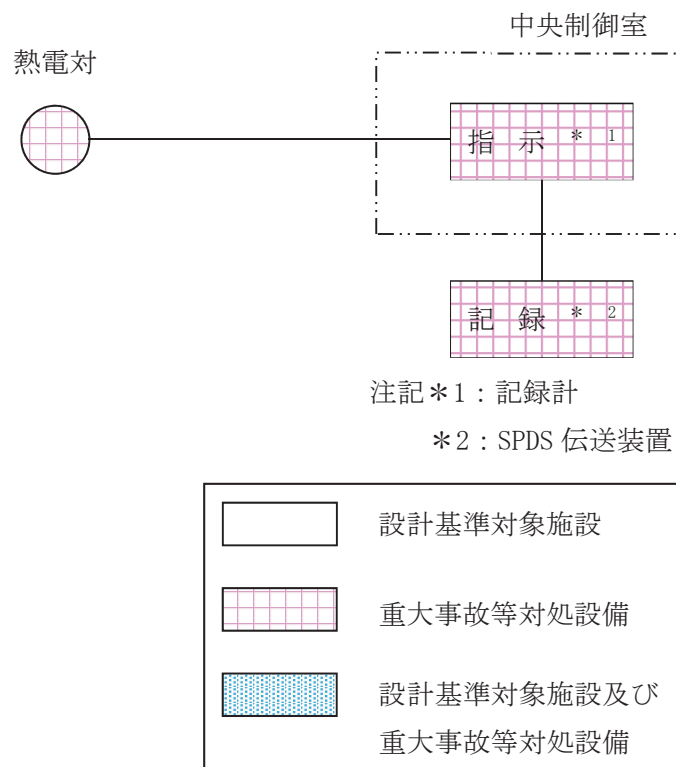


図 3.1-9 使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）の概略構成図



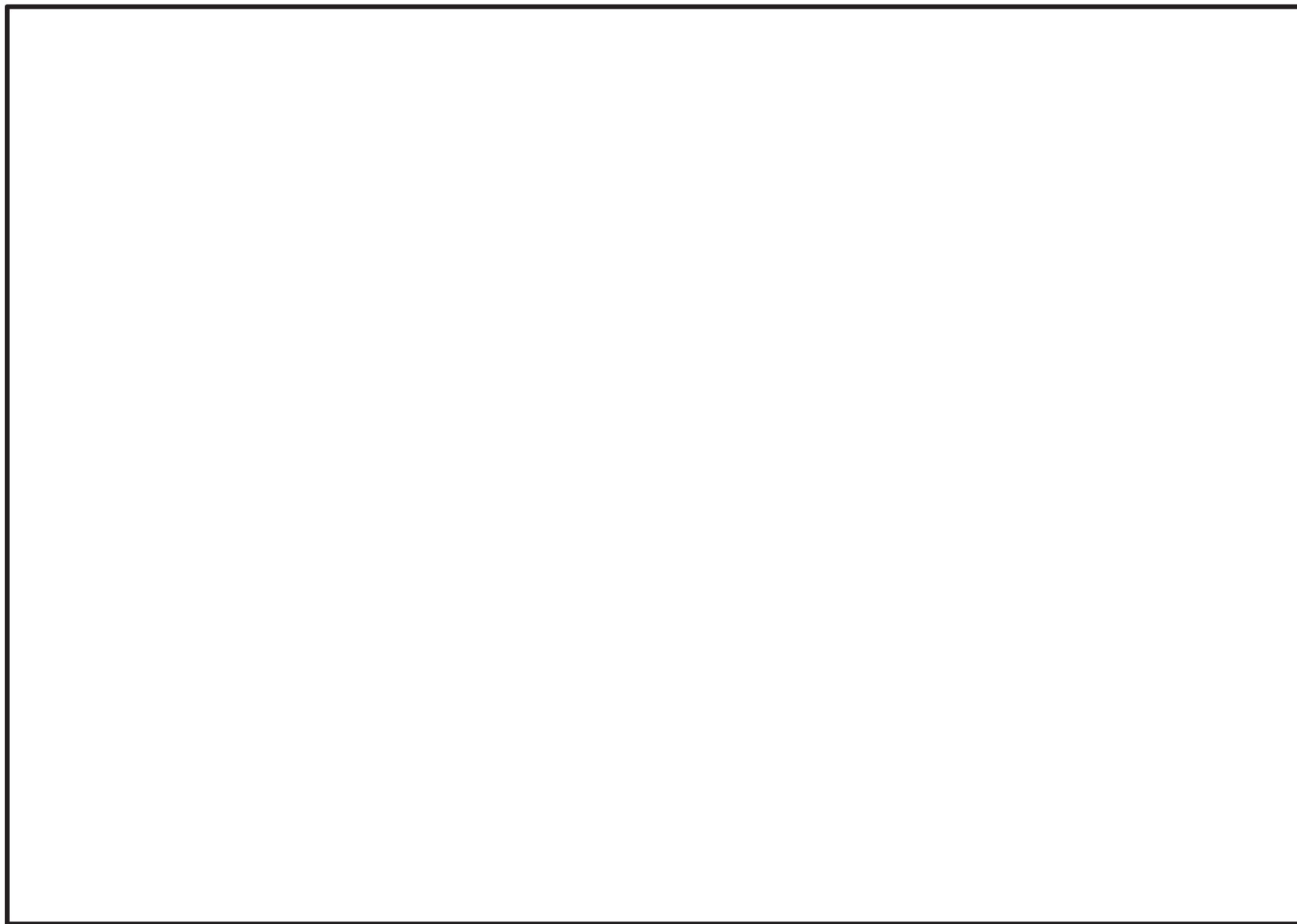


図 3.1-10 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の構造図

枠組みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(7) 使用済燃料プール監視カメラ

使用済燃料プール監視カメラは、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プールの状態が確認できるよう高所に設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、使用済燃料プールの状態を監視する。また、建屋内の常用照明及び非常用照明がない場合や蒸気雰囲気下においても使用済燃料プール監視カメラと同じ位置に設置した専用照明及び霧除去機能付きの可視光カメラを用い、使用済燃料プールの状態が監視できる設計とする。

使用済燃料プール監視カメラの映像信号は、制御ユニットを介し、中央制御室のモニタに表示する。（「図 3.1-11 使用済燃料プール監視カメラの概略構成図」参照。）

また、使用済燃料プール監視カメラは、冷却装置とカメラが一体となった構造とし、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時においても監視可能な設計とする。

使用済燃料プール監視カメラの耐環境性向上については、添付書類「VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」の「3.1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」に示す。

交流電源が必要な場合、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から中央制御室 120V 交流分電盤（非常用）を介して供給する。電源供給について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。

使用済燃料プール監視カメラの構造並びに取付位置を「図 3.1-12 使用済燃料プール監視カメラの構造図」及び「図 3.1-13 使用済燃料プール監視カメラの取付箇所を明示した図面」に示す。

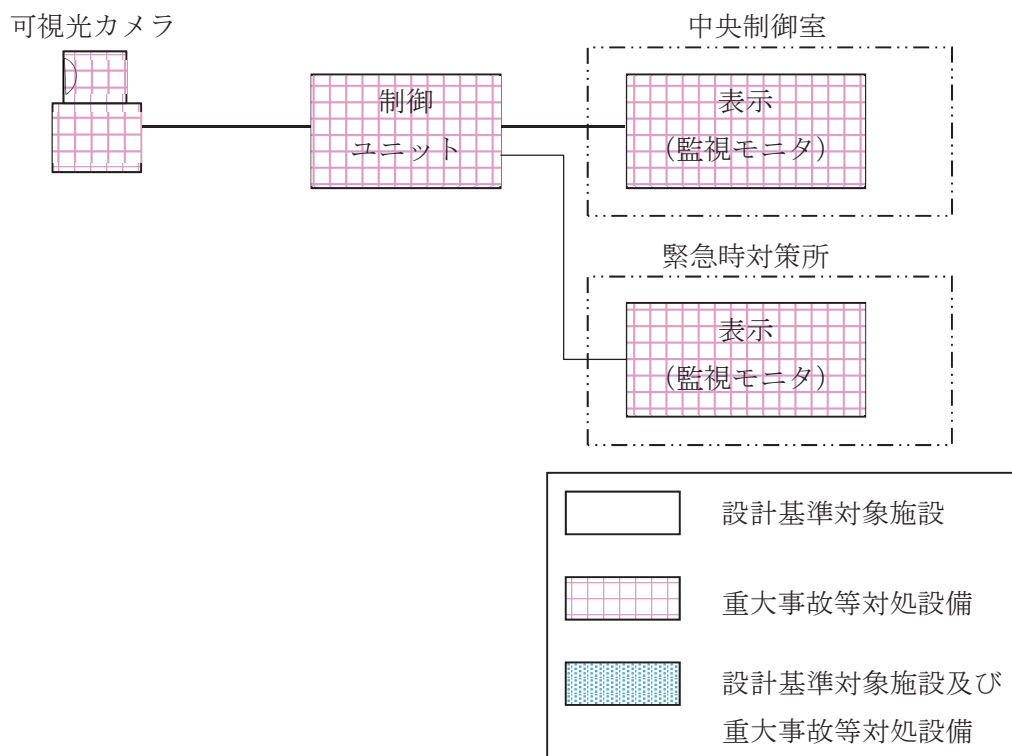


図 3.1-11 使用済燃料プール監視カメラの概略構成図

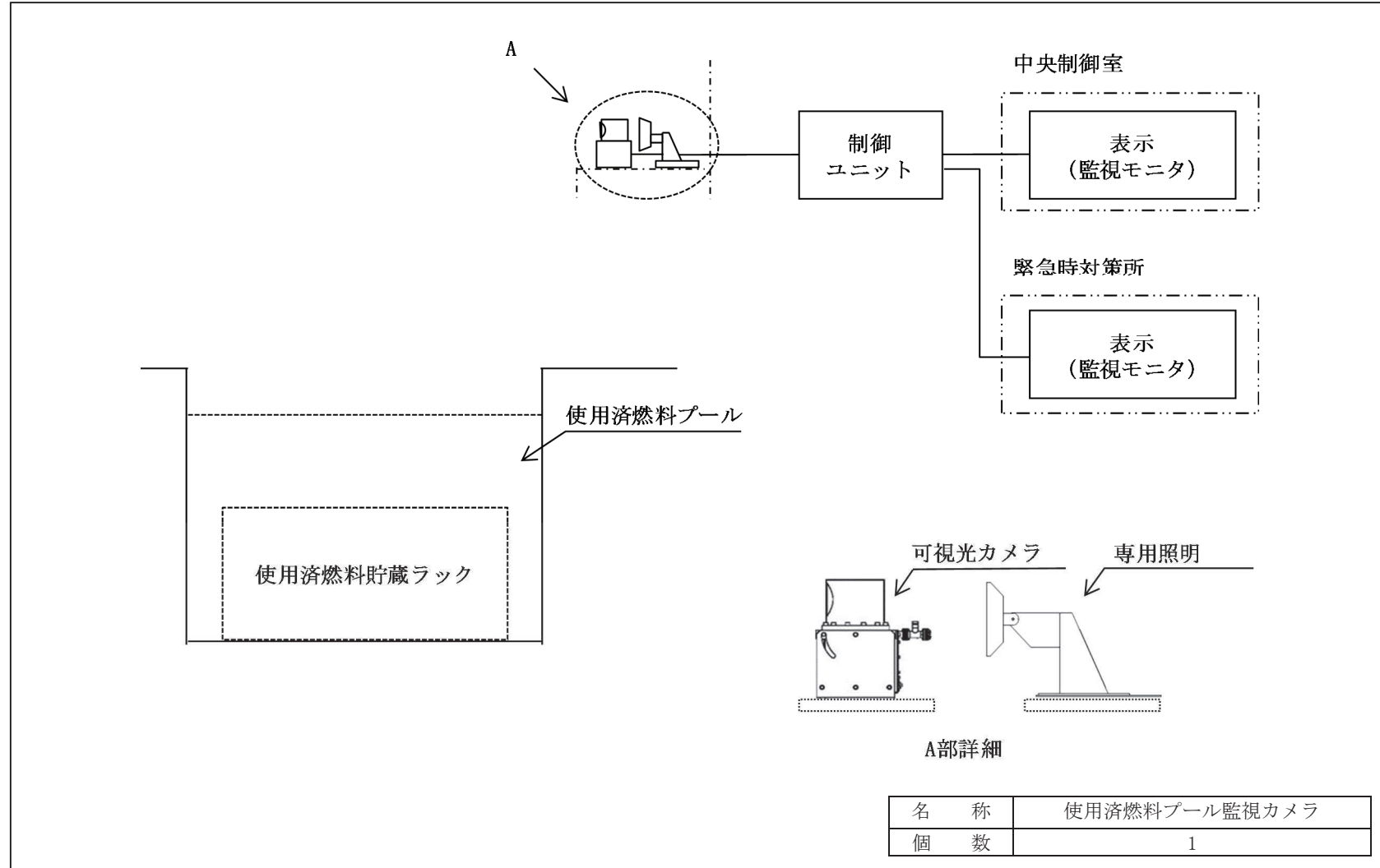


図 3.1-12 使用済燃料プール監視カメラの構造図

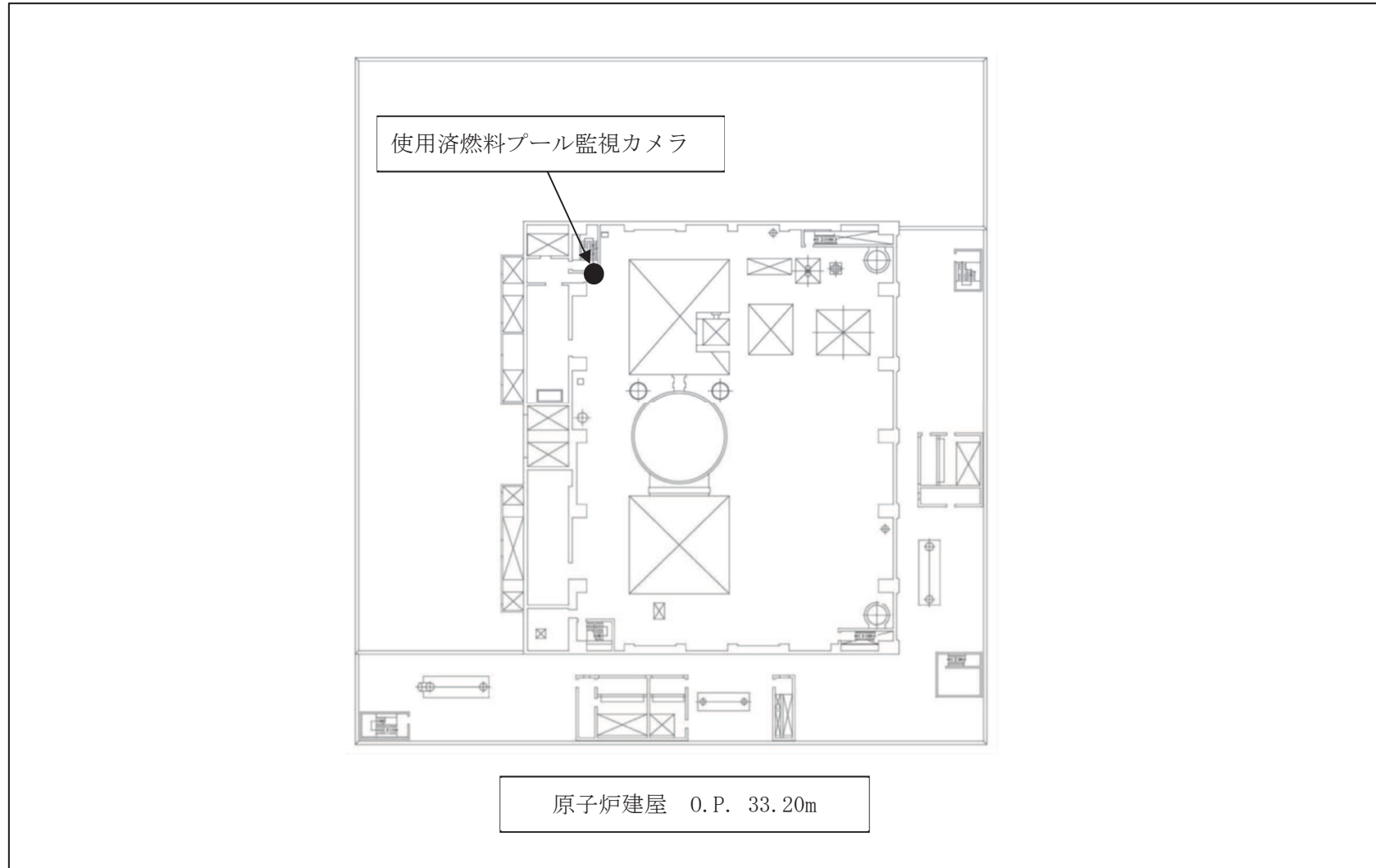
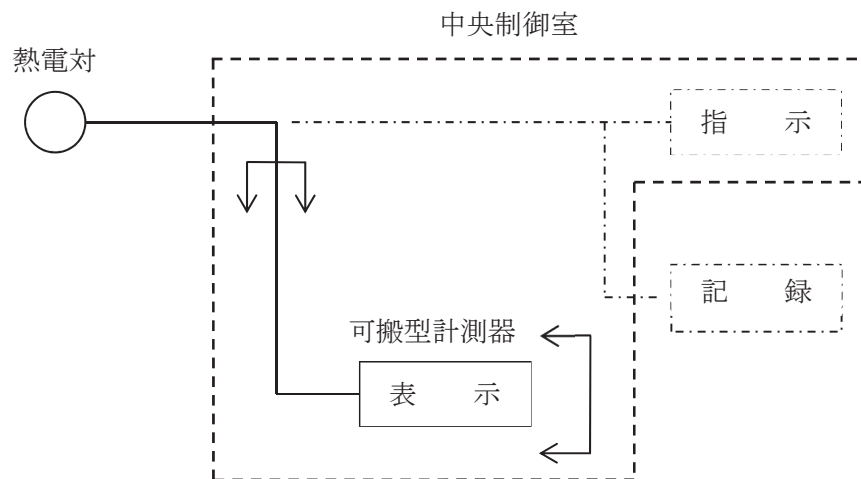


図 3.1-13 使用済燃料プール監視カメラの取付箇所を明示した図面

(8) 可搬型計測器

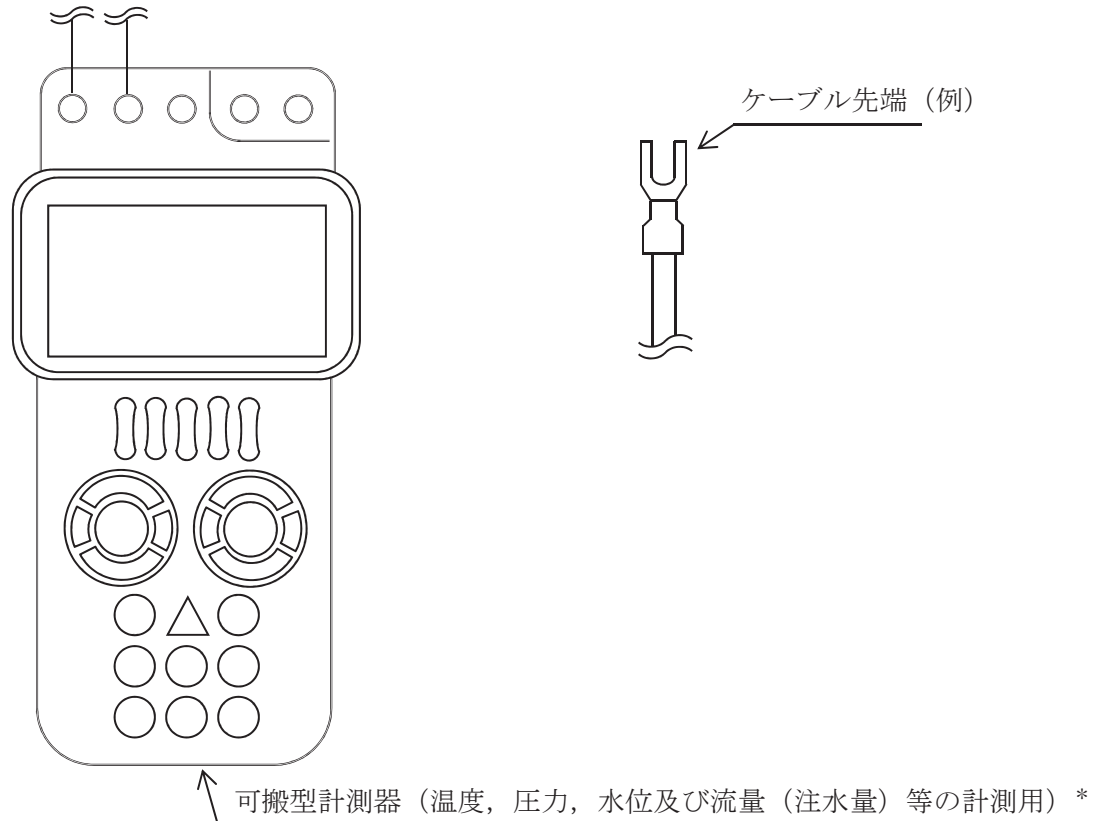
可搬型計測器は、重大事故等対処設備の機能を有しており、重大事故等時に計測に必要な計器電源が喪失した場合には、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する設備について、熱電対からの起電力を計測することにより、使用済燃料プールの温度及び水位を監視するとともに、重大事故等対策要員（運転員を除く。）1名及び運転員（中央制御室）1名が記録用紙に記録し、保存する。記録及び保存については、「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

可搬型計測器は、1セット26個（必要数25個（予備1個））を中央制御室に保管し、予備1セット26個を緊急時対策建屋内の緊急時対策所に保管する。（「図3.1-14 可搬型計測器の概略構成図」，「図3.1-15 可搬型計測器の構造図」，「図3.1-16 可搬型計測器の保管場所を明示した図面（制御建屋 O.P. 22.95m）」，「図3.1-17 可搬型計測器（予備）の保管場所を明示した図面（緊急時対策建屋 O.P. 51.50m）」，「表3.1-1 可搬型計測器の計測対象パラメータ」及び「表4-1 可搬型計測器の測定範囲」参照。）



⇔ 内は可搬範囲を示す。

図 3.1-14 可搬型計測器の概略構成図



注記\*：可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）の計測用として1セット26個（必要数25個（予備1個））を中央制御室に保管し、予備1セット26個を緊急時対策建屋内の緊急時対策所に保管する。）

図 3.1-15 可搬型計測器の構造図

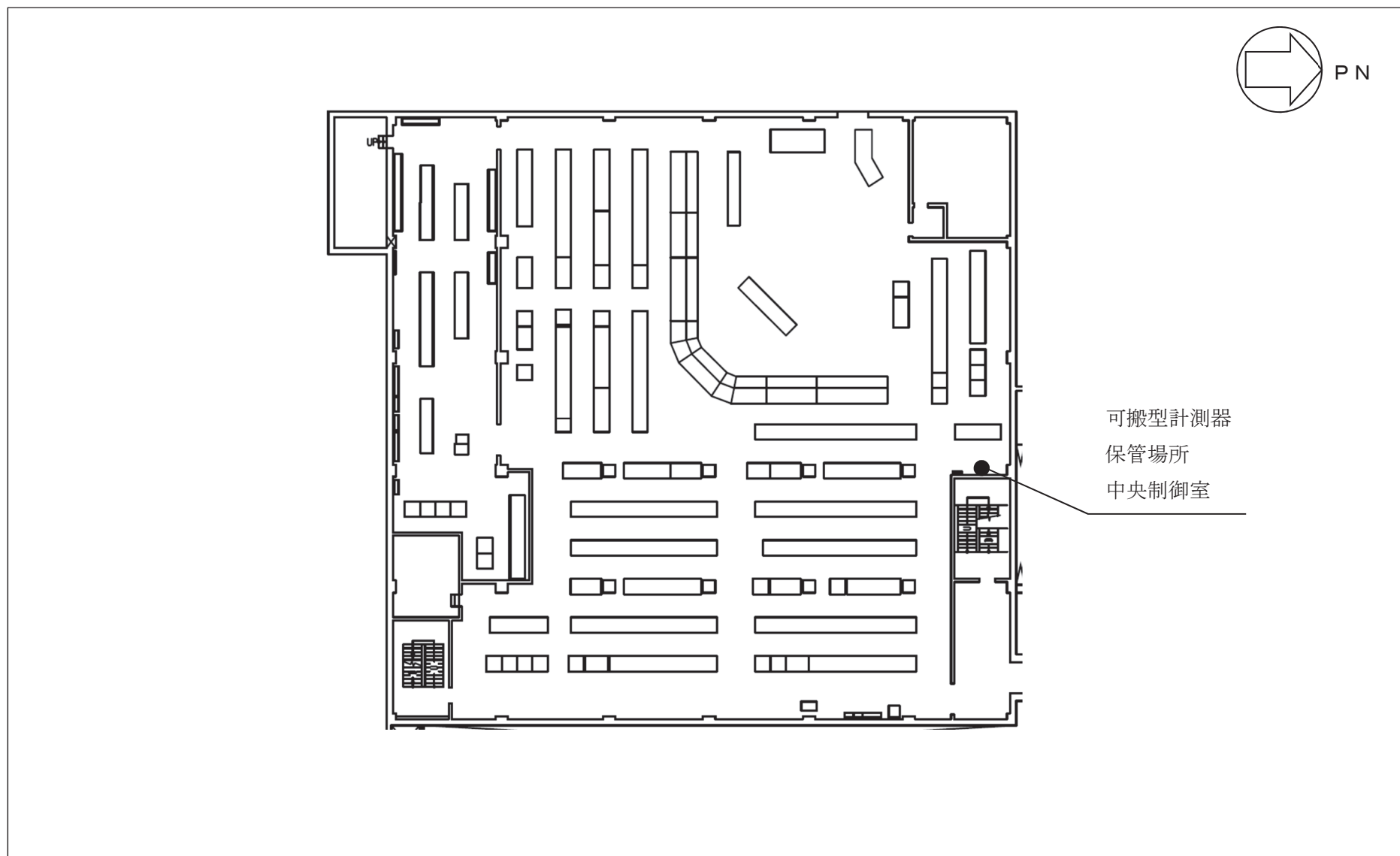


図 3.1-16 可搬型計測器の保管場所を明示した図面 (制御建屋 0. P. 22. 95m)

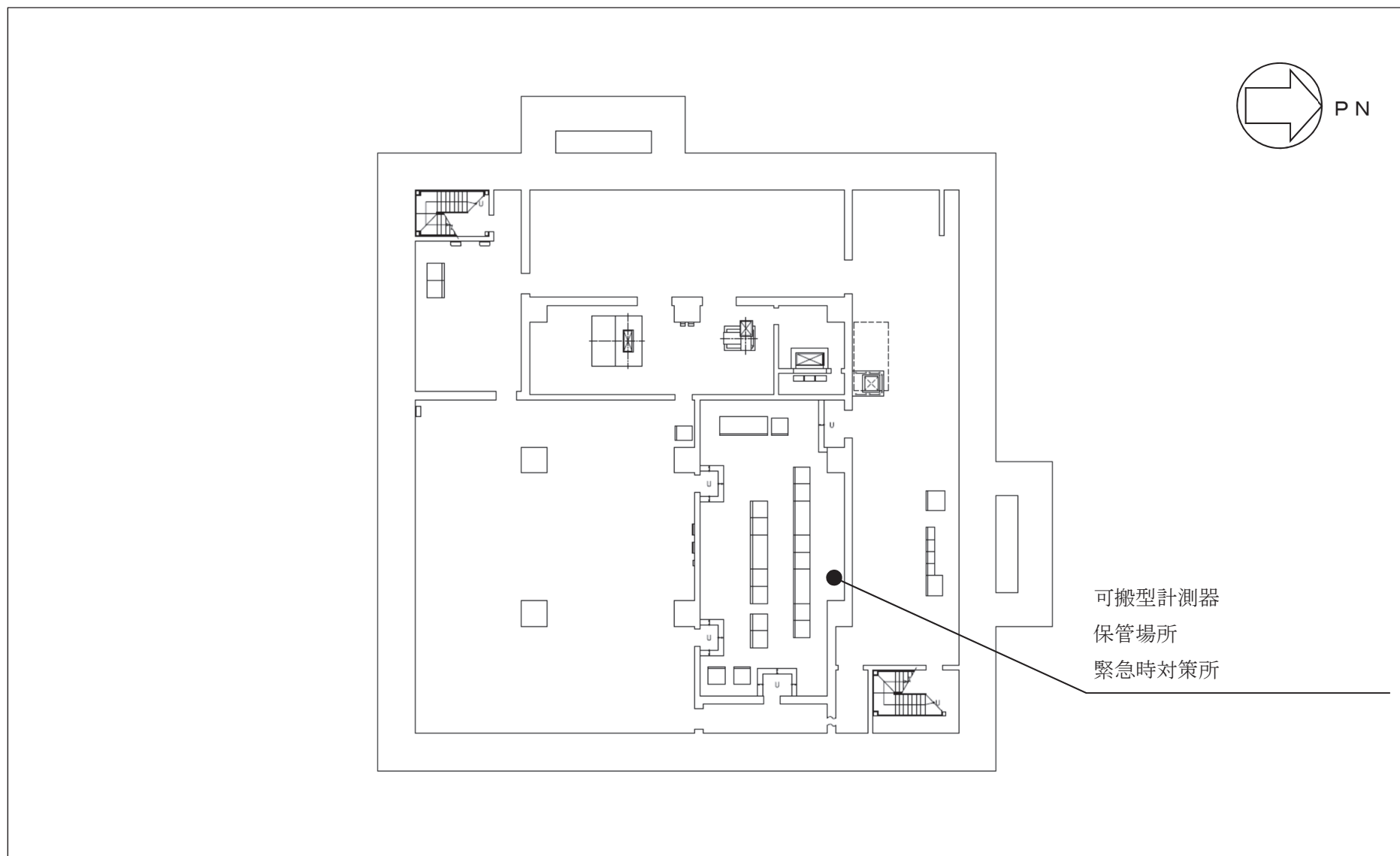


図 3.1-17 可搬型計測器（予備）の保管場所を明示した図面（緊急時対策建屋 0.P.51.50m）



表 3.1-1 可搬型計測器の計測対象パラメータ

監視パラメータ
使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）

### 3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示、記録及び保存

#### 3.2.1 計測結果の指示又は表示

使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果は、中央制御室に指示又は表示し、記録できる設計とする。使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所を「表 3.2.1-1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所」に示す。

#### 3.2.2 設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存

技術基準規則第 34 条第 4 項及びその解釈に関わる計測をする装置にあつては、計測結果を記録し、及びこれを保存することができる設計とする。燃料貯蔵プール水位及び燃料プールライナドレン漏えいの計測結果はプロセス計算機からの記録を帳票として出力し保存できる設計とする。記録を保存する計測項目と計測装置等を「表 3.2.2-1 記録を保存する計測項目と計測装置等」に示す。

#### 3.2.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存

使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の計測結果は中央制御室に指示し、SPDS 伝送装置で電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないようにするとともに、帳票に出力できる設計とする。また、プラント状態の推移を把握するためにデータ収集周期は 1 分とするとともに、記録の保存容量は計測結果を取り出すことで継続的なデータを得ることができるよう、14 日以上保存できる設計とする。

表 3.2.1-1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所

計測装置	指示又は表示場所	記録場所
燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	中央制御室	中央制御室（記録計）
燃料貯蔵プール水温度	中央制御室	中央制御室（記録計）
燃料貯蔵プール水位	中央制御室	中央制御室（プロセス計算機）
燃料プールライナドレン漏えい	中央制御室	中央制御室（プロセス計算機）
使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）	中央制御室*1	中央制御室（記録計） 緊急時対策所（SPDS 伝送装置）
使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）*2	中央制御室*1	緊急時対策所（SPDS 伝送装置）

注記\*1：中央制御室待避所も含む。

\*2：重大事故等時に計測に必要な計器電源が喪失した場合には、可搬型計測器を接続し、計測結果を要員が記録用紙に記録し保存する。

表 3.2.2-1 記録を保存する計測項目と計測装置等

計測項目	計測装置等
使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位	燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度 燃料貯蔵プール水温度 燃料貯蔵プール水位 燃料プールライナドレン漏えい 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）

技術基準規則第 34 条第 4 項及びその解釈に関わるその他の計測項目については、工事計画認可申請書添付書類「VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」の「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」及び工事計画認可申請書添付書類「VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」の「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

### 3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成

設計基準対象施設に関する燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、燃料貯蔵プール水温度、燃料貯蔵プール水位、燃料プールライナドレン漏えい及び使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）は外部電源が喪失した場合、非常用交流電源設備から給電を行える設計とする。

また、重大事故等対処設備に関する使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）は、直流電源が必要な場合、所内常設蓄電式直流電源設備である125V蓄電池2A、常設代替直流電源設備である125V代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である電源車及び125V代替充電器から給電が可能な設計とする。使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール監視カメラは、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から給電が可能な設計とする。（「図3.3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の概略電源系統図（交流電源）」及び「図3.3-2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の概略電源系統図（直流電源）」参照。）

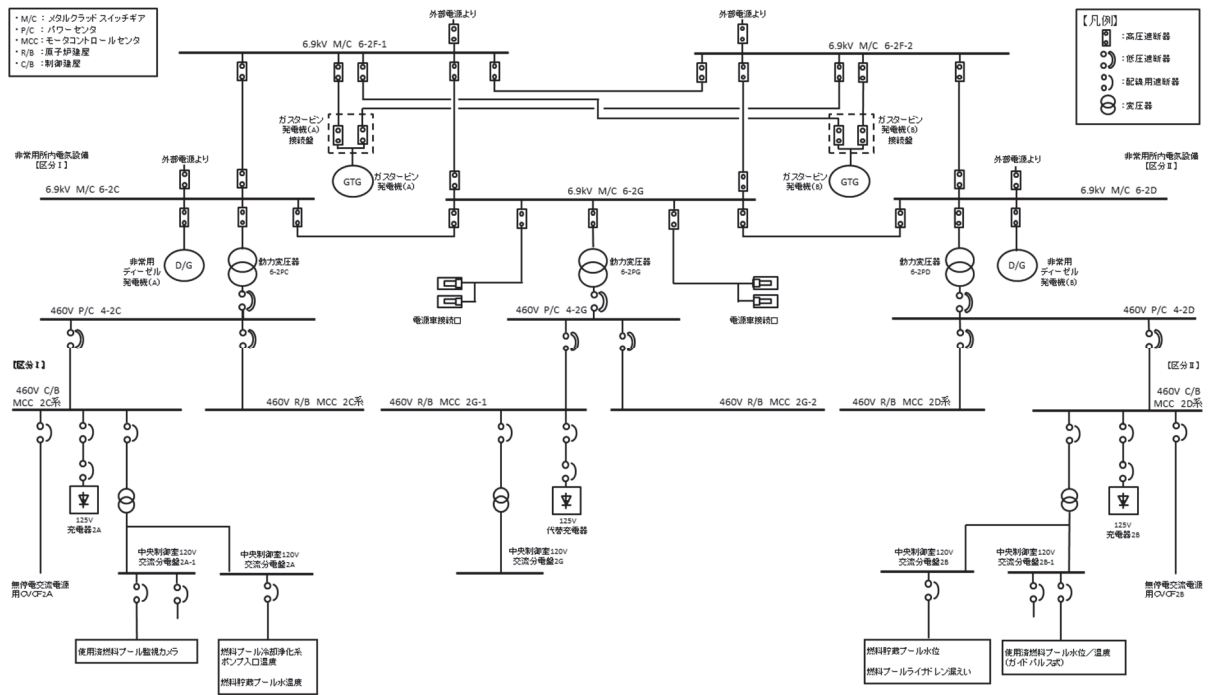


図 3.3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の概略電源系統図（交流電源）

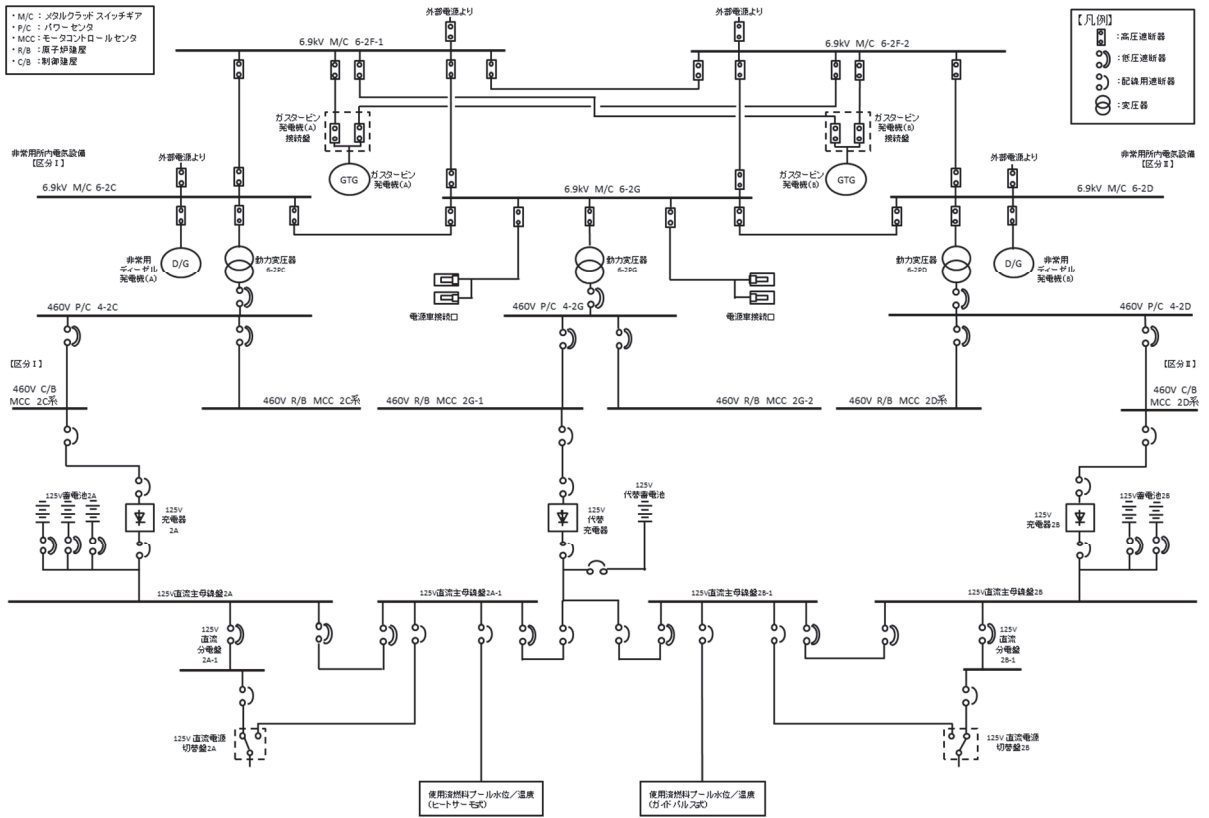


図 3.3-2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の概略電源系統図 (直流電源)

#### 4. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲

使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲の設定に対する考え方について以下に示す。また、重大事故等が発生し、計測に必要な計器電源が喪失した場合に使用する可搬型計測器の計測範囲を表4-1「可搬型計測器の測定範囲」に示す。

重大事故等対処設備については、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり計測（パラメータの推定を含む）する設計としていること及び技術基準規則の要求に該当しないことから警報装置を設けない設計とする。

重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の対応におけるパラメータの推定手段及び推定方法については、VI-1-1-6「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」の「3.3 計測制御系統施設」に示す。

重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（計測可能範囲）を明確化するとともに、パラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に、代替パラメータによる推定の対応手段等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に明確にし、確実に運用及び遵守できるよう手順として定めて管理する。

(1) 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度

燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は、熱電対からの起電力を検出することにより、温度を連続的に計測する。

燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の計測範囲は、使用済燃料プール内における冷却水の過熱状態を監視できるように、0～100℃の温度を計測可能とする。（「図4-1 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の設置図」参照。）

警報動作範囲は、0～100℃の範囲で設定可能であり、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。温度高の警報動作温度以上の温度では、警報表示状態を継続する。

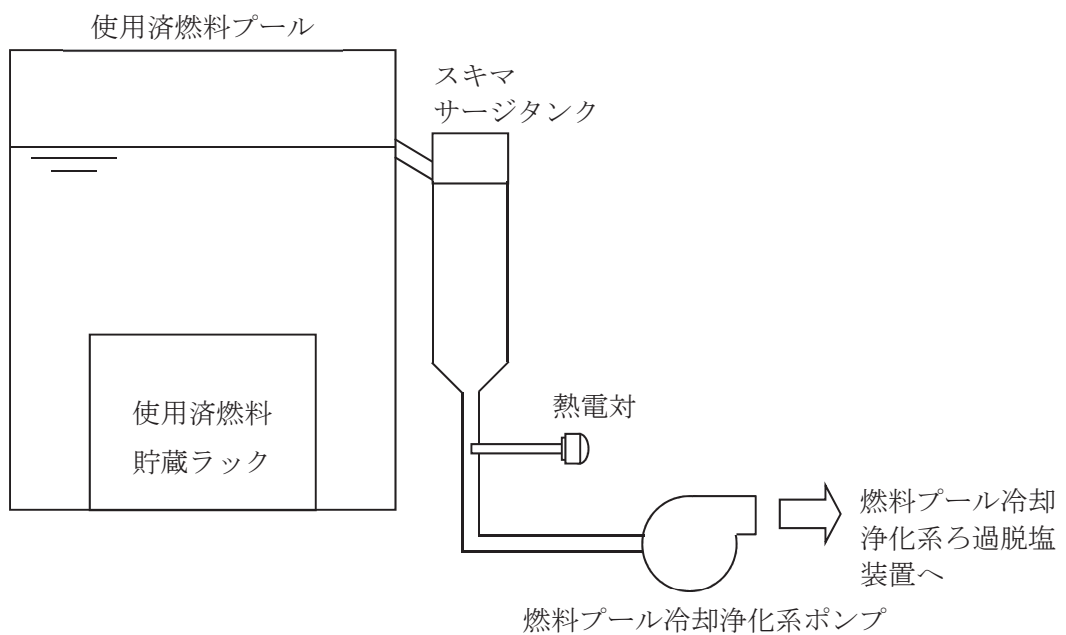


図4-1 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の設置図

(2) 燃料貯蔵プール水温度

燃料貯蔵プール水温度は、熱電対からの起電力を検出することにより、温度を連続的に計測する。

燃料貯蔵プール水温度の計測範囲は、使用済燃料プール内における冷却水の過熱状態を監視できるように、0～100℃の温度を計測可能とする。また、燃料貯蔵プール水位の水位低警報設定（O.P. 32730mm）を包絡する範囲で温度計測可能な設置位置とする。（「図 4-2 燃料貯蔵プール水温度の設置図」参照。）

警報動作範囲は、0～100℃の範囲で設定可能であり、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。温度高の警報動作温度以上の温度では、警報表示状態を継続する。

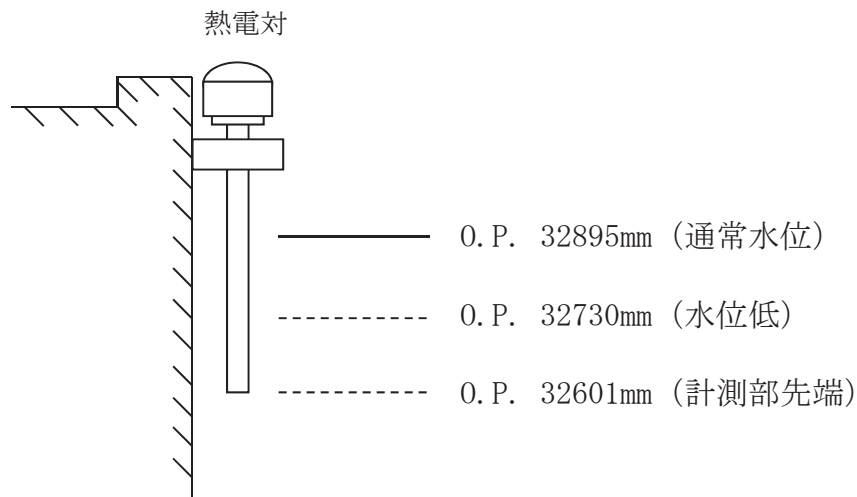


図 4-2 燃料貯蔵プール水温度の設置図



(3) 燃料貯蔵プール水位

燃料貯蔵プール水位は、フロート式水位検出器で計測され、使用済燃料プール水位が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。

燃料貯蔵プール水位高警報については通常水位 (O.P. 32895mm) から燃料取替床 (O.P. 33200mm) の間の (O.P. 32930mm) とする。燃料貯蔵プール水位低警報については通常水位 (O.P. 32895mm) より下の (O.P. 32730mm) とする。(「図 4-3 燃料貯蔵プール水位の警報動作範囲」参照。)

水位低の警報動作水位以下又は水位高の警報動作水位以上の水位では、警報表示状態を継続する。

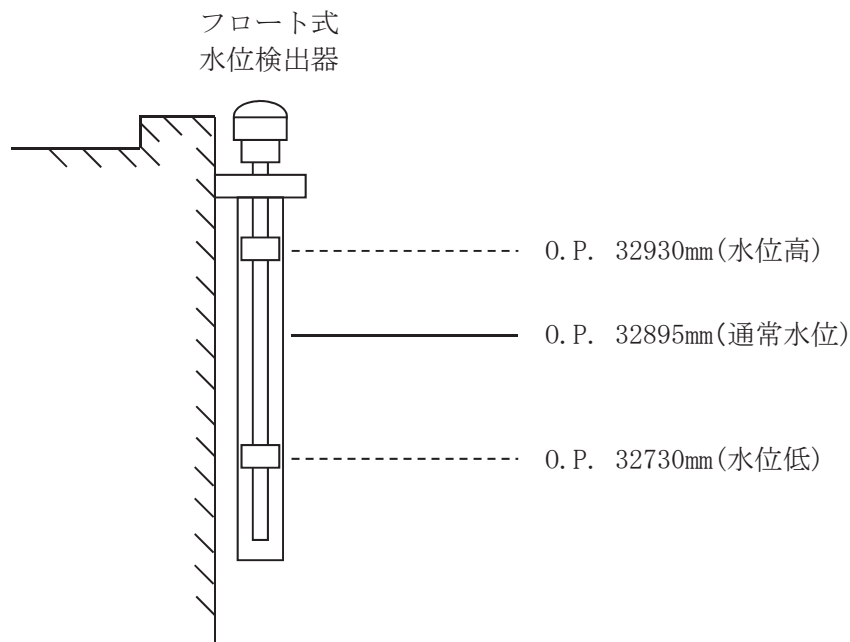


図 4-3 燃料貯蔵プール水位の警報動作範囲

(4) 燃料プールライナドレン漏えい

燃料プールライナドレン漏えいは、フロート式水位検出器で計測され、水位が警報設定値に達した場合に、中央制御室に音とともに警報表示を行う。

燃料プールライナドレン漏えい警報は使用済燃料プールライナからの漏えいを早期監視するためドレン弁(O.P. 15550mm)から+528mm(O.P. 16078mm)としている。(図4-4「燃料プールライナドレン漏えいの設置図」参照。)

水位高の警報動作水位以上の水位では、警報表示状態を継続する。

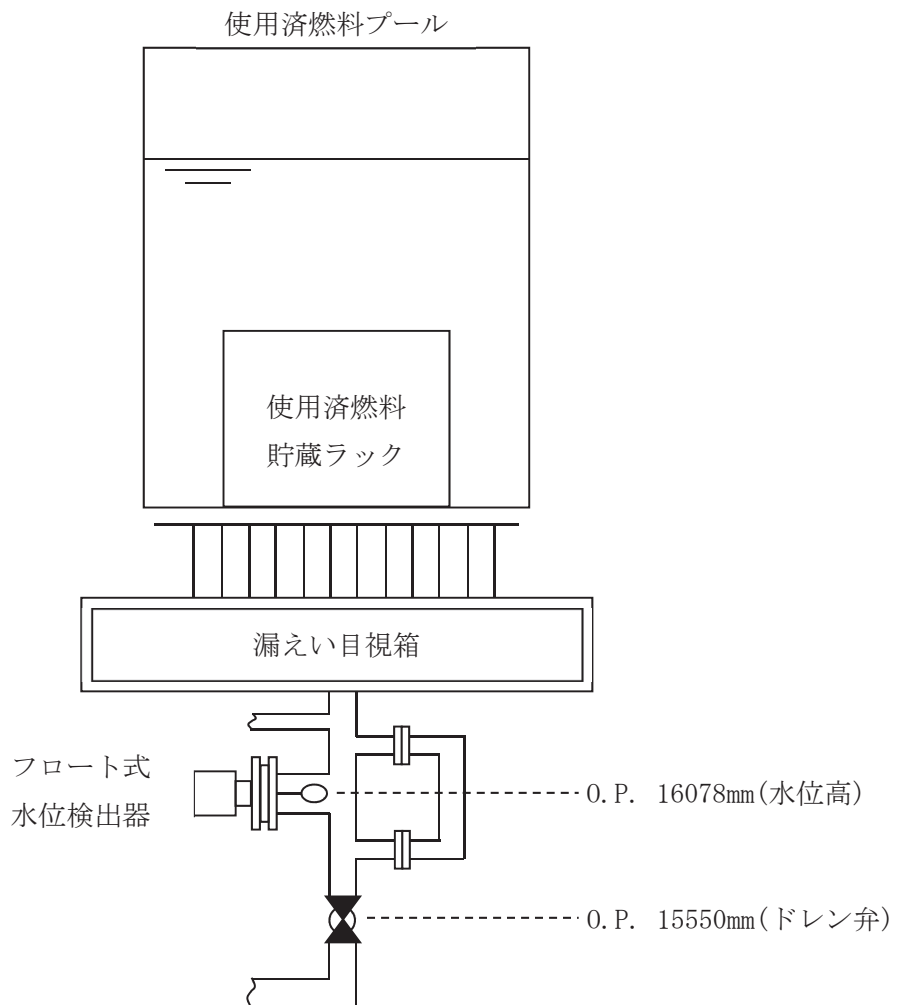


図4-4 燃料プールライナドレン漏えいの設置図

(5) 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）

a. 水位の計測範囲及び警報動作範囲について

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）は、ガイドパルス式水位検出器から反射したパルス信号を検出するまでの時間を計測することにより、水位を連続的に計測する。

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）の計測範囲は、想定事故 1、想定事故 2 及び使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し、使用済燃料プール底部近傍 (O. P. 21620mm) から使用済燃料プール上端近傍 (O. P. 33220mm) を計測範囲とする。

警報動作は O. P. 21620mm～O. P. 33220mm の範囲で設定可能であり、検出水位が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。水位低の警報動作水位以下の水位では、警報表示状態を継続する。（「図 4-5 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の設置図」参照。）

b. 温度の計測範囲及び警報動作範囲について

使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）は、2 箇所検出点を持ち、使用済燃料プール水中の温度変動による測温抵抗体の抵抗値の変動を検出することにより、温度を連続的に計測する。

使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）の計測範囲は、使用済燃料プール内における冷却水の過熱状態を監視できるように、0～120℃の温度を計測可能とする。また、想定事故 1 及び想定事故 2 において想定する最低水位 (O. P. 31995mm) においても温度計測できる設置位置とする。（「図 4-5 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の設置図」参照。）

警報動作範囲は、0～120℃の範囲で設定可能であり、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。温度高の警報動作温度以上の温度では、警報表示状態を継続する。

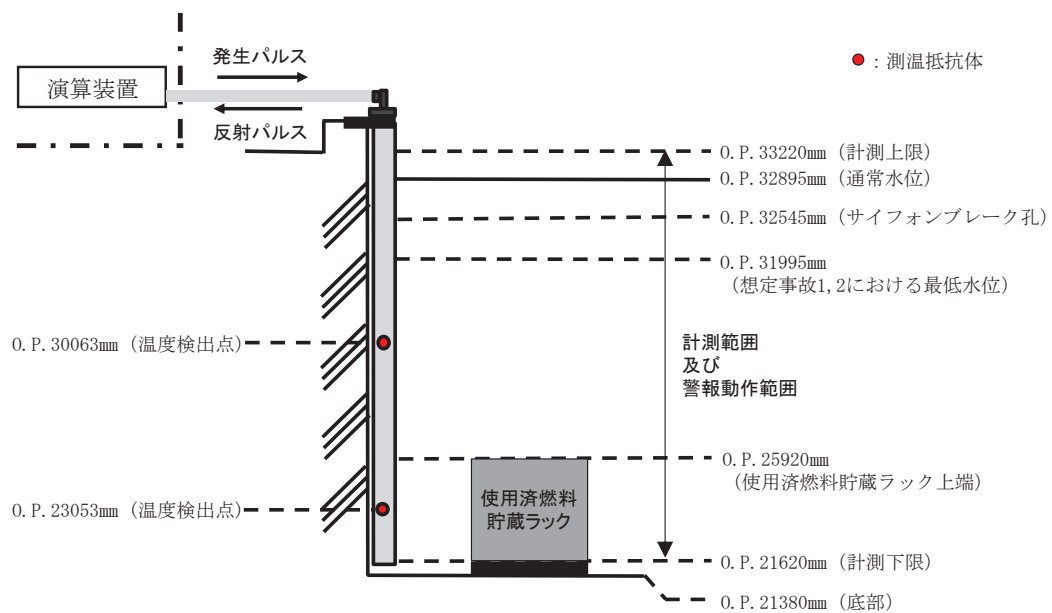


図 4-5 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の設置図

(6) 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）

a. 水位の計測範囲について

使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）は使用済燃料貯蔵ラック上端（O. P. 25920mm）から上方に 14 箇所に設置した熱電対の温度変化から水中／気中を判定することにより間接的に水位を監視する。

使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の計測範囲は、想定事故 1，想定事故 2 及び使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し、使用済燃料貯蔵ラック上端（O. P. 25920mm）から使用済燃料プール上端近傍（O. P. 32930mm）を計測範囲とする。（「図 4-6 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の設置図」参照。）

b. 温度の計測範囲について

使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）は、熱電対からの起電力を検出することにより、温度を連続的に計測する。

また、想定事故 1 及び想定事故 2 において想定する最低水位（O. P. 31995mm）においても温度計測できる設置位置とする。

使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）の計測範囲は、使用済燃料プール内における冷却水の過熱状態を監視できるよう、0～150℃の温度を計測可能とする。（「図 4-6 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の設置図」参照。）

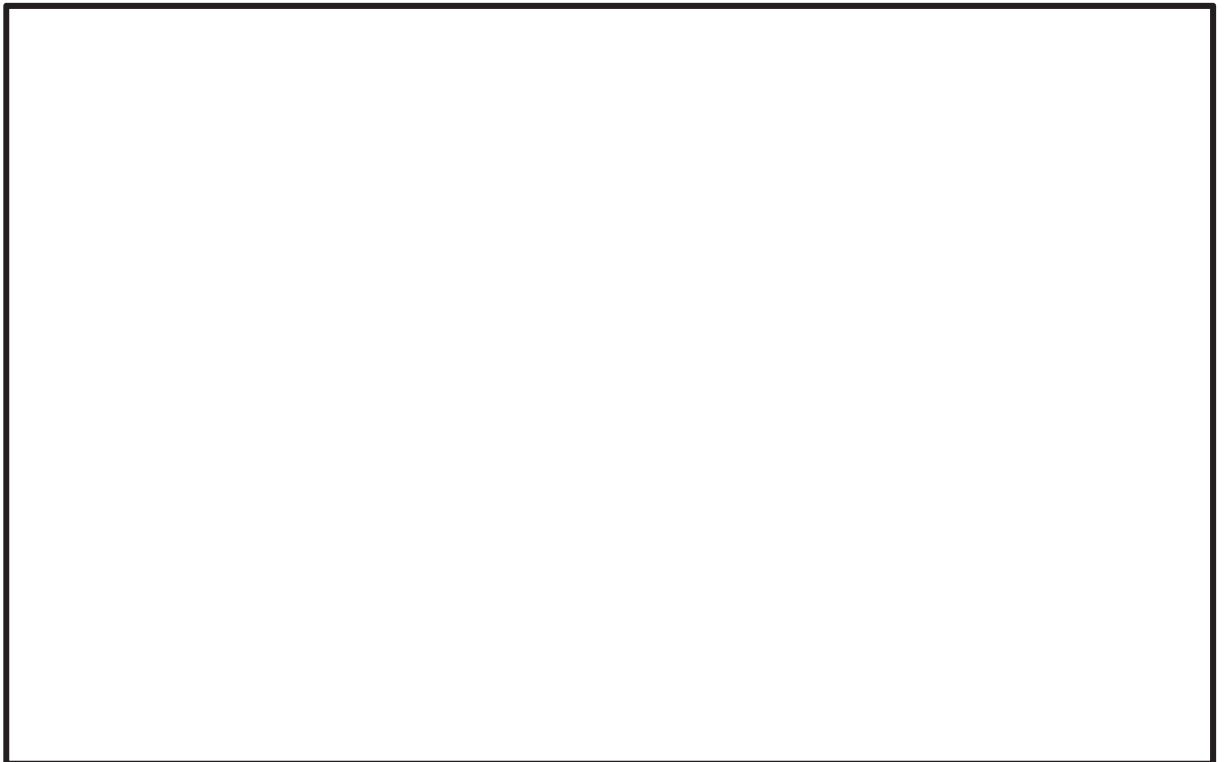


図 4-6 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の設置図

枠組みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 4-1 可搬型計測器の測定範囲

監視パラメータ	常設計器の測定範囲	測定範囲等
使用済燃料プール水位／温度 (ヒートサーモ式)	0～150℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350 ℃程度までの温度測定が可能。

VI-1-3-2 燃料取扱設備，新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の  
核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書

## 目 次

1. 概 要 .....	1
2. 基本方針 .....	1
3. 使用済燃料プール水漏えい時の未臨界性評価 .....	2
3.1 評価の基本方針 .....	2
3.2 計算方法 .....	3
3.2.1 計算体系 .....	3
3.2.2 計算条件 .....	3
3.3 計算結果 .....	3
添付	
未臨界性評価の燃料条件 .....	8

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 26 条及び第 69 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき、燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）が臨界に達しないことを説明するものである。

なお、技術基準規則第 26 条の要求事項に変更がないため、技術基準規則第 26 条の要求事項に係る燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことの説明に関しては、今回の申請において変更は行わない。

今回は、技術基準規則第 69 条の要求事項に基づき、使用済燃料貯蔵設備（以下「使用済燃料プール」という。）の水位が低下した場合において、燃料体等が臨界に達しないことを説明する。

## 2. 基本方針

使用済燃料プールは、燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系の故障等により使用済燃料プールの冷却機能が喪失及び燃料プール補給水系の故障により使用済燃料プールの注水機能が喪失又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合（以下「小規模漏えい時」という。）に、技術基準規則第 69 条第 1 項及び解釈により施設が要求されている燃料プール代替注水系による冷却及び水位確保により使用済燃料プールの機能（燃料体等の冷却、水深の遮蔽能力）を維持するとともに、実効増倍率が最も高くなる冠水状態においても臨界を防止できる設計とする。

また、使用済燃料プールは、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により、当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合（以下「大規模漏えい時」という。）に、技術基準規則第 69 条第 2 項及び解釈により施設が要求されている燃料プールスプレイ系（使用済燃料プールへのスプレイ）にて、使用済燃料貯蔵ラック（以下「ラック」という。）及び燃料体等を冷却し、臨界にならないよう配慮したラック形状において、スプレイや蒸気条件においても臨界を防止できる設計とする。

なお、上記の使用済燃料プールの冷却機能喪失時、小規模漏えい時及び大規模漏えい時においては、燃料プール代替注水系（燃料プールスプレイ系）の他、同等の機能を持つ常設スプレイヘッドも使用する。

このため、小規模漏えい時及び大規模漏えい時の使用済燃料プールの未臨界性評価の評価基準は、使用済燃料プール水温、ラック製造公差、ラックボロン濃度、ラックセル内燃料配置それぞれについての不確定性を考慮し、最も結果が厳しくなる状態で、いかなる一様な水密度であっても実効増倍率が 0.95 以下となる設計とする。



### 3. 使用済燃料プール水漏えい時の未臨界性評価

#### 3.1 評価の基本方針

使用済燃料プールで小規模漏えいが発生した場合、燃料プール代替注水系（燃料プールのスプレイ系）による注水により放射線の遮蔽が維持される水位を確保でき、あわせて燃料有効長頂部の冠水状態を維持できる。また、使用済燃料プールに貯蔵される燃料体等の冷却が可能である。なお、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることについては、添付書類「VI-1-3-5 使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書」にて説明し、燃料体等の冷却が可能であることについては、添付書類「VI-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」にて説明する。

燃料プール代替注水系（燃料プールのスプレイ系）による注水により燃料体等を冷却及び放射線の遮蔽が維持される水位を確保することで、使用済燃料プールの機能（燃料体等の冷却、水深の遮蔽能力）が維持される。

放射線の遮蔽が維持される水位が確保された状態で使用済燃料プール水の温度が上昇して沸騰状態となり、水密度が低下した場合、燃料体等は水密度の低下とともに、減速された中性子が燃料領域で核分裂反応に寄与する割合が低下する設計としているため、使用済燃料プール全体の実効増倍率は、水密度が高い冠水時に比べて低下する。このため、小規模漏えい時の使用済燃料プールの未臨界性評価は、実効増倍率が最も高くなる冠水状態で臨界を防止できることを確認する。

また、使用済燃料プールで大規模漏えいが発生した場合、燃料プールのスプレイ系（使用済燃料プールへのスプレイ）により、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するため、使用済燃料プール全面にスプレイを実施し、ラック及び燃料体等を冷却する。なお、使用済燃料プール全面にスプレイを実施し、ラック及び燃料体等を冷却することについては、添付書類「VI-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」にて説明する。

大規模漏えい時の使用済燃料プールの未臨界性評価は、燃料プールのスプレイ系（使用済燃料プールへのスプレイ）にて、ラック及び燃料体等を冷却し、臨界にならないよう配慮したラック形状において、スプレイや蒸気条件においても臨界を防止できることを確認するため、使用済燃料プール全体の水密度を一様に  $0.0\sim 1.0\text{g/cm}^3$  まで変化させた条件で実効増倍率の計算を行う。この水密度の条件により、小規模漏えい時の冠水状態で臨界を防止できることも確認する。

実効増倍率の計算には、3次元モンテカルロ計算コード KENO-V.a を内蔵した SCALE6.1 を使用し、その解析フローチャートを図 3-1 に示す。なお、評価に用いる解析コード SCALE システムの検証及び妥当性確認等の概要については、添付書類「VI-5 計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

### 3.2 計算方法

#### 3.2.1 計算体系

計算体系としては、水平方向及び垂直方向に無限に広がりを持ち、体系からの中性子の漏れがない体系とする。計算体系を図 3-2 に示す。

女川原子力発電所第 2 号機の使用済燃料プールでは、ボロン添加ステンレス鋼（以下「B-SUS」という。）製ラックセルに燃料を貯蔵する。使用済燃料プールには、通常は限られた体数の新燃料と照射済燃料を貯蔵するが、臨界設計では、新燃料及びいかなる燃焼度の照射済燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように、炉心装荷時の無限増倍率が 1.30 となる燃料を用いて評価している。また、使用済燃料プール水温、ラック製造公差、ボロン添加率、ラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。

#### 3.2.2 計算条件

評価の計算条件は以下のとおりであり、詳細を表 3-1 に示す。

- (a) 燃料の平均濃縮度は  wt%（炉心装荷時無限増倍率 1.30 となる燃料）とする（添付参照）。
- (b) 水の密度は、 $0.0 \sim 1.0 \text{ g/cm}^3$  とする。
- (c) ボロン濃度の解析使用値は、製造公差下限値の  wt% とする。

以下の計算条件は公称値に正負の製造公差を未臨界性評価上厳しくなる側に不確定性として考慮するものである。なお、ラックセル内での燃料配置については、実効増倍率が最も高くなるラック中心に向かう偏心配置とする（図 3-2）。ラック中心に向かう偏心配置の場合に実効増倍率が最も高くなるのは、燃料が全体的にラック中心に向かって偏心することにより燃料同士の距離を最も小さくする配置となるため、核分裂性物質集中による反応度上昇の効果が偏心により核分裂性物質が強吸収体のボロンに接近して反応度が下がる効果より大きいためである。

- (d) ラックピッチ
- (e) ラック厚さ
- (f) ラック内のり

### 3.3 計算結果

使用済燃料プール水漏えい時の未臨界性評価結果を図 3-3 に示す。統計誤差  $3\sigma$  (0.001) を加えても実効増倍率は最大で 0.924 となり、0.95 以下を満足している。

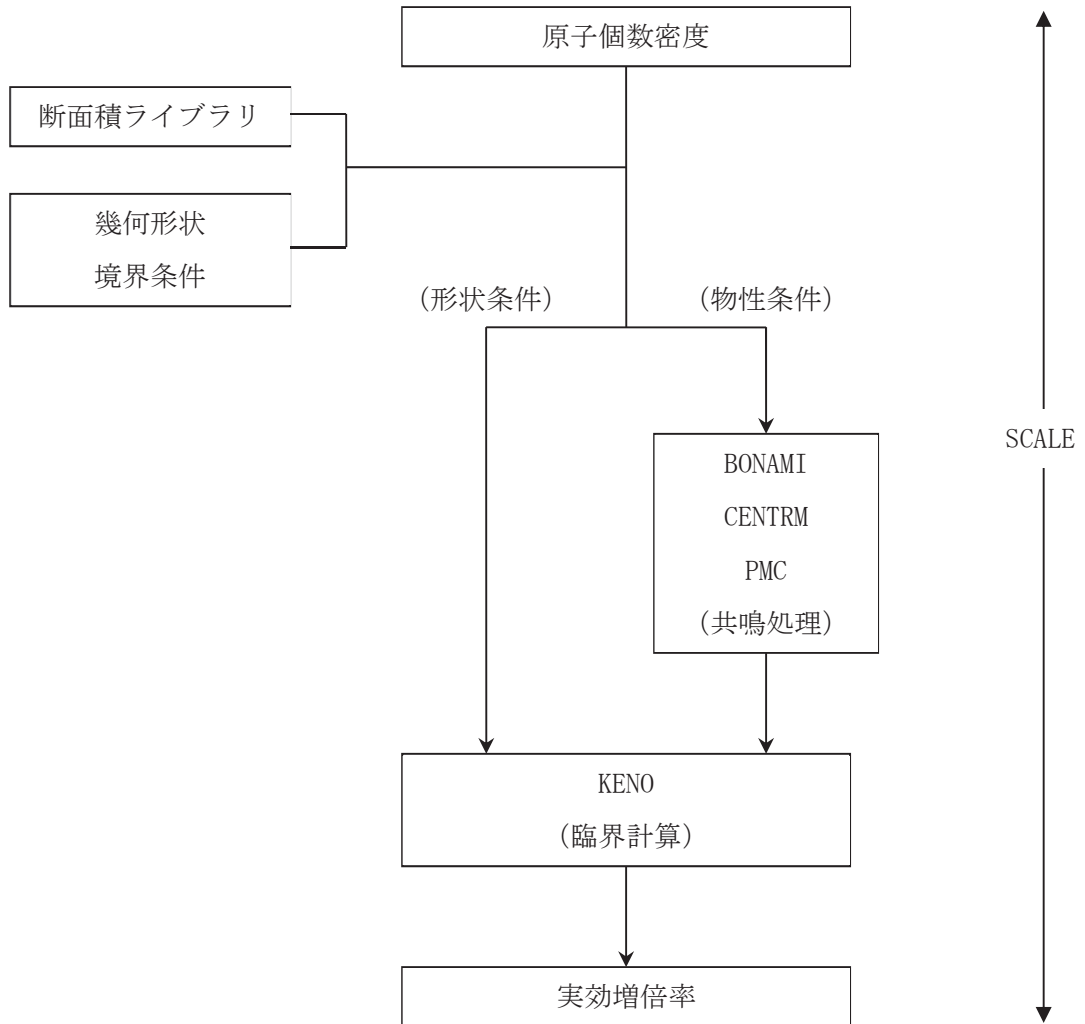


図 3-1 解析フローチャート

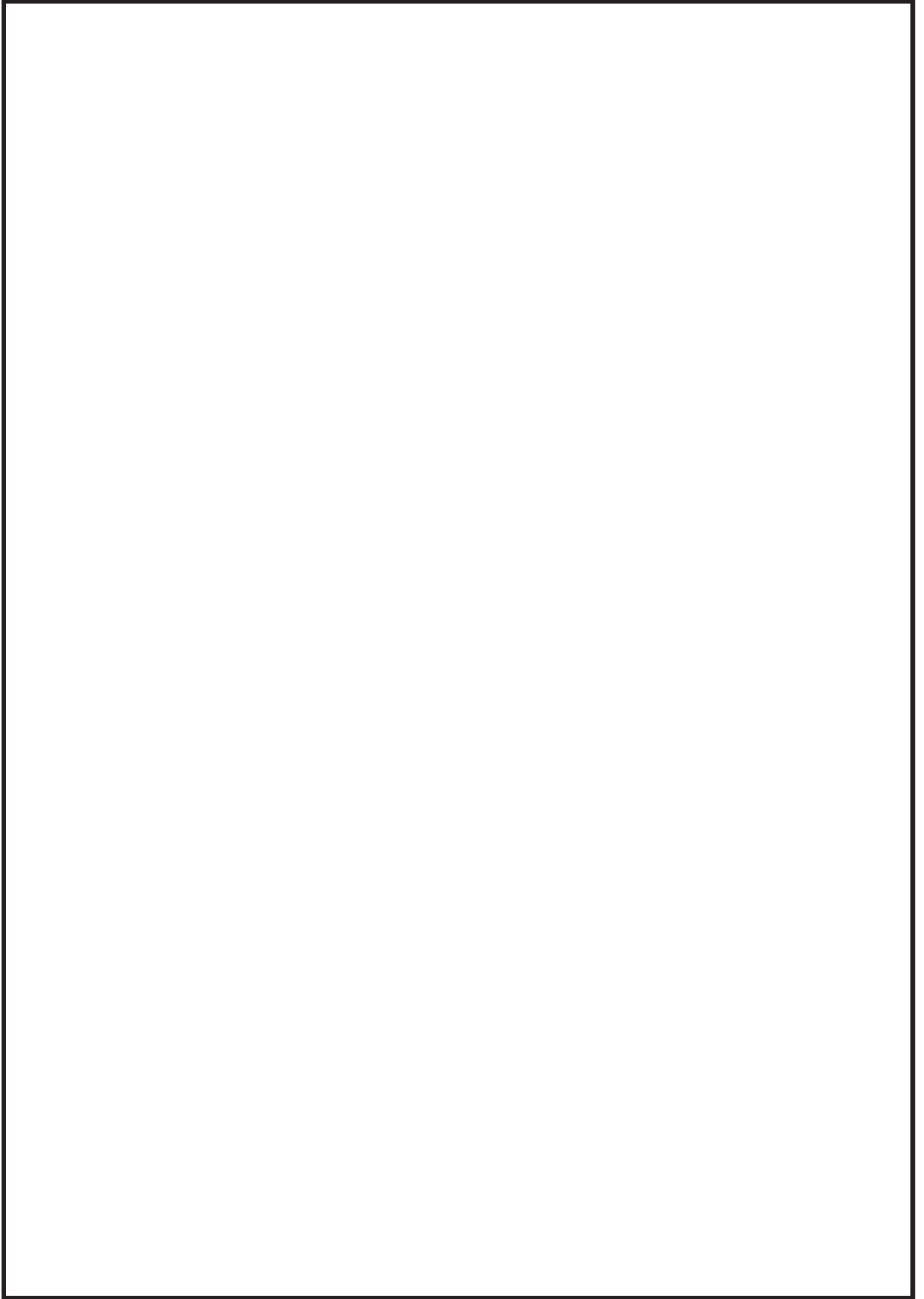


図 3-2 使用済燃料プールの未臨界性評価の計算体系

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 3-1 未臨界性評価の基本計算条件

	項目	仕様
燃料仕様	燃料種類	9×9 燃料 (A 型)
	<sup>235</sup> U 濃縮度	□ wt% *1
	ペレット密度	理論密度の約 97%
	ペレット直径	0.96 cm
	被覆管外径	1.12 cm
	被覆管厚さ	0.71 mm
プール水	水密度	0.0~1.0 g/cm <sup>3</sup>
使用済燃料貯蔵ラック	ラックタイプ	角管型
	ラックピッチ (長辺方向)	□ mm
	(短辺方向)	□ mm
	材料	ボロン添加ステンレス鋼
	ボロン濃度	□ wt% *2
	厚さ	□ mm
内のり (長辺方向)	□ mm	
(短辺方向)	□ mm	

注記 \*1 : 未臨界性評価用燃料集合体 ( $k_{\infty}=1.30$ , 未燃焼組成, Gd なし)

\*2 : ボロン濃度の解析使用値は, 製造公差下限値とする。

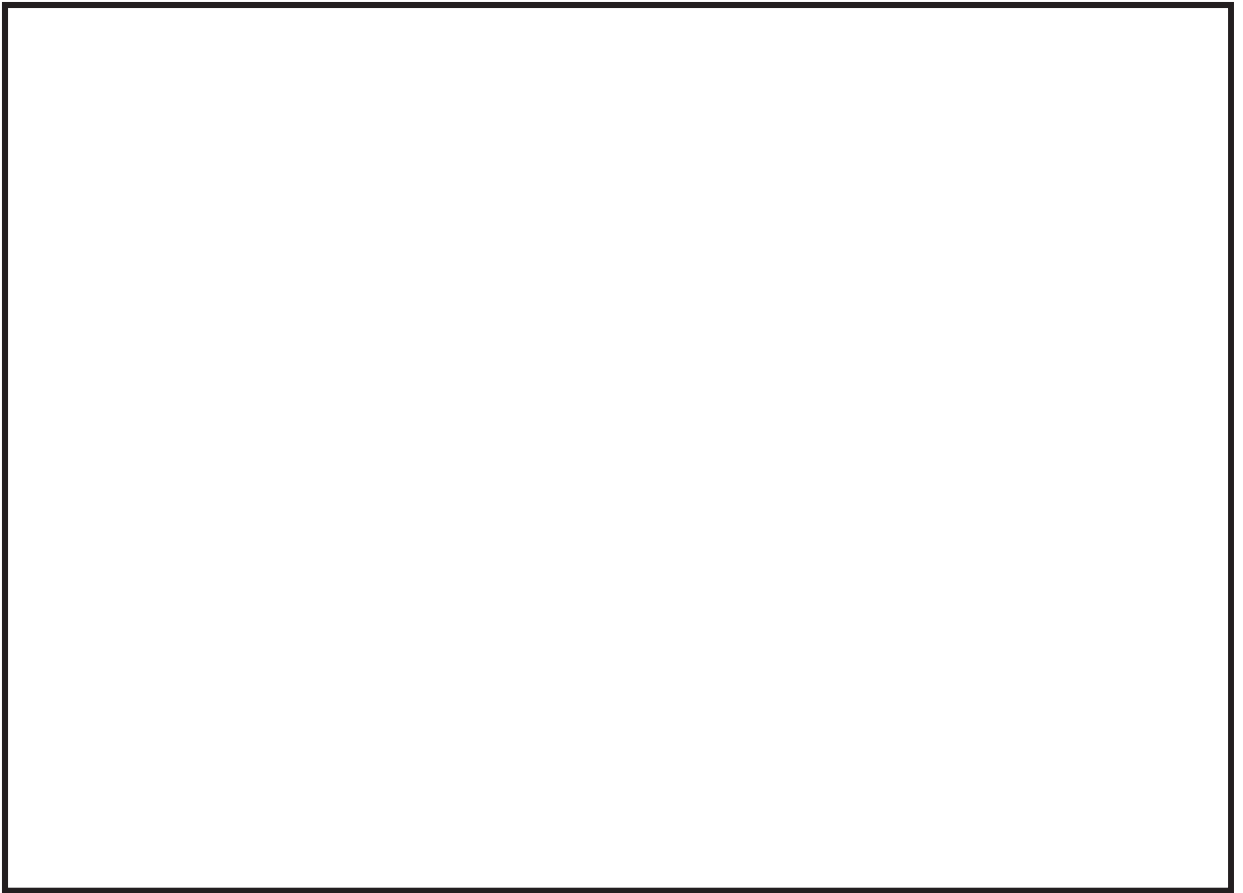


図 3-3 実効増倍率の水密度依存性

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 未臨界性評価の燃料条件

9×9燃料（A型）、9×9燃料（B型）、高燃焼度8×8燃料等の炉心装荷時の無限増倍率は、それぞれ添加されたガドリニアの量によって2種類ずつあるタイプを、それぞれ軸方向2～4領域に分割し、2次元の無限体系にて燃焼を進めて計算している。いずれの燃料においても低Gd燃料上部において無限増倍率が最大となり、運転期間中のガドリニア効果によるピークや燃料製造公差を考慮しても1.30を超えることはない。中でもピーク時の無限増倍率が高いのは9×9燃料（A型）及び9×9燃料（B型）であるが、値はほぼ同等のため、9×9燃料（A型）をモデルバンドルの想定に用いた。

濃縮度分布は燃料棒を数種類に分け、実燃料の濃縮度分布を参考に、濃縮度分布を設定した。この濃縮度分布は、ウラン燃料設計の基本的な考え方（燃料集合体の内側と外側での中性子スペクトルの違いをふまえ、濃縮度を外側に向かって低く、コーナー部は最も低濃縮度にする）に基づいている。9×9燃料（A型）の濃縮度分布を参考にし、ガドリニアの燃焼が進んだ状態を想定して無限増倍率が1.30となるように濃縮度分布を変更した結果、平均濃縮度は  wt% となった。また、いずれの燃料においてもガドリニアの燃焼が進んだ状態から、さらに燃焼が進むと無限増倍率は低下するため、使用済燃料として貯蔵される状態においては、より大きな保守性をもつと言える。モデルバンドルとしては9×9燃料（A型）を用いたが、いずれの燃料を用いても、この大きな保守性に包絡され、燃料条件は保守的である。

VI-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書



## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 燃料取扱設備における燃料集合体の落下防止対策	1
3.1 燃料交換機	2
3.2 原子炉建屋クレーン	3
3.3 燃料チャンネル着脱機	3
3.4 まとめ	4
4. 使用済燃料プール周辺設備等の重量物の落下防止対策	10
4.1 落下防止対策の基本的な考え方	10
4.2 落下防止対策の検討	10
4.3 落下防止対策の設計	13
5. 使用済燃料プール内への落下物による使用済燃料プール内の燃料体等への影響評価	18
5.1 基本方針	18
5.2 強度評価方法	21
5.3 評価条件	25
5.4 評価結果	25
別紙 1 燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について	26

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下、「技術基準規則」という。）第26条第1項第4号及び第7号並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下、「解釈」という。）に基づき、燃料取扱いに使用するクレーン、装置等の燃料取扱設備における、燃料集合体の落下防止対策について説明するものである。あわせて、技術基準規則第26条第2項第4号ニ及びその解釈に基づき、燃料取扱設備等の重量物が落下しても使用済燃料プールの機能が損なわれないことを説明する。

## 2. 基本方針

燃料取扱設備は、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下、「燃料体等」という。）の落下防止機能（ワイヤロープ二重化、動力電源喪失時の自動ブレーキ機能等）を有する設計とする。

また、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においても、使用済燃料プールの冷却機能、遮蔽機能が損なわれないようにするため、燃料体等の落下に対しては十分な厚さのステンレス鋼内張りを施設して使用済燃料プール水の減少に繋がる損傷を防止するとともに、クレーン等の重量物の落下に対しては適切な落下防止対策を施す設計とする。また、使用済燃料プール内への重量物の落下によって燃料体等が破損しないことを計算により確認する。

## 3. 燃料取扱設備における燃料集合体の落下防止対策

燃料取扱設備は、燃料交換機、原子炉建屋クレーン及び燃料チャンネル着脱機で構成する。燃料交換機、原子炉建屋クレーン及び燃料チャンネル着脱機は、新燃料を原子炉建屋原子炉棟内に搬入してから原子炉に装荷するまで、及び使用済燃料を原子炉から取り出し原子炉建屋原子炉棟外へ移送するまでの取扱いを行える設計とする。

使用済燃料の使用済燃料プールからの搬出には、使用済燃料輸送容器を使用する。搬出に際しては、原子炉建屋原子炉棟内のキャスク除染ピット等にてキャスクの除染を行う。

また、燃料取扱設備のうち、原子炉建屋クレーンは、未臨界性を確保したキャスクに収納して吊り上げる場合を除き、燃料体等を1体ずつ取り扱う構造とすることにより、臨界を防止する設計とする。燃料交換機及び燃料チャンネル着脱機は、燃料体等を1体ずつ取り扱う構造とすることにより、臨界を防止する設計とする。燃料交換機においては燃料体等の原子炉から使用済燃料プールへの移送、使用済燃料プールから原子炉への移送及びキャスクへの収納時等に燃料体等を吊り上げた際に、燃料チャンネル着脱機においては燃料体等の検査等を行う際に、水面に近づいた状態にあっても、燃料体等からの放射線の遮蔽

に必要な水深を確保できる設計とする。

さらに、燃料取扱設備は、地震荷重等の適切な組合せを考慮しても強度上耐えうる設計とするとともに、ワイヤロープの二重化、フック部の外れ止め及び動力電源喪失時の保持機能等を有することで、移動中の燃料体等の落下を防止する設計とする。ワイヤロープ及びフックは、それぞれクレーン構造規格、クレーン等安全規則の規定を満たす安全率を有する設計とする。

また、燃料取扱設備は、その機能の健全性を確認するため、定期的に試験及び検査を行う。

燃料取扱いに使用する燃料交換機、原子炉建屋クレーン及び燃料チャンネル着脱機の概要を以下に示す。

### 3.1 燃料交換機

燃料交換機は原子炉建屋原子炉棟 3 階に設けたレール上を水平に移動するブリッジと、その上を移動するトロリで構成する。

トロリ上には、燃料体等をつかむためのグラップルヘッドを内蔵した燃料つかみ具があり、燃料体等は、グラップルヘッドにてつかまれた状態で原子炉及び使用済燃料プール内の適切な位置に移動することができる設計とする。

ブリッジ及びトロリの駆動並びに燃料つかみ具の昇降を安全かつ確実に行うために、グラップルヘッドには機械的インターロックを設ける。

グラップルヘッドのフックは空気作動式とし、燃料体等をつかんだ状態で空気源が喪失しても、フック開閉用のエアシリンダ内のバネによりフックが閉方向に動作する。また、燃料体等を吊った状態において、メカニカルロック機構によりフックが固定されるため、フックは開方向に動作しないことから、燃料体等の落下を防止する構造とする(図 3-4 参照)。また、燃料つかみ具は二重のワイヤロープで保持する設計とする(図 3-3 参照)。

燃料交換機は、取扱い中に燃料体等を損傷させないように荷重監視を行うことにより、あらかじめ設定する荷重値を超えた場合、上昇を阻止するインターロックを有することで燃料体等の破損やそれに伴う燃料体等の落下を防止する設計とする。あわせて、動力電源喪失の場合にも燃料体等の保持状態を維持するために、電磁ブレーキのスプリング機構を有した設計とする(図 3-1, 3-2 参照)。

燃料交換機は耐震 B クラスで設計するが、耐震 S クラス設備への波及的影響を及ぼさないことを確認するため、基準地震動  $S_s$  による評価を実施し、走行部はレールを抱え込む構造として地震時に落下することがない設計とする。耐震設計の方針は、添付書類「VI-2-11-2-9 燃料交換機の耐震性についての計算書」に示す。

### 3.2 原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは、原子炉建屋内壁に沿って設けたレール上を水平に移動するガーダと、その上を移動するトロリで構成する。

原子炉建屋クレーンは、原子炉建屋原子炉棟内で新燃料輸送容器、キャスクの移送及び新燃料等の移送を安全かつ確実に行うものである。本クレーンは、新燃料輸送容器、キャスク及び新燃料等の移送中において、動力電源が喪失しても確実に保持状態を維持するために、電磁ブレーキのスプリング機構を有した設計とする（図 3-1, 3-2 参照）。

フックは、玉掛け用ワイヤロープ等が当該フックから外れることを防止するための装置を設ける（図 3-5 参照）。さらに、重量物を吊った状態において、使用済燃料プール上を通過できないよう、モード選択により、移送範囲の制限を行うためのインターロックを設ける（図 3-7, 3-8 参照）。

また、重量物を移送する主巻フックは二重ドラム方式にすることで仮にワイヤロープが 1 本切れた場合でも残りのワイヤロープで重量物が落下せず、安全に保持できる設計とする（図 3-6 参照）。

補巻フックにおいては、クレーン構造規格を満足したワイヤロープの使用と、玉掛け用ワイヤロープ等が当該フックから外れることを防止するための装置を設けた設計とする。

原子炉建屋クレーンは耐震 B クラスで設計するが、耐震 S クラス設備への波及的影響を及ぼさないことを確認するため、基準地震動 S s による評価を実施し、走行部は浮き上がり代を設けた構造として地震時に落下することがない設計とする。耐震設計の方針は、添付書類「VI-2-11-2-8 原子炉建屋クレーンの耐震性についての計算書」に示す。

### 3.3 燃料チャンネル着脱機

燃料チャンネル着脱機は、1 体のみ燃料体等を載せることのできる台座と燃料体等が倒れないよう上部で保持する固定具が一体となり昇降する装置である。燃料チャンネル着脱機は、新燃料搬入等の際に燃料体等を保持して昇降し、原子炉建屋クレーンと燃料交換機間の受け渡しを行うとともに、検査対象となった燃料体等のチャンネルボックスを取り外すための当該燃料体等の昇降、及び燃料体等の検査等のために当該燃料体等を昇降する装置である。燃料チャンネル着脱機は、動力電源喪失の場合にも確実に燃料体等の保持機能を維持するために、電磁ブレーキのスプリング機構を有した設計とするとともに、常用下限及び非常用下限のリミットスイッチによるインターロック及び燃料体等が倒れないよう上部で保持する固定具により燃料体等の落下を防止する設計とする（図 3-1, 3-2, 3-9 参照）。

燃料チャンネル着脱機は耐震 B クラスで設計するが、耐震 S クラス設備への波及的影響を及ぼさないことを確認するため、基準地震動 S s による評価を実施し、地震時に落下することがない設計とする。耐震設計の方針は、添付書類「VI-2-11-2-21 チャンネ

ル着脱機の耐震性についての計算書」に示す。

### 3.4 まとめ

燃料取扱設備における燃料体等の落下防止対策をまとめたものを表 3-1 に示す。

表 3-1 燃料体等の落下防止対策

機器名称	落下防止対策
燃料交換機	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 巻き上げ機は電源喪失時に電磁ブレーキのスプリング機構で保持する構造</li> <li>(2) 燃料つかみ具は二重ワイヤーロープでグラップルヘッドを保持する構造</li> <li>(3) グラップルヘッドは空気源喪失時にも燃料集合体をつかむ構造</li> <li>(4) グラップルヘッドの機械的インターロック</li> <li>(5) 燃料体等取扱い時の過荷重インターロック</li> </ul>
原子炉建屋クレーン	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 巻き上げ機は電源喪失時に電磁ブレーキのスプリング機構で保持する構造</li> <li>(2) フックの外れ止め</li> <li>(3) 主巻フックは二重ドラム方式とし仮にワイヤーロープが一本切れた場合でも重量物が落下せず安全に保持できる構造</li> <li>(4) モード選択による移送範囲を制限するインターロック</li> </ul>
燃料チャンネル着脱機	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 電源喪失時に電磁ブレーキのスプリング機構で駆動軸を保持する構造</li> <li>(2) 常用下限及び非常用下限のリミットスイッチによるインターロック</li> <li>(3) 固定具により燃料体等が倒れないように上部で保持する構造</li> </ul>

#### 【巻き上げ機運転時（電源投入時）の状態】

巻き上げ機運転時は、電磁石にてブレーキ板を吸い寄せ、ブレーキ板とブレーキライニングの間に隙間ができるため、駆動軸は回転可能な状態である。

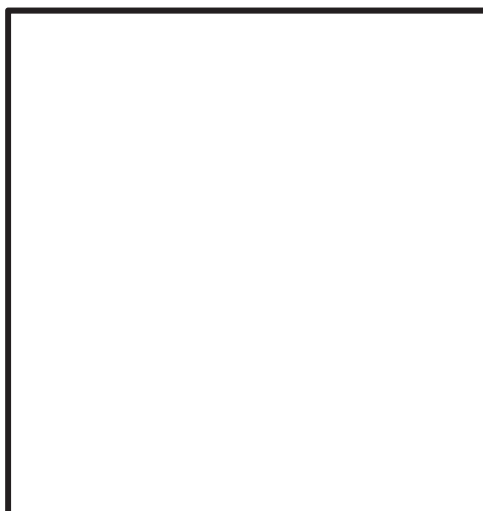
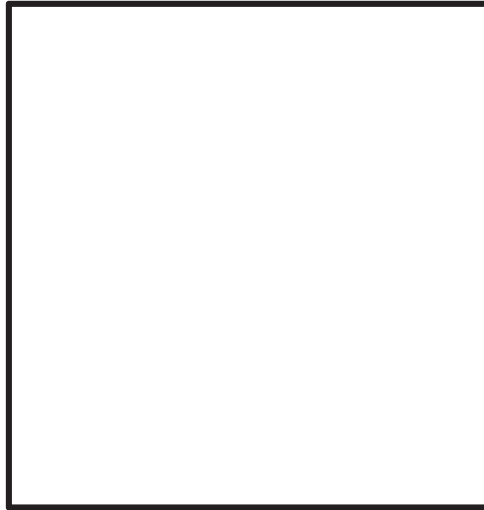


図 3-1 電磁ブレーキの概要

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

【巻き上げ機停止時（電源遮断時）の状態】

巻き上げ機停止時，あるいは，電源遮断時には，押しバネの力によってブレーキ板をブレーキライニングに押し付け，駆動軸が回転できない状態である。



第 3-2 図 電磁ブレーキの動作原理

燃料交換機のワイヤロープは，2 本有しており，仮にワイヤロープが 1 本破断したとしても，残りのワイヤロープ 1 本で燃料体等，グラップルヘッド及びマストを保持でき，燃料体等を落下させず，安全に支持できる設計とする。



図 3-3 燃料つかみ具の二重ワイヤロープでグラップルヘッド及びマストを保持する構造

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

グラップルヘッドは、動力源となる作動空気が喪失した場合でも、フック開閉用のエアシリンダ内のバネによりフックが閉方向に動作する。また、燃料体等を吊った状態において、グラップルヘッドはメカニカルインターロック機構によりフックが固定されるため、フックは開方向に動作しない。また、メカニカルインターロック機構をフック開方向に動作させるには、燃料集合体が着座し、ハンドル部が内筒を押し上げる必要があり、このような機械的インターロックを備えているとともに、フックは動力源となる作動空気が喪失した場合でも、フック開閉用エアシリンダ内のバネにより、常に閉方向に動作する。



グラップルヘッド部概念図



図 3-4 グラップルヘッドの空気源喪失時にも燃料体等をつかむ構造

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

フックの外れ止め装置は、吊荷がフックから外れないように錘の自重により通常位置に保持されるため、吊荷のフックからの脱落を防ぐことができる。



図 3-5 フックの外れ止め装置

主巻装置の落下防止対策として、ワイヤロープ及び減速機、ブレーキ、ドラム等を二重化し重量物が落下しない設計（二重ドラム方式）としている。

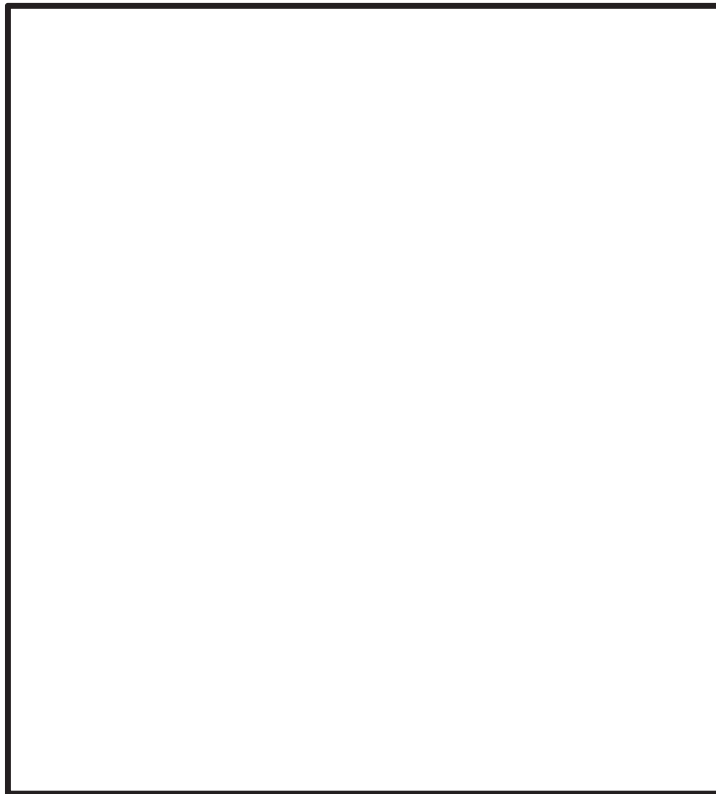


図 3-6 二重ドラム方式概念図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。





図 3-7 原子炉建屋クレーンのインターロック (Bモード)  
による重量物移送範囲

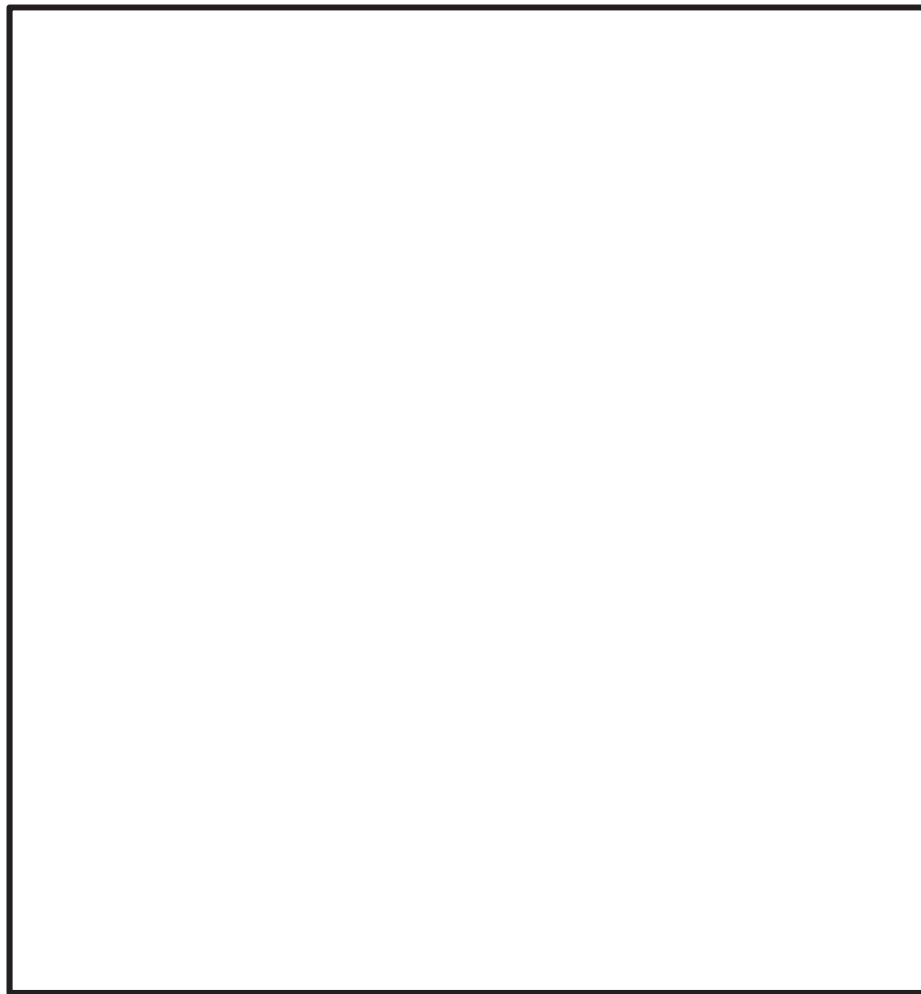


図 3-8 原子炉建屋クレーンのインターロック (Aモード)  
によるキャスク移送範囲

燃料チャンネル着脱機は、1体のみ燃料体等を載せることのできる可動台と燃料体等が倒れないよう上部で支持するローラガイドが一体となり昇降する設計となっており、常用下限及び非常用下限のリミットスイッチによるインターロックとあいまって、燃料体等の落下を防止する。

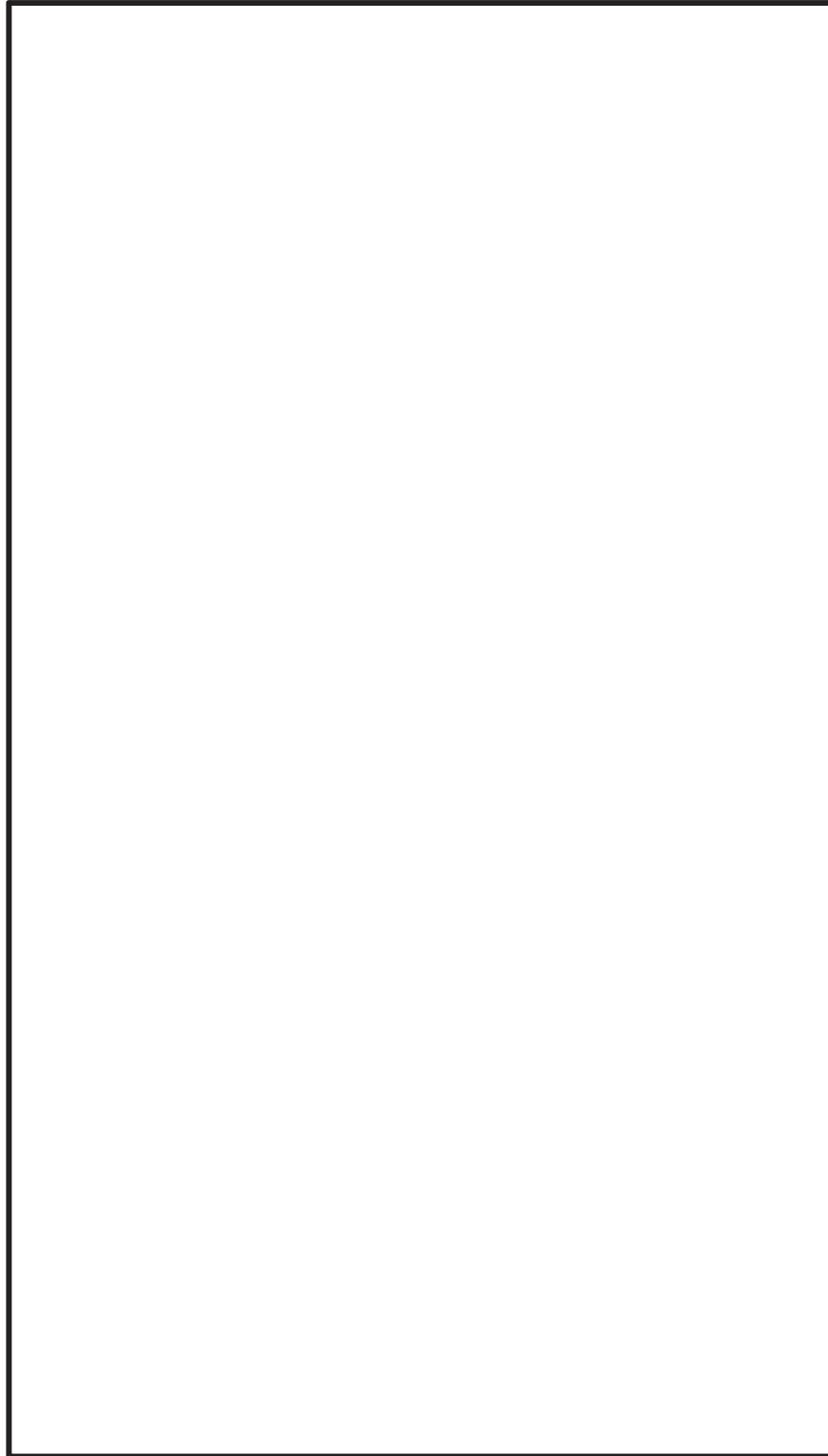


図 3-9 燃料チャンネル着脱機の概略図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

#### 4. 使用済燃料プール周辺設備等の重量物の落下防止対策

##### 4.1 落下防止対策の基本的な考え方

模擬燃料集合体の気中落下試験（以下、「落下試験」という。）での最大減肉量を考慮しても使用済燃料プールの機能が損なわれない厚さ以上のステンレス鋼内張り（以下、「ライニング」という。）を施設することから、気中落下時の衝突エネルギーが落下試験より大きい設備等に対して、適切な落下防止対策（隔離、固縛等又は基準地震動  $S_s$  に対する落下防止設計）を実施する。

気中落下時の衝突エネルギーは、使用済燃料プールライニング面（O.P.  m）からの各設備等の設置高さに応じた位置エネルギーとする。

気中落下時の衝突エネルギーが落下試験の衝突エネルギーより小さい設備等については、適切に落下防止するとともに、落下形態を含めて落下試験結果に包含されるため、使用済燃料プール水の減少に繋がるようなライニングの損傷のおそれはない。

また、燃料体等については、模擬燃料集合体の落下試験における重量及び落下高さを超える場合があるが、水の浮力及び抗力を考慮することで、気中での模擬燃料集合体の衝突エネルギーを下回ることを確認している。使用済燃料プールライニングの健全性については、別紙 1「燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について」に示す。

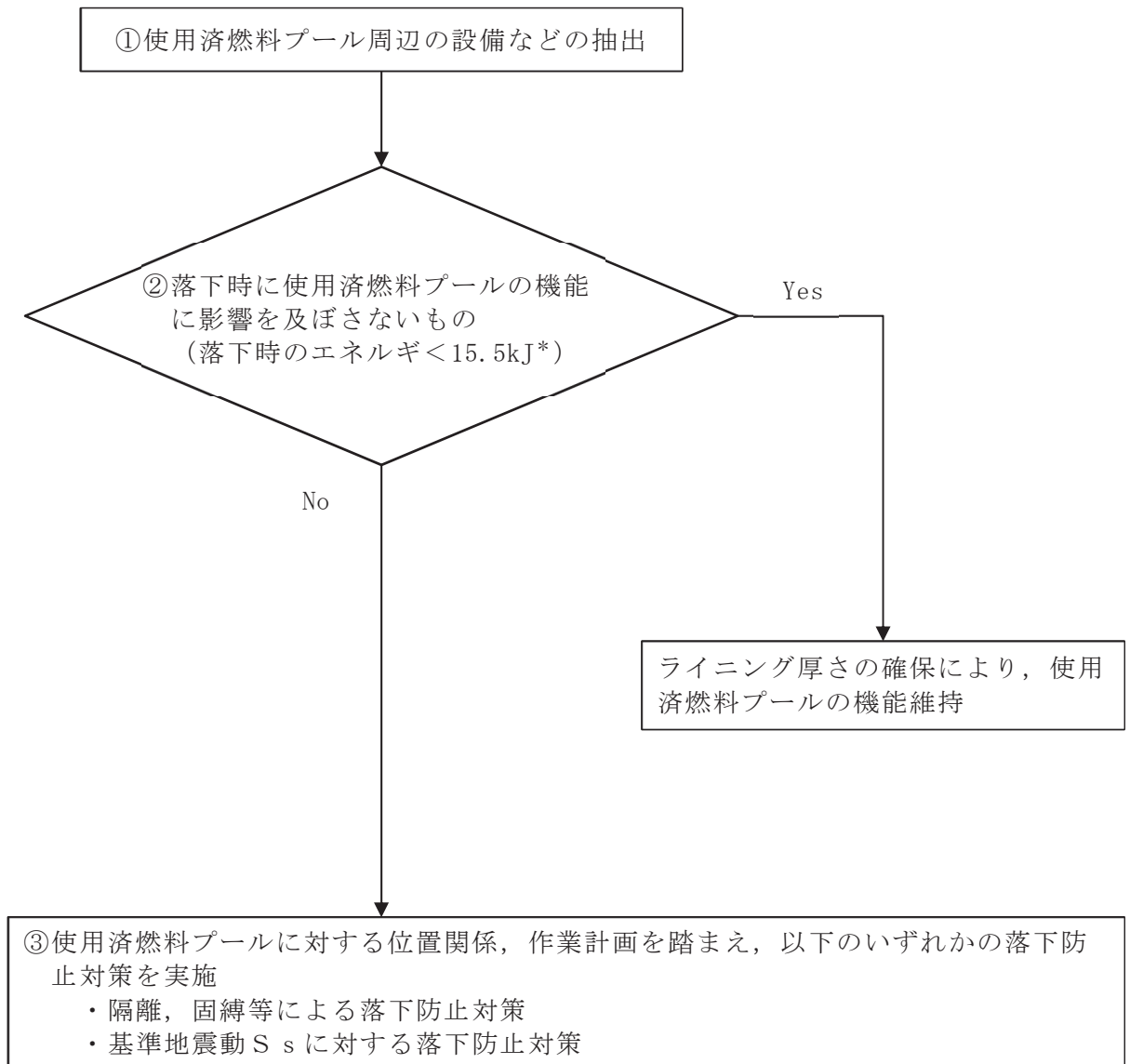
さらに、燃料体等については、燃料取扱設備において使用済燃料プールライニングへの落下を防止する設計とする。

##### 4.2 落下防止対策の検討

使用済燃料プール周辺設備等の重量物のうち、使用済燃料プールへの落下時に使用済燃料プールの機能に影響を及ぼすおそれのある重量物について、使用済燃料プールとの位置関係、作業計画、ウォークダウンの結果を踏まえて網羅的に抽出する。落下防止対策としては、気中落下時の衝突エネルギーが落下試験の衝突エネルギーより大きい設備等について、使用済燃料プールからの隔離を確保できる重量物は、十分な隔離距離を確保し、必要に応じて固縛又は固定等により落下防止を行う。十分な隔離を確保できない重量物は、基準地震動  $S_s$  による地震荷重に対し使用済燃料プールへ落下しない設計を行う。

重量物の抽出フロー及び落下防止対策を図 4-1 に、その結果を表 4-1 に示す。

燃料体等については、3. に示したとおり、燃料交換機、原子炉建屋クレーン及び燃料チャンネル着脱機において、使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



注記\*：落下試験時の模擬燃料集合体の落下エネルギー

図 4-1 重量物の落下フロー及び落下防止対策

表 4-1 重量物の抽出結果及び落下防止対策

番号	①使用済燃料プール周辺設備等	②落下時に使用済燃料プールの機能に影響を及ぼさないもの*1 (落下時のエネルギー<15.5kJ)			③使用済燃料プールに対する位置関係, 作業計画を踏まえた落下防止対策
		重量	高さ	評価	
1	原子炉建屋原子炉棟	特定不可	約 26m	—	基準地震動 S s に対する落下防止対策
2	燃料交換機	約 36t	約 12m	× 約 4.2MJ	基準地震動 S s に対する落下防止対策
3	原子炉建屋クレーン	約 333t	約 20m	× 約 65MJ	基準地震動 S s に対する落下防止対策
4	その他クレーン	—	—	—	離隔, 固縛等による落下防止対策
5	原子炉格納容器 (取扱具含む)	—	—	—	離隔, 固縛等による落下防止対策
6	原子炉圧力容器 (取扱具含む)	約 19t	約 20m	× 約 3.6MJ	離隔, 固縛等による落下防止対策
7	内挿物 (取扱具含む)	約 300kg	約 24m	× 約 71kJ	離隔, 固縛等による落下防止対策
8	プール内ラック類	約 260kg	約 3.5m	○ 約 9kJ	—*2
9	プールゲート類	約 950kg	約 21m	× 約 193kJ	離隔, 固縛等による落下防止対策
10	使用済燃料輸送容器 (取扱具含む)	約 101t	約 20m	× 約 20MJ	離隔, 固縛等による落下防止対策
11	電源盤類	—	—	—	離隔, 固縛等による落下防止対策
12	フェンス・ラダー類	約 180kg	約 24m	× 約 43kJ	離隔, 固縛等による落下防止対策
13	装置類	約 2t	約 21m	× 約 405kJ	離隔, 固縛等による落下防止対策
14	作業機材類	約 400kg	約 21m	× 約 81kJ	離隔, 固縛等による落下防止対策
15	計器・カメラ・通信機器類	約 2t	約 0.3m	○ 約 6kJ	—*2
16	試験・検査用機材類	約 1t	約 21m	× 約 203kJ	離隔, 固縛等による落下防止対策
17	コンクリートプラカ・ハッチ類	約 10t	約 20m	× 約 2MJ	離隔, 固縛等による落下防止対策
18	その他	約 100kg	約 12m	○ 約 12kJ	—*2

注記 \*1: 落下エネルギーが 15.5kJ (310kg×5.1m×9.80665m/s<sup>2</sup>) 以上であれば「×」, 15.5kJ 未満であれば「○」(高さは, 使用済燃料プールライニング面までの高さであり, 落下時のエネルギーは, 水の浮力, 落下中の水抵抗を考慮しない気中落下した場合の保守的な値としている。)

\*2: 使用済燃料プール周辺で資機材等を設置する場合は, 落下時の衝突エネルギーの大小に関わらず, 社内規程に基づき荷重評価を行い, 設置場所や固定方法について検討した上で設置する。

### 4.3 落下防止対策の設計

#### (1) 離隔，固縛等による落下防止対策

##### a. その他クレーン，原子炉格納容器，電源盤類等

その他クレーン，原子炉格納容器（取扱具含む），電源盤類等は重量物であり，車輪のような抵抗を緩和させる構造もないことから転倒を仮定しても使用済燃料プールに届かない距離に設置して離隔を取るとともに，必要な固縛等を実施する設計とする。

原子炉圧力容器（取扱具含む），内挿物，プールゲート類，使用済燃料輸送容器（取扱具含む），フェンス・ラダー類，装置類，作業機材類，試験・検査用機材類，コンクリートプラグ・ハッチ類は，使用済燃料プールから十分な離隔距離を可能な限り確保し，必要な固縛若しくは固定を実施する設計とする。

##### b. 内挿物のうち蒸気乾燥器，気水分離器等

蒸気乾燥器，気水分離器等は，原子炉ウェルを挟んで使用済燃料プールと反対側にあるD/Sプールに設置し，使用済燃料プールと離隔距離が十分とれているため，地震時であっても使用済燃料プールに落下しない。

#### (2) 耐震性確保による落下防止対策

##### a. 原子炉建屋及び使用済燃料プール周辺にある常設設備

原子炉建屋原子炉棟については，原子炉建屋原子炉棟3階（0.P.    m）より上部の鉄筋コンクリート造の壁及び鉄骨造の屋根トラス等を線材，面材により立体的にモデル化した立体架構モデルを作成し，基準地震動 $S_s$ に対する評価を行い，屋根トラスにおいて水平地震動と鉛直地震動を同時に考慮した発生応力が終局耐力を超えず，使用済燃料プールに落下しない設計とする。原子炉建屋原子炉棟屋根トラスの解析モデルについて図4-2に示す。

また，屋根については鋼板（デッキプレート）の上に鉄筋コンクリート造の床を設けた構造となっており，地震による剥落はない。原子炉建屋原子炉棟3階床面より上部を構成する壁は鉄筋コンクリート造の耐震壁であり，3階床面より下部の耐震壁とあわせて基準地震動 $S_s$ に対して落下しない設計とする。なお，使用済燃料プール上部にある常設設備としては天井照明があるが，その落下エネルギーは気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーより小さいため検討不要である。また，使用済燃料プール周辺にある重大事故等対処設備としては，静的触媒式水素再結合装置及び使用済燃料プールスプレインゾルがあるが，基準地震動 $S_s$ に対して使用済燃料プールに落下しない設計とする。

耐震設計評価結果については，添付書類「VI-2-9-3-1 原子炉建屋原子炉棟の耐震性についての計算書」，添付書類「VI-2-9-4-4-3-1 静的触媒式水素再結合装置

の耐震性についての計算書」及び添付書類「VI-2-4-3-2 燃料プール代替注水系の耐震性についての計算書」, 添付書類「VI-2-4-3-3 燃料プールのスプレイ系の耐震性についての計算書」に示す。

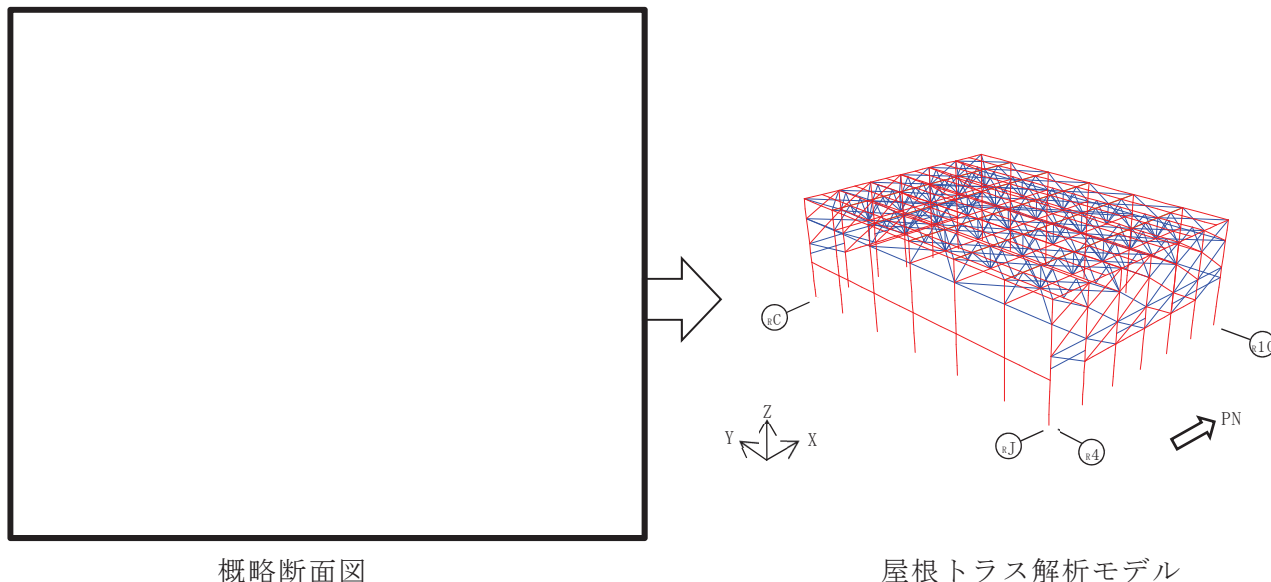


図 4-2 原子炉建屋原子炉棟屋根トラスの解析モデル概要図

b. 燃料交換機

燃料交換機は、浮上りによる脱線を防止するため、転倒防止装置を設置する。転倒防止装置は、走行レールの頭部を転倒防止装置にて抱き込む構造であり、燃料交換機の浮上りにより走行及び横行レールより脱線しない構造とする。

各レールにはレール走行方向に対する脱線を防止するため、ストoppaが設置されているが、地震時等に走行レール上の燃料交換機又は横行レール上のトロリが滑り、仮に本ストoppaが損傷したとしても、使用済燃料プール側の走行レールについては燃料交換機の幅より建屋壁面との離隔距離の幅のほうが短いことから、燃料交換機がレールから脱線するおそれは無く、横行レールについては、燃料交換機ブリッジ上部にレールが敷設されており、トロリが脱線したとしても走行レール外側（使用済燃料プールエリア外）へ脱線することから、使用済燃料プールに落下することはない。また、横行速度とトロリの高さから、脱線後原子炉建屋壁面に到達することもない。

燃料交換機と使用済燃料プールの位置関係を図 4-3 に示す。

燃料交換機は、想定される最大重量を上回る定格荷重  kg の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S s に対して使用済燃料プールに落下しない設計とする。

耐震設計評価結果については、添付書類「VI-2-11-2-9 燃料交換機の耐震性に関する計算書」に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

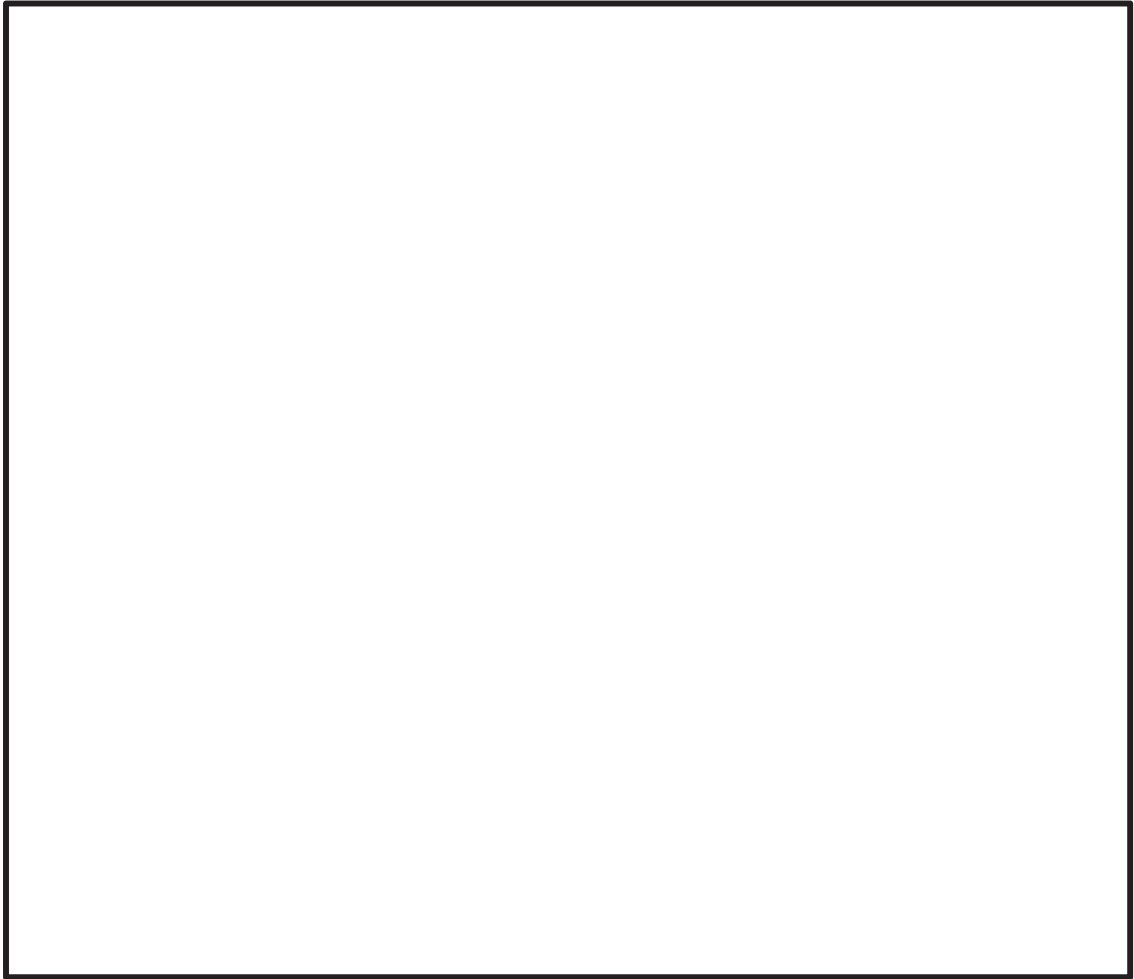


図 4-3 燃料交換機と使用済燃料プールの位置関係

c. 原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンと使用済燃料プールの位置関係を図 4-4 に示す。また、図 4-4 において、走行及び横行レールの脱線防止ラグの詳細を示した断面図を図 4-5 及び図 4-6 に示す。

原子炉建屋クレーンは、走行及び横行レールからの浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止ラグを設置する。脱線防止ラグは、ランウェイガード当り面及び横行レールに対し、浮上り代を設けた構造とし、クレーンの浮上りにより走行及び横行レールより脱線しない構造とする。

なお、走行及び横行レールには、走行または横行方向への脱線を防止するため、ストッパが設置されているが、地震時等に走行及び横行レール上を原子炉建屋クレーン又はトロリが滑り、仮に本ストッパが損傷したとしても、走行及び横行レールと建屋壁面との離隔距離より、原子炉建屋クレーン又はトロリが走行及び横行レールから脱線するおそれは無く、使用済燃料プールに落下することはない。



原子炉建屋クレーンは、下部に設置された上位クラス施設である使用済燃料プールに対して、波及的影響を及ぼさないことを確認することから、想定される最大質量を上回る定格荷重 125t の吊荷を吊った状態においても、基準地震動  $S_s$  に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

耐震性評価結果については、添付書類「VI-2-11-2-8 原子炉建屋クレーンの耐震性に関する計算書」にて示す。

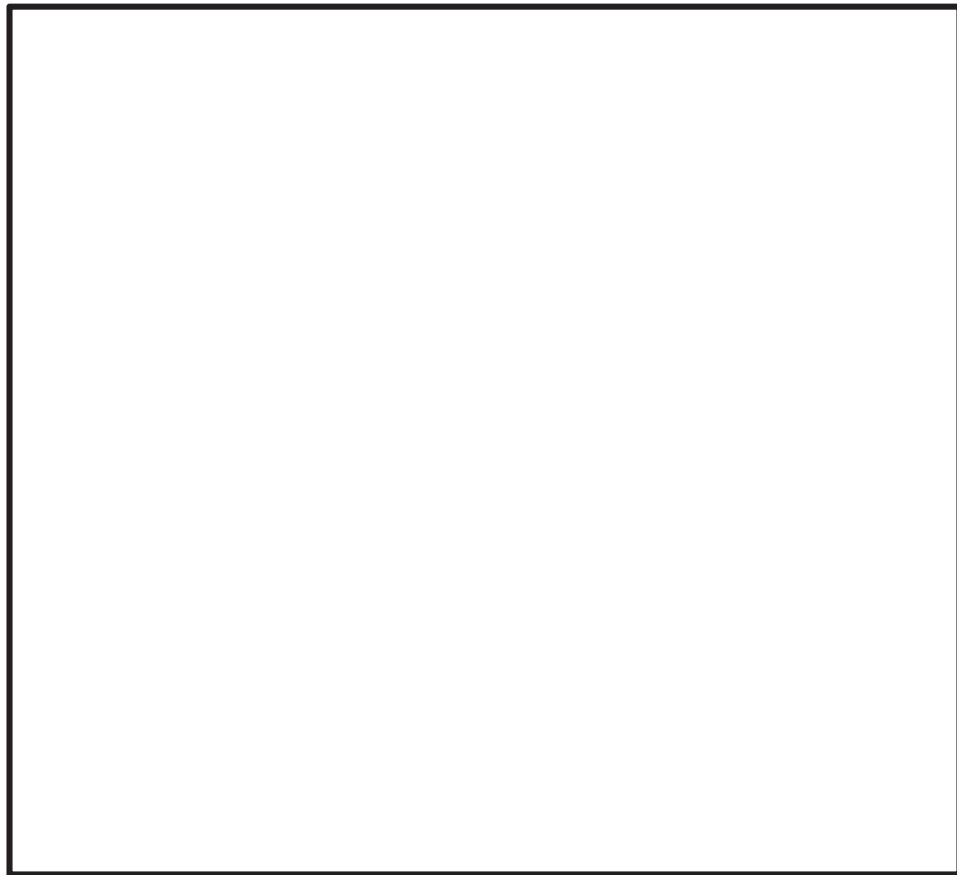


図 4-4 原子炉建屋クレーンと使用済燃料プールの位置関係

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



図 4-5 脱線防止ラグ（走行レール）の詳細図



図 4-6 脱線防止ラグ（横行レール）の詳細図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 5. 使用済燃料プール内への落下物による使用済燃料プール内の燃料体等への影響評価

使用済燃料プール内への落下物によって使用済燃料プール内の燃料体等が破損しないことを計算により確認する。

### 5.1 基本方針

#### (1) 影響評価の基本的考え方

4.において気中落下時の衝突エネルギーが落下試験の衝突エネルギーより大きい設備等については適切な落下防止対策を実施することから、落下試験の衝突エネルギーを適用して使用済燃料プール内の燃料体等への影響評価を実施する。

以降においては、燃料体等からチャンネルボックスを除いた状態を「燃料集合体」と呼び、評価については、燃料集合体のうち核燃料物質及び核分裂生成物を内包する燃料被覆管が、放射性物質の閉じ込め機能を保持するよう、破損に至るような変形に対して妥当な安全余裕を有することを計算により確認する。

#### (2) 落下物の選定

上述のとおり表 4-1 において落下防止対策を施さない重量物による落下エネルギーを包含できる落下物として、模擬燃料集合体を選定する。

#### (3) 評価方針

燃料集合体の概要を図 5-1, 5-2 及び燃料集合体とラックの関係図を図 5-3 に示す。

燃料集合体の強度評価フローを図 5-4 に示す。

燃料集合体の強度評価においては、その構造を踏まえ、落下物による荷重の作用方向及び伝達過程を考慮し、評価対象部位を選定する。

落下物による燃料集合体への影響については、落下物の衝突により生じるひずみが許容値を超えないことを確認する。

落下物が同時に複数の燃料集合体に衝突することが考えられるが、保守的に 1 体の燃料集合体に落下物が衝突するものとして計算を行う。

燃料集合体は図 5-3 のとおり、ラック内に貯蔵されている。燃料被覆管部分はラック内にあるが、燃料集合体上部は露出した状態にある。よって、落下物は燃料集合体の上部タイプレートに直接衝突するものとして評価を行う。

燃料集合体の許容限界は、燃料被覆管の破断伸びに適切な余裕を考慮した値とする。

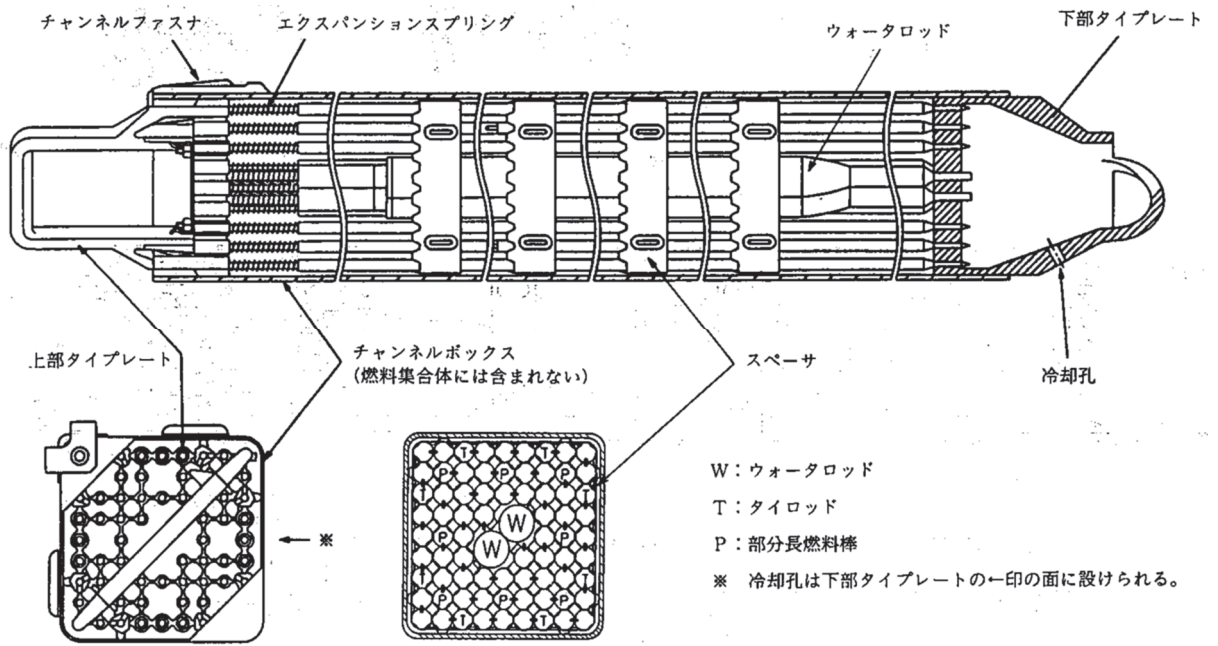


図 5-1 燃料集合体の概要 (9×9燃料 (A型))

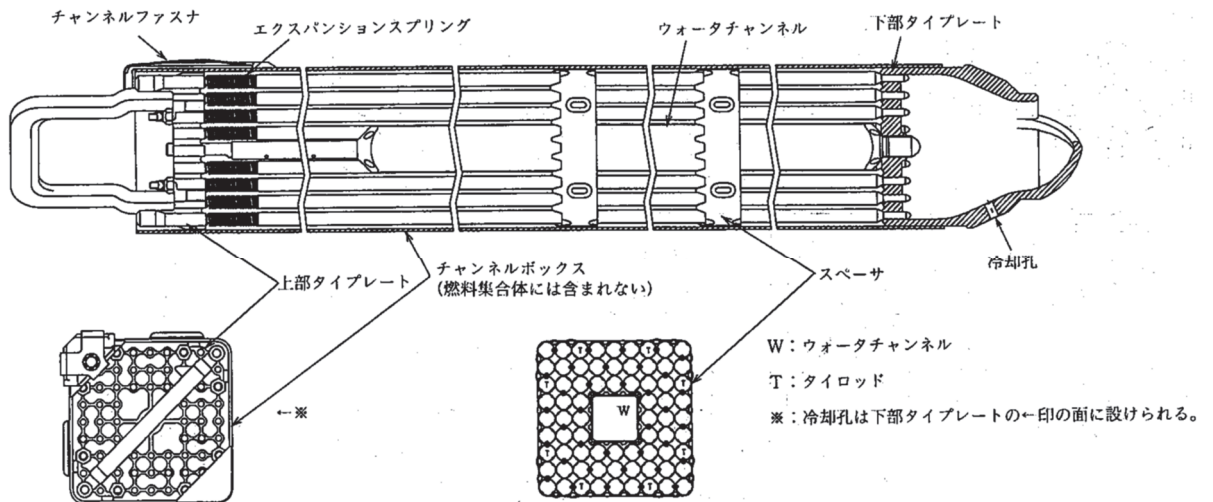


図 5-2 燃料集合体の概要 (9×9燃料 (B型))

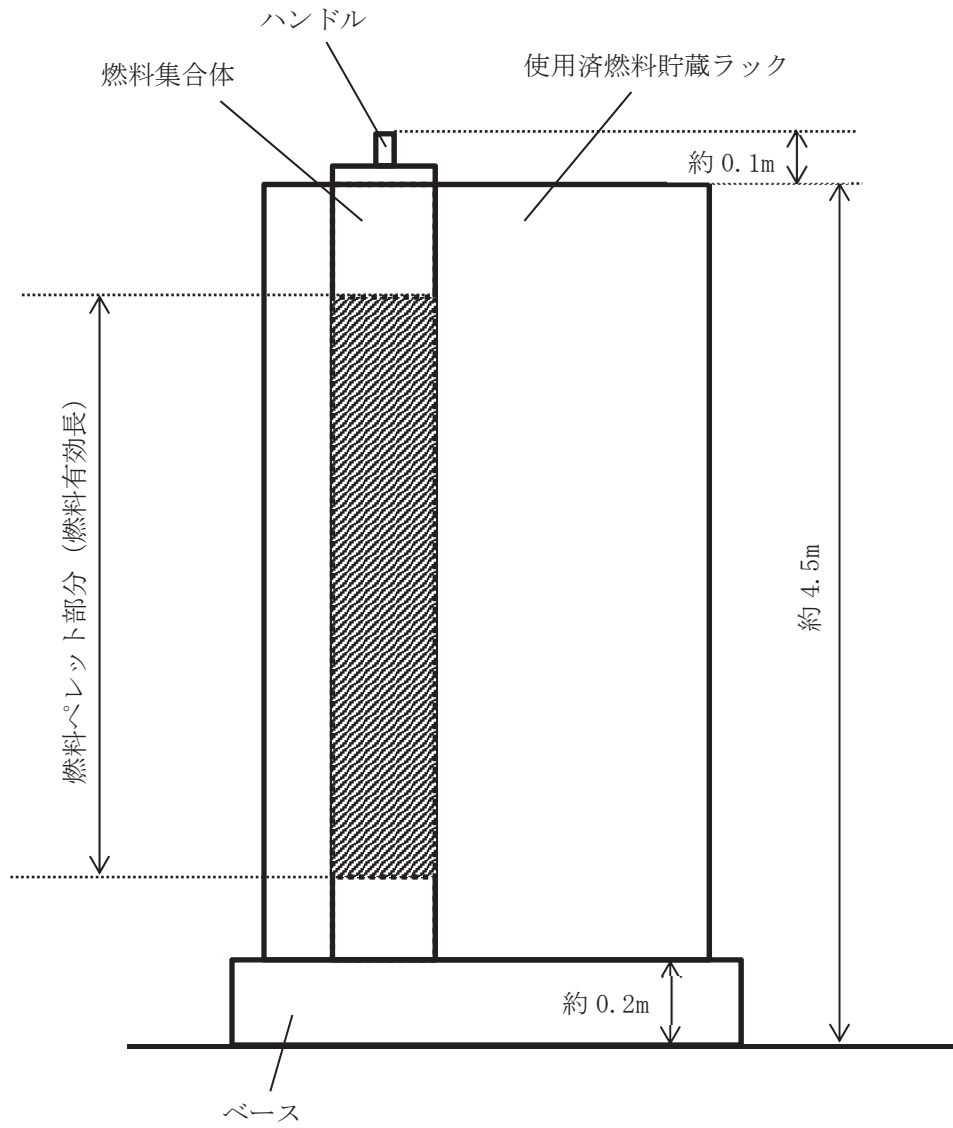


図 5-3 燃料集合体とラックの関係図

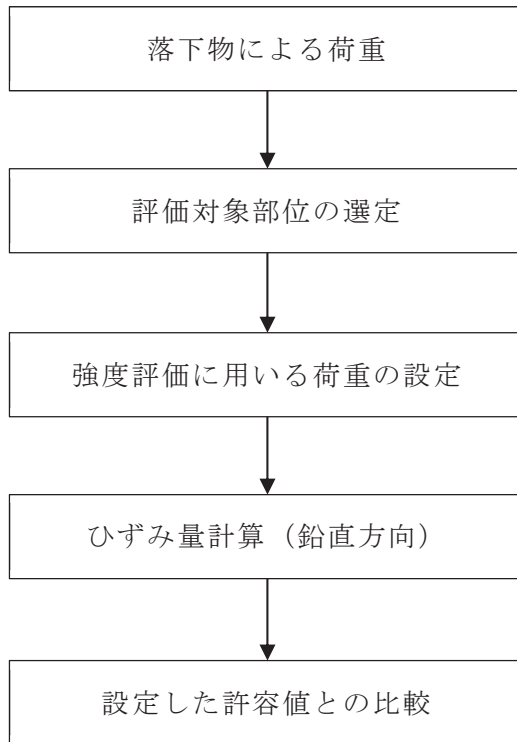


図 5-4 燃料集合体の強度評価フロー

## 5.2 強度評価方法

### (1) 記号の定義

燃料集合体の強度評価に用いる記号を表 5-1 に示す。

表 5-1 強度評価に用いる記号

記号	単位	定義
A	m <sup>2</sup>	燃料被覆管の断面積
E	MPa	燃料集合体の縦弾性係数
E <sub>1</sub>	J	燃料集合体の変形エネルギー
L	m	燃料被覆管の長さ
m	kg	落下物の重量
g	m/s <sup>2</sup>	重力加速度
h	m	落下高さ
W	J	落下物の落下エネルギー
ε <sub>p</sub>	%	燃料被覆管の塑性ひずみ
ε <sub>y</sub>	%	燃料被覆管の弾性ひずみ
π	—	円周率
σ <sub>y</sub>	MPa	燃料被覆管の耐力

(2) 評価対象部位

燃料集合体の評価対象部位は、落下物による荷重の作用方向及び伝達過程を考慮し設定する。

落下物による衝撃荷重は、落下物が燃料集合体に直接衝突した際、燃料被覆管に作用し、ひずみが発生する。

落下物は上部タイプレートに衝突し、押し下げられた上部タイプレートは上部タイプレートと接続しているすべての燃料棒に荷重を伝達するため、落下物による荷重は燃料棒の局所に集中することはない。

このことから、燃料被覆管を評価対象部位とし設定する。

(3) 荷重の設定

燃料集合体の強度評価に用いる荷重は、表 5-2 の荷重を用いる。気中重量から燃料棒体積分の水の重量のみを減じた各燃料集合体の実際の水中重量は、表中の値以下となる。なお、落下エネルギーの評価に用いる荷重及び高さについては、4.1 及び 5.1 (1) に記載のとおり保守的に落下試験と同じ条件とする。

表 5-2 落下物の諸元

落下物の種類	m (kg)	g (m/s <sup>2</sup> )	h (m)
模擬燃料集合体	310	9.80665	5.1

(4) 許容限界

燃料集合体のひずみの許容限界値は、燃料被覆管が破断しないこととすることから、「平成 18 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（貯蔵燃料長期健全性等確認試験に関する試験最終成果報告書）」（（独）原子力安全基盤機構）の試験データ等を踏まえて、許容ひずみは燃料被覆管の破断伸びに対して十分保守側の 1% とする。

(5) 評価方法

燃料集合体の構造図を図 5-5 に、断面図を図 5-6 に示す。燃料集合体の強度評価については、落下物による落下エネルギーを用いて評価し、燃料被覆管に生じるひずみを算出する。

燃料集合体への衝突時には、落下物は周辺のラックセルとも衝突することが想定されるが、評価においては保守的に、燃料集合体のみ衝突するものとする。

評価に用いる燃料集合体は保守的に以下の燃料集合体を想定し、評価を行う。

- ・評価対象燃料集合体のうち、燃料被覆管断面積と燃料被覆管長さの積が小さくなる 9 × 9 燃料（A 型）燃料集合体の寸法を使用する。

- ・ 照射に伴い耐力は上昇するが、保守的に未照射時の値を使用する。
- ・ 燃料被覆管の断面積は減肉した照射済みの燃料を想定する。
- ・ 燃料集合体への衝撃荷重は燃料棒（標準燃料棒のみ）全数で受けるものとする。
- ・ ウォータロッドは保守的に無視する。

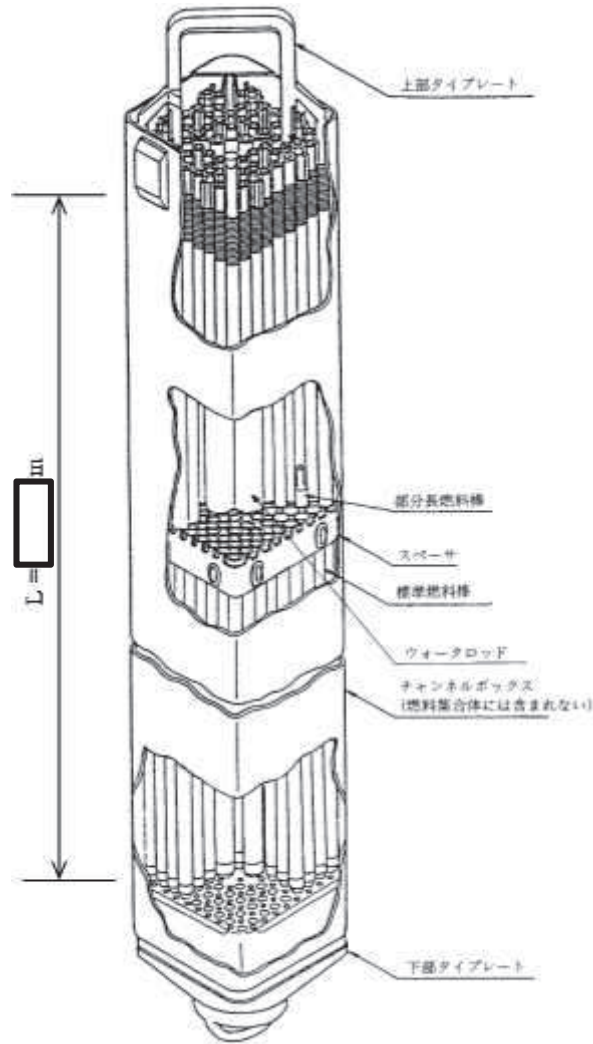


図 5-5 燃料集合体の構造図

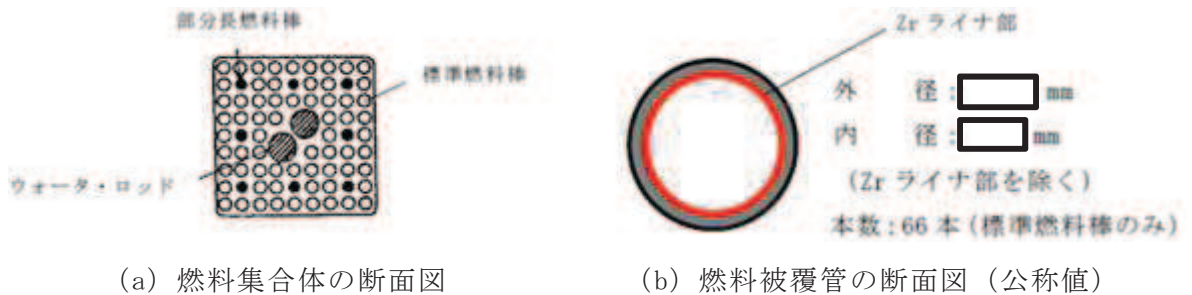


図 5-6 燃料集合体の断面図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



a. 衝突影響評価

落下物の衝突に伴う荷重は、燃料集合体の上部タイプレートを介して燃料棒、ウオータロッドに作用することになるが、落下エネルギーが全て燃料被覆管の変形に費やされるものとし、この際に燃料被覆管に生じるひずみを算出する。算出に当たっては、保守的な評価となるよう燃料被覆管は弾完全塑性体とし、図 5-7 に示すとおり塑性変形に伴う硬化を考慮しないものとする。

(a) 落下物の落下エネルギー（鉛直成分）

$$W = m \cdot g \cdot h$$

(b) 燃料被覆管の変形エネルギー

$$E_1 = (S1 + S2) \cdot A \cdot L = \left( \frac{1}{2} \cdot \sigma_y \cdot \epsilon_y + \sigma_y \cdot \epsilon_p \right) \cdot A \cdot L$$

ここで  $\epsilon_y = \sigma_y / E$

(a) 及び (b) より、 $W = E_1$  として塑性ひずみ  $\epsilon_p$  を求める。

$$\epsilon_p = \frac{m \cdot g \cdot h}{A \cdot L \cdot \sigma_y} - \frac{1}{2} \epsilon_y$$

ただし、 $\left( \frac{1}{2} \cdot \sigma_y \cdot \epsilon_y \right) \cdot A \cdot L$  が  $W$  よりも大きい場合、 $\epsilon_p = 0$ （弾性範囲内）となる。

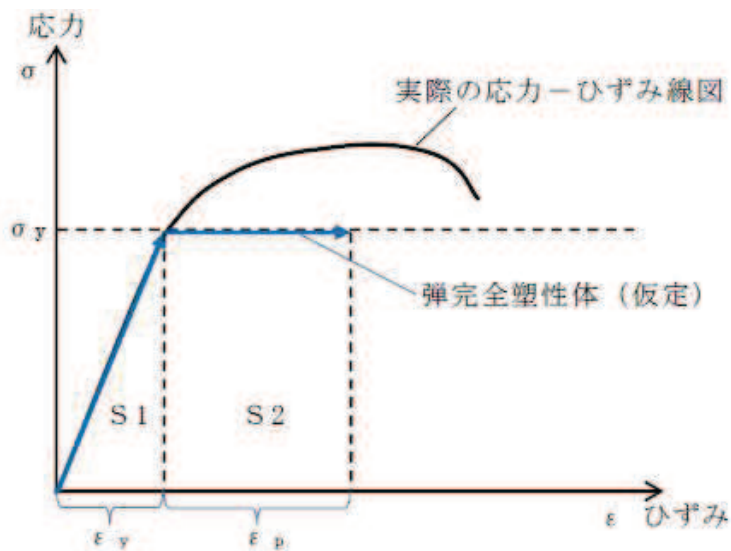


図 5-7 弾完全塑性体の保守性  
(イメージ図)

### 5.3 評価条件

燃料集合体の強度評価に用いる評価条件を表 5-3 に示す。

表 5-3 評価条件 (燃料集合体)

燃料集合体の材料*	$A$ ( $m^2$ )	$L$ ( $m$ )
ジルカロイ-2	$1.30 \times 10^{-3}$	<input type="text"/>
$E$ ( $MPa$ )	$\sigma_y$ ( $MPa$ )	$\epsilon_y$ (%)
<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記\*：燃料集合体は複数の部材から構成されており，ここでは，計算に使用した縦弾性係数の引用部材を記載した。また，燃料被覆管の断面積 $A$ については，「平成18年度高燃焼度9×9型燃料信頼性実証成果報告書（総合評価編）」（原子力安全基盤機構）に記載されているとおり，使用済燃料の燃料被覆管は新燃料に比べ腐食により約2%減肉するため，保守的に3.5%減肉を考慮した値を使用する。

### 5.4 評価結果

燃料集合体の強度評価結果を表 5-4 に示す。

燃料集合体に発生するひずみは許容ひずみ以下である。

表 5-4 評価結果

$\epsilon_p$ (%)	許容ひずみ (%)	裕度
0.86	1.0	1.16

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について

1. 模擬燃料集合体落下試験

使用済燃料プールへの燃料集合体落下については、模擬燃料集合体を用いた気中落下試験を実施し、万一の燃料集合体の落下を想定した場合においても、ライニングが健全性を確保することを確認している\*<sup>1</sup>。

試験結果としては、ライニングの最大減肉量は初期値 3.85mm に対して 0.7mm であった。また、落下試験後のライニング表面の浸透探傷試験の結果は、割れ等の有害な欠陥は認められず、燃料落下後のライニングは健全であることが確認された。

図 1-1 は、気中による模擬燃料集合体の落下試験の方法を示したものである。図 1-1 に示す落下試験における模擬燃料集合体重量は、チャンネルボックスを含めた状態で 310kg と保守的\*<sup>2</sup>であり、燃料落下高さは燃料交換機による通常の燃料移動高さを考慮し、5.1m と安全側である。燃料移動高さについては、燃料体等を使用済燃料輸送容器に装荷する場合及び使用済燃料輸送容器から取り出す場合に限り、5.1m よりも高い   m としているが、この場合も燃料体等の水中浮力を考慮することにより、上記落下試験における落下エネルギー ( $310\text{kg} \times g \times 5.1\text{m} = 15.5\text{kJ}$ , ここで重力加速度  $g = 9.80665\text{m/s}^2$ ) に包絡されることを確認した。

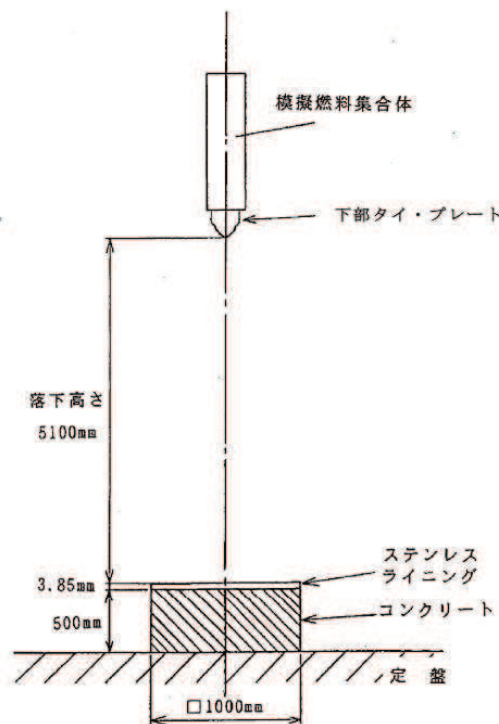


図 1-1 模擬燃料集合体落下試験方法

注記 \*1：株式会社日立製作所，「沸騰水型原子力発電所燃料集合体落下時の燃料プールライニングの健全性について」（HLR-050），平成6年12月

\*2：女川原子力発電所第2号機にて取り扱っている燃料集合体重量（チャンネルボックス含む。）は，表2-1に示すとおり水中で310kg未満であることを確認している。燃料装荷時等に使用するダブルブレードガイドも，気中での重量は約300kgである。

2. 模擬燃料集合体と実機燃料集合体の落下エネルギーの比較

模擬燃料集合体の落下エネルギーが実機燃料集合体の落下エネルギーを上回ることを確認した。表2-1に落下物の重量，落下高さ及び落下エネルギーをまとめる。

表 2-1 落下物の重量，落下高さ及び落下エネルギー

		落下物の重量		落下高さ H (m)	落下 エネルギー E*2 (kJ)	備考
		気中 Ma (kg)	水中 Mw (kg)			
実機燃料集合体	新型 8×8 ジルコニウム ライナ燃料			*1		(落下エネルギー $E = g \cdot M \cdot H$ ここで， g：重力加速度 M：落下物の重量 H：落下高さ
	高燃焼度 8×8 燃料					
	9×9 燃料 (A型)					
	9×9 燃料 (B型)					
模擬燃料 集合体		310 (気中実測値)		5.1	約 15.5	(落下物の重量(水中) $M_w = M_a - \rho \cdot V$ ここで， M <sub>a</sub> ：落下物の重量 (気中) ρ：水密度*3 V：実機体積*4

注記 \*1：実機における使用済燃料プール底面からの吊上げ上限高さ

\*2：( )内は，水中での重量で計算した落下エネルギー

\*3：水密度は  $9.8045 \times 10^2 \text{ kg/m}^3$  (大気圧・65℃)

\*4：実機体積は約    $\text{m}^3$  (メーカー設計値)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

#### VI-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書

## 目 次

1. 概 要	1
2. 基本方針	1
3. 評 価	3
3.1 評価方法	3
3.2 評価条件	4
3.3 評価結果	9

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 26 条及び第 69 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき、使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）で貯蔵し得る容量を踏まえた発熱量に対する冷却能力（スプレーによる燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）の著しい損傷の進行緩和及び放射性物質の放出低減を含む）について説明するものである。

なお、通常運転時の冷却能力に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため今回の申請において変更は行わない。

今回は、重大事故の発生防止等のために設置する燃料プール代替注水系により使用済燃料プールに貯蔵される燃料体等の冷却が可能であること、及び可搬型スプレー設備により重大事故時に燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、環境への放射性物質の放出をできる限り低減することを説明する。

## 2. 基本方針

技術基準規則第 69 条第 1 項及びその解釈に基づき、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プール代替注水系（常設配管）又は燃料プール代替注水系（可搬型）により、使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故の想定事故 1 及び想定事故 2 に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量を上回る注水を行うことで使用済燃料プール内の燃料体等を冷却できる設計とする。

また、技術基準規則第 69 条第 2 項及びその解釈に基づき、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、燃料プールスプレー系（常設配管）又は燃料プールスプレー系（可搬型）により、使用済燃料プールの熱負荷（崩壊熱）による蒸発量を上回る量の水又は海水を使用済燃料プールに全面的に向けてスプレーする設計とする。これにより、燃料体等の著しい損傷の進行を緩和するとともに、蒸発量を上回るスプレーは、浮遊する粒子状の放射性物質を吸着し降下させる等の効果により、放射性物質の放出を低減する。

燃料プールスプレー系（常設配管）又は燃料プールスプレー系（可搬型）によるスプレー量と比較する蒸発量の評価にあたっては、「実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 13061916 号）」（以下「有効性評価ガイド」という。）を参考に、通常の冷却機能又は注水機能を喪失した場合の、原子炉停止後に最短時間で取り出した全炉心分の燃料体が一時的に保管された使用済燃料プールの熱負荷（崩壊熱）による蒸発量を用いることとする。

なお、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において大気への放射性物質の拡散を抑制できる設計とする。評価については、大容量送水ポンプ(タイプ I)の容量設定根拠に記載する。

#### (1) 燃料プール代替注水系

燃料プール代替注水系(常設配管)は、第 1 保管エリア、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに保管する大容量送水ポンプ(タイプ I)により、使用済燃料プールへ注水する。

燃料プール代替注水系(常設配管)は大容量送水ポンプ(タイプ I)、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源の水を燃料プール冷却浄化系配管等から使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。また、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大容量送水ポンプ(タイプ I)により海を利用できる設計とする。系統構成を図 3.3-1 に示す。

燃料プール代替注水系(可搬型)は、第 1 保管エリア、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに保管する大容量送水ポンプ(タイプ I)により、使用済燃料プールへ注水する。

燃料プール代替注水系(可搬型)は、大容量送水ポンプ(タイプ I)、ホース、計測制御装置等で構成し、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源の水をホース等を経由して使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。また、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大容量送水ポンプ(タイプ I)により海を利用できる設計とする。系統構成を図 3.3-2 に示す。

#### (2) 燃料プールのスプレイ系

燃料プールのスプレイ系(常設配管)は、第 1 保管エリア、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに保管する大容量送水ポンプ(タイプ I)により、使用済燃料プールへスプレイする。

燃料プールのスプレイ系(常設配管)は、大容量送水ポンプ(タイプ I)、スプレイノズル、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源の水を燃料プール冷却浄化系配管等を経由してスプレイノズルから使用済燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。また、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大容量送水ポンプ(タイプ I)により海を利用できる設計とする。系統構成を図 3.3-3 に示す。



燃料プールスプレイ系（可搬型）は、第 1 保管エリア，第 2 保管エリア，第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに保管する大容量送水ポンプ(タイプ I)により，使用済燃料プールへスプレイする。

燃料プールスプレイ系（可搬型）は，大容量送水ポンプ(タイプ I)，スプレイノズル，ホース，計測制御装置等で構成し，大容量送水ポンプ(タイプ I)により，代替淡水源の水をホース等を経由してスプレイノズルから使用済燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで，燃料損傷を緩和するとともに，環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。また，代替淡水源が枯渇した場合において，重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大容量送水ポンプ(タイプ I)により海を利用できる設計とする。系統構成を図 3.3-7 に示す。

### (3) 燃料プール冷却浄化系

燃料プール冷却浄化系は，重大事故等が発生し，非常用交流電源設備及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が機能喪失した場合でも，常設代替交流電源設備及び原子炉補機代替冷却水系を用いて，使用済燃料プールを除熱できる設計とする。

燃料プール冷却浄化系は，燃料プール冷却浄化系ポンプ，燃料プール冷却浄化系熱交換器，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，使用済燃料プールの水をポンプにより熱交換器等を経由して循環させることで，使用済燃料プールを冷却できる設計とする。

また，重大事故等の発生時は非常用取水設備である取水口又は海水ポンプ室から燃料プール冷却浄化系熱交換器の冷却水を取水し，大容量送水ポンプ(タイプ I)により原子炉補機代替冷却水系へ送水する設計とする。系統構成を図 3.3-9 及び図 3.3-10 に示す。

## 3. 評価

### 3.1 評価方法

#### (1) 注水時

使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故の想定事故 1 及び想定事故 2 に係る有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において，有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量に対し，燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）の注水量が上回ることを確認する。

(2) スプレイ時

使用済燃料プール水の蒸発量に対し、燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）のスプレイ量が上回ることを確認する。

使用済燃料プールの熱負荷（燃料取替のために原子炉から使用済燃料プールに取り出した燃料体から発生する崩壊熱と、過去の燃料取替で取り出された使用済燃料から発生する崩壊熱の合計）による、使用済燃料プール水の蒸発量は以下の式で求める。

$$V = Q \div (H_{SH} + H_{SL}) \times m \times 3,600$$

V : 必要スプレイ量 [m<sup>3</sup>/h]

Q : 崩壊熱 [kW] (=6,700kW)

H<sub>SH</sub> : 水の顕熱 (40℃\*~100℃) (大気圧) [kJ/kg] (=251.56kJ/kg)

H<sub>SL</sub> : 水の蒸発潜熱 [kJ/kg] (=2,256.47kJ/kg)

m : 水の比容積 [m<sup>3</sup>/kg] (=0.001m<sup>3</sup>/kg)

注記\* : 原子炉停止時の使用済燃料プール水温実績 (約 24.6℃~約 42.2℃) より設定

(3) 燃料プール冷却時

使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても、原子炉補機代替冷却水系から供給される冷却水を通水することにより、使用済燃料プールに保管されている使用済燃料プール内燃料体等の崩壊熱を除去できることを確認する。

この場合、燃料プール冷却浄化系ポンプ 1 台により燃料プール冷却浄化系熱交換器 1 基に冷却水を通水することで除熱を行う設計とする。

3.2 評価条件

使用済燃料プールの熱負荷（崩壊熱）は、有効性評価ガイドを参考に、以下の条件とする。

- (1) 使用済燃料プールには、貯蔵されている燃料体等の他に、原子炉停止後に最短時間で取り出された全炉心分の燃料体が一時保管されていることとする。
  - a. 使用済燃料プールの熱負荷としては、燃料取替のために原子炉から使用済燃料プールに取り出した燃料（全炉心分）から発生する崩壊熱と、過去の燃料取替で取り出された使用済燃料から発生する崩壊熱の合計値を想定する。使用済燃料の崩壊熱の評価条件として、崩壊熱が高くなるように燃料取り出し直後の状態を考慮する。
  - b. 原子炉を停止してから使用済燃料プールへの燃料体の取り出しが完了するまでの期間は、至近の施設定期検査の主要工程及び実績を踏まえて保守的に 10 日とする。
  - c. 施設定期検査ごとに約 1/4 炉心分 (9×9 燃料(A 型)の平衡炉心における燃料集合体取替体数 136 体) の使用済燃料が使用済燃料プールに取り出されるものとする。

- (2) 使用済燃料の崩壊熱については、燃料組成、燃焼度等を考慮して設計に基づき適正に評価する。
- a. 1 サイクルの運転期間は 14 ヶ月、使用済燃料の取出平均燃焼度を 45 GWd/t、燃料取替のために原子炉から使用済燃料プールに取り出した燃料の平均燃焼度は 33 GWd/t とし、表 3.2-1、表 3.2-2 及び表 3.2-3 のとおりとする。
  - b. 「(1)」及び「(2)」の条件に基づく熱負荷（崩壊熱）を、表 3.2-1、表 3.2-2 及び表 3.2-3 に示す。

崩壊熱に関しては、ORIGEN2 コードにて求めた。なお、評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、添付書類「VI-5 計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

(燃料プール代替注水系（常設配管）の冷却能力の評価)

大容量送水ポンプ(タイプ I)からの注水量が使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故の想定事故 1 及び想定事故 2 に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量を上回ることを確認する。

(燃料プール代替注水系（可搬型）の冷却能力の評価)

大容量送水ポンプ(タイプ I)からの注水量が使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故の想定事故 1 及び想定事故 2 に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量を上回ることを確認する。

(燃料プールスプレイ系（常設配管）の冷却能力の評価)

使用済燃料プール内での輻射や蒸気の対流による伝熱を考慮し、使用済燃料プール内燃料体の熱負荷（崩壊熱）を除去するために必要な容量を上回るスプレイ水が入ることを確認する。燃料損傷時にできる限り放射性物質の放出を低減することについても、スプレイ量が熱負荷（崩壊熱）を除去するために必要な容量を上回ることを確認する。

使用済燃料プール全面に向けたスプレイに関しては、スプレイノズルの噴射幅、首振り角度を考慮したスプレイ分布と、スプレイノズルの設置位置、使用済燃料プール形状・寸法を比較して評価する。

(燃料プールスプレイ系（可搬型）の冷却能力の評価)

使用済燃料プール内での輻射や蒸気の対流による伝熱を考慮し、使用済燃料プー

ル内燃料体の熱負荷（崩壊熱）を除去するために必要な容量を上回るスプレイ水が入ることを確認する。燃料損傷時にできる限り放射性物質の放出を低減することについても、スプレイ量が熱負荷（崩壊熱）を除去するために必要な容量を上回ることを確認する。

使用済燃料プール全面に向けたスプレイに関しては、スプレイノズルの噴射幅、首振り角度を考慮したスプレイ分布と、スプレイノズルの設置位置、使用済燃料プール形状・寸法を比較して評価する。

（燃料プール冷却浄化系の冷却能力の評価）

使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても、原子炉補機代替冷却水系から供給される冷却水を通水することにより、使用済燃料プールに保管されている使用済燃料プール内燃料体等の崩壊熱を除去できることを確認する。

この場合、燃料プール冷却浄化系ポンプ 1 台により燃料プール冷却浄化系熱交換器 1 基に冷却水を通水することで除熱を行う設計とする。

表 3.2-1 崩壊熱評価条件

	原子炉運転中	原子炉停止中
照射期間／1 サイクル	14 ヶ月	14 ヶ月
冷却期間／1 サイクル	483 日 <sup>*1</sup>	483 日 <sup>*1</sup>
停止期間 <sup>*2</sup>	57 日 <sup>*3</sup>	57 日 <sup>*3</sup>
使用済燃料体数	1690 体 <sup>*4</sup>	1690 体 <sup>*5</sup>
施設定期検査時取出燃料体数	—	560 体 <sup>*5</sup>
評価日	運転開始直後	原子炉停止 10 日後 <sup>*6</sup>

注記 \*1：女川原子力発電所第 1 号機は 496 日。

\*2：過去の施設定期検査における発電機解列から併入までの期間の実績よりも短い日数を設定した。

\*3：女川原子力発電所第 1 号機は 70 日。

\*4：使用済燃料プールの最大貯蔵量（2250 体）から 1 炉心分の燃料（560 体）を除いた体数（1690 体）が貯蔵されているものとする。

\*5：使用済燃料プールの最大貯蔵量（2250 体）の燃料が貯蔵（前サイクルまで原子炉に装荷されていた取出燃料（560 体）＋使用済燃料（1690 体））されているものとする。

\*6：女川 2 号機の至近の定期検査における実績（約 11 日）を踏まえ、原子炉停止後 10 日を設定した。

表 3.2-2 燃料取出スキーム（原子炉運転中）

取出燃料	女川原子力発電所第2号機から発生分				女川原子力発電所第1号機から発生分			
	冷却期間	燃料数 [体]	取出平均 燃焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]	冷却期間	燃料数 [体]	取出平均 燃焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]
9 サイクル 冷却済燃料	—	—	—	—	—	—	—	—
8 サイクル 冷却済燃料	8×(14ヶ月 +57日)+57日	136	45	$3.7 \times 10^{-2}$	—	—	—	—
	—	—	—	—	5×(14ヶ月 +70日)+42ヶ月	18	45	$4.9 \times 10^{-3}$
7 サイクル 冷却済燃料	7×(14ヶ月 +57日)+57日	136	45	$3.9 \times 10^{-2}$	—	—	—	—
	—	—	—	—	4×(14ヶ月 +70日)+42ヶ月	92	45	$2.7 \times 10^{-2}$
6 サイクル 冷却済燃料	6×(14ヶ月 +57日)+57日	136	45	$4.2 \times 10^{-2}$	—	—	—	—
	—	—	—	—	3×(14ヶ月 +70日)+42ヶ月	88	45	$2.8 \times 10^{-2}$
5 サイクル 冷却済燃料	5×(14ヶ月 +57日)+57日	136	45	$4.6 \times 10^{-2}$	—	—	—	—
	—	—	—	—	2×(14ヶ月 +70日)+42ヶ月	88	45	$3.1 \times 10^{-2}$
4 サイクル 冷却済燃料	4×(14ヶ月 +57日)+57日	136	45	$5.3 \times 10^{-2}$	—	—	—	—
	—	—	—	—	1×(14ヶ月 +70日)+42ヶ月	88	45	$3.7 \times 10^{-2}$
3 サイクル 冷却済燃料	3×(14ヶ月 +57日)+57日	136	45	$6.7 \times 10^{-2}$	—	—	—	—
	—	—	—	—	42ヶ月	92	45	$5.2 \times 10^{-2}$
2 サイクル 冷却済燃料	2×(14ヶ月 +57日)+57日	136	45	$9.8 \times 10^{-2}$	—	—	—	—
1 サイクル 冷却済燃料	1×(14ヶ月 +57日)+57日	136	45	$1.8 \times 10^{-1}$	—	—	—	—
定期検査時 取出燃料	57日	136	45	$7.2 \times 10^{-1}$	—	—	—	—
小計	—			$1.3 \times 10^0$	—			$1.8 \times 10^{-1}$
崩壊熱 合計	崩壊熱：1.5MW（燃料体数：1690体）							

表 3.2-3 燃料取出スキーム（原子炉停止中）

取出燃料	女川原子力発電所第2号機から発生分				女川原子力発電所第1号機から発生分			
	冷却期間	燃料数 [体]	取出平均 燃焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]	冷却期間	燃料数 [体]	取出平均 燃焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]
9 サイクル 冷却済燃料	—	—	—	—	6×(14ヶ月 +70日)+42ヶ月	66	45	$1.7 \times 10^{-2}$
8 サイクル 冷却済燃料	8×(14ヶ月 +57日)+10日	136	45	$3.7 \times 10^{-2}$	—	—	—	—
	—	—	—	—	5×(14ヶ月 +70日)+42ヶ月	88	45	$2.4 \times 10^{-2}$
7 サイクル 冷却済燃料	7×(14ヶ月 +57日)+10日	136	45	$3.9 \times 10^{-2}$	—	—	—	—
	—	—	—	—	4×(14ヶ月 +70日)+42ヶ月	92	45	$2.6 \times 10^{-2}$
6 サイクル 冷却済燃料	6×(14ヶ月 +57日)+10日	136	45	$4.2 \times 10^{-2}$	—	—	—	—
	—	—	—	—	3×(14ヶ月 +70日)+42ヶ月	88	45	$2.7 \times 10^{-2}$
5 サイクル 冷却済燃料	5×(14ヶ月 +57日)+10日	136	45	$4.6 \times 10^{-2}$	—	—	—	—
	—	—	—	—	2×(14ヶ月 +70日)+42ヶ月	88	45	$3.0 \times 10^{-2}$
4 サイクル 冷却済燃料	4×(14ヶ月 +57日)+10日	136	45	$5.4 \times 10^{-2}$	—	—	—	—
	—	—	—	—	1×(14ヶ月 +70日)+42ヶ月	88	45	$3.6 \times 10^{-2}$
3 サイクル 冷却済燃料	3×(14ヶ月 +57日)+10日	136	45	$6.8 \times 10^{-2}$	—	—	—	—
	—	—	—	—	42ヶ月	92	45	$5.1 \times 10^{-2}$
2 サイクル 冷却済燃料	2×(14ヶ月 +57日)+10日	136	45	$1.0 \times 10^{-1}$	—	—	—	—
1 サイクル 冷却済燃料	1×(14ヶ月 +57日)+10日	136	45	$1.9 \times 10^{-1}$	—	—	—	—
定期検査時 取出燃料	10日	560	33	$5.8 \times 10^0$	—	—	—	—
小計	—			$6.4 \times 10^0$	—			$2.1 \times 10^{-1}$
崩壊熱 合計	崩壊熱：6.7MW（燃料体数：2250体）							

### 3.3 評価結果

#### (1) 燃料プール代替注水系（常設配管）

「3.1 評価方法」の使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故の想定事故1及び想定事故2に係る有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において、有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量は114 m<sup>3</sup>/h であり、1台当たり約1,200 m<sup>3</sup>/h以上の補給能力を持つ大容量送水ポンプ(タイプI)を設置することで、この注水流量を上回る注水を確保できる。

大容量送水ポンプ(タイプI)から燃料プール冷却浄化系配管等を介して使用済燃料プールへ注水する系統を図3.3-1に示す。

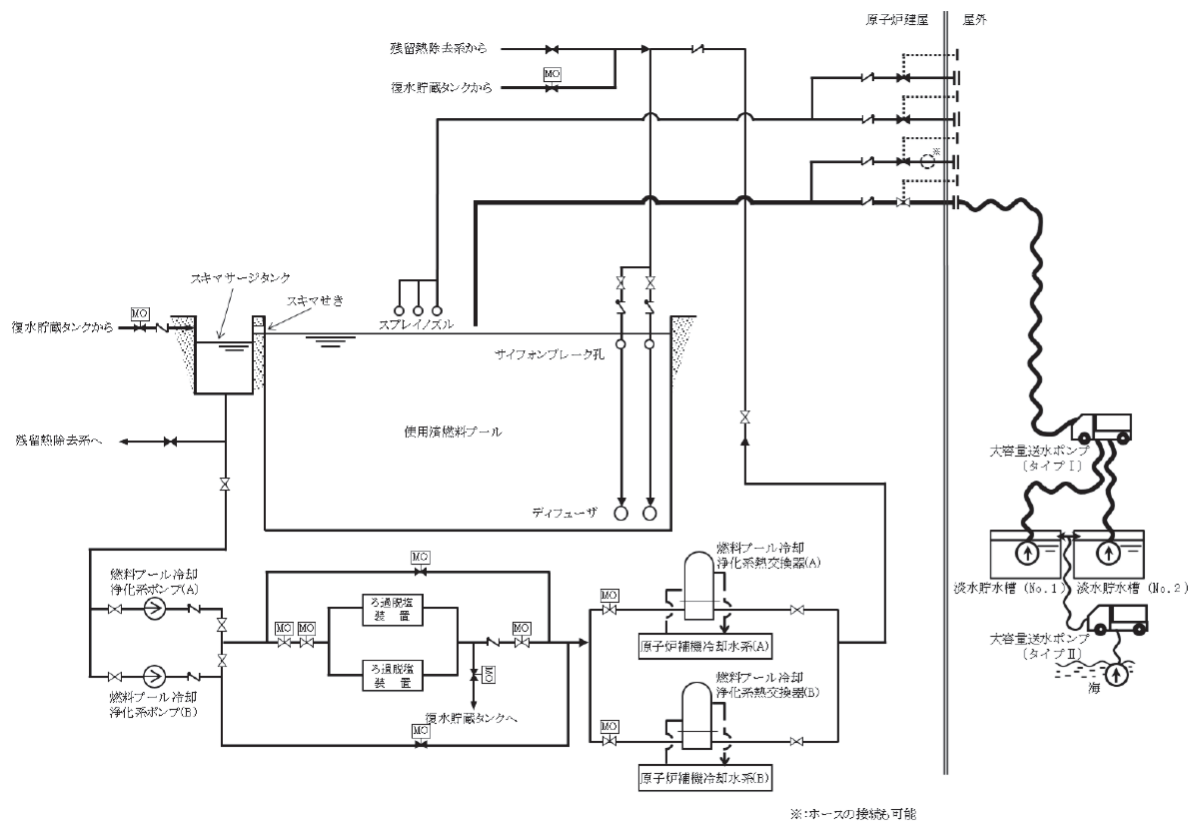


図 3.3-1 大容量送水ポンプ(タイプ I)による燃料プール代替注水系(常設配管)を使用した使用済燃料プール注水

(2) 燃料プール代替注水系（可搬型）

「3.1 評価方法」の使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故の想定事故1及び想定事故2に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量は114 m<sup>3</sup>/hであり、1個当たり1,200 m<sup>3</sup>/h以上の補給能力を持つ大容量送水ポンプ（タイプI）を設置することで、この注水流量を上回る注水を確保できる。

大容量送水ポンプ（タイプI）からホース等を介して使用済燃料プールに注水する系統を図3.3-2に示す。

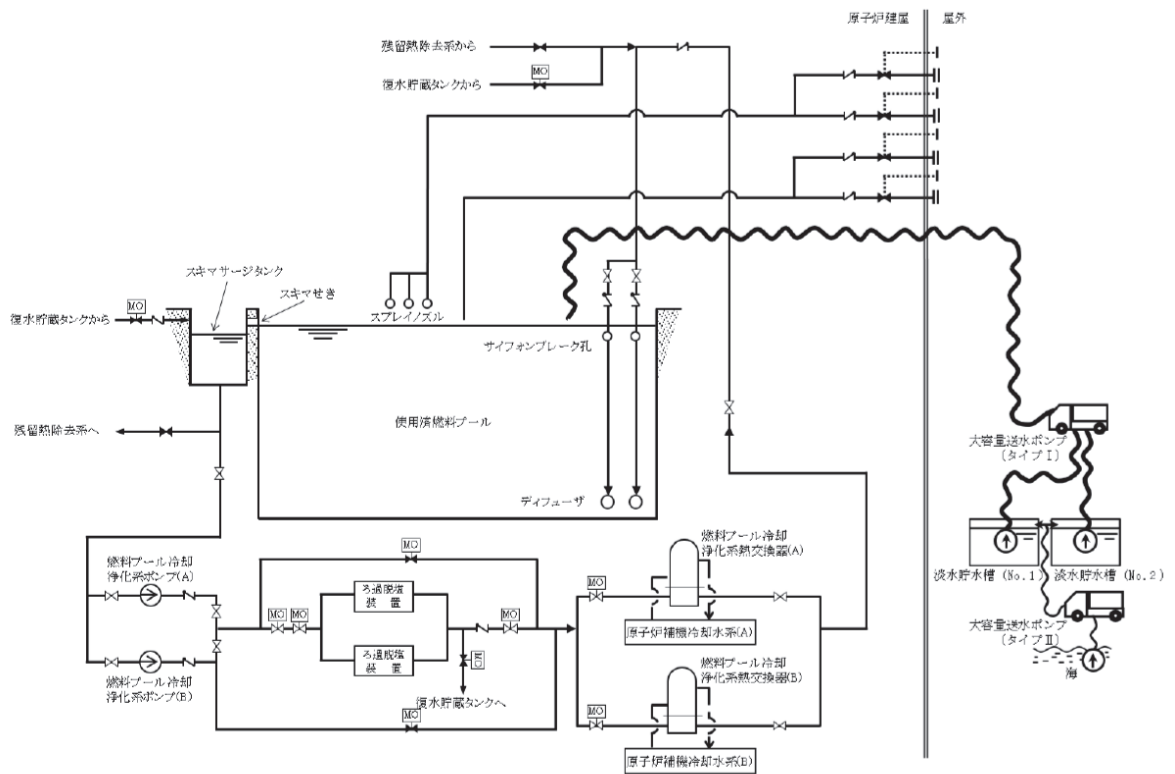


図 3.3-2 大容量送水ポンプ（タイプ I）による燃料プール代替注水系（可搬型）を使用した使用済燃料プール注水



(3) 燃料プールスプレイ系（常設配管）

「3.1 評価方法」の式で求めた使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱を除去するために必要な容量は約 9.7m<sup>3</sup>/h であり、また、燃料損傷の緩和や放射性物質放出の抑制に関する設計要求を定めた「NEI 06-12 B.5.b Phase2&3 Submittal Guideline」（以下「NEI ガイド」という。）における使用済燃料プールへのスプレイ要求容量が 200gpm(約 45.4m<sup>3</sup>/h)である。さらに、スプレイノズル 1 台当たりの必要流量が 42m<sup>3</sup>/h であり、スプレイノズル 3 台を使用することで、約 126m<sup>3</sup>/h を使用済燃料プール内にスプレイできる。

使用済燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、スプレイ水の放射性物質叩き落としの効果により、環境への放射性物質放出を低減する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)からスプレイノズル 3 台を介して使用済燃料プールへスプレイするシステムを図 3.3-3 に示す。

表 3.3-1 及び表 3.3-2 にスプレイ試験条件を、図 3.3-4 及び図 3.3-5 にスプレイ試験に基づくスプレイ分布を、図 3.3-6 に使用済燃料プールにおけるスプレイノズル 3 台の設置位置とスプレイ分布を示す。

図 3.3-6 により、使用済燃料プール全体にスプレイすることが可能である。

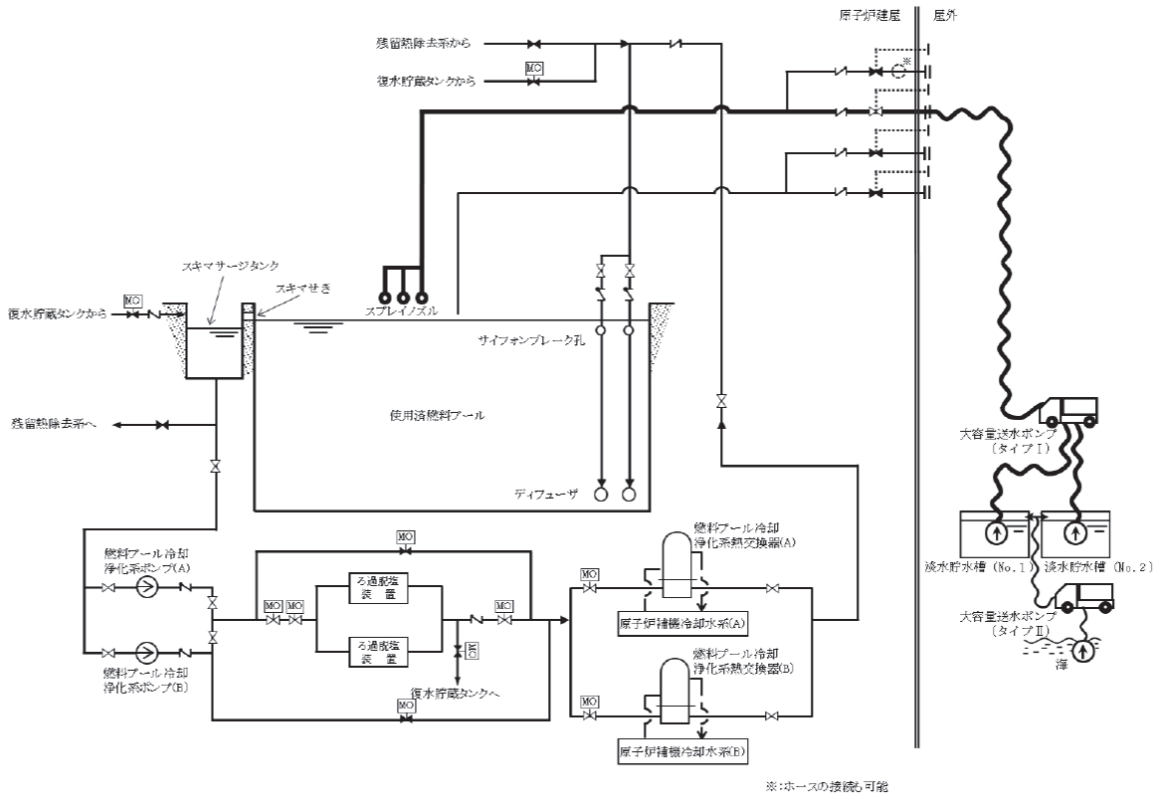


図 3.3-3 大容量送水ポンプ(タイプ I)による燃料プールスプレイ系（常設配管）を使用した使用済燃料プールスプレイ

表 3.3-1 スプレイ試験条件（水平距離 10 m）

項目	試験条件

表 3.3-2 スプレイ試験条件（水平距離 15 m）

項目	試験条件

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

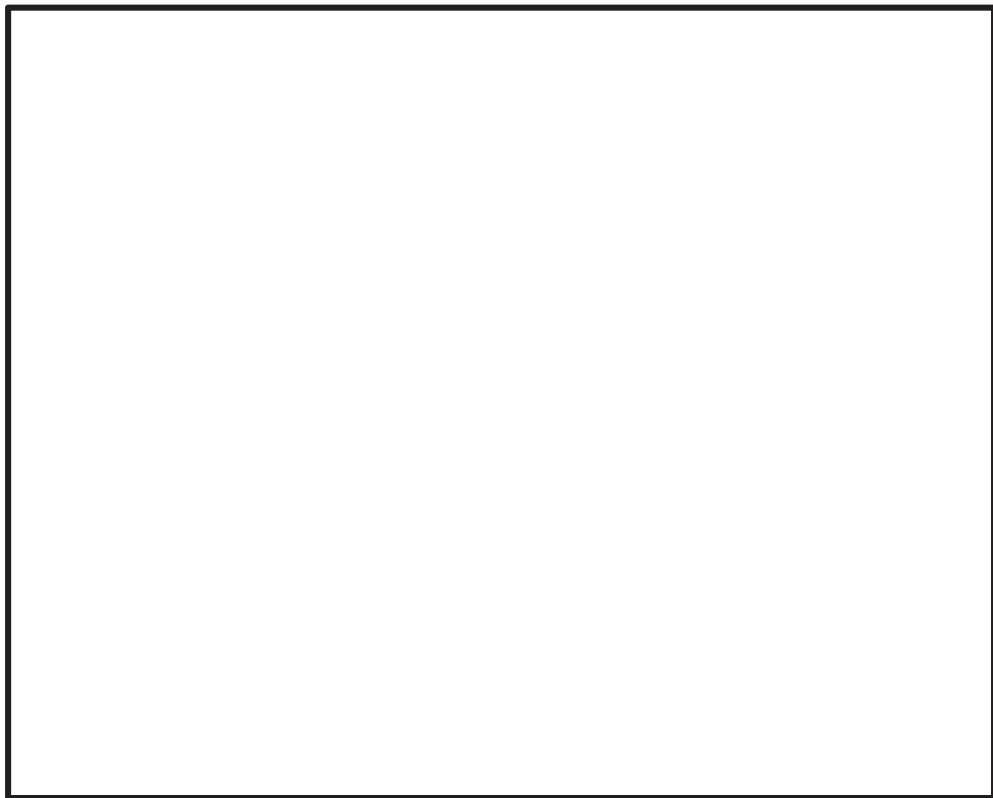


図 3.3-4 スpray試験に基づくスpray分布（水平距離 10 m）

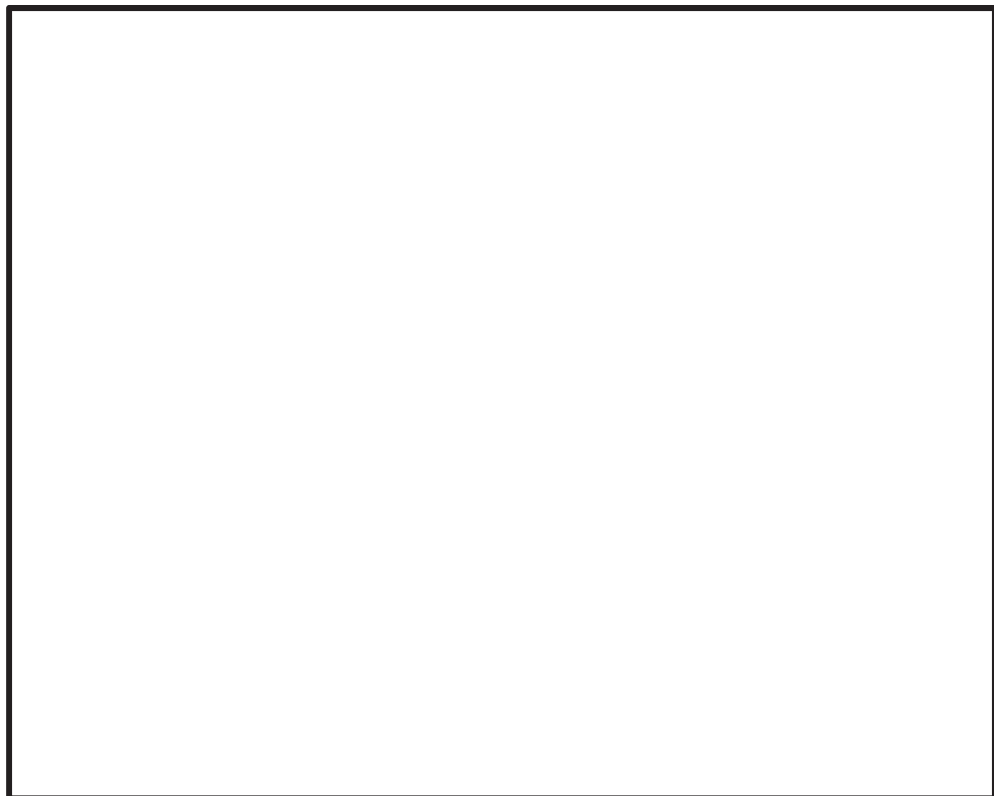


図 3.3-5 スpray試験に基づくスpray分布（水平距離 15 m）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

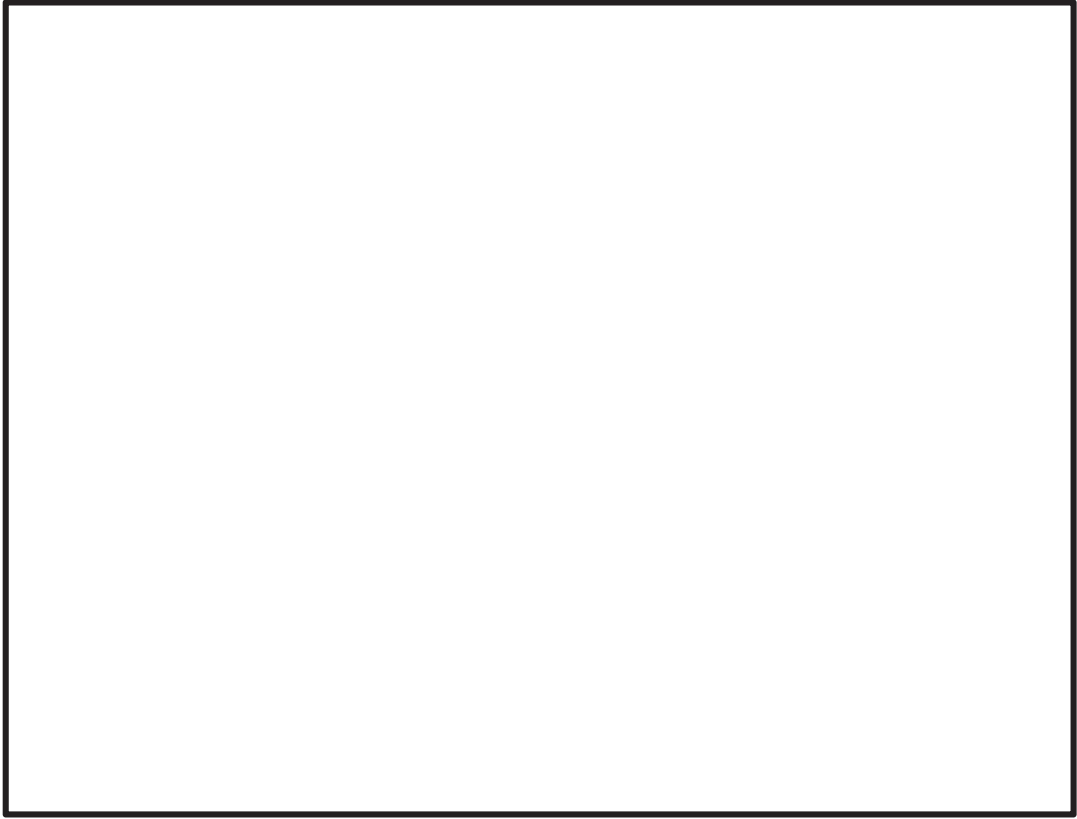


図 3.3-6 燃料プールスプレイ系（常設配管）におけるスプレイノズルの設置位置とスプレイ分布

(4) 燃料プールスプレイ系（可搬型）

「3.1 評価方法」の式で求めた使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱を除去するために必要な容量は約  $9.7\text{m}^3/\text{h}$  であり、また、NEI ガイドにおける使用済燃料プールへのスプレイ要求容量が  $200\text{gpm}$ （約  $45.4\text{m}^3/\text{h}$ ）である。さらに、スプレイノズル 1 台当たりの必要流量が  $42\text{m}^3/\text{h}$  であり、スプレイノズル 3 台を使用することで、約  $126\text{m}^3/\text{h}$  を使用済燃料プール内にスプレイできる。

使用済燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、スプレイ水の放射性物質叩き落としの効果により、環境への放射性物質放出を低減する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)からスプレイノズル 3 台を介して使用済燃料プールへスプレイする系統を図 3.3-7 に示す。

スプレイノズルの設置位置とスプレイ分布を図 3.3-8 に示す。

図 3.3-8 により、使用済燃料プール全体にスプレイすることが可能である。

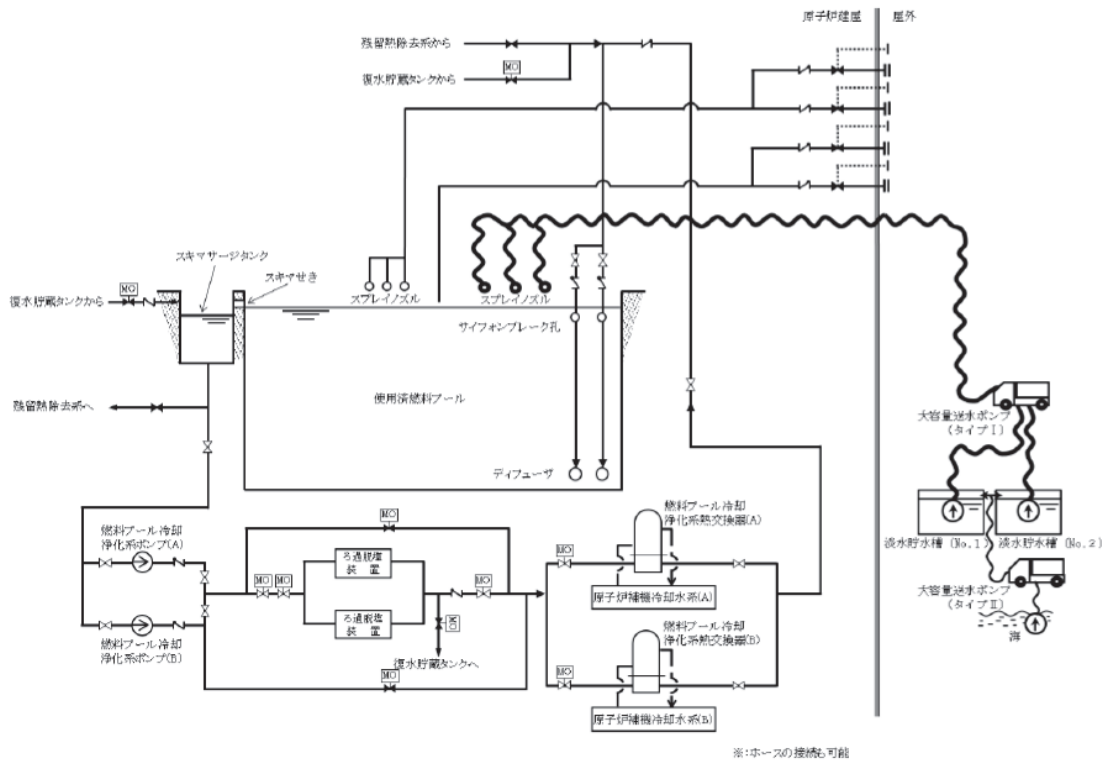


図 3.3-7 大容量送水ポンプ(タイプ I)による燃料プールスプレイ系(可搬型)を使用した使用済燃料プールスプレイ

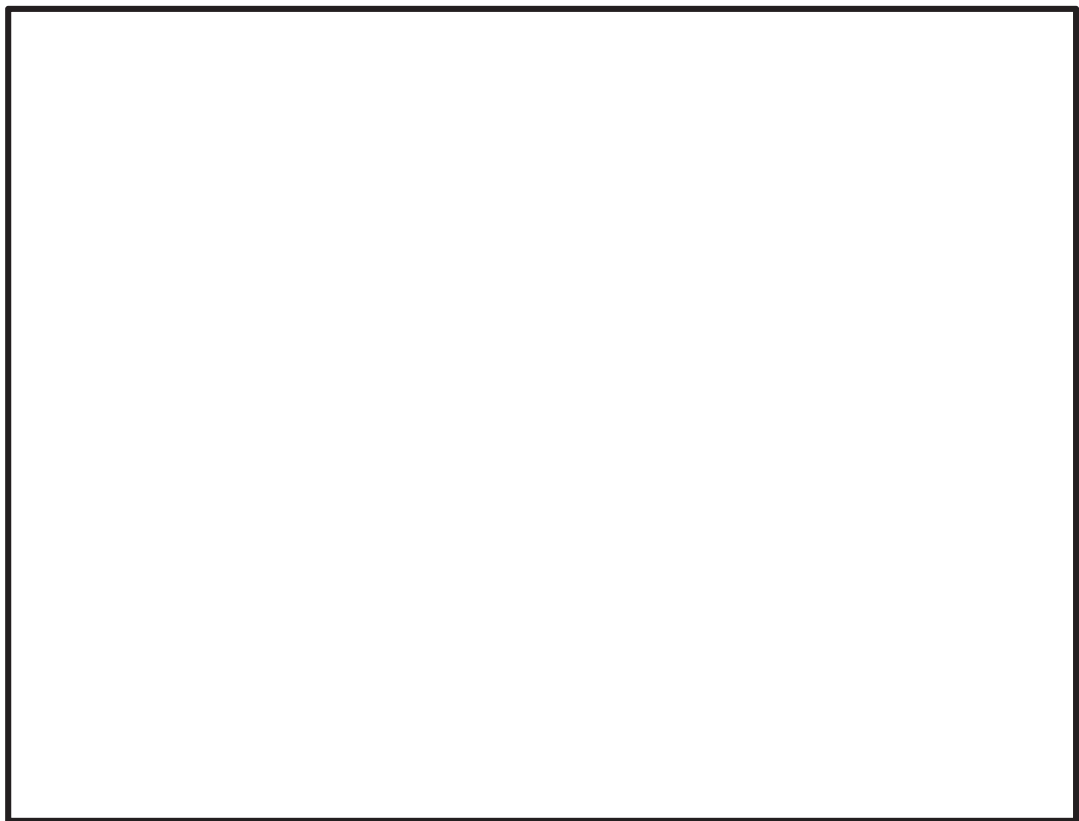


図 3.3-8 燃料プールスプレイ系(可搬型)におけるスプレインノズルの設置位置とスプレイ分布

(5) 燃料プール冷却浄化系

燃料プール冷却浄化系である燃料プール冷却浄化系熱交換器は、設計基準対象施設が有する使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても、原子炉補機代替冷却水系から供給される冷却水を通水することにより、使用済燃料プールに保管されている使用済燃料プール内燃料体等の崩壊熱を除去可能な設計とする（図 3.3-9 から図 3.3-12）。

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器の容量は、平衡炉心の通常の燃料交換時、燃料プール閉鎖直後（原子炉停止後 21 日）に使用済燃料プールに貯蔵された使用済燃料から発生する崩壊熱 2.29MW を 2 個の熱交換器で除去可能な容量として、海水温度 26℃、使用済燃料プール水温度 52℃の場合において 1.26MW/個とする。

重大事故等対処設備として使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器の容量は、平衡炉心の通常の燃料交換時、原子炉停止後 57 日目に使用済燃料プールに貯蔵された使用済燃料から発生する崩壊熱 1.5MW を 1 個の熱交換器で除去可能な容量として、海水温度 26℃、使用済燃料プール水温度 65℃、燃料プール冷却浄化系熱交換器への通水流量が使用済燃料プール水側 160m<sup>3</sup>/h、原子炉補機代替冷却水側 180m<sup>3</sup>/h の場合において、2.29MW/個とする。

燃料プール冷却浄化系熱交換器及び燃料プール冷却浄化系ポンプの容量の根拠は、各機器の容量設定根拠に記載する。

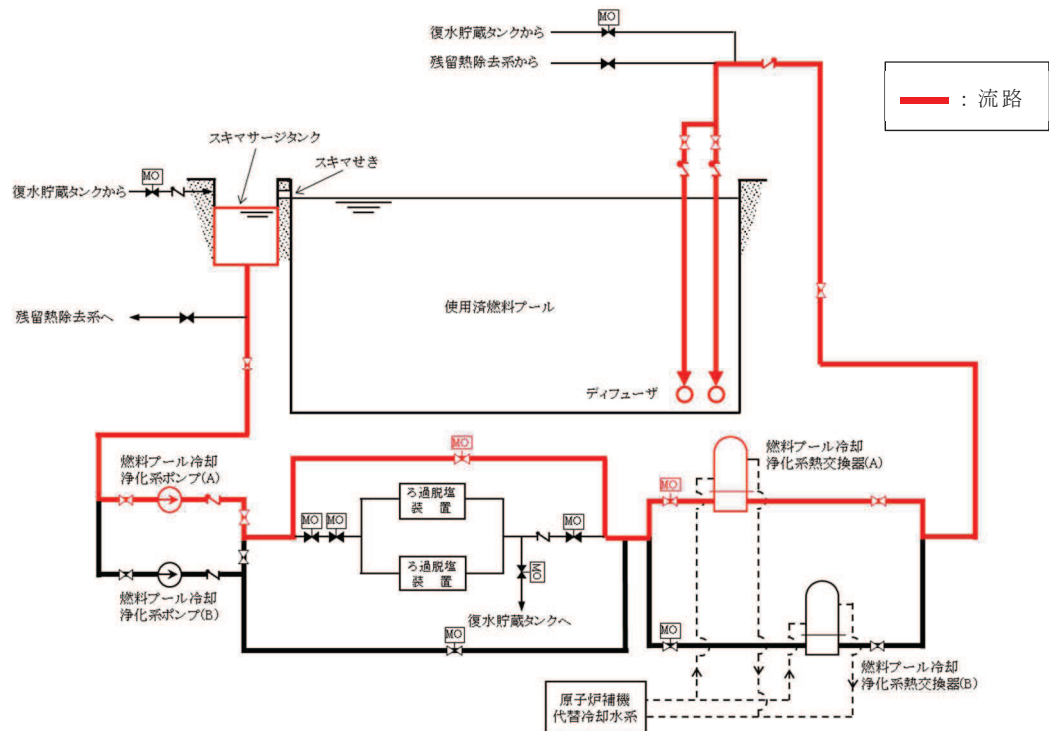


図 3.3-9 燃料プール冷却浄化系 A 系による使用済燃料プールの除熱  
(燃料プール冷却浄化系)

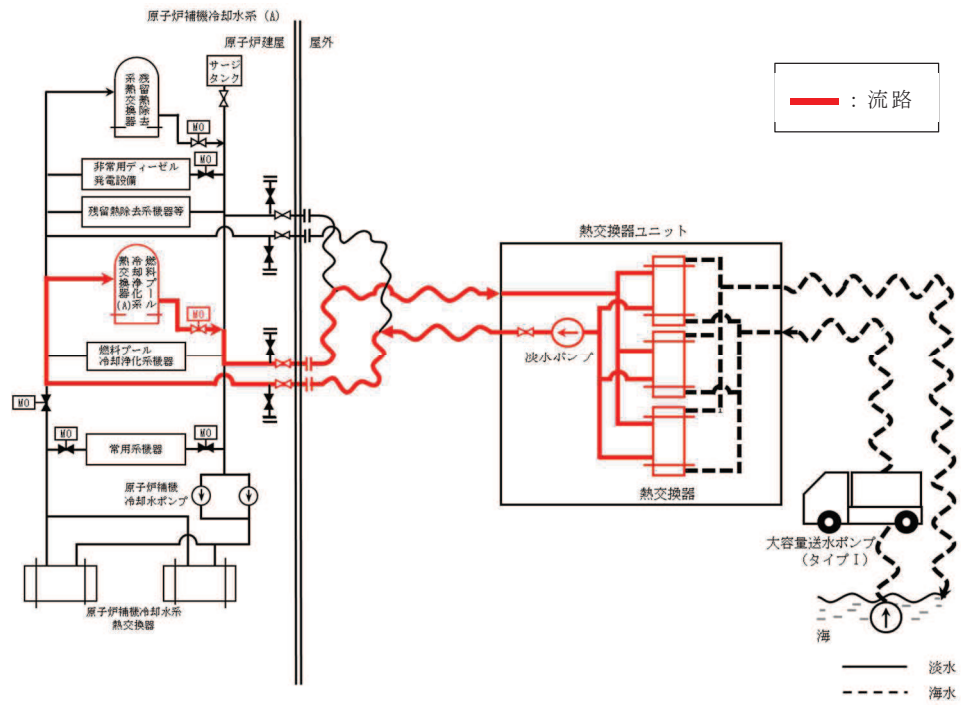


図 3.3-10 燃料プール冷却浄化系 A 系による使用済燃料プールの除熱  
(原子炉補機代替冷却水系)

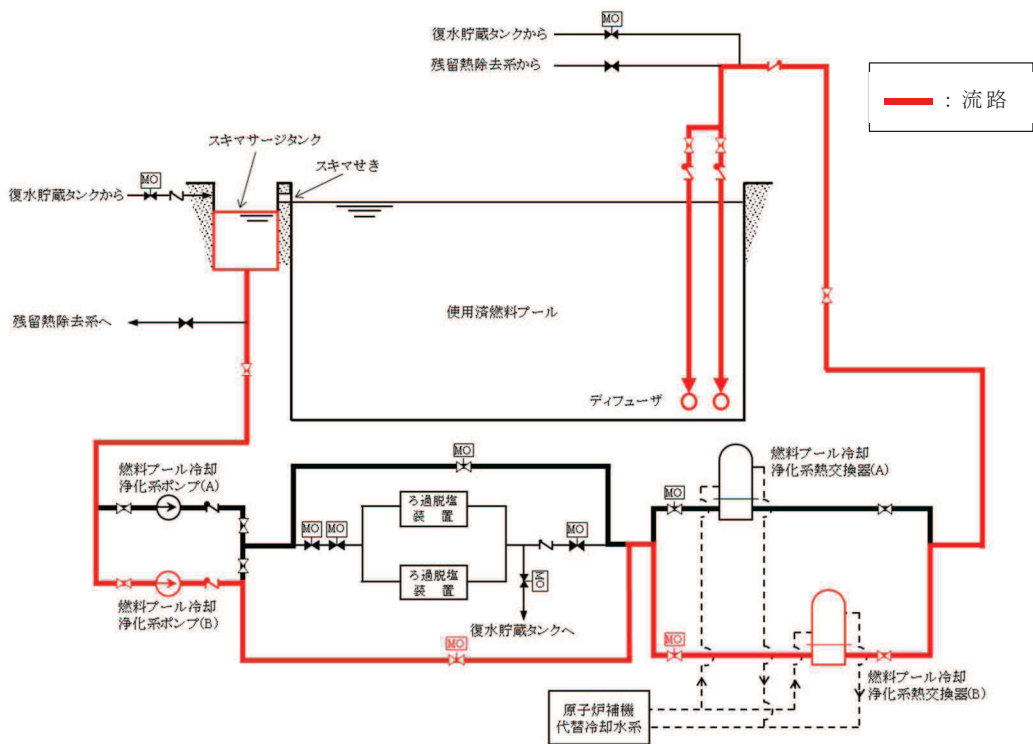


図 3.3-11 燃料プール冷却浄化系 B 系による使用済燃料プールの除熱  
(燃料プール冷却浄化系)

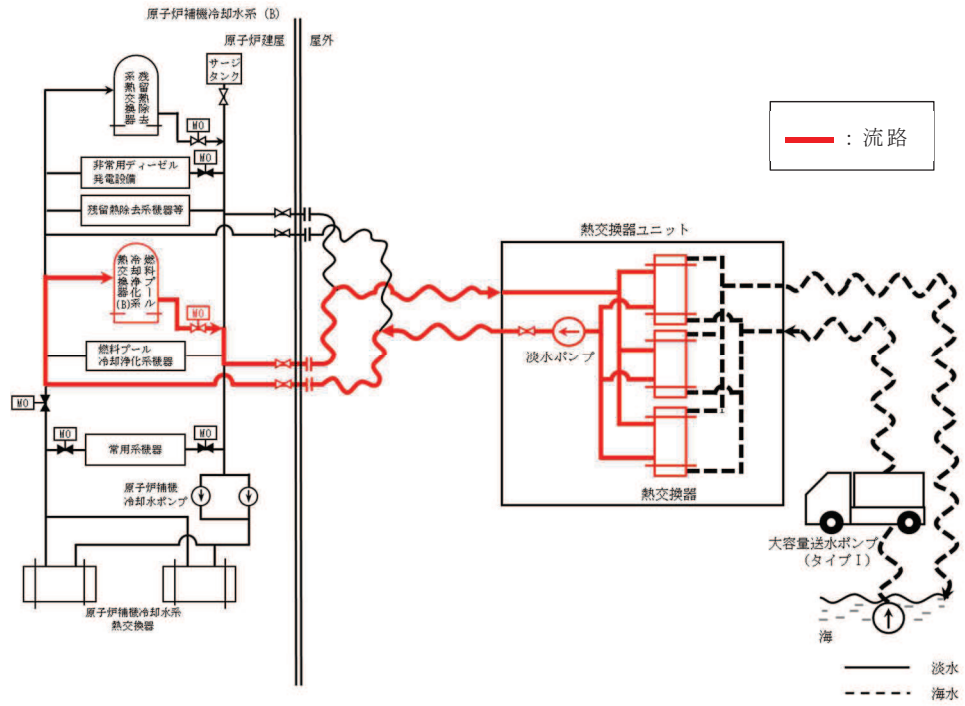


図 3.3-12 燃料プール冷却浄化系 B 系による使用済燃料プールの除熱  
(原子炉補機代替冷却水系)



## VI-1-3-5 使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書

## 目 次

1.	概要	1
2.	基本方針	1
3.	使用済燃料プールにおける水遮蔽の評価	2
3.1	評価条件	2
3.1.1	使用済燃料の計算条件	2
3.1.2	使用済制御棒の計算条件	2
4.	線源	3
4.1	使用済燃料の線源強度	3
4.1.1	評価方法	3
4.1.2	評価条件	3
4.1.3	評価結果	4
4.2	使用済制御棒の線源強度	5
4.2.1	評価方法	5
4.2.2	放射化断面積	6
4.2.3	照射期間及び中性子束	6
4.2.4	評価結果	6
5.	遮蔽計算	9
5.1	計算方法	9
5.2	線量率計算	9
5.2.1	計算モデル	9
5.2.2	計算結果	14
6.	サイフォンブレイク孔の詳細設計方針	16
6.1	配管強度への影響について	16
6.2	人的要因による機能障害について	16
6.3	異物による閉塞について	16
6.4	落下物による変形について	16

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 26 条及び第 69 条第 1 項並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき、使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の水深による放射線の遮蔽能力に関し、原子炉建屋燃料取替床における線量率が、基準線量率（10mSv/h）以下\*を満足できることを説明するものである。

なお、通常運転時における水深の遮蔽能力に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、重大事故に至るおそれがある事故として、使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プール水位が低下した場合における放射線の遮蔽能力について説明するものである。

注記\*：基準線量率は、原子炉建屋燃料取替床での作業時間から 10mSv/h に設定した。

原子炉建屋燃料取替床での操作は、運転員及び重大事故等対応要員による使用済燃料プールへの注水準備操作（ホース設置）を想定しており、原子炉建屋燃料取替床に滞在する時間は 3.5 時間以内であり、その被ばく量は最大で 35mSv となる。また、現場作業員の退避は 1 時間以内であり、その被ばく量は 10mSv 以下となる。そのため、重大事故等対応要員の被ばく量は最大でも 35mSv であり、緊急作業時における被ばく限度の 100mSv に対して余裕がある。

## 2. 基本方針

技術基準規則第 69 条第 1 項及びその解釈に基づき、使用済燃料プールに接続する配管が破断した場合に原子炉建屋燃料取替床における線量率 10mSv/h 以下を満足するため、使用済燃料プール水位は、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）及び使用済制御棒からの放射線の遮蔽に必要となる水位高さ以上を維持できる設計とする。

また、燃料プール冷却浄化系戻り配管については、サイフォン現象による漏えいを停止できるサイフォンブレイク孔を設置し、使用済燃料プール水位の低下がサイフォンブレイク孔位置（通常水位から 0.35m 下）付近にて停止する設計とする。

サイフォンブレイク孔は、「実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 13061916 号）」を参考に、耐震性も含めて機器、弁類等の故障及び誤操作等によりその機能を喪失することのない設計とする。

### 3. 使用済燃料プールにおける水遮蔽の評価

施設定期検査作業での原子炉建屋燃料取替床における線量率 10mSv/h 以下を満足するために必要な水遮蔽厚を算定する。

#### 3.1 評価条件

##### 3.1.1 使用済燃料の計算条件

- (1) 使用済燃料プールの水面における線量率の計算においては貯蔵容量分 (2250 体) の使用済燃料貯蔵を想定する。
- (2) 使用済燃料プールの水温は 100°C とし、水の密度は約 0.958g/cm<sup>3</sup> \* とする。
- (3) 使用済燃料は使用済燃料有効部 (約 9.6m×約 10.9m×約 3.7m) を線源とする。燃料有効部以外の燃料集合体構造部材による遮蔽効果は考慮せず、遮蔽能力が構造部材より小さい水とみなす。
- (4) 使用済燃料貯蔵ラックによる遮蔽効果は考慮せず、ラック材料よりも遮蔽効果の小さい水とみなす。

##### 3.1.2 使用済制御棒の計算条件

- (1) 使用済制御棒からの線量率計算においては制御棒貯蔵ラック又は制御棒貯蔵ハンガすべてに使用済制御棒が貯蔵された状態を想定する。
- (2) 使用済燃料プールの水温は 100°C とし、水の密度は約 0.958g/cm<sup>3</sup> \* とする。
- (3) 使用済制御棒は実際の制御棒貯蔵ラック又は制御棒貯蔵ハンガの配置と面積を包絡するような直方体線源とする。使用済制御棒は、遮蔽能力が構造部材より小さい水とみなす。
- (4) 制御棒貯蔵ラック又は制御棒貯蔵ハンガによる遮蔽効果は考慮せず、ラック材料又はハンガ材料よりも遮蔽効果の小さい水とみなす。
- (5) 制御棒貯蔵ラックと制御棒貯蔵ハンガの保管数量は、評価上の保管数量として合計 138 本と想定する。平均的な取替本数 13 本が施設定期検査ごとに取り出される想定とし、14 カ月運転+57 日施設定期検査を繰り返すものとした。また、3 施設定期検査以上前の取替分は、保守的にすべて 3 施設定期検査前取替とした。ただし、Hf 制御棒は、1 施設定期検査に一度取り替えるため、保守的である最も小さい停止期間として 1 施設定期検査を想定した。さらに、既に、7 年以上保管されている使用済制御棒は 7 年間の施設停止期間を設定した。制御棒の冷却期間及び保管本数を表 3-1 に示す。なお、これは保管可能な箇所に全て保管されることを想定しているため、評価上は保守的な計算条件と言える。

注記 \* : 「日本機械学会 1999 年 蒸気表」

表 3-1 制御棒の冷却期間及び保管本数

冷却期間 (d)	保管本数 (本)			
	制御棒貯蔵ラック		制御棒貯蔵ハンガ	
	Hf 型	B4C 型	Hf 型	B4C 型
10	0	0	0	0
493	24	0	2	0
976	0	0	0	0
1459	0	0	0	98
1942	0	0	0	0
2425	0	0	0	0
2555(7年間)	0	0	14	0
合計	24	0	16	98
	138			

#### 4. 線源

##### 4.1 使用済燃料の線源強度

###### 4.1.1 評価方法

使用済燃料の線源強度は、ORIGEN2 コード\*を使用する。

ORIGEN2 では、反応断面積、燃料照射期間及び冷却期間、比出力並びに燃料の物質組成等を入力することで使用済燃料の線源強度を算出する。なお、評価に用いる ORIGEN2 の検証、妥当性評価については、添付書類「VI-5 計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

注記\* : A. G. Croff, "A User's Manual for the ORIGEN2 Computer Code", ORNL/TM-7175, Oak Ridge National Laboratory, (1980)

###### 4.1.2 評価条件

使用済燃料の線源強度評価条件を表 4-1 に示す。

表 4-1 使用済燃料の線源強度評価条件

項目	評価条件	備考
燃料	STEPⅢ 9×9A 型	
濃縮度	<input type="text"/> (wt%)	
燃料集合体 1 体あたり ウラン重量	<input type="text"/> (kg)	
比出力	25.2165 (MW/t)	
燃料照射期間	1784.5 日	燃焼度 45000MWd/t ÷ 比出力 25.2165MW/t
冷却期間	10 日	
反応断面積	BWRU	BWR 用 <sup>235</sup> U-enrichied-UO <sub>2</sub> 27,500MWd/t

## 4.1.3 評価結果

以上の条件に基づき評価した使用済燃料の線源強度を表 4-2 に示す。

表 4-2 使用済燃料の線源強度

群	ガンマ線エネルギー (MeV)	燃料線源強度 ( $\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$ )
1	$1.00 \times 10^{-2}$	約 $2.47 \times 10^{11}$
2	$2.50 \times 10^{-2}$	約 $5.58 \times 10^{10}$
3	$3.75 \times 10^{-2}$	約 $6.42 \times 10^{10}$
4	$5.75 \times 10^{-2}$	約 $4.32 \times 10^{10}$
5	$8.50 \times 10^{-2}$	約 $5.01 \times 10^{10}$
6	$1.25 \times 10^{-1}$	約 $9.30 \times 10^{10}$
7	$2.25 \times 10^{-1}$	約 $5.35 \times 10^{10}$
8	$3.75 \times 10^{-1}$	約 $4.21 \times 10^{10}$
9	$5.75 \times 10^{-1}$	約 $1.49 \times 10^{11}$
10	$8.50 \times 10^{-1}$	約 $1.69 \times 10^{11}$
11	$1.25 \times 10^0$	約 $1.25 \times 10^{10}$
12	$1.75 \times 10^0$	約 $4.60 \times 10^{10}$
13	$2.25 \times 10^0$	約 $2.64 \times 10^9$
14	$2.75 \times 10^0$	約 $1.71 \times 10^9$
15	$3.50 \times 10^0$	約 $1.50 \times 10^7$
16	$5.00 \times 10^0$	約 $1.01 \times 10^2$
17	$7.00 \times 10^0$	約 $1.17 \times 10^1$
18	$9.50 \times 10^0$	約 $1.34 \times 10^0$
合計		約 $1.03 \times 10^{12}$

## 4.2 使用済制御棒の線源強度

### 4.2.1 評価方法

- (1) 制御棒の線源強度は、ORIGEN2 コードを使用する。

ORIGEN2 では、放射化断面積、照射期間及び冷却期間、照射の中性子束並びに被照射材料（制御棒）の物質組成を入力することで中性子による放射化放射能を計算する。

- (2) 各制御棒（Hf, B4C）の単位体積当たりの線源強度は、各々制御棒をハンドル部及び有効部の 2 領域に分割し算出する。
- (3) 制御棒は、タイプ（Hf, B4C）別に冷却期間の異なる制御棒が混在するため、貯蔵制御棒全体の放射能を保存して線源体積で加重平均（均質化）した線源強度を設定する。

#### 4.2.2 放射化断面積

ORIGEN2 に入力する放射化断面積は，BWRUを適用する（ $^{235}\text{U}$ -enriched  $\text{UO}_2$  27,500MWd/mt）。

#### 4.2.3 照射期間及び中性子束

照射期間及び中性子束を表 4-3 に示す。なお，施設定期検査期間等による減衰は考慮しない。各制御棒の冷却期間を考慮する。

表 4-3 制御棒の照射期間及び中性子束

制御棒タイプ	照射期間 (d)	全中性子束 ( $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )
Hf 型制御棒 (9snvt 照射)	426	$1.4 \times 10^{15}$
Hf 型制御棒 (4snvt 照射)	426	$6.1 \times 10^{14}$
B4C 型制御棒 (1.7snvt 照射)	426	$2.6 \times 10^{14}$

#### 4.2.4 評価結果

以上の条件に基づき評価した制御棒貯蔵ラック及び制御棒貯蔵ハンガ内の使用済制御棒の線源強度を表 4-4 及び表 4-5 に示す。



表 4-4 制御棒貯蔵ラック内の使用済制御棒の線源強度

群	ガンマ線 エネルギー (MeV)	制御棒ハンドル部 線源強度 ( $\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$ )	制御棒有効部 線源強度 ( $\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$ )
1	$1.00 \times 10^{-2}$	約 $1.13 \times 10^8$	約 $2.27 \times 10^8$
2	$2.50 \times 10^{-2}$	約 $1.58 \times 10^7$	約 $1.47 \times 10^7$
3	$3.75 \times 10^{-2}$	約 $9.03 \times 10^6$	約 $1.31 \times 10^7$
4	$5.75 \times 10^{-2}$	約 $1.02 \times 10^7$	約 $5.47 \times 10^8$
5	$8.50 \times 10^{-2}$	約 $4.02 \times 10^6$	約 $5.10 \times 10^7$
6	$1.25 \times 10^{-1}$	約 $1.55 \times 10^6$	約 $1.54 \times 10^8$
7	$2.25 \times 10^{-1}$	約 $5.34 \times 10^5$	約 $1.48 \times 10^8$
8	$3.75 \times 10^{-1}$	約 $1.58 \times 10^5$	約 $1.21 \times 10^7$
9	$5.75 \times 10^{-1}$	約 $1.47 \times 10^6$	約 $6.79 \times 10^7$
10	$8.50 \times 10^{-1}$	約 $1.52 \times 10^8$	約 $1.11 \times 10^8$
11	$1.25 \times 10^0$	約 $3.44 \times 10^9$	約 $1.83 \times 10^9$
12	$1.75 \times 10^0$	約 $2.71 \times 10^4$	約 $1.86 \times 10^4$
13	$2.25 \times 10^0$	約 $1.82 \times 10^4$	約 $7.05 \times 10^3$
14	$2.75 \times 10^0$	約 $5.63 \times 10^1$	約 $2.48 \times 10^1$
15	$3.50 \times 10^0$	約 $4.65 \times 10^{-12}$	約 $4.29 \times 10^{-1}$
16	$5.00 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$	約 $1.83 \times 10^{-5}$
17	$7.00 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$	約 $2.11 \times 10^{-6}$
18	$9.50 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$	約 $2.43 \times 10^{-7}$
合計		約 $3.74 \times 10^9$	約 $3.17 \times 10^9$

表 4-5 制御棒貯蔵ハンガの使用済制御棒の線源強度

群	ガンマ線 エネルギー (MeV)	制御棒ハンドル部 線源強度 ( $\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$ )	制御棒有効部 線源強度 ( $\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$ )
1	$1.00 \times 10^{-2}$	約 $3.43 \times 10^7$	約 $1.80 \times 10^7$
2	$2.50 \times 10^{-2}$	約 $5.71 \times 10^6$	約 $2.54 \times 10^6$
3	$3.75 \times 10^{-2}$	約 $3.25 \times 10^6$	約 $1.52 \times 10^6$
4	$5.75 \times 10^{-2}$	約 $3.67 \times 10^6$	約 $1.00 \times 10^7$
5	$8.50 \times 10^{-2}$	約 $1.44 \times 10^6$	約 $1.38 \times 10^6$
6	$1.25 \times 10^{-1}$	約 $5.54 \times 10^5$	約 $2.62 \times 10^6$
7	$2.25 \times 10^{-1}$	約 $1.83 \times 10^5$	約 $2.38 \times 10^6$
8	$3.75 \times 10^{-1}$	約 $5.13 \times 10^4$	約 $2.10 \times 10^5$
9	$5.75 \times 10^{-1}$	約 $2.58 \times 10^4$	約 $1.06 \times 10^6$
10	$8.50 \times 10^{-1}$	約 $8.41 \times 10^6$	約 $8.98 \times 10^6$
11	$1.25 \times 10^0$	約 $1.24 \times 10^9$	約 $5.29 \times 10^8$
12	$1.75 \times 10^0$	約 $4.24 \times 10^2$	約 $2.92 \times 10^2$
13	$2.25 \times 10^0$	約 $6.59 \times 10^3$	約 $2.77 \times 10^3$
14	$2.75 \times 10^0$	約 $2.04 \times 10^1$	約 $8.63 \times 10^0$
15	$3.50 \times 10^0$	約 $1.40 \times 10^{-12}$	約 $9.45 \times 10^{-3}$
16	$5.00 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$	約 $2.60 \times 10^{-5}$
17	$7.00 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$	約 $3.00 \times 10^{-6}$
18	$9.50 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$	約 $3.44 \times 10^{-7}$
合計		約 $1.30 \times 10^9$	約 $5.78 \times 10^8$

## 5. 遮蔽計算

### 5.1 計算方法

使用済燃料プール水深の遮蔽の計算は、制御棒貯蔵ハンガ（南側）の真上の原子炉建屋燃料取替床高さの位置について行う。遮蔽計算には、点減衰核積分法コードである QAD-CGGP2R\* コードを用いて計算する。なお、評価に用いる QAD-CGGP2R コードの検証、妥当性評価については、添付書類「VI-5 計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

計算機コードの主な入力条件は以下の項目である。

- ・線源強度
- ・遮蔽厚さ（使用済燃料プール水深）
- ・線源からの距離
- ・線源のエネルギー
- ・線源となる使用済燃料，使用済制御棒の形状
- ・遮蔽体の物質の指定

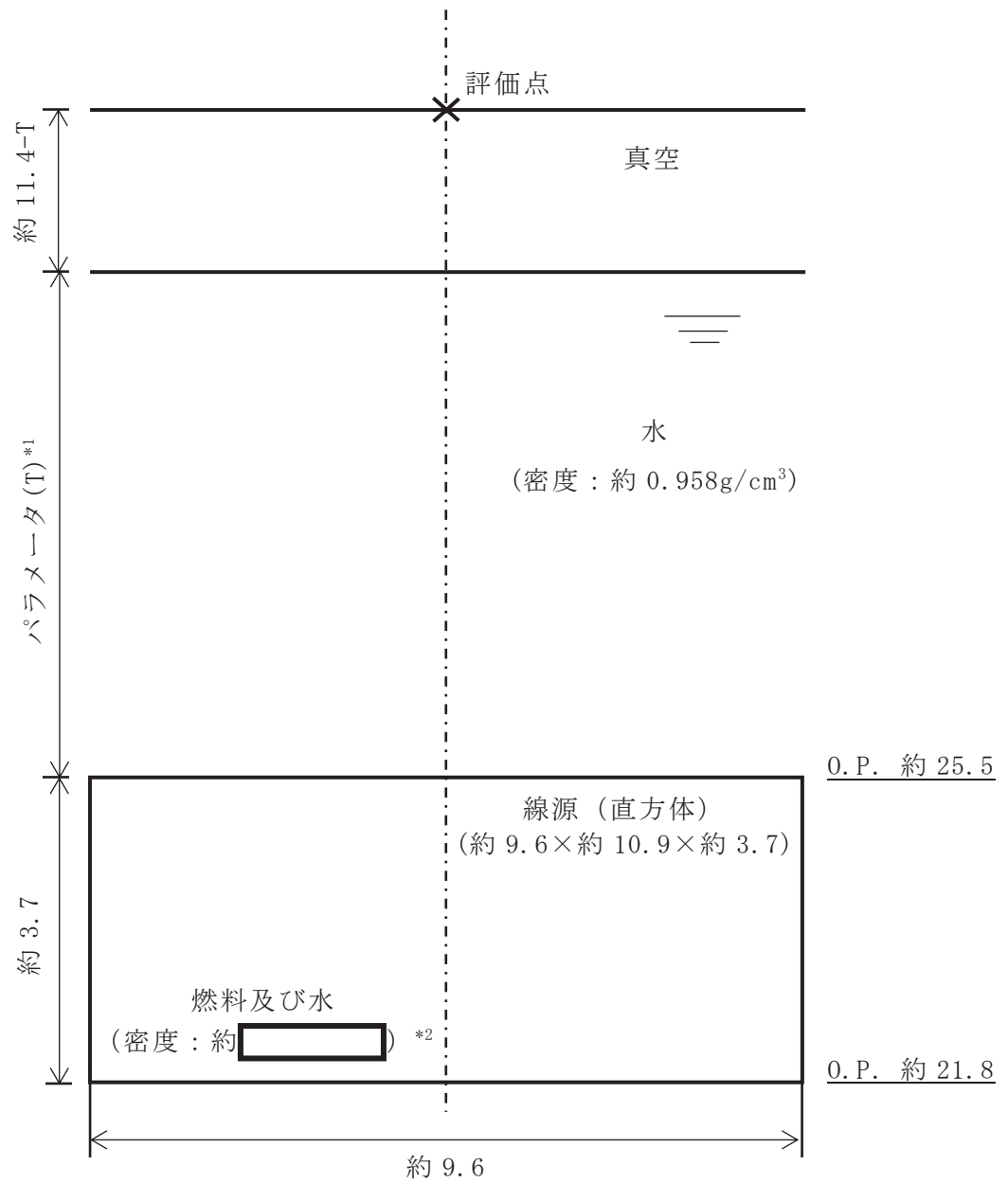
注記\*：RIST NEWS No. 33 「実効線量評価のための遮蔽計算の現状」2002. 3. 31，高度情報科学技術研究機構

### 5.2 線量率計算

線量率の計算は、5.1 節に示した入力条件を計算機コードに入力して行う。

#### 5.2.1 計算モデル

図 5-1～図 5-4 に使用済燃料プールの計算モデルを示す。線量率計算では、評価点を線源となる機器の中心軸上に設定し、線量率が最大となる位置について線量率を算出する。

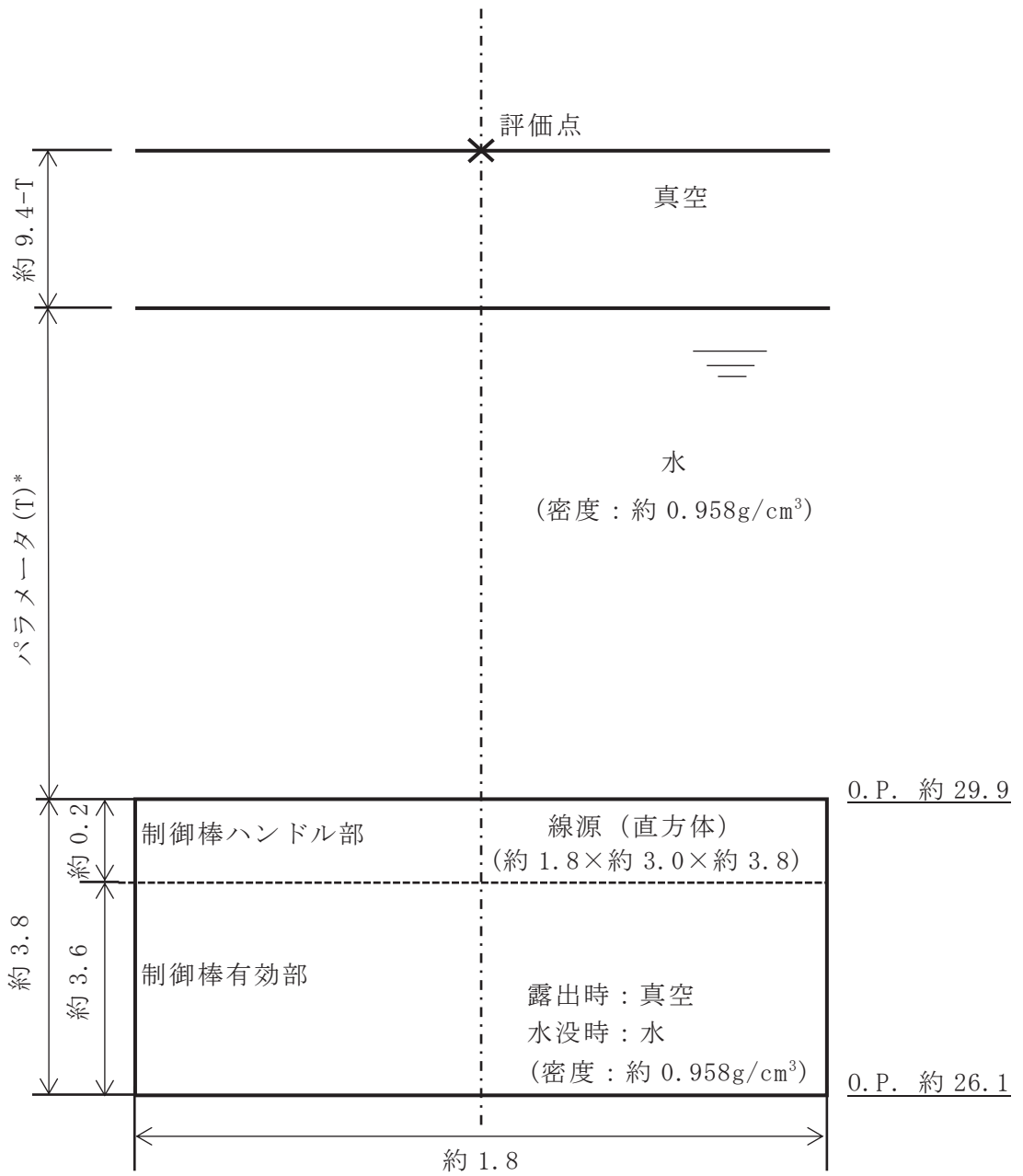


注記 \*1 : T は遮蔽水位の高さを示す。(単位 : m)

\*2 : 評価モデルの使用済燃料の密度は、使用済燃料の密度及び水の密度を基に、使用済燃料及び水の体積比から算出している(体積中に含まれる使用済燃料以外の構造材は保守的に密度の小さい水としている)。

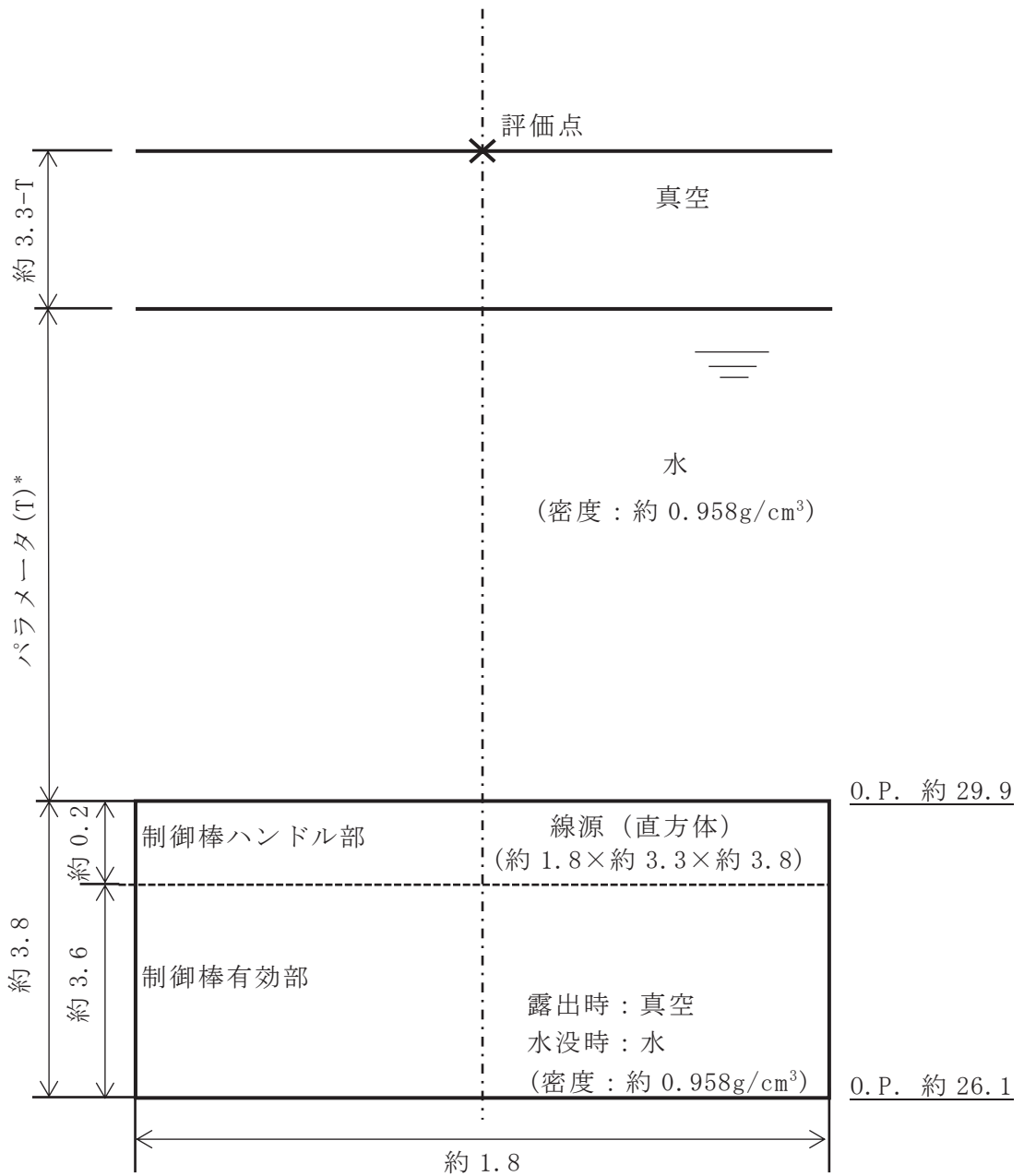
図 5-1 使用済燃料プール水面の線量率計算モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



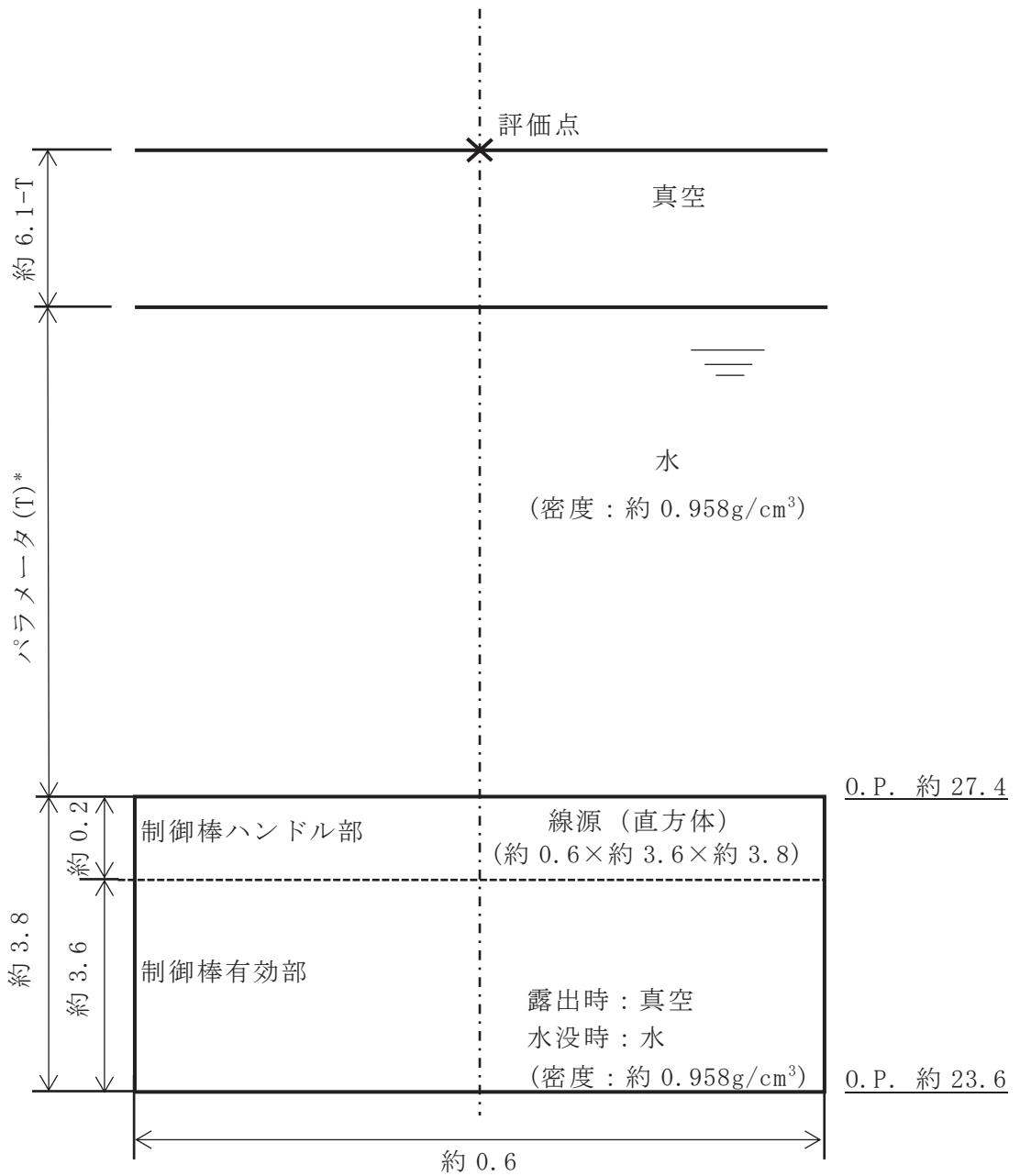
注記 \* : T は遮蔽水位の高さを示す。(単位 : m)

図 5-2 制御棒貯蔵ハンガ (北側) の線量率計算モデル



注記 \* : T は遮蔽水位の高さを示す。(単位 : m)

図 5-3 制御棒貯蔵ハンガ (南側) の線量率計算モデル



注記 \* : T は遮蔽水位の高さを示す。(単位 : m)

図 5-4 制御棒貯蔵ラックの線量率計算モデル

5.2.2 計算結果

(1) 線量率の計算結果

使用済燃料プールの線量率と水位の関係の計算結果を図 5-5 に示す。

図 5-5 より、使用済燃料プール周辺の線量率を基準線量率以下とする放射線遮蔽の維持に必要な水遮蔽厚（原子炉建屋燃料取替床における線量率が、基準線量率（10mSv/h）以下を満足できる水遮蔽厚）は、通常水位より約 1.3m 下となる。

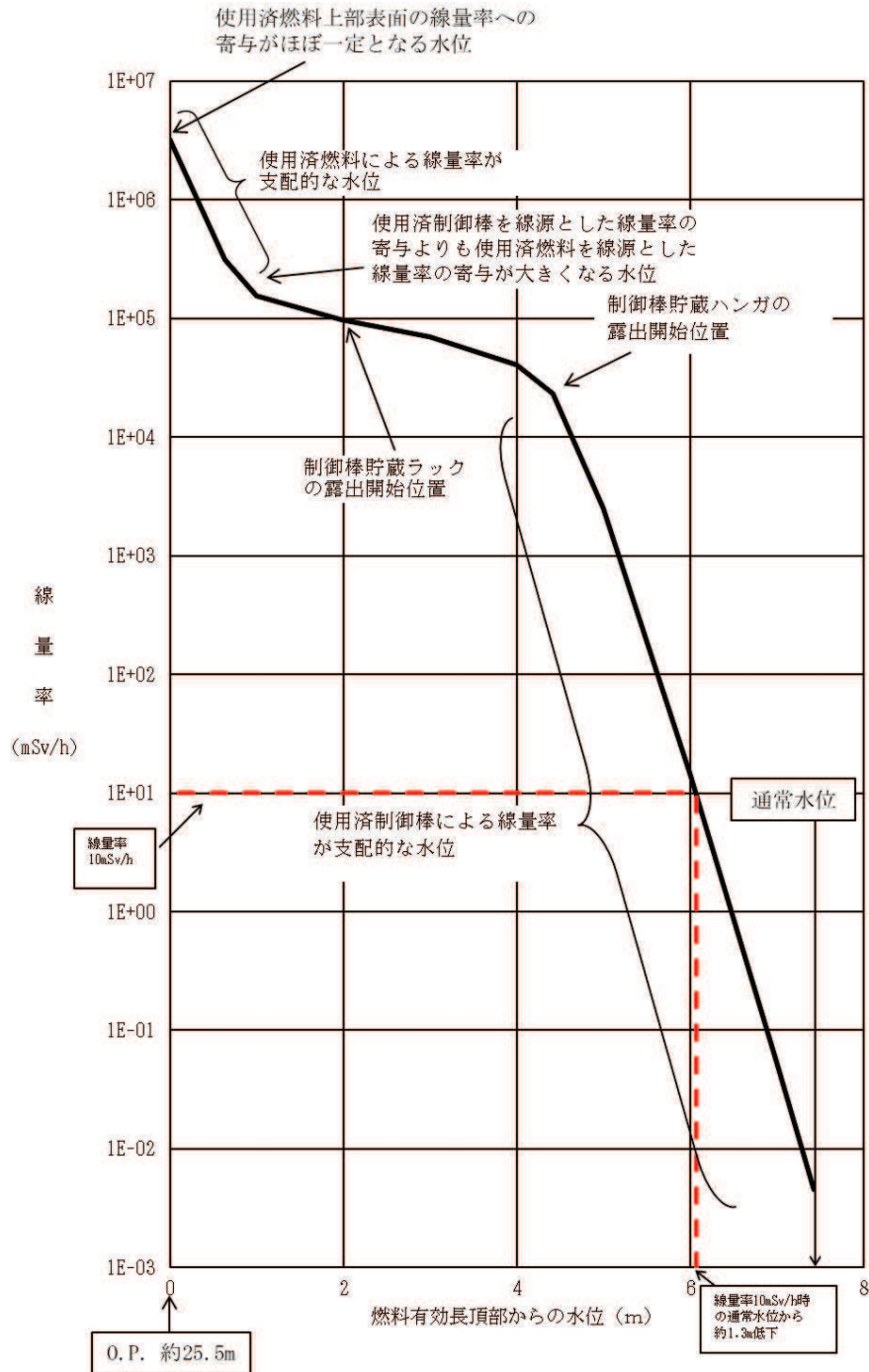


図 5-5 使用済燃料プールの線量率と水位の関係



(2) 評価結果

(1)で求めた使用済燃料プールの水遮蔽厚を図 5-6 に示す。また、サイフォンブレイク孔は燃料プール冷却浄化系戻り配管に設置されており、地震、人的要因、異物による閉塞、落下物干渉に対し健全性を有する設計とすることから、配管破断により、サイフォンブレイク孔まで使用済燃料プール水位が低下すればサイフォン効果を除去することが可能である。

原子炉建屋燃料取替床における線量率が、基準線量率 (10mSv/h) 以下となる水遮蔽厚は、(1)の結果から、通常水位より約 1.3m 下であり、使用済燃料プール水位の低下が燃料プール冷却浄化系戻り配管のサイフォンブレイク孔位置 (通常水位から 0.35m 下) 付近にて停止する設計とすることで、遮蔽に必要な水遮蔽厚を維持し、技術基準規則第 69 条第 1 項及びその解釈の要求を満足する設計とする。

なお、プールの水位が放射線の遮蔽維持水位 (通常水位より約 1.3m 下) まで低下するのは事象発生から約 18 時間後であり、重大事故等対策として期待している大容量送水ポンプ (タイプ I) による燃料プール代替注水系による注水操作の時間余裕はある。想定事故 2 に係る有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請添付書類十) において、プール水位は通常水位から約 0.89m 下まで低下するに留まり、必要な水遮蔽厚が維持されることを確認している。

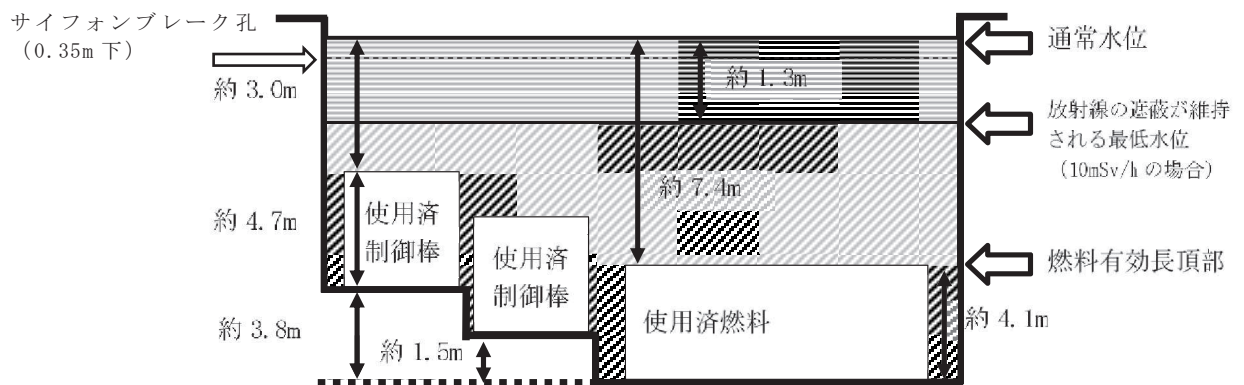


図 5-6 使用済燃料プールの水遮蔽厚とサイフォンブレイク孔の位置関係

## 6. サイフオンブレイク孔の詳細設計方針

燃料プール冷却浄化系戻り配管のサイフオンブレイク孔については、重大事故等時においても閉塞が発生せず、その効果を期待できるよう、以下のとおり設計する。

### 6.1 配管強度への影響について

燃料プール冷却浄化系戻り配管は、常設耐震重要重大事故防止設備であり、重大事故等クラス2配管に該当することから、J S M E S N C 1 -2012 発電用原子力設備規格 設計・建設規格におけるクラス2配管を準用する。クラス2配管への穴補強の適用の条件は PPC-3422 より、「(1)平板以外の管に設ける穴であって、穴の径が64mm以下で、かつ、管の内径の4分の1以下の穴を設ける場合」に該当することから、穴の補強が不要と規定されており、設計上サイフオンブレイク孔が燃料プール冷却浄化系戻り配管の強度へ影響を与えない設計とする。

また、当該配管は基準地震動  $S_s$  による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とする。

### 6.2 人的要因による機能阻害について

サイフオンブレイク孔は、操作や作動機構を有さない開口部のみであり、誤操作や故障により機能喪失しない設計とする。そのため、使用済燃料プールの保有水のサイフオン現象による漏えいが発生した場合においても、操作や作業を実施することなく、サイフオンブレイク孔設置位置まで水位低下すれば自動的にサイフオン現象を止めることができる設計とする。

### 6.3 異物による閉塞について

使用済燃料プールは燃料プール冷却浄化系の「スキマサージタンク」及び「ろ過脱塩装置」により、以下の不純物を除去し水質基準を満足する設計となっており、不純物によるサイフオンブレイク孔の閉塞を防止する設計とする。

- ・使用済燃料プール水面上の空気中からの混入物
- ・使用済燃料プールに貯蔵される燃料及び機器表面に付着した不純物
- ・燃料交換時に炉心から出る腐食生成物及び核分裂生成物
- ・燃料交換作業、その他の作業の際の混入物
- ・使用済燃料プール洗浄後のフラッシング水

### 6.4 落下物による変形について

サイフオンブレイク孔は、配管鉛直部に設けることで落下物が直接干渉することはなく、サイフオンブレイク孔が変形しない設計とする。

## VI-1-4 原子炉冷却系統施設の説明書

## 目 次

- VI-1-4-1 原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書
- VI-1-4-2 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書
- VI-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書

VI-1-4-1 原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	2
3. 漏えいを監視する装置の構成	4
3.1 ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置	5
3.2 ドライウェル床ドレンサンプル水位測定装置	6
3.3 漏えい検出時間	7
3.3.1 検出時間の評価方法	7
3.3.2 漏えい水が蒸気になる割合	9
3.3.3 記号の定義	10
3.3.4 検出時間の算出	13
3.3.5 検出時間	20
3.3.6 原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲の拡大が検出時間に与える影響	26
3.3.7 コリウムシールドが検出時間に与える影響	27
4. 漏えいを監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲	28
4.1 ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の計測範囲及び警報動作範囲	28
4.2 ドライウェル床ドレンサンプル水位測定装置の計測範囲及び警報動作範囲	29

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第 28 条及びその「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「解釈」という。）」に基づき、原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管等（以下「RCPB 配管」という。）から原子炉冷却材の漏えいが生じた場合に、漏えいを確実に、かつ速やかに検出する監視装置の構成並びに計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。

なお、技術基準規則第 28 条及びその解釈に関わる RCPB 配管（拡大範囲を除く。）からの原子炉冷却材の漏えいを監視する装置に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲となる弁 E11-F018A, B（残留熱除去系 A, B 系停止時冷却注入隔離弁）から弁 E11-F019A, B（残留熱除去系 A, B 系停止時冷却試験可能逆止弁）まで、弁 E11-F015A, B（残留熱除去系 A, B 系停止時冷却吸込第一隔離弁）から弁 E11-F016A, B（残留熱除去系 A, B 系停止時冷却吸込第二隔離弁）まで及び弁 E11-F021（残留熱除去系ヘッドスプレイ注入隔離弁）から弁 E11-F022（残留熱除去系ヘッドスプレイ注入逆止弁）までの配管の拡大部分を含め漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置について説明する。

## 2. 基本方針

RCPB 配管からの原子炉冷却材の漏えいの検出装置として、原子炉格納容器内への漏えいに対しては、ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置、ドライウェル床ドレンサンプル水位測定装置、ドライウェル機器ドレンサンプル水位測定装置及び格納容器内ダスト放射線濃度測定装置を設置する設計とする。そのうち、漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内への漏えいに対しては、ドライウェル床ドレンサンプル水位測定装置により 1 時間以内に  $0.23\text{m}^3/\text{h}$  ( $3.8\text{l}/\text{min}$ ) \*の漏えい量を検出する能力を有した設計とするとともに自動的に警報を発信する設計とする。ドライウェル床ドレンサンプル水位測定装置が故障した場合は、これと同等の機能を有するドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置及び格納容器内ダスト放射線濃度測定装置により、漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内への漏えいを検知可能な設計とする。

なお、格納容器内ダスト放射線濃度測定装置により監視する設計の変更は行わない。

原子炉冷却材は高温高压であり、RCPB 配管からの漏えいは蒸気と液体(水)に分離され、原子炉格納容器内に漏えいする。

原子炉格納容器内への漏えいのうち蒸気分については、原子炉格納容器内に設置する各機器からの放熱量に漏えいした  $0.23\text{m}^3/\text{h}$  ( $3.8\text{l}/\text{min}$ ) の蒸気分 ( $1.5\text{l}/\text{min}$ ) を凝縮させるための熱量を加えても十分な冷却能力を有するドライウェル冷却系冷却器により凝縮され、これらの凝縮水はドレン配管を通してドライウェル床ドレンサンプルへ流入する。ドレン配管に流入した凝縮水は、ドレン配管に設置したドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置により、漏えい量を検出できる設計とする。

原子炉格納容器内への漏えいのうち液体分 ( $2.3\text{l}/\text{min}$ ) については、漏えい水が RCPB 配管の保温材内に滞留した後、保温材から漏れ出し、ドライウェル床面から床ドレン受口へ流れ、ドレン配管を経て、ドライウェル床ドレンサンプルに流入する。これらの流入水をドライウェル床ドレンサンプル水位測定装置で水位変化率を測定することにより、漏えい量を検出できる設計とする。

(図 2-1 「漏えい監視装置の概略図」 参照)

注記\* :  $0.23\text{m}^3/\text{h}$  ( $3.8\text{l}/\text{min}$ ) : 原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいでないことが確認されていない漏えい率の制限値。



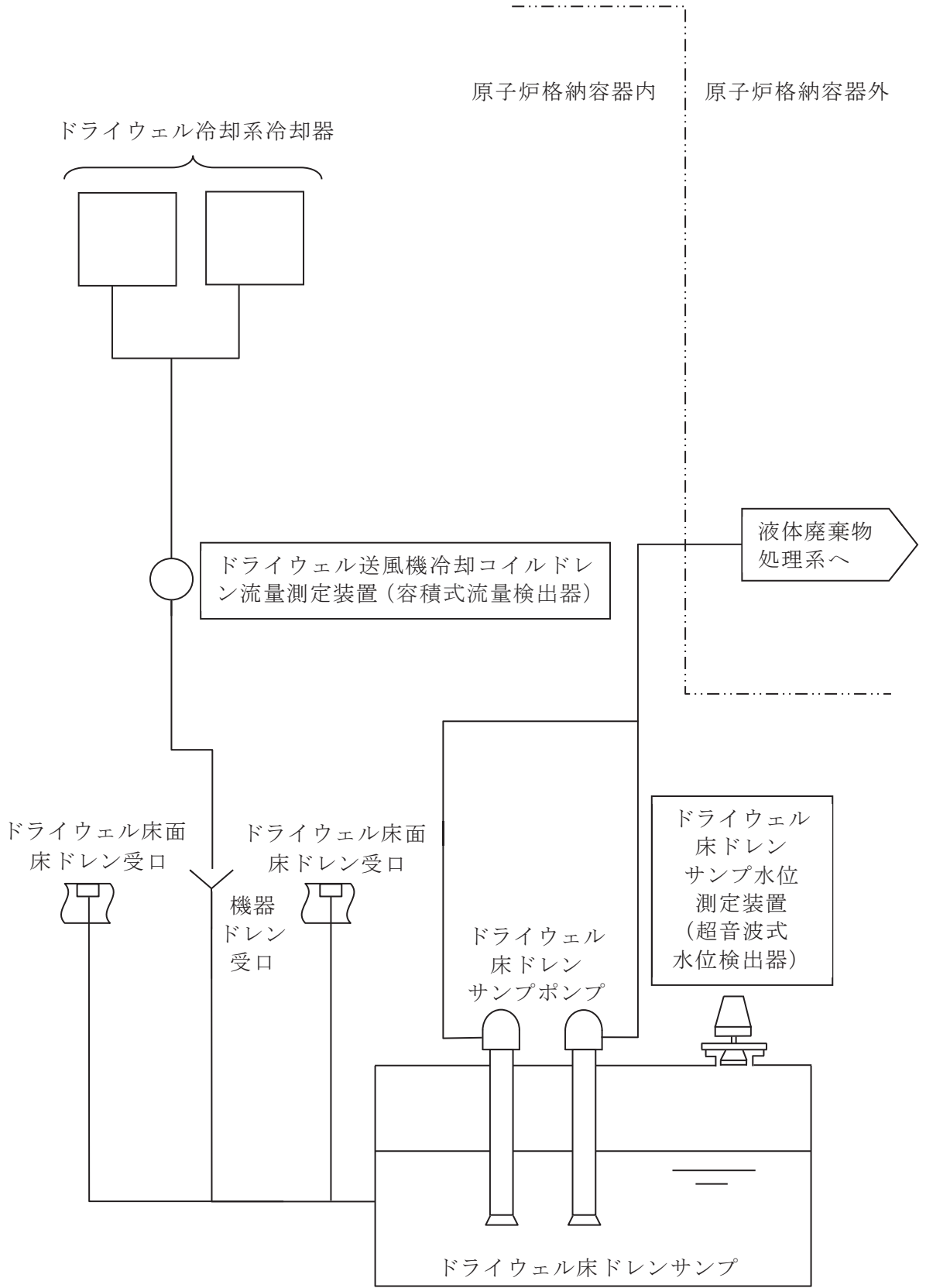


図 2-1 漏えい監視装置の概略図

### 3. 漏えいを監視する装置の構成

高温高圧の原子炉冷却材が原子炉格納容器内に放出されると、原子炉格納容器内の雰囲気における飽和蒸気と飽和水になる。漏えいの検出装置は、エネルギー保存の式より 38%相当が飽和蒸気となり、残り 62%相当が飽和水となることを考慮する。（「3.3.2 漏えい水が蒸気になる割合」参照）

RCPB 配管からの漏えいのうち蒸気分については、漏えい量の 38%相当の蒸気をドライウエル冷却系冷却器で凝縮することにより漏えい水を回収し、ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置にて漏えいを検出する設計とする。その構成について「3.1 ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置」に示す。

RCPB 配管からの漏えいのうち液体分については、ドライウエル床面から床ドレン受口へ流れ、ドレン配管を経て、ドライウエル床ドレンサンプに流入する設計であり、すべての漏えい水（液体分及び蒸気分の凝縮水の合計）をドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置で検出する設計とする。その構成について「3.2 ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置」に示す。

これらの漏えい検出装置が、1 時間以内に  $0.23\text{m}^3/\text{h}$  (3.8ℓ/min) の漏えいを検出することについて「3.3 漏えい検出時間」に示す。

### 3.1 ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置

RCPB 配管からの漏えいのうち蒸気分は、ドライウェル冷却系冷却器で凝縮させ、凝縮水としてドレン配管を経由してドライウェル床ドレンサンプに流入する。このドレン配管に設置されたドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置により、漏えい量を検出する。

ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の検出信号は、容積式流量検出器からのパルス信号を、変換器にて電流信号へ変換し、床漏えい検出表示盤内の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量を中央制御室に指示及び記録する。また、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。

(図 3-1「ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の概略構成図」参照)

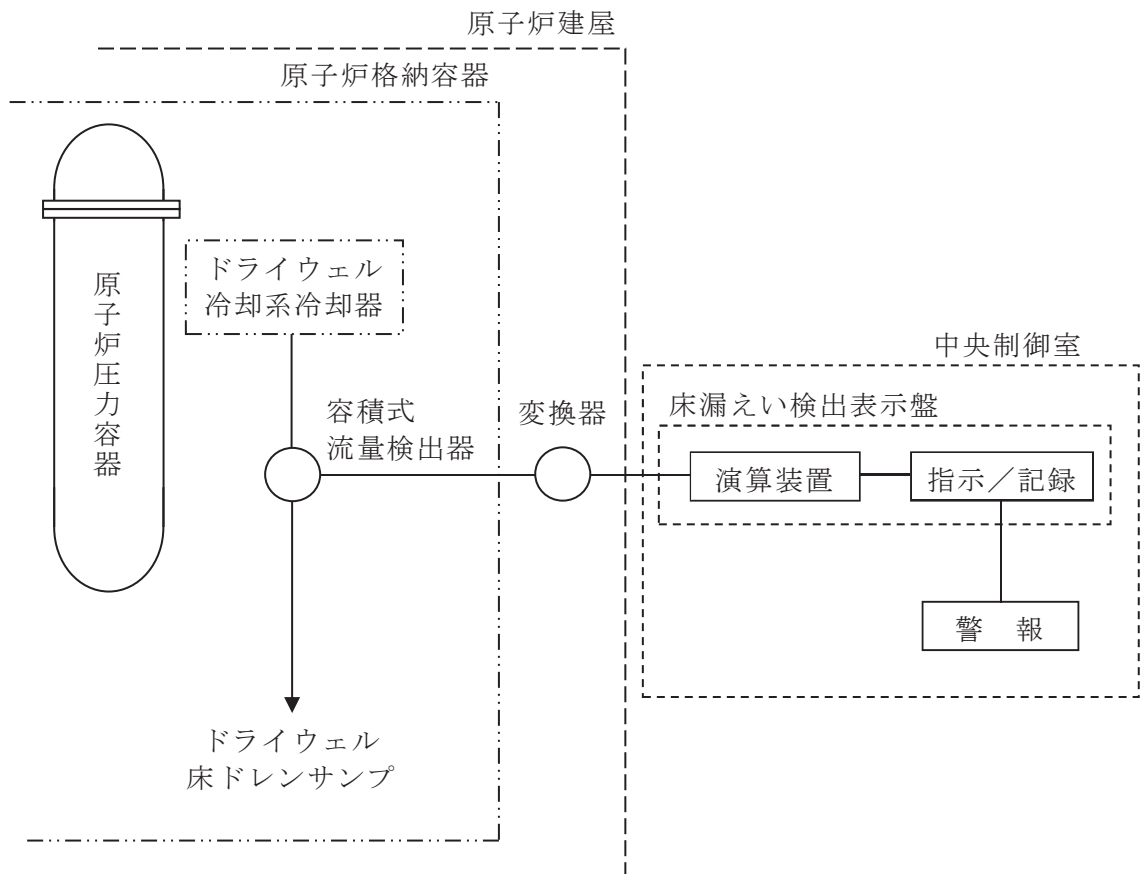


図 3-1 ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の概略構成図

### 3.2 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置

RCPB 配管からの漏えいのうち液体分は、ドライウェル床面から床ドレン受口へ流れ、ドレン配管を経て、ドライウェル床ドレンサンプに流入する。さらに、ドライウェル床ドレンサンプには、ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置からの凝縮水も流入するため、ドライウェル床ドレンサンプにすべての漏えい水が流入する。したがって、漏えい箇所により、流入経路が違うものの、すべての漏えい水がドライウェル床ドレンサンプへ流入することから、漏えい箇所から流入までに要する時間が最大となる時間以降は、漏えい量と同量の流入となる。このドライウェル床ドレンサンプに設置されたドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置により、漏えい量に相当する水位を検出する。

ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出信号は、超音波式水位検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部及び記録部にて水位信号へ変換する処理を行った後、ドライウェル床ドレンサンプ水位を中央制御室に指示及び記録する。また、超音波式水位検出器からの電流信号をプロセス計算機内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。

(図 3-2 「ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の概略構成図」 参照)

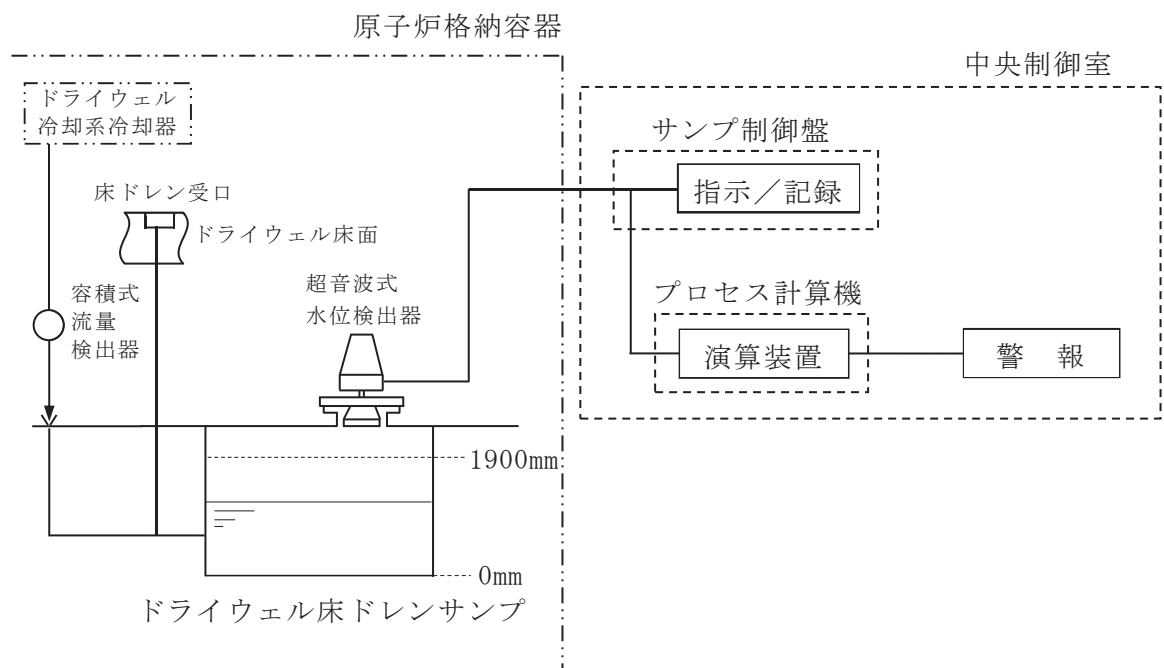


図 3-2 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の概略構成図

### 3.3 漏えい検出時間

#### 3.3.1 検出時間の評価方法

RCPB 配管からの漏えいは蒸気と液体（水）に分離されることから，飽和蒸気と飽和水になる割合を求め，漏えい発生から  $0.23\text{m}^3/\text{h}$  ( $3.8\ell/\text{min}$ ) 相当の漏えいを検出するまでの時間について個別に算出する。蒸気分は，ドライウェル冷却系冷却器で凝縮することにより漏えい水を回収し，ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置で漏えいを検出するまでの時間とする。液体分は，ドライウェル床面から床ドレン受口へ流れ，ドレン配管を經由してドライウェル床ドレンサンプに回収し，ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置で漏えいを検出するまでの時間及びドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置からドレン配管を經由してドライウェル床ドレンサンプに回収し，ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置で漏えいを検出するまでの時間とする。

ここでは，ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置及びドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置での漏えい検出時間について，図 3-3「漏えい検出時間について」に示す漏えい箇所から検出装置までの経路における遅れ時間要素 ( $T_1 \sim T_9$ ) を考慮し最大となる時間を算出しても 1 時間以内に漏えいが検出できることを評価する。

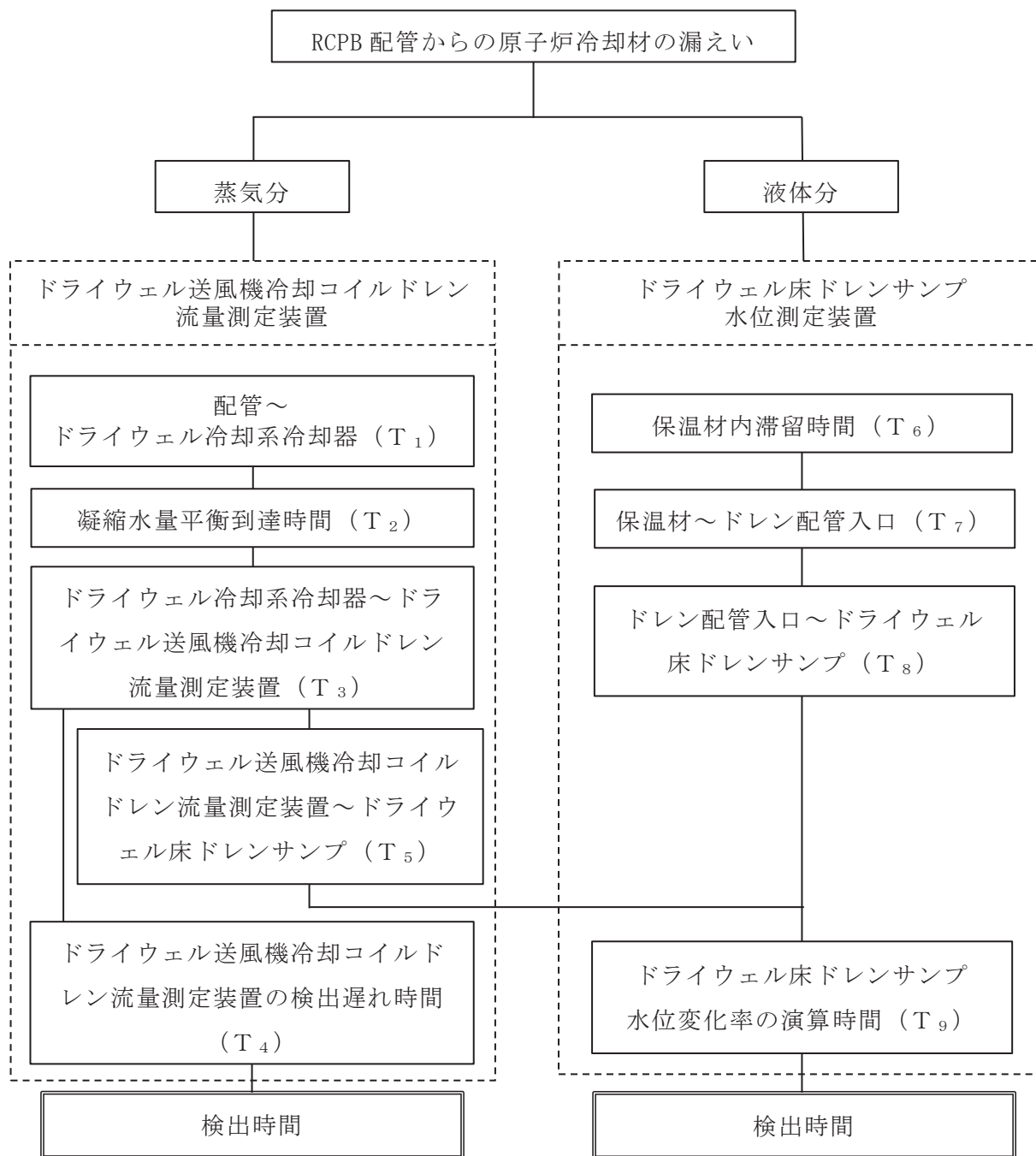


図 3-3 漏えい検出時間について

### 3.3.2 漏えい水が蒸気になる割合

RCPB 配管からの漏えい水は、漏れ出した際、瞬時に原子炉格納容器内の雰囲気における飽和蒸気と飽和水に変化するため、断熱変化として評価する。漏えい水が蒸気になる割合を以下のエネルギー保存の式より求める。

$$\begin{aligned}
 i_1 &= i_2 \cdot X + i_2' \cdot (1 - X) \\
 &= i_2 \cdot X + i_2' - i_2' \cdot X \\
 X &= \frac{i_1 - i_2'}{i_2 - i_2'}
 \end{aligned}$$

表 3-1 漏えい水が蒸気になる割合に使用する記号の説明

	記号	単位	定義
漏えい水が蒸気になる割合	X	—	蒸発する割合
	$i_1$	J/kg	原子炉冷却材のエンタルピ <sup>*1</sup>
	$i_2$	J/kg	大気圧での蒸気のエンタルピ°
	$i_2'$	J/kg	大気圧での水のエンタルピ°

注記\*1：原子炉定格圧力（6.93MPa）における飽和水のエンタルピ°。

表 3-2 漏えい水が蒸気と液体（水）になる割合

インプットパラメータ		計算結果	
		蒸気になる割合	液体になる割合
$i_1$ ：原子炉冷却材のエンタルピ <sup>*2</sup>	$1.269 \times 10^6$ (J/kg)	0.38 (38%)	0.62 <sup>*3</sup> (62%)
$i_2$ ：大気圧での蒸気のエンタルピ°	$2.676 \times 10^6$ (J/kg)		
$i_2'$ ：大気圧での水のエンタルピ°	$0.419 \times 10^6$ (J/kg)		

注記\*2：原子炉定格圧力（6.93MPa）における飽和水のエンタルピ°。

\*3：蒸気になる割合の残りを液体の割合とする。

### 3.3.3 記号の定義

漏えい検出時間の計算に用いる記号について、以下に説明する。

表 3-3 ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の検出時間の計算に用いる記号の定義

	記号	単位	定義
ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の検出時間	$T_1$	min	ドライウエル冷却系冷却器までの蒸気到達時間（配管～ドライウエル冷却系冷却器）
	$T_2$	min	凝縮水量が平衡に達する時間
	$T_3$	min	ドレン配管移送時間（ドライウエル冷却系冷却器～ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置）
	$T_4$	min	ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の検出遅れ時間
	$V$	$m^3$	ドライウエル内自由体積
	$Q_G$	$m^3/min$	ドライウエル冷却系送風機風量
	$Q_F$	$m^3/min$	除湿に寄与するドライウエル冷却系冷却器風量
	$Q_1$	$l/min$	漏えい量（蒸気分）
	$X$	$l/m^3$	ドライウエル内雰囲気湿分
	$X_0$	$l/m^3$	ドライウエル冷却系冷却器出口湿分
	$Q$	$l/min$	ドライウエル冷却系冷却器での凝縮水量
	$v_3$	$m/s$	ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速（ドライウエル冷却系冷却器～ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置）
	$C$	—	流速係数
	$i$	—	こう配
	$n$	—	粗度係数
	$A$	$m^2$	流路断面積
	$Q_D$	$m^3/h$	ドレン配管を流れる漏えい水の流量
	$m$	$m$	平均深さ
	$L$	$m$	ドレン配管のぬれ縁長さ
$L_3$	$m$	ドレン配管の長さ（ドライウエル冷却系冷却器～ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置）	



表 3-4 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間（蒸気分）の  
計算に用いる記号の定義

	記号	単位	定義
ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間（蒸気分）	$T_1$	min	ドライウェル冷却系冷却器までの蒸気到達時間（配管～ドライウェル冷却系冷却器）
	$T_2$	min	凝縮水量が平衡に達する時間
	$T_3$	min	ドレン配管移送時間（ドライウェル冷却系冷却器～ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置）
	$T_5$	min	ドレン配管移送時間（ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置～ドライウェル床ドレンサンプ）
	$T_9$	min	ドライウェル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間
	$v_5$	m/s	ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速（ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置～ドライウェル床ドレンサンプ）
	$C$	—	流速係数
	$i$	—	こう配
	$n$	—	粗度係数
	$A$	$m^2$	流路断面積
	$Q_D$	$m^3/h$	ドレン配管を流れる漏えい水の流量
	$m$	m	平均深さ
	$L$	m	ドレン配管のぬれ縁長さ
$L_5$	m	ドレン配管の長さ（ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置～ドライウェル床ドレンサンプ）	

表 3-5 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間（液体分）の  
計算に用いる記号の定義

	記号	単位	定義
ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間（液体分）	T <sub>6</sub>	min	保温材から漏れ出るまでの時間
	T <sub>7</sub>	min	ドレン配管入口までの到達時間
	T <sub>8</sub>	min	ドレン配管移送時間（ドレン配管入口～ドライウェル床ドレンサンプ）
	T <sub>9</sub>	min	ドライウェル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間
	d <sub>1</sub>	m	保温材外径
	d <sub>2</sub>	m	配管外径
	L <sub>6</sub>	m	保温材最大長さ
	Q <sub>2</sub>	ℓ/min	漏えい量（液体分）
	v <sub>7</sub>	m/s	床面を流れる漏えい水の平均流速
	v <sub>8</sub>	m/s	ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速（ドレン配管入口～ドライウェル床ドレンサンプ）
	C	—	流速係数
	i	—	こう配
	n	—	粗度係数
	A	m <sup>2</sup>	流路断面積
	Q <sub>D</sub>	m <sup>3</sup> /h	床面及びドレン配管を流れる漏えい水の流量
	m	m	平均深さ
	L	m	床面及びドレン配管のぬれ縁長さ
L <sub>7</sub>	m	ドレン配管入口までの床面距離	
L <sub>8</sub>	m	ドレン配管の長さ	

### 3.3.4 検出時間の算出

検出時間の評価方法に基づき、漏えい水が蒸気になる割合及び記号の定義を踏まえ各装置での漏えい検出時間を算出する。

#### (1) ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の検出時間

- a. ドライウェル冷却系冷却器までの蒸気到達時間（配管～ドライウェル冷却系冷却器）： $T_1$

RCPB 配管からの漏えいのうち、蒸気分は保温材継目より直ちに保温材外に出ると考える。漏れ出た蒸気は、やがてドライウェル冷却系冷却器の冷却コイルに達し、冷却されて凝縮水となる。

本項では、RCPB 配管から漏えいした蒸気がドライウェル冷却系冷却器の冷却コイルに達し、冷却が開始されるまでの時間を評価する。

RCPB 配管が設置されている空間の空気はドライウェル冷却系送風機により強制的に循環することから、RCPB 配管から漏えいした蒸気がドライウェル冷却系冷却器の冷却コイルに達する最長経路は、漏えい蒸気を含む原子炉格納容器内の空気がドライウェル冷却系送風機により一巡する経路であると考えられる。したがって、ドライウェル冷却系冷却器の冷却コイルまでの到達時間は、安全側に評価して、原子炉格納容器内の空気がドライウェル冷却系送風機により一巡する時間  $T_1$  を求める。

$$T_1 = \frac{V}{Q_G}$$

- b. 凝縮水量が平衡に到達する時間（凝縮水量平衡到達時間）： $T_2$

RCPB 配管から漏えいした蒸気により、一定の時間をかけて原子炉格納容器内の湿分が増加するとともに、ドライウェル冷却系冷却器における凝縮水量が増加するが、最終的には漏えい蒸気量とドライウェル冷却系冷却器における凝縮水量が同量になり、原子炉格納容器内の状態が平衡状態に達する。

本項では、漏えい蒸気量とドライウェル冷却系冷却器における凝縮水量が同量になるまでの時間を評価する。

ドライウェル冷却系冷却器の冷却コイルで冷却された凝縮水が平衡に達するために必要な時間  $T_2$  は、以下の式の原子炉格納容器内の湿分の時間変化量（左辺）と原子炉格納容器内部への漏えい量及び凝縮量（右辺）により微分方程式及び初期条件  $t=0$  において、 $X=X_0$  が成り立ち、これらを解くことにより式 (3. 1) に示す凝縮水量  $Q$  と凝縮開始後の経過時間  $t$  との関係により求めることができる。具体的には、式 (3. 1) の結果から凝縮水が平衡に達する時間として評価し、凝縮水量が平衡に達する時間  $T_2$  は、凝縮水量  $Q$  が漏えい量  $Q_1$  の 90% 以上と

なる平衡到達時間とする。

なお、 $0.23\text{m}^3/\text{h}$  ( $3.8\text{l}/\text{min}$ ) に相当する漏えいを検出し、警報を発信するための設定値は、凝縮水量 $Q$ が漏えい量 $Q_1$ の90%となる値に設定する。

(図 3-4「凝縮水量平衡時間算出の概略図」参照)

$$V \cdot \frac{dX}{dt} = Q_1 - Q_F \cdot (X - X_0)$$

初期条件  $t = 0, X = X_0$  で解き、凝縮水量 $Q$ について整理すると下記となる。

$$Q = Q_F \cdot (X - X_0)$$

$$= Q_1 \left( 1 - e^{-\frac{Q_F}{V} \cdot t} \right) \dots \dots \dots (3. 1)$$

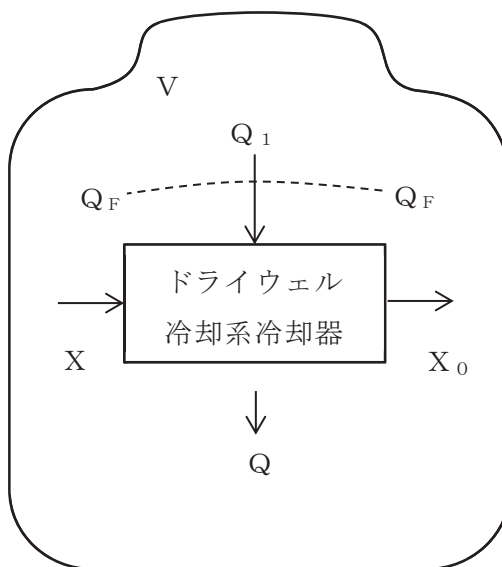


図 3-4 凝縮水量平衡時間算出の概略図

なお、本評価時間は、原子炉格納容器の体積が大きいため、徐々に変化するとともに、蒸気分の検出時間の評価として最も大きな値となることから、ドライウエル冷却系冷却器までの蒸気到達時間 $T_1$ 及びドレン配管移送時間 $T_3$ の一部が包絡される。

- c. ドレン配管移送時間（ドライウエル冷却系冷却器～ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置）： $T_3$

ドライウエル冷却系冷却器にて凝縮した凝縮水はドレン配管を通過してドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置に導かれる。

本項では、凝縮水がドライウエル冷却系冷却器のドレン配管を經由し、ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置に到達するまでの時間を評価する。

ドライウエル冷却系冷却器からドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置までの呼び径 50A のドレン配管（内径 0.0527m）には 1/100 のこう配が施されているため，ドレン配管を流れる平均流速  $v_3$  を，シェジー形の公式及びガングェ・クッタの経験式（「新版機械工学便覧」（1987 年 4 月日本機械学会編）A5-11.8 項より）から算出することにより，ドレン配管移送時間  $T_3$  を求める。

（図 3-5「ドレン配管の概略図」参照）

なお，本計算は，ドライウエル冷却系冷却器からドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置までのドレン配管のうち，全長が最も長くなる配管長により評価している。

$$v = C \sqrt{m \cdot i}$$

$$C = \frac{23 + (1/n) + (0.00155/i)}{1 + \{23 + (0.00155/i)\} \cdot (n/\sqrt{m})}$$

$$T_3 = \frac{L_3}{v_3}$$

$$Q_D = v \cdot A \cdot 3600$$

$$m = A / L$$

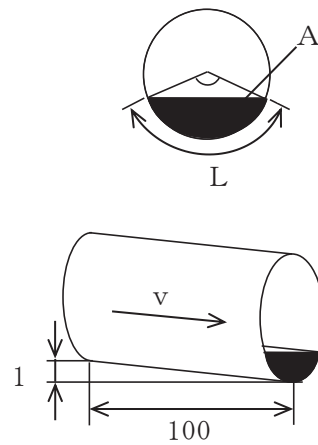


図 3-5 ドレン配管の概略図

d. ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の検出遅れ時間：  $T_4$

ドレン配管に流入した凝縮水は，ドレン配管に設置したドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置で検出し容積式流量検出器からのパルス信号を，変換器にて電流信号へ変換し，床漏えい検出表示盤内の演算装置にて流量信号へ変換し監視する。パルス信号積算値出力は 1 分毎に更新され，変換器の出力は 1 分間のパルス信号積算値出力を 1 分間保持する設計としていることから，ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の検出遅れ時間を 2 分とする。

## (2) ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間（蒸気分）

- a. ドライウェル冷却系冷却器までの蒸気到達時間（配管～ドライウェル冷却系冷却器）： $T_1$

RCPB 配管から漏えいした蒸気がドライウェル冷却系冷却器の冷却コイルに達し、冷却が開始されるまでの時間 $T_1$ は、(1)a. 項と同じ時間である。

- b. 凝縮水量が平衡に達する時間（凝縮水量平衡到達時間）： $T_2$

漏えい蒸気量とドライウェル冷却系冷却器における凝縮水量が同量になるまでの時間 $T_2$ は、(1)b. 項と同じ時間である。

- c. ドレン配管移送時間（ドライウェル冷却系冷却器～ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置）： $T_3$

凝縮水がドライウェル冷却系冷却器のドレン配管を経由し、ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置に到達するまでの時間 $T_3$ は、(1)c. 項と同じ時間である。

- d. ドレン配管移送時間（ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置～ドライウェル床ドレンサンプ）： $T_5$

ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置に導かれた凝縮水はドレン配管を通してドライウェル床ドレンサンプに導かれる。

本項では、凝縮水がドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置のドレン配管を経由し、ドライウェル床ドレンサンプに到達するまでの時間を評価する。

ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置からドライウェル床ドレンサンプまでの呼び径 80A のドレン配管（内径 0.0781m）には、ドライウェル床ドレンサンプに向かって 1/100 のこう配が施されているため、ドレン配管を流れる平均流速  $v_5$  を、(1)c. 項で用いたシェジー形の公式及びガンギェ・クッタの経験式から算出することにより、ドレン配管移送時間 $T_5$ を求める。

$$T_5 = \frac{L_5}{v_5}$$

- e. ドライウェル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間： $T_9$

ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置は、超音波式水位検出器によりドライウェル床ドレンサンプの水位を測定し、その水位から水位変化率を計算し、監視している。

ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の計測精度を考慮し、漏えい発生

から  $0.23\text{m}^3/\text{h}$  ( $3.8\text{l}/\text{min}$ ) に相当する漏えいを水位変化率により検出するために必要な時間は 14 分となる。また、演算開始とドレン流入開始のタイミングによっては検出できないことも考えられるため、演算終了から演算開始までの時間 (4 分 23 秒) も考慮する必要がある。このため検出時間は 18 分 23 秒となるが、保守的に 19 分後に検出可能と設定する。

以上より、演算時間  $T_9$  は 19 分とする。

(3) ドライウェル床ドレンサンプル水位測定装置の検出時間（液体分）

a. 保温材から漏れ出るまでの時間（保温材内滞留時間）： $T_6$

原子炉冷却材配管は保温材（金属保温）を設置しており，保温材は水が滞留しないよう設計されているが，保温材から漏えい水が漏れ出るまでの時間 $T_6$ は，保守的に漏えい水が2分割の一部の保温材及び保温材と原子炉冷却材配管のすき間の2分割部分に滞留後（保温材は円周方向に一体構造のものではなく，独立に2分割された金属保温を止め合わせて取り付けていることから漏えい水は保温材内に入り込むとは考えにくい及安全側の評価をしている。）に接合部から漏れ出ると仮定し，次式により保温材内滞留時間 $T_6$ を求める。

（図 3-6 「保温材の概略図」参照）

なお，本計算は，原子炉冷却材を内包する配管の金属保温材のうち，2分割で水平配管に設置される保温材内容積が最も大きい箇所を評価している。

$$T_6 = \frac{\left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{\pi}{4} (d_1^2 - d_2^2) L_6 \right\}}{Q_2} \times 10^3$$

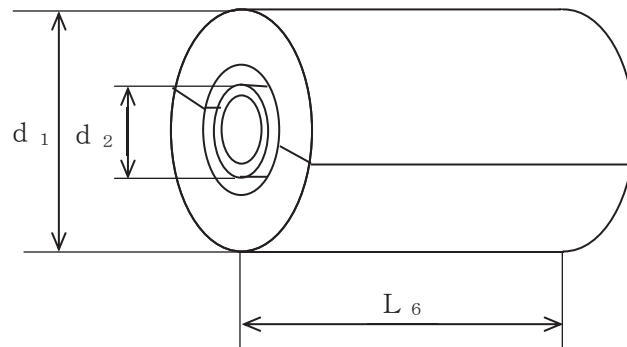


図 3-6 保温材の概略図



b. ドレン配管入口までの到達時間（保温材～ドレン配管入口）： $T_7$

保温材からの漏えい水はドライウエル床面に落下するが、床面には床ドレン受口があり、この床ドレン受口に向かって1/100のこう配が施されており、床面を流れる平均流速 $v_7$ を、(1)c.項で用いたシェジュー形の公式及びガンギェ・クッタの経験式から算出することにより、ドレン配管入口までの到達時間 $T_7$ を求める。

（図3-7「落下点～ドライウエル床ドレンサンプまでの流入経路」及び図3-8「床面概略図」参照）

なお、本計算は、ドライウエル床面のうち、ドレン配管入口（床ドレン受口）から最も離れている位置を落下点として設定し、評価している。

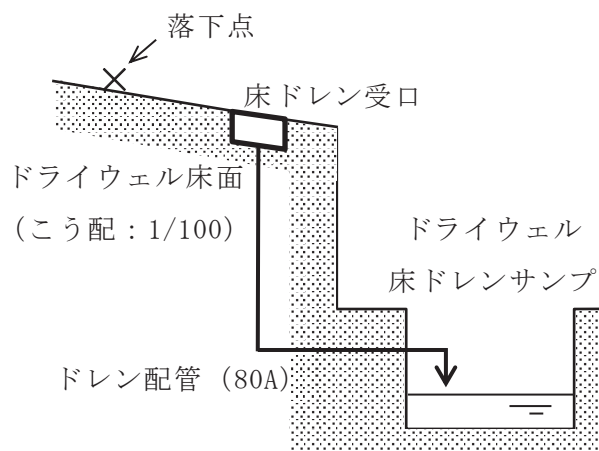


図3-7 落下点～ドライウエル床ドレンサンプまでの流入経路

$$T_7 = \frac{L_7}{v_7}$$

$$Q_D = v \cdot A \cdot 3600$$

$$m = A / L$$

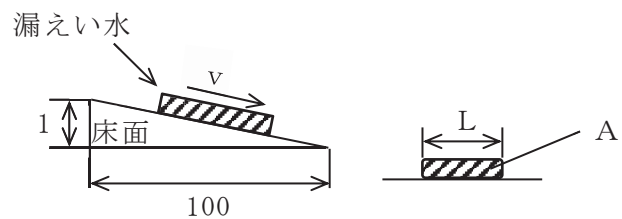


図3-8 床面概略図

c. ドレン配管移送時間（ドレン配管入口～ドライウエル床ドレンサンプ）： $T_8$

ドレン配管入口からドライウエル床ドレンサンプまでの呼び径80Aのドレン配管（内径0.0781m）には、ドライウエル床ドレンサンプに向かって1/100のこう配が施されているため、ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速 $v_8$ を、(1)c.項で用いたシェジュー形の公式及びガンギェ・クッタの経験式から算出することにより、液体分のドレン配管移送時間 $T_8$ を求める。

なお、本計算は、ドレン配管入口からドライウエル床ドレンサンプまでのドレン配管のうち、全長が最も長くなる配管長により評価している。

$$T_8 = \frac{L_8}{v_8}$$

d. ドライウエル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間： $T_9$

ドライウエル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間 $T_9$ は、(2)e.項と同じ時間である。

### 3.3.5 検出時間

「3.3.1 検出時間の評価方法」及び「3.3.2 漏えい水が蒸気になる割合」を踏まえて検出時間の算出を行った結果を図 3-9「漏えい検出時間の評価結果」及び表 3-6「漏えい検出時間の整理表」に示す。蒸気分としてドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置により漏えい量を検出するまでの時間 ( $T_1 + T_2 + T_3 + T_4$ ) は、表 3-6「漏えい検出時間の整理表 (1/4)」に示すように 32 分である。また、液体分としてドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置により漏えい量を検出するまでの時間は、表 3-6「漏えい検出時間の整理表 (4/4)」に示すように、ドライウエル冷却系冷却器からの流入時間にドライウエル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間を加算した時間 ( $T_1 + T_2 + T_3 + T_5 + T_9$ )、ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間 ( $T_6 + T_7 + T_8 + T_9$ ) のうち最大時間としても、59 分で検出可能であることから、1 時間以内に検出できる設計である。

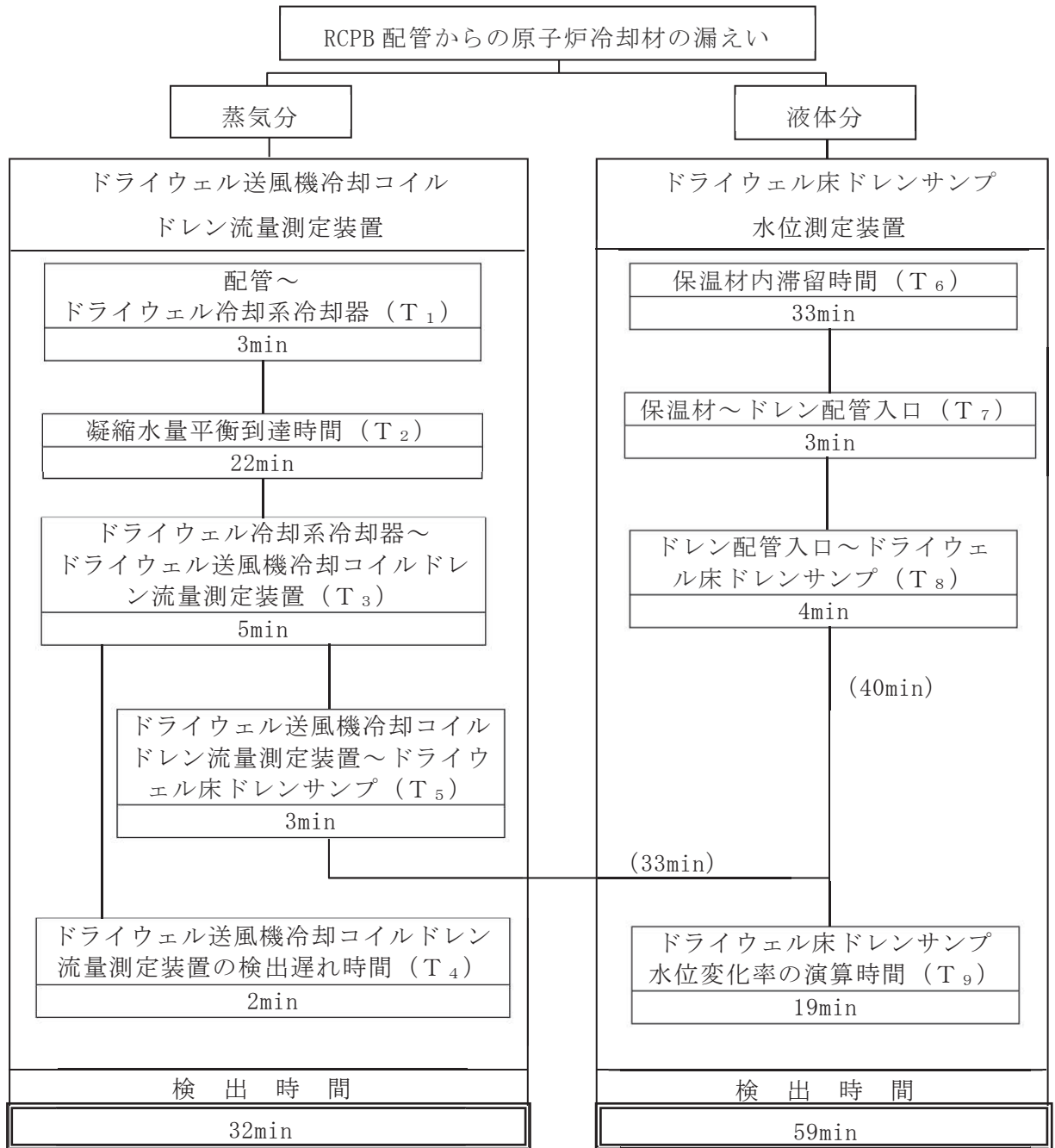




図 3-9 漏えい検出時間の評価結果

表 3-6 漏えい検出時間の整理表 (1/4)

項目		計算パラメータ		評価時間 (min)
ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の検出時間	a. ドライウエル冷却系冷却器までの蒸気到達時間 (配管～ドライウエル冷却系冷却器) : $T_1$ (min)	$V$ : ドライウエル内自由体積 ( $m^3$ )	7650	$T_1 = 3$
		$Q_G$ : ドライウエル冷却系送風機風量 ( $m^3/min$ )	 *1	
	b. 凝縮水量が平衡に達する時間 (凝縮水量平衡到達時間) : $T_2$ (min)	$V$ : ドライウエル内自由体積 ( $m^3$ )	7650	$T_2 = 22^{*2}$
		$Q_F$ : 除湿に寄与するドライウエル冷却系冷却器風量 ( $m^3/min$ )		
		$Q_1$ : 漏えい量 (蒸気分) ( $l/min$ )	1.5	
		$Q$ : ドライウエル冷却系冷却器での凝縮水量 ( $l/min$ )	(数式)	
	c. ドレン配管移送時間 (ドライウエル冷却系冷却器～ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置) : $T_3$ (min)	$v_3$ : ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速 ( $m/s$ )	0.130*3	$T_3 = 5$
		$C$ : 流速係数	23.601*3	
		$i$ : こう配	0.01	
		$n$ : 粗度係数	0.01*4	
		$A$ : 流路断面積 ( $m^2$ )	0.000097*3	
		$Q_D$ : ドレン配管を流れる漏えい水の流量 ( $m^3/h$ )	0.045	
		$m$ : 平均深さ (m)	0.00301*3	
		$L$ : ドレン配管のぬれ縁長さ (m)	0.0320*3	
d. ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の検出遅れ時間 : $T_4$ (min)		—*5	$T_4 = 2$	
検出時間合計		$T_1 + T_2 + T_3 + T_4$	32	

注記\*1: ドライウエル冷却系送風機 4 台分の風量。

\*2: 凝縮水量  $Q$  が警報設定値である漏えい量 (蒸気分)  $Q_1$  の 90% 以上となる平衡到達時間として算出。(図 3-10「凝縮水量が平衡に達する時間について」参照)

\*3: 平均深さ  $m$  を仮定し, 収束計算によって得られる値。

\*4: 「機械工学便覧」の金属配管 (黄銅管) の係数を参考に, 実機における配管仕様 (粗度係数 0.01 以下) を踏まえて設定した値。

\*5: 計算パラメータなし。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 3-6 漏えい検出時間の整理表 (2/4)

項 目		計算パラメータ		評価時間 (min)	
ドライウエル床ドレンサンプル水位測定装置の検出時間(蒸気分)	e. ドライウエル冷却系冷却器までの蒸気到達時間(配管～ドライウエル冷却系冷却器) : $T_1$ (min)	a. 項と同じ	a. 項と同じ	$T_1 = 3$	
	f. 凝縮水量が平衡に達する時間(凝縮水量平衡到達時間) : $T_2$ (min)	b. 項と同じ	b. 項と同じ	$T_2 = 22$	
	g. ドレン配管移送時間(ドライウエル冷却系冷却器～ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置) : $T_3$ (min)	c. 項と同じ	c. 項と同じ	$T_3 = 5$	
	h. ドレン配管移送時間(ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置～ドライウエル床ドレンサンプル) : $T_5$ (min)	$v_5$ : ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速 (m/s)		$0.156^{*1}$	$T_5 = 3$
		C : 流速係数		$25.664^{*1}$	
		i : こう配		0.01	
		n : 粗度係数		$0.01^{*2}$	
		A : 流路断面積 (m <sup>2</sup> )		$0.000160^{*1}$	
		$Q_D$ : ドレン配管を流れる漏えい水の流量 (m <sup>3</sup> /h)		0.090	
		m : 平均深さ (m)		$0.00372^{*1}$	
L : ドレン配管のぬれ縁長さ (m)			$0.0430^{*1}$		
L <sub>5</sub> : ドレン配管の長さ (m)		25			
i. ドライウエル床ドレンサンプル水位変化率の演算時間 : $T_9$ (min)	— <sup>*3</sup>			$T_9 = 19$	
検出時間合計	$T_1 + T_2 + T_3 + T_5 + T_9$			52	

注記\*1 : 平均深さmを仮定し、収束計算によって得られる値。

\*2 : 「機械工学便覧」の金属配管(黄銅管)の係数を参考に、実機における配管仕様(粗度係数0.01以下)を踏まえて設定した値。

\*3 : 計算パラメータなし。

表 3-6 漏えい検出時間の整理表 (3/4)

項目		計算パラメータ		評価時間 (min)
ドライウエル床ドレンサンプル水位測定装置の検出時間 (液体分)	j. 保温材から漏れ出るまでの時間 (保温材内滞留時間) : $T_6$ (min)	$d_1$ : 保温材外径 (m)	0.735	$T_6 = 33$
		$d_2$ : 配管外径 (m)	0.5206	
		$L_6$ : 保温材最大長さ (m)	0.700	
		$Q_2$ : 漏えい量 (液体分) ( $\ell/\text{min}$ )	2.3	
	k. ドレン配管入口までの到達時間 (保温材～ドレン配管入口) : $T_7$ (min)	$v_7$ : 床面を流れる漏えい水の平均流速 (m/s)	$0.045^{*1}$	$T_7 = 3$
		C : 流速係数	$11.540^{*1}$	
		i : こう配	0.01	
		n : 粗度係数	$0.013^{*2}$	
		A : 流路断面積 ( $\text{m}^2$ )	$0.000847^{*1}$	
		$Q_D$ : 床面を流れる漏えい水の流量 ( $\text{m}^3/\text{h}$ )	0.138	
		m : 平均深さ (m)	$0.00154^{*1}$	
		L : 床面のぬれ縁長さ (m)	$0.55^{*3}$	
	l. ドレン配管移送時間 (ドレン配管入口～ドライウエル床ドレンサンプル) : $T_8$ (min)	$v_8$ : ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速 (m/s)	$0.183^{*1}$	$T_8 = 4$
		C : 流速係数	$27.499^{*1}$	
		i : こう配	0.01	
		n : 粗度係数	$0.01^{*4}$	
		A : 流路断面積 ( $\text{m}^2$ )	$0.000209^{*1}$	
		$Q_D$ : ドレン配管を流れる漏えい水の流量 ( $\text{m}^3/\text{h}$ )	0.138	
		m : 平均深さ (m)	$0.00443^{*1}$	
L : ドレン配管のぬれ縁長さ (m)	$0.0473^{*1}$			
m. ドライウエル床ドレンサンプル水位変化率の演算時間 : $T_9$ (min)	i. 項と同じ		$T_9 = 19$	
検出時間合計		$T_6 + T_7 + T_8 + T_9$		59

注記\*1 : 平均深さmを仮定し、収束計算によって得られる値。

\*2 : 「機械工学便覧」の純セメント平滑面の係数を参考に設定した値。

\*3 : 実測値に基づき設定した値。

\*4 : 「機械工学便覧」の金属配管 (黄銅管) の係数を参考に、実機における配管仕様 (粗度係数 0.01 以下) を踏まえて設定した値。

表 3-6 漏えい検出時間の整理表 (4/4)

項目	計算パラメータ	評価時間 (min)
ドライウェル床ドレンサンプの水位変化率検出時間	ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間 (蒸気分) ( $T_1 + T_2 + T_3 + T_5 + T_9$ )	52
	ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間 (液体分) ( $T_6 + T_7 + T_8 + T_9$ )	59
検出時間	上記検出時間の最大時間	59

O 2 ⑥ VI-1-4-1 R 4

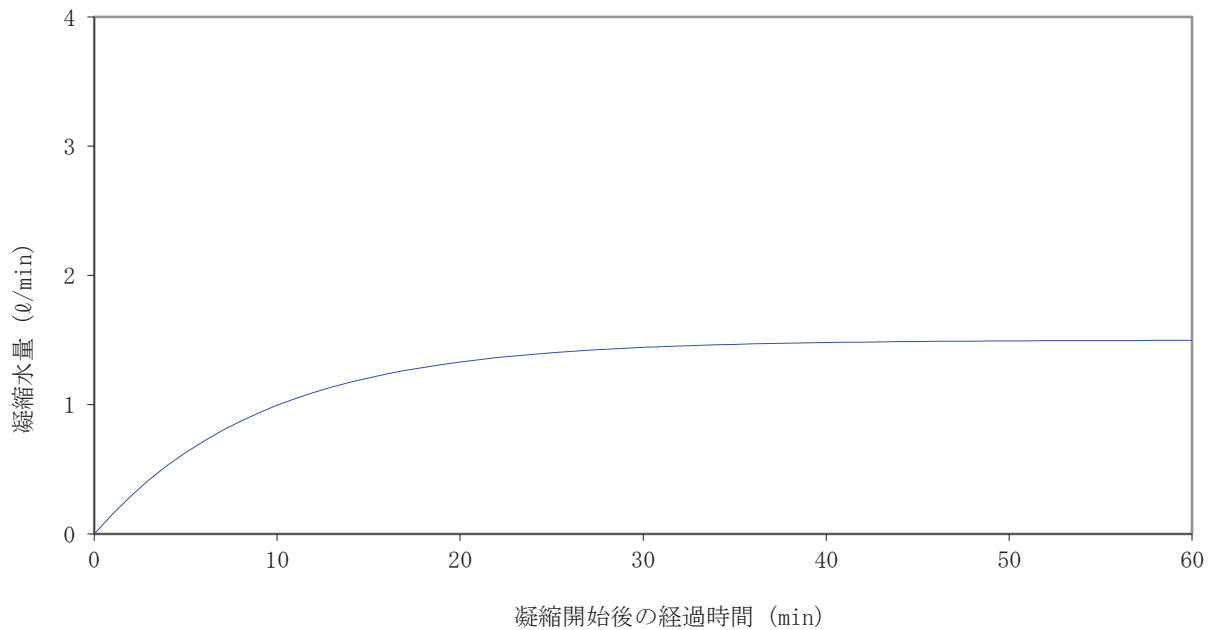


図 3-10 凝縮水量が平衡に達する時間について

### 3.3.6 原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲の拡大が検出時間に与える影響

原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲の拡大が検出時間に与える影響を評価するために、原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲から漏えいが発生した場合の漏えい時間が、蒸気分及び液体分のそれぞれについて表 3-6「漏えい検出時間の整理表」で整理した検出時間に包絡されているかを確認する。

#### (1) 蒸気分の漏えい

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲からの漏えいのうち蒸気分は、保温材継目より直ちに保温材外にでるため、従前の RCPB 配管からの漏えいと同様にドライウエル冷却系冷却器で冷却・凝縮し、ドレン配管に設置したドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置により検出される。よって、表 3-6「漏えい検出時間の整理表」における RCPB 配管からの漏えい水（蒸気分）の検出時間である  $T_1 + T_2 + T_3 + T_5 + T_9 = 52$  分に包絡される。

#### (2) 液体分の漏えい

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲からの漏えいのうち液体分は、従前の RCPB 配管からの漏えいと同様に保温材で一定時間滞留した後に、ドライウエル床面に漏えいする。その後、ドライウエル床面から床ドレン受口へ流れ、ドレン配管を経て、ドライウエル床ドレンサンプに流入し、ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置により検出される。

表 3-6「漏えい検出時間の整理表」における RCPB 配管からの漏えい水（液体分）の検出時間は、原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲を含めた原子炉冷却材配管のうち、最も保温材内容積の大きい箇所かつ最も移送時間が長くなる経路により漏えい検出時間を評価したものであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲からの漏えいのうち液体分についても、従前の RCPB 配管からの漏えい水（液体分）の検出時間である  $T_6 + T_7 + T_8 + T_9 = 59$  分に包絡される。

#### (3) 評価結果

(1)(2)より、本評価においては原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲も含め、保守的な条件を設定していることから、原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲での漏えいを検出する時間は、表 3-6「漏えい検出時間の整理表」で整理した検出時間に包絡される。



### 3.3.7 コリウムシールドが検出時間に与える影響

コリウムシールドが検出時間に与える影響を評価するために、原子炉格納容器下部で漏えいが発生した場合の漏えい時間が、蒸気分及び液体分のそれぞれについて表 3-6「漏えい検出時間の整理表」で整理した検出時間に包絡されているかを確認する。

#### (1) 蒸気分の漏えい

原子炉格納容器下部での漏えいのうち蒸気分は、RCPB 配管からの漏えいと同様にドライウエル冷却系冷却器で冷却・凝縮し、ドレン配管に設置したドライウエル送風機冷却コイルドレン流量測定装置により検出される。よって、表 3-6「漏えい検出時間の整理表」における RCPB 配管からの漏えい水（蒸気分）の検出時間である  $T_1 + T_2 + T_3 + T_5 + T_9 = 52$  分に包絡される。

#### (2) 液体分の漏えい

原子炉格納容器下部での漏えいのうち液体分は、原子炉格納容器下部の配管のき裂開口部から、原子炉格納容器下部床面に漏えいする。その後、原子炉格納容器下部床面からドレン配管受口へ流れ、ドレン配管を経て、ドライウエル床ドレンサンプリングに流入し、ドライウエル床ドレンサンプリング水位測定装置により検出される。

コリウムシールドを設置することにより、ドレン配管受口に滞留部ができ、漏えい水の移送時間が長くなるため、コリウムシールドを設置しない場合と比べて検出時間が 1 分長くなる。但し、表 3-6「漏えい検出時間の整理表」における RCPB 配管からの漏えい水（液体分）の検出時間は、原子炉冷却材配管のうち、最も保温材内容積の大きい箇所かつ最も移送時間が長くなる経路により漏えい検出時間を評価したものであり、原子炉格納容器下部での漏えいのうち液体分についても、RCPB 配管からの漏えい水（液体分）の検出時間である  $T_6 + T_7 + T_8 + T_9 = 59$  分に包絡される。

#### (3) 評価結果

(1)(2)より、本評価においては原子炉格納容器下部での漏えいも含め、保守的な条件を設定していることから、原子炉格納容器下部での漏えいを検出する時間は、表 3-6「漏えい検出時間の整理表」で整理した検出時間に包絡される。

4. 漏えいを監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲

4.1 ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の計測範囲及び警報動作範囲

ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の計測範囲は、RCPB 配管からのドライウェル内への漏えい流体の全漏えい量  $0.23\text{m}^3/\text{h}$  ( $3.8\text{l}/\text{min}$ ) に相当する凝縮水を計測できるよう  $0\sim 5\text{l}/\text{min}$  を設定する。

警報動作範囲は、 $0\sim 5\text{l}/\text{min}$  で設定可能であり、全漏えい量  $0.23\text{m}^3/\text{h}$  ( $3.8\text{l}/\text{min}$ ) の蒸気分 ( $1.5\text{l}/\text{min}$ ) の漏えいに相当する流量になる前 ( $1.35\text{l}/\text{min}$ ) に、流量高の警報を中央制御室に発信する。なお、警報動作流量以上の流量では、警報動作状態を継続する。

(図 4-1 「ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の計測範囲」参照。)

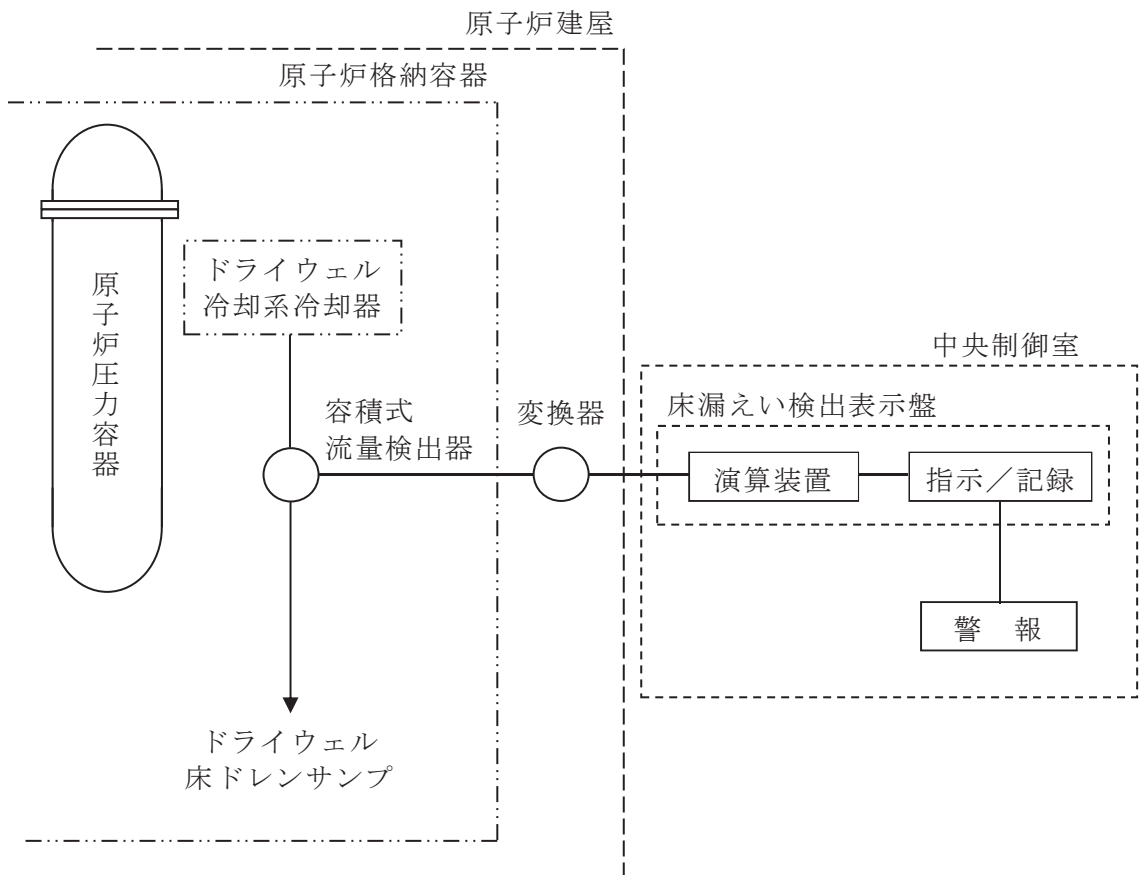


図 4-1 ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置の計測範囲

#### 4.2 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の計測範囲及び警報動作範囲

ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の計測範囲は、RCPB 配管からのドライウェル内への漏えい流体の全漏えい量  $0.23\text{m}^3/\text{h}$  ( $3.8\text{l}/\text{min}$ ) の流入量（ドライウェル床ドレンサンプにおける 1 時間の水位上昇は  $102\text{mm}$  に相当）が計測できるよう  $0\sim 1900\text{mm}$  を設定する。

警報動作範囲は、 $0\sim 1900\text{mm}$  で設定可能であり、全漏えい量  $0.23\text{m}^3/\text{h}$  ( $3.8\text{l}/\text{min}$ ) の漏えいに相当する水位変化率 ( $23\text{mm}/14\text{min}$ ) になると水位変化率高の警報を中央制御室に発信する。なお、警報動作水位変化率以上の変化率では、警報動作状態を継続する。

（図 4-2 「ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の計測範囲」参照。）

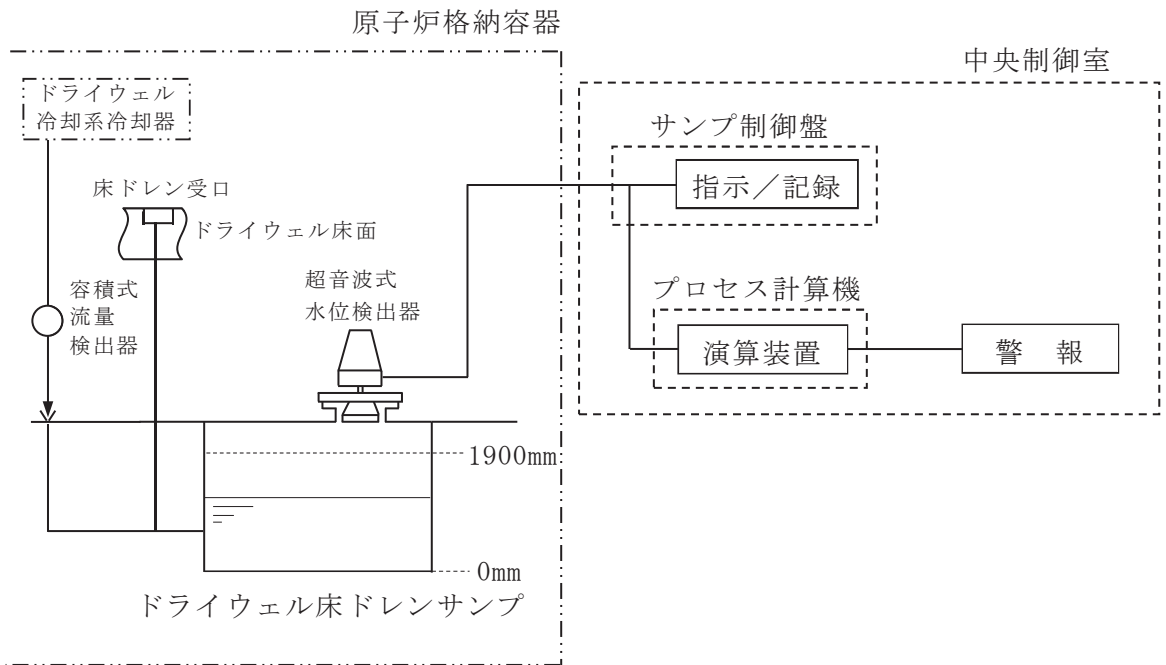


図 4-2 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の計測範囲

## VI-1-4-2 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書

## 目 次

1. 概要	1
2. 評価範囲	1
3. 基本方針	1
4. 配管内円柱状構造物の流力振動評価	2
5. 配管の高サイクル熱疲労に関する評価	2
6. まとめ	2

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第19条及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に基づき、原子炉冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁が、原子炉冷却材の循環、沸騰その他の挙動により生じる流体振動、又は温度差のある流体の混合その他の挙動により生じる温度変動により損傷を受けない設計となっていることを説明する。

## 2. 評価範囲

今回の評価範囲は、「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の解釈」に基づき、原子炉冷却材圧力バウンダリの一部が拡大されることに伴い、以下の範囲の主配管（以下「RCPB 拡大範囲」という。）内の設備を対象とする。

- ・ E11-F018A, B（残留熱除去系 A, B 系停止時冷却注入隔離弁）から E11-F019A, B（残留熱除去系 A, B 系停止時冷却試験可能逆止弁）まで
- ・ E11-F015A, B（残留熱除去系 A, B 系停止時冷却吸込第一隔離弁）から E11-F016A, B（残留熱除去系 A, B 系停止時冷却吸込第二隔離弁まで）
- ・ E11-F021（残留熱除去系ヘッドスプレイ注入隔離弁）から E11-F022（残留熱除去系ヘッドスプレイ注入逆止弁）まで

なお、RCPB 拡大範囲以外の既設設備における配管内円柱状構造物の流体振動による損傷防止に関する評価については、「女川原子力発電所における流体振動による配管内円柱状構造物の損傷防止に関する評価結果と措置計画等の報告について」（平成18年8月10日付け東北電原設第20号）にて、既設設備における配管の高サイクル熱疲労に関する評価については、「女川原子力発電所2号機 高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する評価および検査結果報告書」（平成20年3月3日付け東北電原設第53号）にて評価し、問題ないことを確認している。

## 3. 基本方針

原子炉冷却系統、原子炉冷却材浄化系及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に係る容器、管、ポンプ及び弁は、原子炉冷却材の循環、沸騰その他の原子炉冷却材の挙動により生じる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の原子炉冷却材の挙動により生じる温度変動により損傷を受けない設計とする。

RCPB 拡大範囲の管に設置された円柱状構造物で耐圧機能を有するものに関する流体振動評価は、「J SME S 0 1 2-1998 配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」による規定に基づく手法及び評価フローに従った評価及び必要な措置を行う。

温度差のある流体の混合等で生じる温度変動により発生する配管の高サイクル熱疲労による損傷防止は、「J SME S 0 1 7-2003 配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」の規定に基づく手法及び評価フローに従って評価及び措置を実施する。

#### 4. 配管内円柱状構造物の流力振動評価

配管内に円柱状構造物を設置している場合、流れによる流体力及び励起される振動による円柱状構造物への影響を評価するが、RCPB 拡大範囲には評価対象となる配管内円柱状構造物が設置されていないため、「J S M E S 0 1 2-1998 配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」の「2. 適用範囲および対象」に該当せず、評価は不要である。

#### 5. 配管の高サイクル熱疲労に関する評価

配管に高サイクル熱疲労を引き起こす熱流動現象が作用する場所として高低温水合流部及び閉塞分岐管が考えられるが、RCPB 拡大範囲には評価対象となる高低温水合流部がなく、また、通常運転時流路の原子炉からみて第1隔離弁が閉弁で運用されており、高温水の流入がなく、閉塞分岐管であるドレンライン、ベントラインが評価対象とならないため、「J S M E S 0 1 7-2003 配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」の「2. 疲労評価上考慮すべき熱流動現象 2.2 評価対象とする現象」に該当せず、評価は不要である。

#### 6. まとめ

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

VI-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの  
有効吸込水頭に関する説明書



## 目次

1. 概要	1
2. 基本方針	2
2.1 サプレッションプールを水源とするポンプの有効NPSH	2
2.2 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの有効NPSH	2
3. 評価	3
3.1 サプレッションプールを水源とするポンプの評価方針	3
3.2 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの評価方針	3
3.3 評価対象ポンプの選定	4
3.4 評価方法	6
3.4.1 サプレッションプールを水源とするポンプの有効NPSH評価方法	6
3.4.2 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの有効NPSH評価方法	9
3.5 評価結果	10
3.5.1 サプレッションプールを水源とするポンプの有効NPSH評価結果	10
3.5.2 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの有効NPSH評価結果	12

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第32条第3項及び第54条第1項第1号並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）により、原子炉冷却系統施設の「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」のうちサプレッションプールを水源として原子炉圧力容器に注水するためのポンプが、原子炉格納容器内の圧力、水位、温度及び配管圧損並びに冷却材中の異物の影響により想定される最も小さい有効吸込水頭（以下「有効NPSH」という。）において、正常に機能することを説明するとともに、サプレッションプールを除くタンク等を水源として原子炉圧力容器に注水するためのポンプについても想定される最も小さい有効NPSHにおいて、正常に機能することを説明するものである。

また、有効NPSH以外の温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して有効に機能を発揮することについては、添付書類「VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

なお、設計基準対象施設に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請においては変更は行わない。

今回、新たに重大事故等対処設備として申請する「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」のうちサプレッションプールを水源として原子炉圧力容器に注水する残留熱除去系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及び代替循環冷却ポンプ並びにサプレッションプールを除くタンク等を水源として原子炉圧力容器に注水する高圧代替注水系タービンポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、直流駆動低圧注水系ポンプ、復水移送ポンプ、ほう酸水注入系ポンプ及び大容量送水ポンプ（タイプI）について、想定される最も小さい有効NPSHにおいて、正常に機能することを説明する。

## 2. 基本方針

### 2.1 サプレッションプールを水源とするポンプの有効NPSH

重大事故等時において，原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」としてサプレッションプールを水源として原子炉圧力容器に注水するためのポンプは，想定される原子炉格納容器内の圧力，水位，温度及び配管圧損並びに冷却材中の異物の影響によるろ過装置の性能評価により想定される最も小さい有効NPSHにおいて，正常に機能する設計とする。

### 2.2 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの有効NPSH

重大事故等時において，原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」としてサプレッションプールを除くタンク等を水源として原子炉圧力容器へ注水するためのポンプは，各水源タンク等の圧力，水位，温度及び配管圧損により想定される最も小さい有効NPSHにおいて，正常に機能する設計とする。

これらのポンプについては，異物管理された復水貯蔵タンク，ほう酸水注入系貯蔵タンク，淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）を水源とするため，異物の影響については考慮不要とする。

なお，海から取水する可能性のある大容量送水ポンプ（タイプ I）の付属品である水中ポンプには，吸込口に異物混入防止のフィルタを設置することにより，原子炉圧力容器内及び各水源タンク等内への異物混入を防止する設計とする。万一，ポンプの吸込口のフィルタが詰まった場合は，ポンプの起動停止によるフィルタ閉塞の回復及び水中ポンプの吊り上げによるフィルタ清掃が短時間で可能である。

### 3. 評価

#### 3.1 サプレッションプールを水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において、サプレッションプールを水源として原子炉压力容器へ注水するポンプは、原子炉格納容器内の圧力、水位、水源の温度及び配管圧損並びに冷却材中の異物により想定される最も小さい有効NPSHが必要吸込水頭（以下「必要NPSH」という。）を上回ることを評価する。

そのうち、原子炉冷却材喪失事故（以下「LOCA」という。）等時の対応によりサプレッションプールを水源として、原子炉压力容器に注水する場合、注水に係る最も厳しい初期条件は原子炉冷却材配管の両端破断による大破断LOCAを想定するが、破断形態は設計基準事故と同等であるため、保温材の破損影響範囲及び配管破断による保温材等の異物発生量は設計基準事故時より拡大することはない。

評価に当たっては、平成18年7月31日付け平成18・06・28原第3号にて認可された工事計画の添付書類「IV-5 非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」及び平成20年4月7日付け平成20・02・29原第30号にて認可された添付書類「IV-5 非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」を参考に、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））に準拠し評価を行う。

#### 3.2 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において、サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプは、それぞれの水源の圧力、水位、温度及び配管圧損により想定される最も小さい有効NPSHが必要NPSHを上回ることを評価する。

### 3.3 評価対象ポンプの選定

重大事故等時の対応において、原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」として原子炉圧力容器に注水するために使用するポンプ及び想定される水源を以下に示す。

- ・ 残留熱除去系ポンプ\* (水源：サブプレッションプール)
- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ (水源：復水貯蔵タンク又はサブプレッションプール)
- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ (水源：サブプレッションプール)
- ・ 高圧代替注水系タービンポンプ\* (水源：復水貯蔵タンク)
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ (水源：復水貯蔵タンク)
- ・ 直流駆動低圧注水系ポンプ (水源：復水貯蔵タンク)
- ・ 復水移送ポンプ\* (水源：復水貯蔵タンク)
- ・ 代替循環冷却ポンプ\* (水源：サブプレッションプール)
- ・ ほう酸水注入系ポンプ\* (水源：ほう酸水注入系貯蔵タンク)
- ・ 大容量送水ポンプ (タイプ I) \* (水源：淡水貯水槽 (No. 1), 淡水貯水槽 (No. 2) 又は海)

注記\*：原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」と兼用し、原子炉格納容器の除熱又は冷却に使用するポンプを示す。なお、ほう酸水注入系ポンプ及び高圧代替注水系タービンポンプは、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するために原子炉圧力容器へ注水することから、原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」と兼用しており、原子炉格納容器の除熱又は冷却に使用しない。

複数の水源を想定するポンプの評価に当たっては、評価条件が最も厳しくなる水源を想定する。

「圧力低減設備その他の安全設備」と兼用するポンプのうち、残留熱除去系ポンプ及び代替循環冷却ポンプは、「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」として原子炉圧力容器への注水に使用する場合よりも、「圧力低減設備その他の安全設備」として原子炉格納容器除熱又は冷却に使用する場合の方が、サブプレッションプールの水温が高くなり、有効NPSH評価条件として厳しいため、添付書類「VI-1-8-4 圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて有効NPSHを評価する。

原子炉隔離時冷却系ポンプは、重大事故等対処設備の水源として申請している復水貯蔵タンク（O.P.  m）が、設計基準事故時の水源として期待しているサプレッションプール（O.P.  m）よりも十分な吸込揚程を確保していることから、重大事故等対処設備としては評価対象外とする。

ほう酸水注入系ポンプは、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源として有効NPSHが確保される水位以上に確保された必要水量を原子炉圧力容器へ注水するよう設計されており、機能が要求される運転状態においては水源の圧力、温度の変化及び異物の影響はなく、ほう酸水注入系ポンプの有効NPSHは十分確保されることから、評価対象外とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）の付属品である水中ポンプは、空気を吸い込まない水位を確保するように沈めて運転するポンプであり、必要NPSHに代わる条件として運転必要最低水位（水中ポンプ内に空気を吸い込まず、ポンプが正常に機能するための最低吸込高さ）を確保するように設置することで、キャビテーションを防止する設計であることから、評価対象外とする。

また、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属品である水中ポンプにより、大容量送水ポンプ（タイプ I）の必要NPSHを上回る押込水頭が大容量送水ポンプ（タイプ I）の吸込側にかかるように設計されており、大容量送水ポンプ（タイプ I）の有効NPSHは十分確保されることから、評価対象外とする。

したがって、本資料では、以下のポンプの重大事故等時の有効NPSHを評価する。

- ・ 高压炉心スプレイ系ポンプ （水源：サプレッションプール）  
（1074 m<sup>3</sup>/h）
- ・ 低压炉心スプレイ系ポンプ （水源：サプレッションプール）  
（1074 m<sup>3</sup>/h）
- ・ 高压代替注水系タービンポンプ （水源：復水貯蔵タンク）  
（90.8 m<sup>3</sup>/h）
- ・ 直流駆動低压注水系ポンプ （水源：復水貯蔵タンク）  
（82 m<sup>3</sup>/h）
- ・ 復水移送ポンプ （水源：復水貯蔵タンク）  
（ m<sup>3</sup>/h/個\*）

注記\*：重大事故等対策の有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注入流量  m<sup>3</sup>/h/個にミニマムフロー流量  m<sup>3</sup>/h/個を考慮した値。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 3.4 評価方法

#### 3.4.1 サプレッションプールを水源とするポンプの有効NPSH評価方法

「3.3 評価対象ポンプの選定」により選定した高圧炉心スプレイ系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの有効NPSH評価については、重大事故等時の各事象のうち、個別評価が必要な事象を抽出し、その事象について最も小さい有効NPSHが必要NPSHを上回ることを評価する。

##### (1) 有効NPSH評価事象の抽出

重大事故等時の各事象における非常用炉心冷却系ストレーナの圧損に影響する評価条件を比較し、「3.3 評価対象ポンプの選定」で選定した高圧炉心スプレイ系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対して、有効NPSHの個別評価が必要な事象を以下のとおり抽出する。表3-1に設計基準事故時と重大事故等時における各事象の評価条件の比較結果を示す。

##### a. 重大事故等時の各事象におけるポンプ運転状態

重大事故等時における各事象（表3-1のaからg）のうち、a、c及びfの事象については、評価対象ポンプによるサプレッションプールを水源とした原子炉圧力容器への注水を考慮しないため個別評価対象外とする。

##### b. 有効NPSH評価条件及び発生異物量の影響

重大事故等時における各事象（表3-1のaからg）のうち、b、d、e及びgの事象については、原子炉冷却材配管の破断が生じず、保温材等の異物発生が想定されない。このうち、低圧炉心スプレイ系ポンプの評価については有効NPSH評価条件（水源の圧力、温度等）が設計基準事故時の条件に包絡されることから、個別評価対象外とする。

一方、高圧炉心スプレイ系ポンプの評価については有効NPSH評価条件のうち、サプレッションプール水の温度が設計基準事故時の条件を上回ることから、個別評価対象とする。

以上より、高圧炉心スプレイ系ポンプについて、サプレッションプール水温の上昇に伴うポンプ吸込口の条件が最も厳しくなる「d 崩壊熱除去機能喪失」の事象を想定し有効NPSH評価を実施する。

(2) 有効NPSHの評価条件

有効NPSH評価について、以下の各条件を考慮した上で評価する。

a. 事故後の原子炉格納容器圧力，サプレッションプール水の温度

各事象における水源の温度及び圧力は、事故後の経過時間とともに変化するが、サプレッションチェンバの圧力は常にサプレッションプール水温の飽和蒸気圧以上となる。

サプレッションプールを水源として有効NPSHを評価するときは、評価条件を保守的に設定するという観点より、想定されるサプレッションプール水温の飽和蒸気圧に設定し、背圧を考慮しない。

b. サプレッションプールの水位

サプレッションプールの水位は、重大事故等で想定されるサプレッションプールの最低水位を考慮する。

c. ストレーナの異物付着による圧損上昇

LOCAを想定しないため、ストレーナの異物付着による圧損上昇を考慮しない。

d. 配管圧損

ポンプの有効NPSH算定に必要な配管圧損については、配管の径、長さ、形状及び弁類の仕様並びに注水時におけるポンプの最大流量により評価した値を用いる。



表3-1 設計基準事故時と重大事故等時における各事象の評価条件の比較結果（設計基準事故時を基準）

重大事故等時における各事象 (有効性評価の事故シーケンスグループ)		S/P水源で運転 するポンプ*1	有効NPSH評価条件 (水源の圧力, 温度等)	破断形態	発生異物量		
					保温材等	化学影響生成異物	
炉心損傷がない場合	a	高圧・低圧注水機能喪失	—	—	無	—	—
	b	高圧注水・減圧機能喪失	LPCS	設計基準事故*2時に包絡	無	—	—
	c	全交流動力電源喪失	—	—	無	—	—
	d	崩壊熱除去機能喪失	HPCS	個別評価を実施	無	—	—
	e	原子炉停止機能喪失	HPCS	設計基準事故*2時に包絡	無	—	—
	f	LOCA時注水機能喪失	—	—	中小破断	設計基準事故未満	—
	g	格納容器バイパス	LPCS	設計基準事故*2時に包絡	無	—	—

注記\*1：サブプレッションプールを水源として，原子炉圧力容器へ注水するポンプを示す。

\*2：原子炉冷却材喪失事故

注： ：有効NPSHの評価対象事象，S/P：サブプレッションプール，LPCS：低圧炉心スプレイ系ポンプ，HPCS：高圧炉心スプレイ系ポンプ

### 3.4.2 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの有効NPSH評価方法

「3.3 評価対象ポンプの選定」により選定した、高圧代替注水系タービンポンプ、直流駆動低圧注水系ポンプ及び復水移送ポンプの有効NPSH評価については、吸込揚程が最も小さくなる水源の水位が最低水位となった場合の運転を想定した最も小さい有効NPSHが必要NPSHを上回ることを評価する。

#### (1) 有効NPSHの評価条件

有効NPSH評価について、以下の各条件を考慮した上で評価する。

##### a. 水源の温度

水源の温度は、復水貯蔵タンクの重大事故等時の運転温度を考慮し66℃とする。

##### b. 水源の水位

高圧代替注水系タービンポンプ及び直流駆動低圧注水系ポンプ運転時の水源の最低水位は、復水貯蔵タンクのHPCS水源切替レベルとする。

復水移送ポンプ運転時の水源の最低水位は、復水貯蔵タンクのHPCS給水ノズルレベルとする。

##### c. 水源の液面に作用する圧力

復水貯蔵タンクは大気に開放しているため、水源の液面に作用する圧力は大気圧とする。

##### d. 配管圧損

ポンプの有効NPSH算定に必要な配管圧損については、配管の径、長さ、形状及び弁類の仕様並びに原子炉圧力容器注水時におけるポンプの最大流量により評価した値を用いる。

### 3.5 評価結果

#### 3.5.1 サプレッションプールを水源とするポンプの有効NPSH評価結果

##### (1) 高圧炉心スプレイ系ポンプの有効NPSH評価結果

###### a. 有効NPSHの算定結果

高圧炉心スプレイ系ポンプの有効NPSH算定結果を表3-2に示す。また、有効NPSH評価の概略図を図3-1に示す。

表3-2 高圧炉心スプレイ系ポンプの有効NPSH算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
$H_a$ ：吸込液面に作用する絶対圧力	10.3
$H_s$ ：吸込揚程	
$H_1$ ：ポンプ吸込配管圧損	
$H_2$ ：異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損*	
$h_s$ ：ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	10.3
有効NPSH ( $H_a + H_s - H_1 - H_2 - h_s$ )	2.4

注記\*：高圧炉心スプレイ系ポンプはLOCA事象を起因とする重大事故等時において使用しないため、ストレーナの異物付着による圧損上昇を考慮しない。なお、長い側のストレーナの圧損値を左側に、短い側のストレーナの圧損値を右側に示す。

###### b. 有効NPSH評価結果

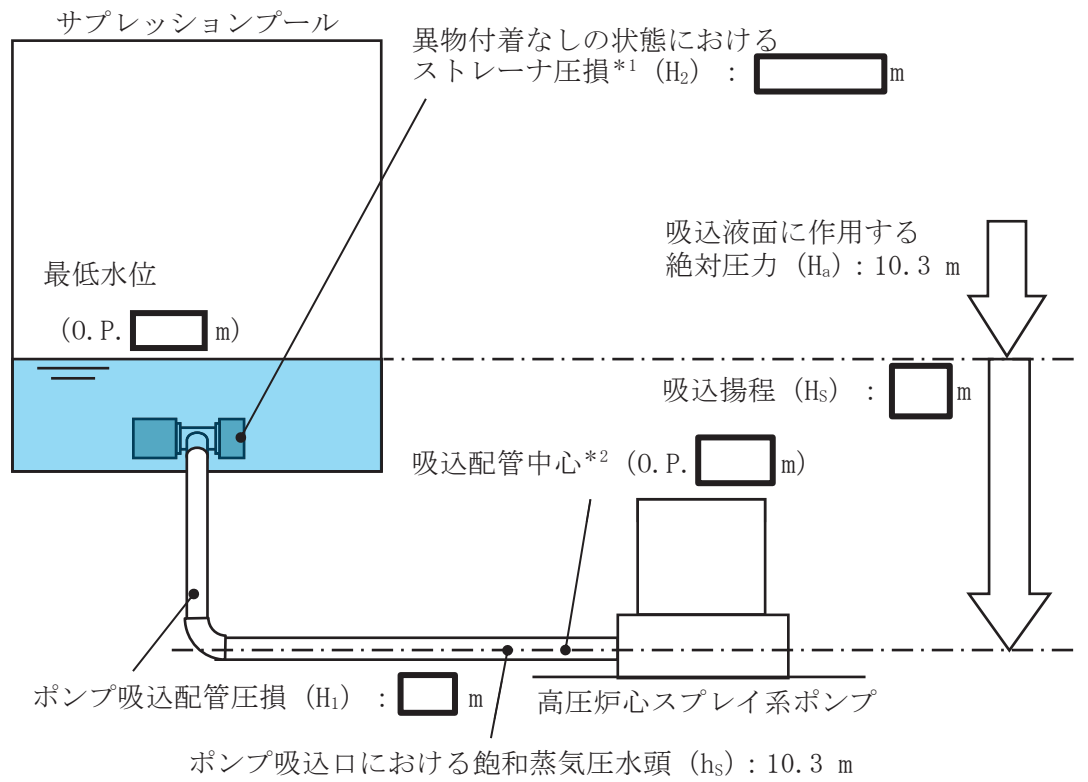
高圧炉心スプレイ系ポンプの有効NPSH評価結果を表3-3に示す。表3-3に示すとおり、重大事故等時における高圧炉心スプレイ系ポンプの有効NPSHは、必要NPSHを上回っており、高圧炉心スプレイ系ポンプの運転状態において、必要NPSHは確保されている。

表3-3 高圧炉心スプレイ系ポンプの有効NPSH評価結果

(単位：m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
高圧炉心スプレイ系ポンプ		2.4

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注記\*1 : 長い側のストレーナの圧損値を左側に、短い側のストレーナの圧損値を右側に示す。

\*2 : 有効NPSHと必要NPSH算定の基準高さを床上1mとする。

$$\text{有効NPSH } (H_a + H_s - H_1 - H_2 - h_s) \geq \text{必要NPSH}^*2$$

$$(10.3 + [ ] - 10.3) = 2.4 \text{ m} > [ ] \text{ m}$$

図3-1 高圧炉心スプレイ系ポンプの有効NPSH評価の概略図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3.5.2 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの有効NPSH評価結果

(1) 高圧代替注水系タービンポンプの有効NPSH評価結果

a. 有効NPSHの算定結果

高圧代替注水系タービンポンプの有効NPSH算定結果を表3-4に示す。また、有効NPSH評価の概略図を図3-2に示す。

表3-4 高圧代替注水系タービンポンプの有効NPSH算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
$H_a$ ：吸込液面に作用する絶対圧力	10.3
$H_s$ ：吸込揚程	
$H_1$ ：ポンプ吸込配管圧損	
$h_s$ ：ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	2.7
有効NPSH ( $H_a + H_s - H_1 - h_s$ )	17.9

b. 有効NPSH評価結果

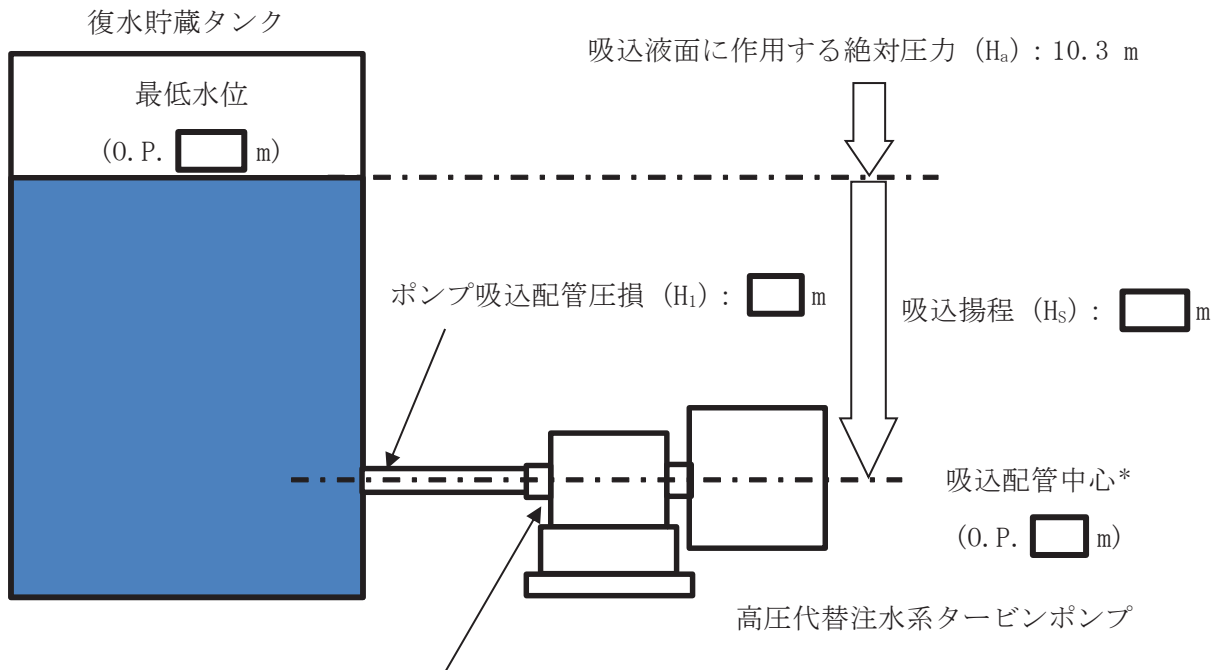
高圧代替注水系タービンポンプの有効NPSH評価結果を表3-5に示す。表3-5に示すとおり、重大事故等時における高圧代替注水系タービンポンプの有効NPSHは、必要NPSHを上回っており、高圧代替注水系タービンポンプの運転状態において、必要NPSHは確保されている。

表3-5 高圧代替注水系タービンポンプの有効NPSH評価結果

(単位：m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
高圧代替注水系タービンポンプ		17.9

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭 ( $h_s$ ) : 2.7 m

注記\* : 有効 NPSH と必要 NPSH 算定の基準高さを床上 1m とする。

<p>有効 NPSH (<math>H_a + H_s - H_1 - h_s</math>) <math>\geq</math> 必要 NPSH*</p> <p>( 10.3 + [ ] - 2.7 ) = 17.9 m &gt; [ ] m</p>
--

図 3-2 高圧代替注水系タービンポンプの有効 NPSH 評価の概略図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 直流駆動低圧注水系ポンプの有効NPSH評価結果

a. 有効NPSHの算定結果

直流駆動低圧注水系ポンプの有効NPSH算定結果を表3-6に示す。また、有効NPSH評価の概略図を図3-3に示す。

表3-6 直流駆動低圧注水系ポンプの有効NPSH算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
$H_a$ ：吸込液面に作用する絶対圧力	10.3
$H_s$ ：吸込揚程	□
$H_1$ ：ポンプ吸込配管圧損	
$h_s$ ：ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	2.7
有効NPSH ( $H_a + H_s - H_1 - h_s$ )	24.0

b. 有効NPSH評価結果

直流駆動低圧注水系ポンプの有効NPSH評価結果を表3-7に示す。表3-7に示すとおり、重大事故等時における直流駆動低圧注水系ポンプの有効NPSHは、必要NPSHを上回っており、直流駆動低圧注水系ポンプの運転状態において、必要NPSHは確保されている。

表3-7 直流駆動低圧注水系ポンプの有効NPSH評価結果

(単位：m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
直流駆動低圧注水系ポンプ	□	24.0

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

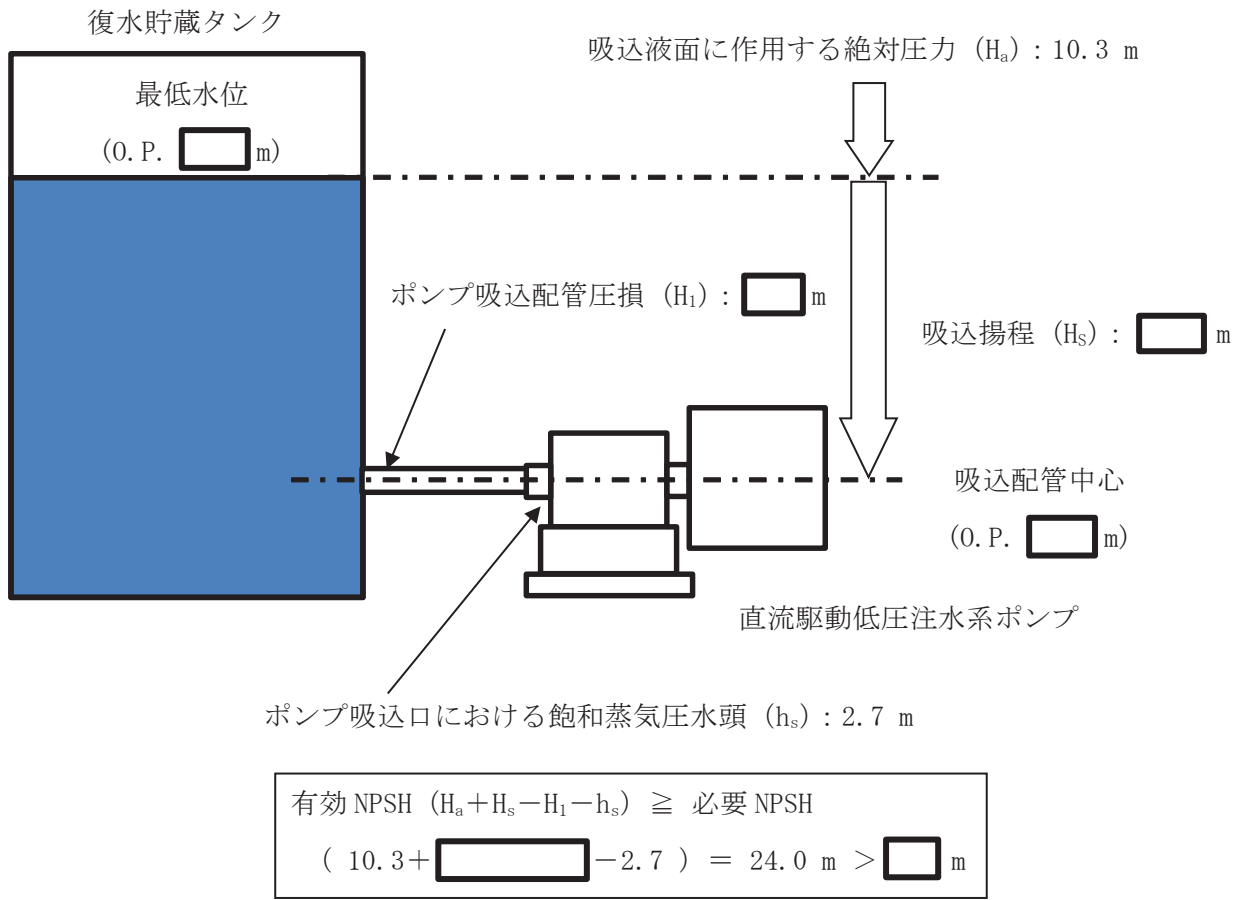


図 3-3 直流駆動低圧注水系ポンプの有効 NPSH 評価の概略図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



(3) 復水移送ポンプの有効NPSH評価結果

a. 有効NPSHの算定結果

復水移送ポンプの有効NPSH算定結果を表3-8に示す。また、有効NPSH評価の概略図を図3-4に示す。

表3-8 復水移送ポンプの有効NPSH算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
$H_a$ ：吸込液面に作用する絶対圧力	10.3
$H_s$ ：吸込揚程	
$H_1$ ：ポンプ吸込配管圧損	
$h_s$ ：ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	2.7
有効NPSH ( $H_a + H_s - H_1 - h_s$ )	14.0

b. 有効NPSH評価結果

復水移送ポンプの有効NPSH評価結果を表3-9に示す。表3-9に示すとおり、重大事故等時における復水移送ポンプの有効NPSHは、必要NPSHを上回っており、復水移送ポンプの運転状態において、必要NPSHは確保されている。

表3-9 復水移送ポンプの有効NPSH評価結果

(単位：m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
復水移送ポンプ		14.0

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

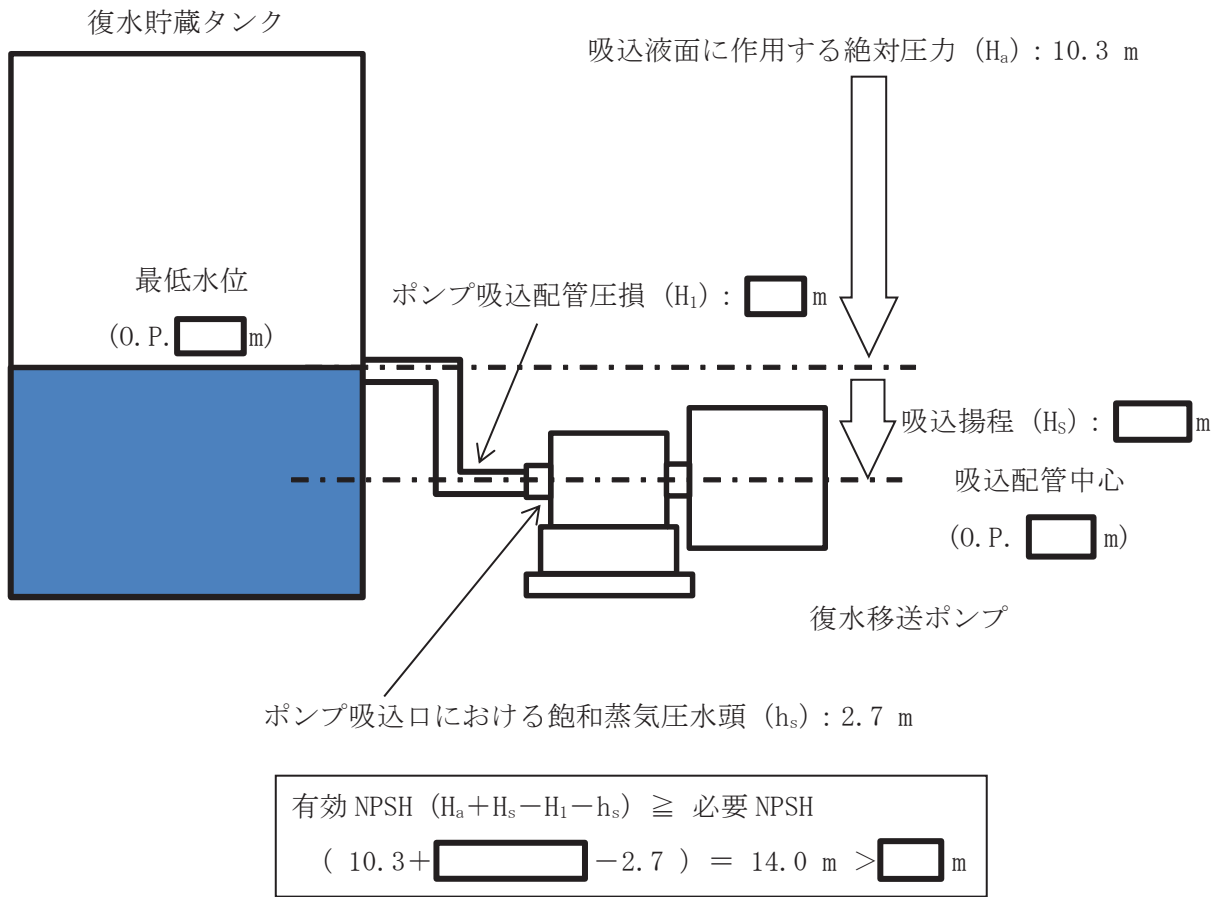


図 3-4 復水移送ポンプの有効 NPSH 評価の概略図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## VI-1-5 計測制御系統施設の説明書

## 目 次

- VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書
- VI-1-5-2 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書
- VI-1-5-3 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書
- VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書

VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報  
動作範囲に関する説明書

## 目 次

1.	概要	1
2.	基本方針	1
2.1	設計基準対象施設に関する計測	1
2.1.1	計測結果の記録の保存	1
2.1.2	安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止	1
2.2	重大事故等対処設備に関する計測	2
2.2.1	原子炉格納容器内酸素濃度及び水素濃度並びに原子炉格納容器外への排出経路の水素濃度の計測	2
2.2.2	静的触媒式水素再結合装置の動作監視及び原子炉建屋内水素濃度の計測	2
2.2.3	重大事故等の対処に必要なパラメータの計測又は推定	2
3.	計測装置の構成	4
3.1	計測装置の構成	5
3.1.1	起動領域計測装置（中性子源領域計測装置，中間領域計測装置）及び出力領域計測装置	5
3.1.2	原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力，温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置	8
3.1.3	原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置	46
3.1.4	原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置	58
3.1.5	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置	78
3.1.6	原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置	80
3.1.7	原子炉格納容器本体の水位を計測する装置	85
3.1.8	原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置	91
3.1.9	その他重大事故等対処設備の計測装置	95
3.2	計測装置の計測結果の表示，記録及び保存	123
3.2.1	計測結果の指示又は表示	123
3.2.2	設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存	123
3.2.3	重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存	123
3.3	安全保護装置	129
3.3.1	不正アクセス行為等の被害の防止	129
4.	計測装置の計測範囲及び警報動作範囲	133

別添 1 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)による格納容器内水素濃度の監視について

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第34条、第35条、第47条、第67条、第68条及び第73条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる計測制御系統施設のうち計測装置の構成、計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。併せて技術基準規則第34条及びその解釈に関わる計測装置の計測結果の記録の保存についても説明するとともに、計測装置の機能を有した安全保護装置に関して、技術基準規則第35条及びその解釈に関わる計測制御系統施設のうち安全保護装置の不正アクセス行為その他の電子計算機の使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止するために必要な措置について説明する。

なお、技術基準規則第34条及びその解釈に関わる計測装置のうち設計基準対象施設としてのみ使用する計測装置の構成及び計測範囲、技術基準規則第35条及びその解釈に関わる安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止以外の構成並びに技術基準規則第47条の計測装置の警報動作範囲に関しては、要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、計測制御系統施設のうち設計基準対象施設に関する計測結果の記録の保存及び安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止並びに重大事故等対処設備に関する計測装置の構成、計測範囲について説明する。

## 2. 基本方針

### 2.1 設計基準対象施設に関する計測

#### 2.1.1 計測結果の記録の保存

技術基準規則第34条及びその解釈に基づき、発電用原子炉の停止及び炉心の冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータの計測装置の計測結果は、原則、確実に記録計にて継続的に記録し、記録紙は取り替えて保存できる設計とし、断続的な試料の分析を行う場合は、従事者が測定結果を記録し保存できる設計とする。

#### 2.1.2 安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止

技術基準規則第35条及びその解釈に基づき、安全保護装置のうち、アナログ回路で構成する機器は、外部ネットワークとの物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止、物理的及び電氣的アクセスの制限を設けることにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作を防止すること等の措置を講じることで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による

被害を防止することができる設計とする。

安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、外部ネットワークと物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止及びウイルス等の侵入防止、物理的及び電氣的アクセスの制限を設けることにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作及びウイルス等の侵入を防止すること等の措置を講じることで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

## 2.2 重大事故等対処設備に関する計測

### 2.2.1 原子炉格納容器内酸素濃度及び水素濃度並びに原子炉格納容器外への排出経路の水素濃度の計測

技術基準規則第 67 条及びその解釈に基づき、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、監視設備である格納容器内雰囲気酸素濃度、格納容器内雰囲気水素濃度、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)は、原子炉格納容器内の雰囲気ガスの酸素濃度及び水素濃度を測定できる設計とする。また、フィルタ装置出口水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉格納容器外に水素ガスを排出する場合の排出経路における水素濃度を測定できる設計とする。これらの計測装置は、交流又は直流電源が必要な場合には、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

### 2.2.2 静的触媒式水素再結合装置の動作監視及び原子炉建屋内水素濃度の計測

技術基準規則第 68 条及びその解釈に基づき、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、水素濃度制御設備の監視設備である、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は静的触媒式水素再結合装置の作動状態を監視できる設計とする。また、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、監視設備である原子炉建屋内水素濃度は、原子炉建屋原子炉棟内に検出器を設置し、水素濃度を測定できる設計とする。これらの計測装置は、交流又は直流電源が必要な場合には、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

### 2.2.3 重大事故等の対処に必要なパラメータの計測又は推定

技術基準規則第 73 条及びその解釈に基づき、重大事故等が発生し、当該重大事



故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして、原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び酸素濃度、原子炉建屋内の水素濃度並びに未臨界の維持又は監視、最終ヒートシンクの確保の監視、格納容器バイパスの監視、水源の確保の監視に必要なパラメータの計測装置を設ける設計とするとともに、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障又は故障が疑われ、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する設計とする。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとする。

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置の計測範囲は、設計基準事故時に想定される変動範囲の最大値を考慮し、適切に対応するための計測範囲を有する設計とするとともに、重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等のパラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に、代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

また、重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等）の明確化をするとともに、パラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に、代替パラメータによる推定の対応手段等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定めて管理する。

原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度等想定される重大事故等の対応に必要な炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータは、計測又は監視及び記録できる設計とする。

また、計測結果は、中央制御室に指示又は表示し、原則、中央制御室で記録及び保存できる設計とする。

重大事故等の対処に必要なパラメータは、データ収集装置、SPDS 伝送装置及び SPDS 表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）に電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。

### 3. 計測装置の構成

重大事故等対処設備に関する計測装置の検出器から計測結果の指示又は表示，記録及び警報装置に至るシステム構成を設計基準対象施設も含め「3.1 計測装置の構成」に示す。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の計測装置による計測結果の表示，記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」にとりまとめる。

また，安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止措置については，「3.3 安全保護装置」に示す。

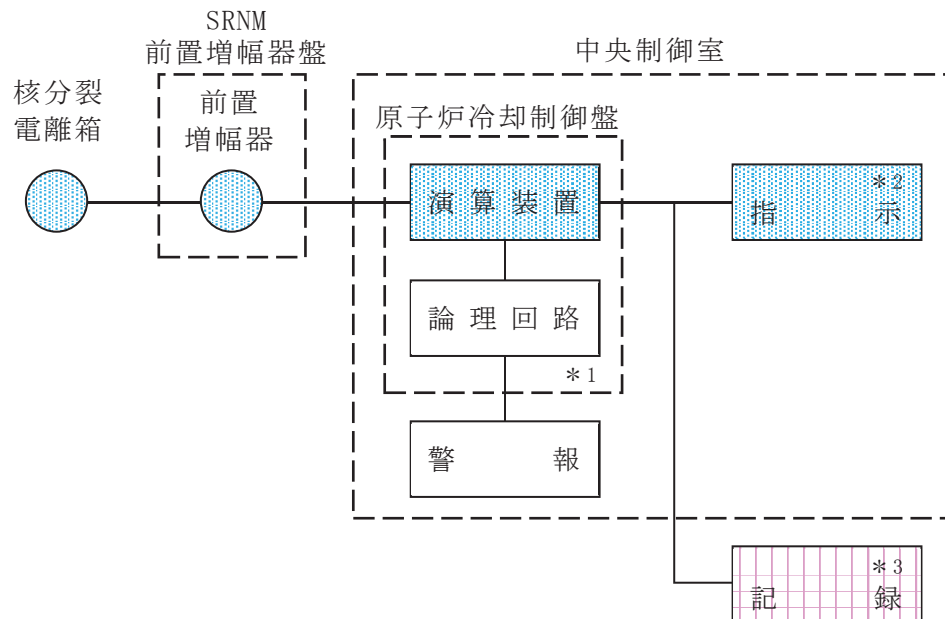
### 3.1 計測装置の構成

#### 3.1.1 起動領域計測装置（中性子源領域計測装置，中間領域計測装置）及び出力領域計測装置

##### (1) 起動領域モニタ

起動領域モニタは，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，起動領域中性子束の検出信号は，核分裂電離箱からのパルス信号を前置増幅器で増幅し，中央制御室の演算装置にて中性子束レベルに変換する処理を行った後，中性子束レベルを中央制御室に指示する。また，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（図 3.1.1-1「起動領域モニタの概略構成図」及び図 3.1.1-3「検出器の構造図（起動領域モニタ，出力領域モニタ）」参照。）



- 注記\*1：原子炉周期（ペリオド）短原子炉スクラム  
核計測装置動作不能原子炉スクラム
- \*2：記録計
- \*3：SPDS 伝送装置

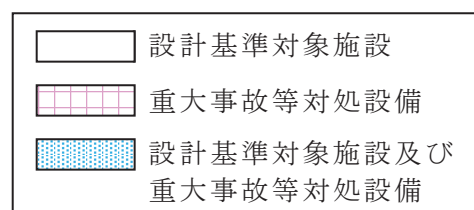
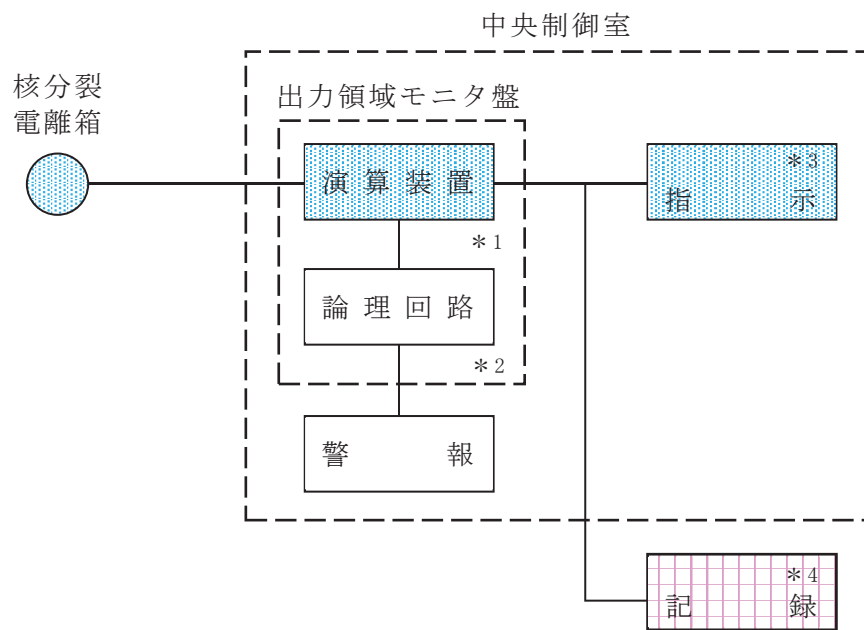


図 3.1.1-1 起動領域モニタの概略構成図

(2) 出力領域モニタ

出力領域モニタは、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、出力領域中性子束の検出信号は、核分裂電離箱からの電流信号を、中央制御室の演算装置にて中性子束レベルに変換する処理を行った後、中性子束レベルを中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3.1.1-2「出力領域モニタの概略構成図」及び図 3.1.1-3「検出器の構造図（起動領域モニタ，出力領域モニタ）」参照。)



- 注記 \*1 : 平均中性子束
- \*2 : 中性子束高原子炉スクラム  
核計測装置動作不能原子炉スクラム
- \*3 : 記録計
- \*4 : SPDS 伝送装置

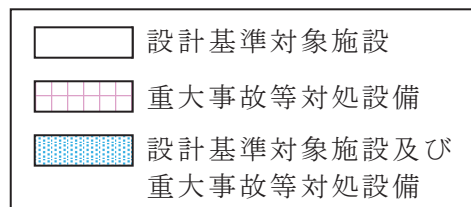


図 3.1.1-2 出力領域モニタの概略構成図

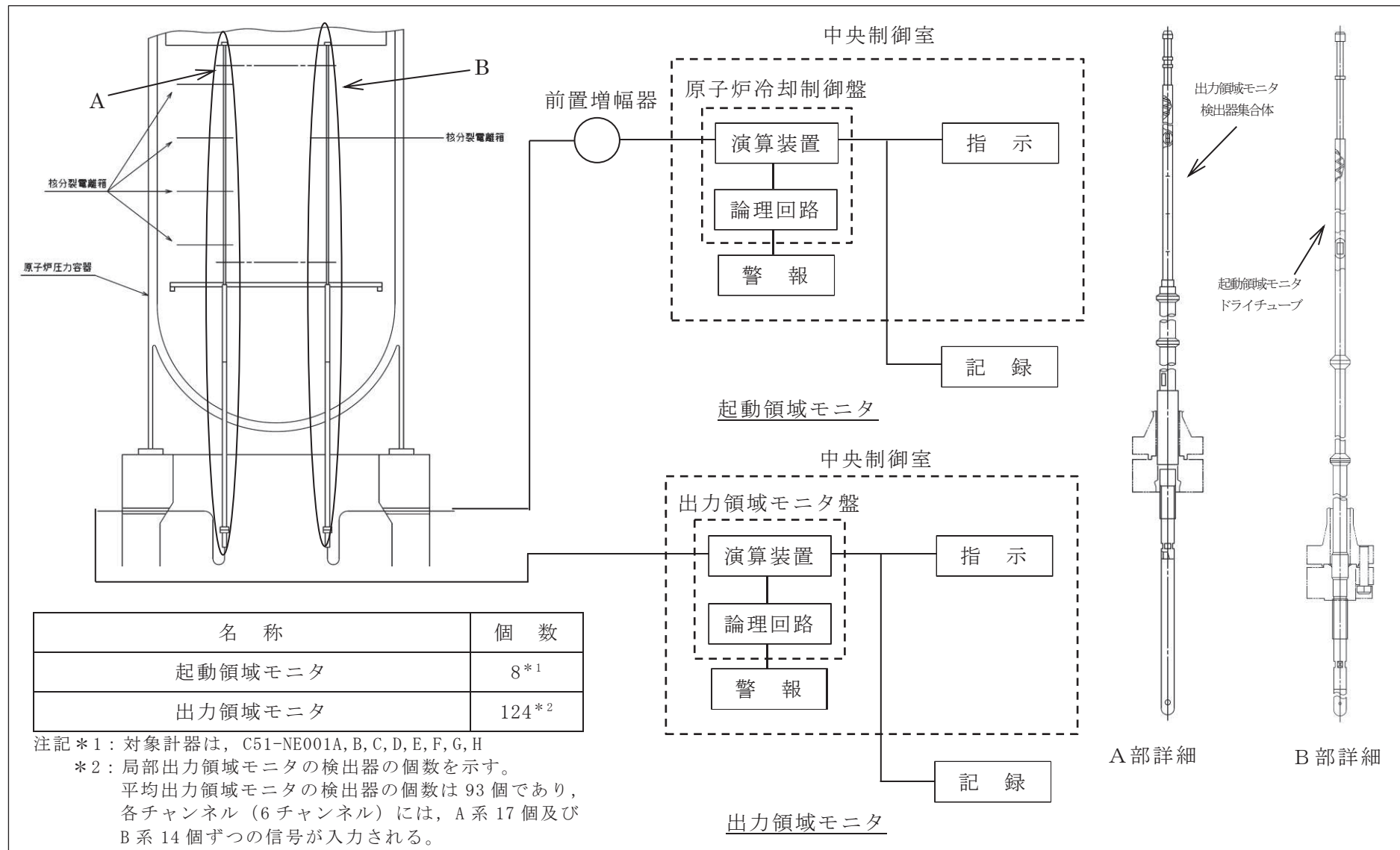


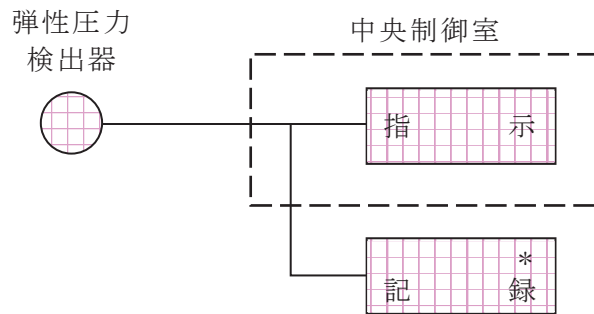
図 3.1.1-3 検出器の構造図 (起動領域モニタ, 出力領域モニタ)

3.1.2 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力，温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置

(1) 高圧代替注水系ポンプ出口圧力

高圧代替注水系ポンプ出口圧力は，重大事故等対処設備としての機能を有しており，高圧代替注水系ポンプ出口圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，高圧代替注水系ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（図 3.1.2-1「高圧代替注水系ポンプ出口圧力の概略構成図」及び図 3.1.2-2「検出器の構造図（高圧代替注水系ポンプ出口圧力）」参照。）



注記\*：SPDS 伝送装置

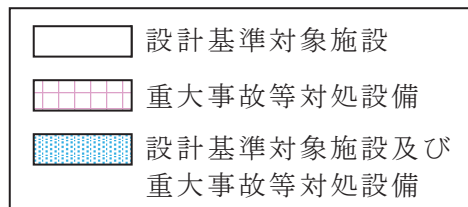


図 3.1.2-1 高圧代替注水系ポンプ出口圧力の概略構成図

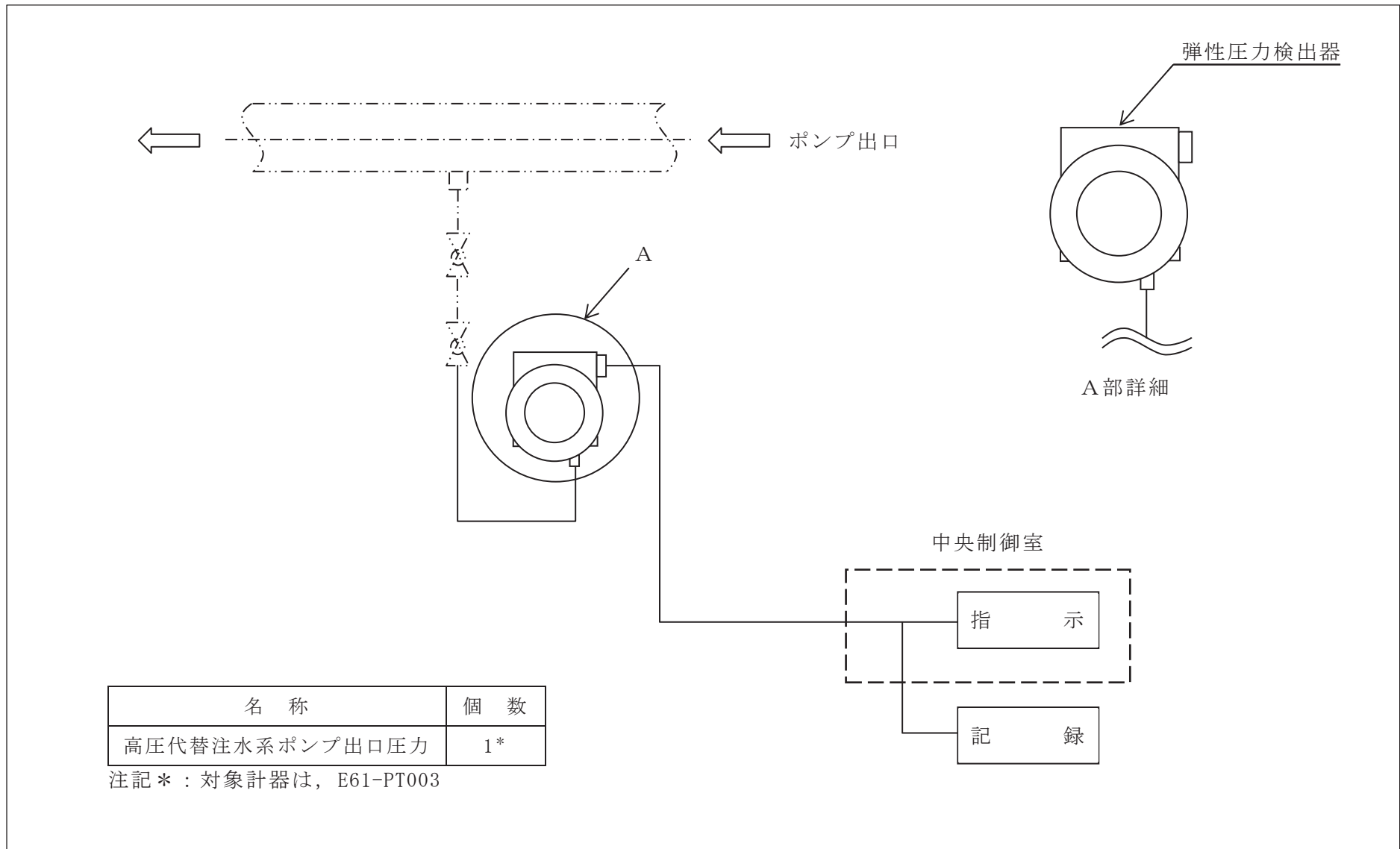


図 3.1.2-2 検出器の構造図（高圧代替注水系ポンプ出口圧力）

(2) 直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力

直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3.1.2-3「直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力の概略構成図」及び図 3.1.2-4「検出器の構造図（直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力）」参照。)

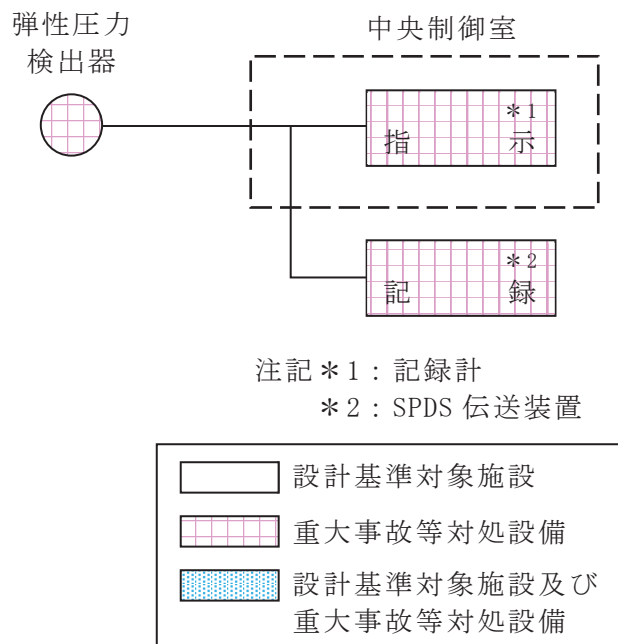


図 3.1.2-3 直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力の概略構成図



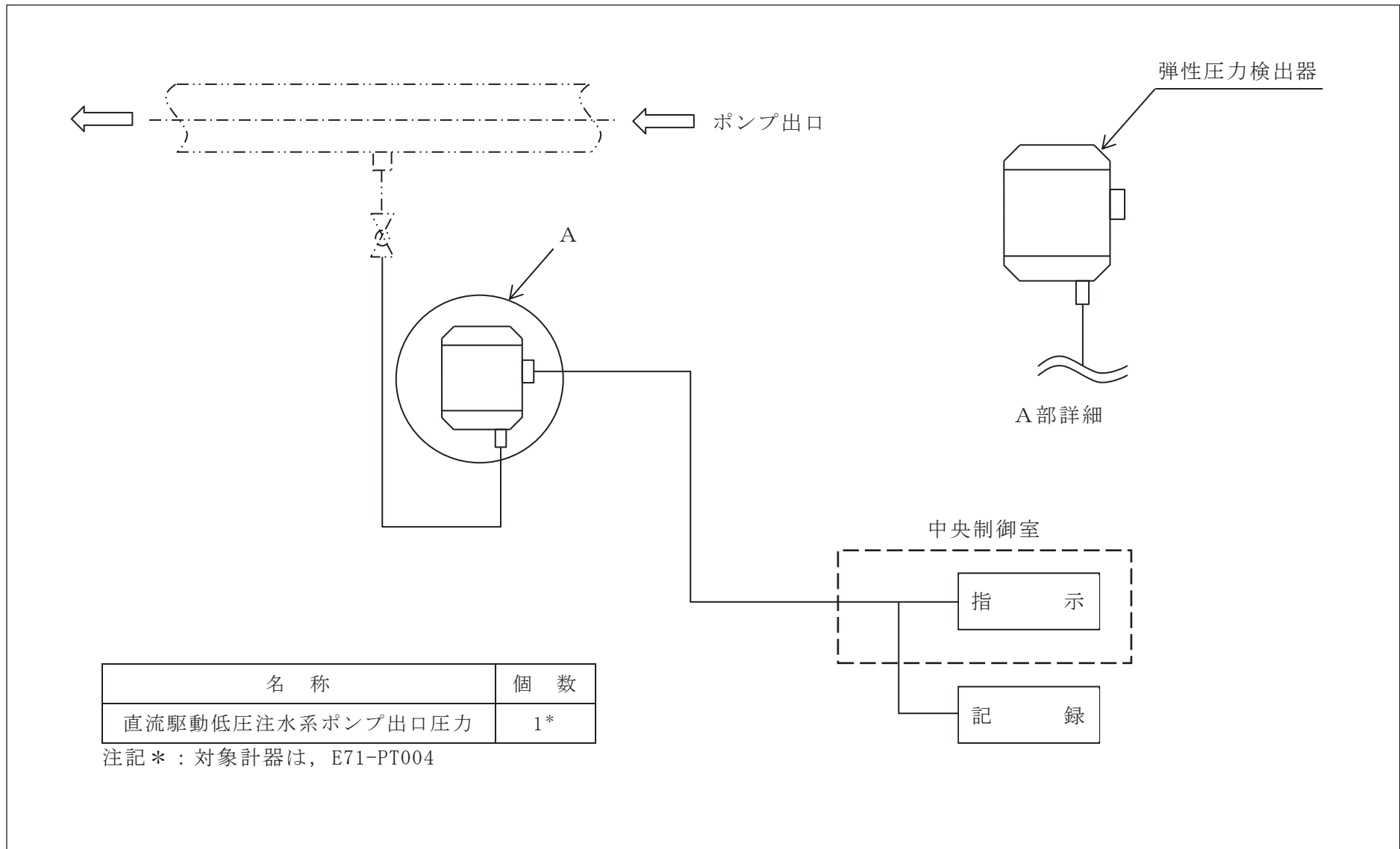
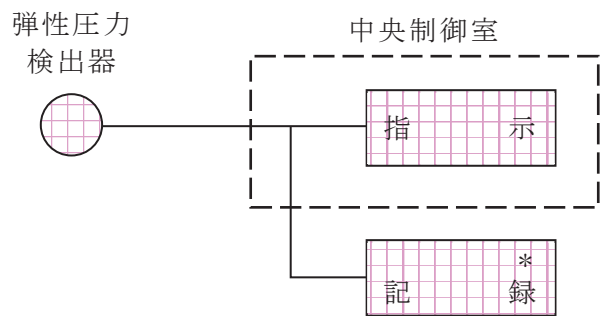


図 3.1.2-4 検出器の構造図（直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力）

(3) 代替循環冷却ポンプ出口圧力

代替循環冷却ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、代替循環冷却ポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、代替循環冷却ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3.1.2-5 「代替循環冷却ポンプ出口圧力の概略構成図」及び図 3.1.2-6 「検出器の構造図 (代替循環冷却ポンプ出口圧力)」参照。)



注記\* : SPDS 伝送装置

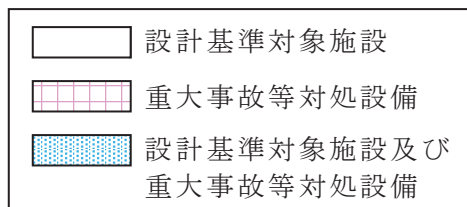


図 3.1.2-5 代替循環冷却ポンプ出口圧力の概略構成図

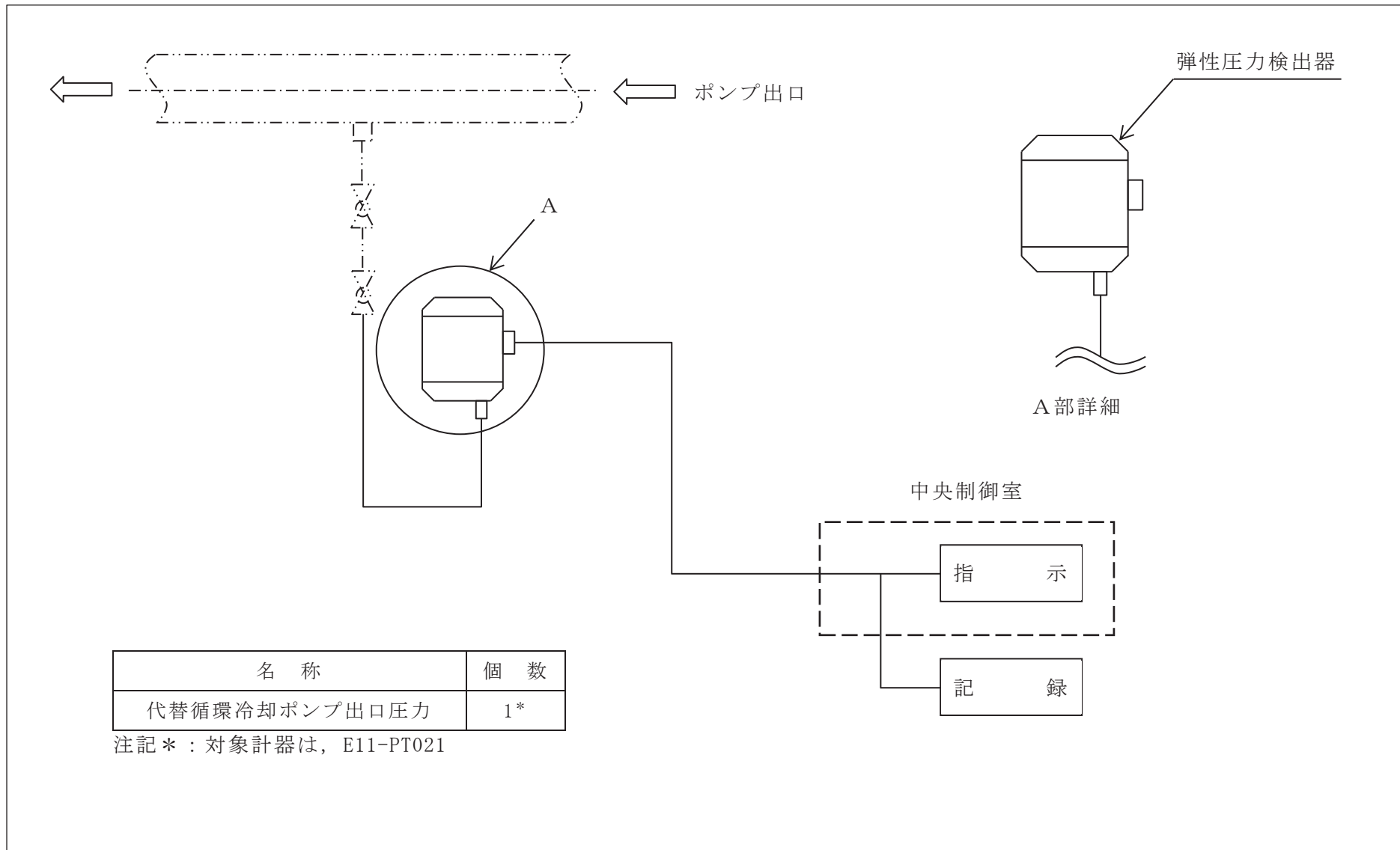


図 3.1.2-6 検出器の構造図（代替循環冷却ポンプ出口圧力）

(4) 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力

原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3.1.2-7「原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の概略構成図」及び図 3.1.2-8「検出器の構造図（原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力）」参照。)

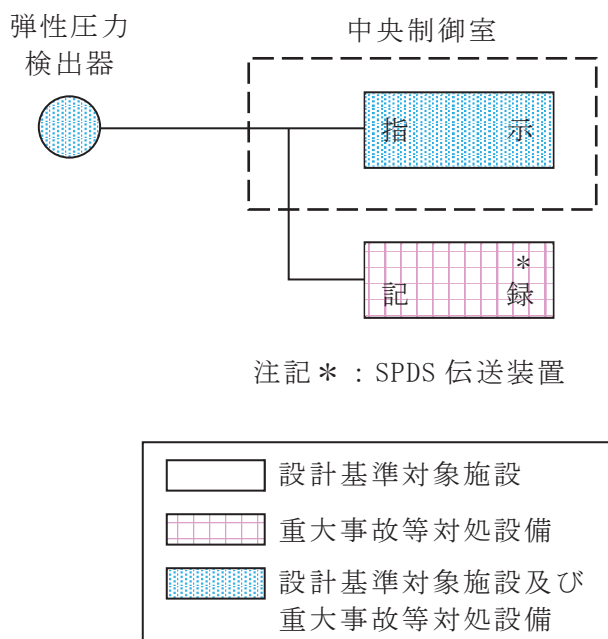


図 3.1.2-7 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の概略構成図

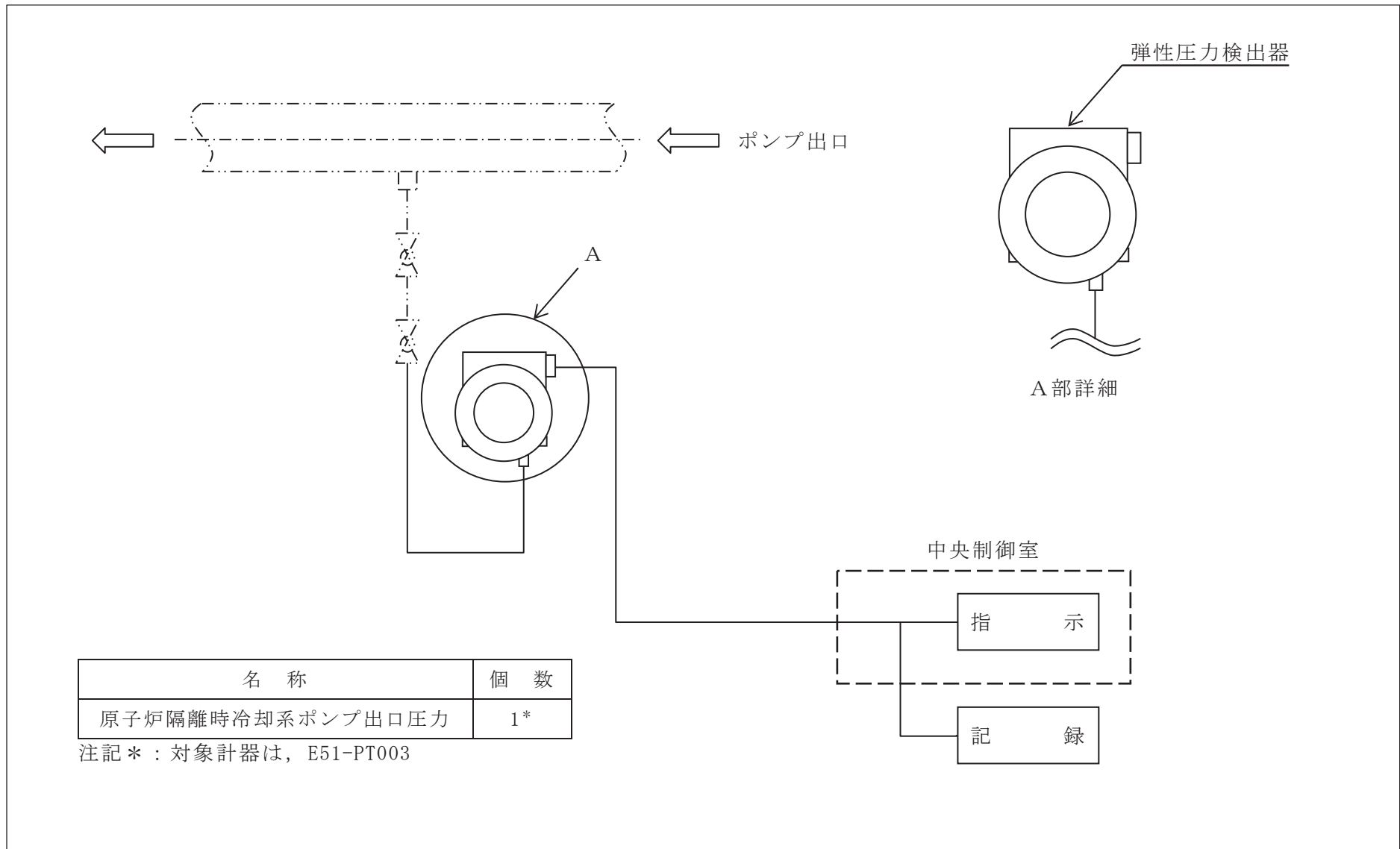


図 3.1.2-8 検出器の構造図 (原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力)

(5) 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力

高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

(図 3.1.2-9「高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の概略構成図」及び図 3.1.2-10「検出器の構造図（高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力）」参照。)

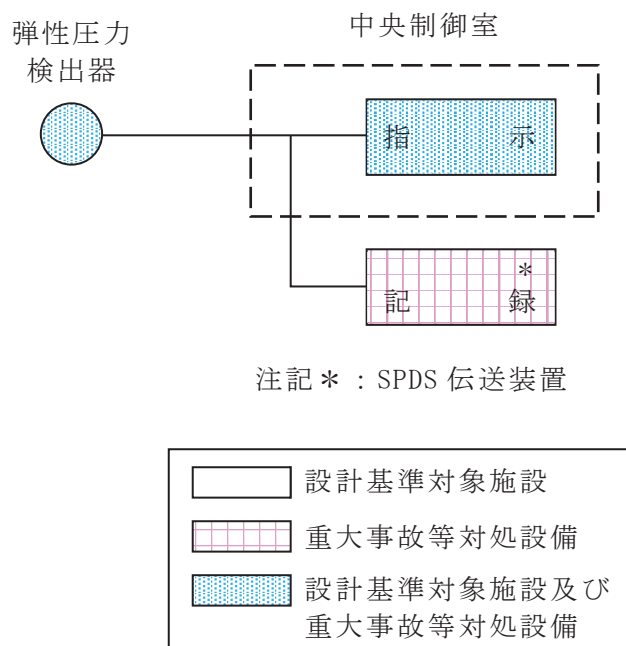


図 3.1.2-9 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の概略構成図

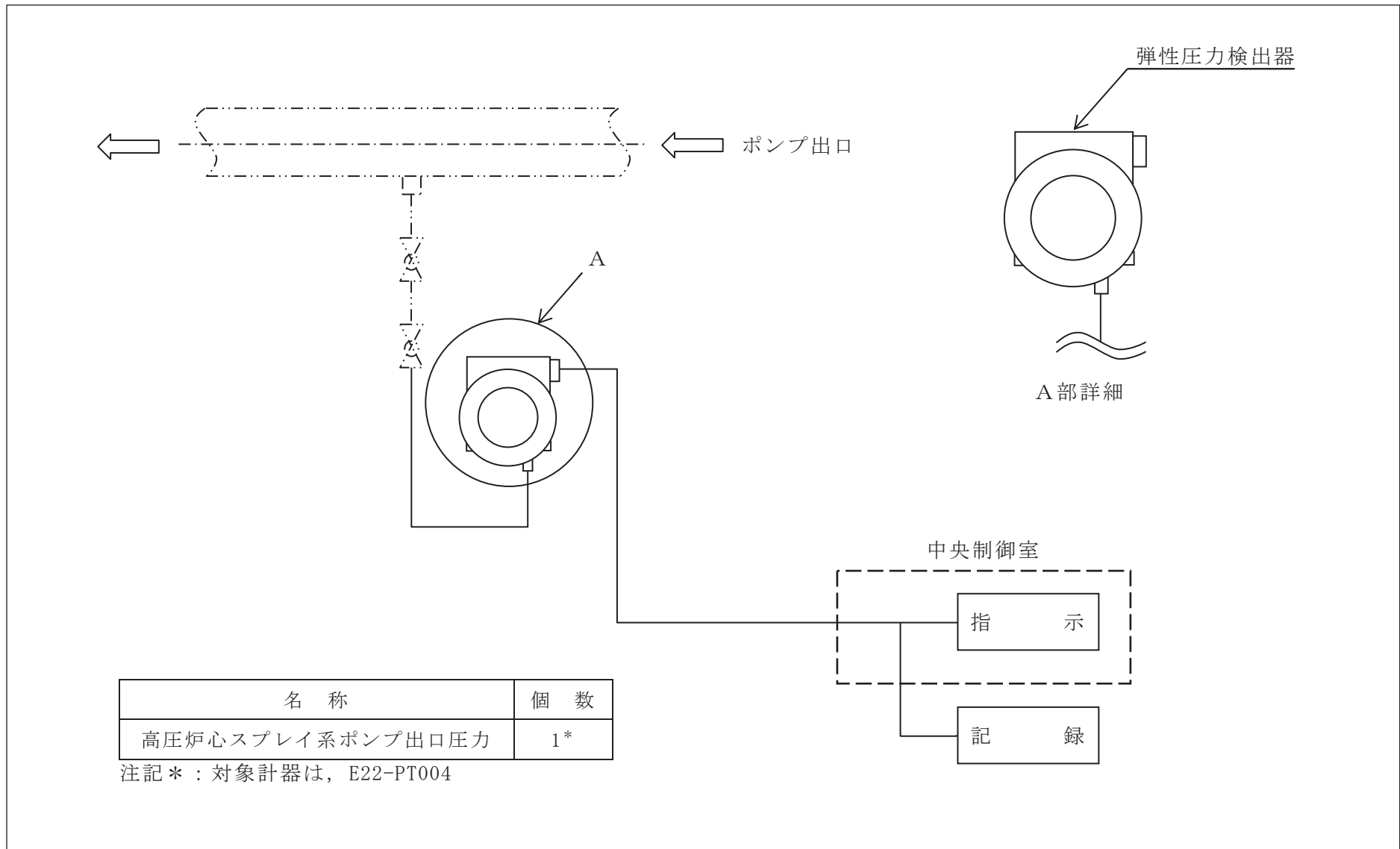


図 3.1.2-10 検出器の構造図（高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力）

(6) 残留熱除去系ポンプ出口圧力

残留熱除去系ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系ポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3.1.2-11「残留熱除去系ポンプ出口圧力の概略構成図」及び図 3.1.2-12「検出器の構造図(残留熱除去系ポンプ出口圧力)」参照。)

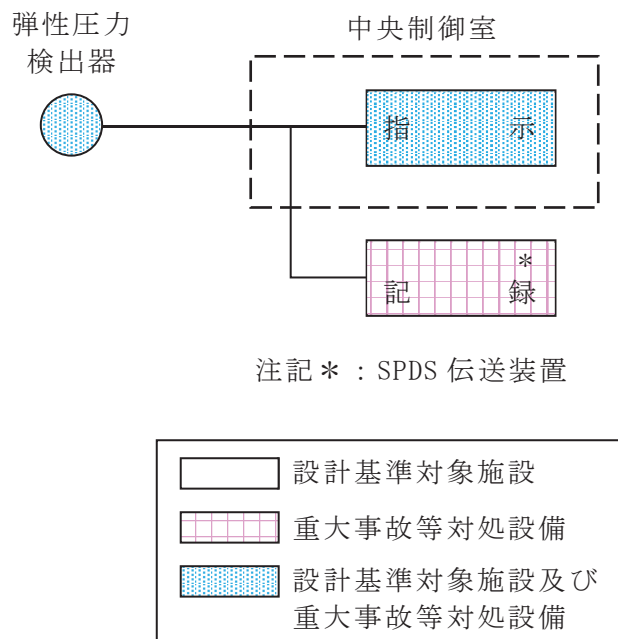


図 3.1.2-11 残留熱除去系ポンプ出口圧力の概略構成図



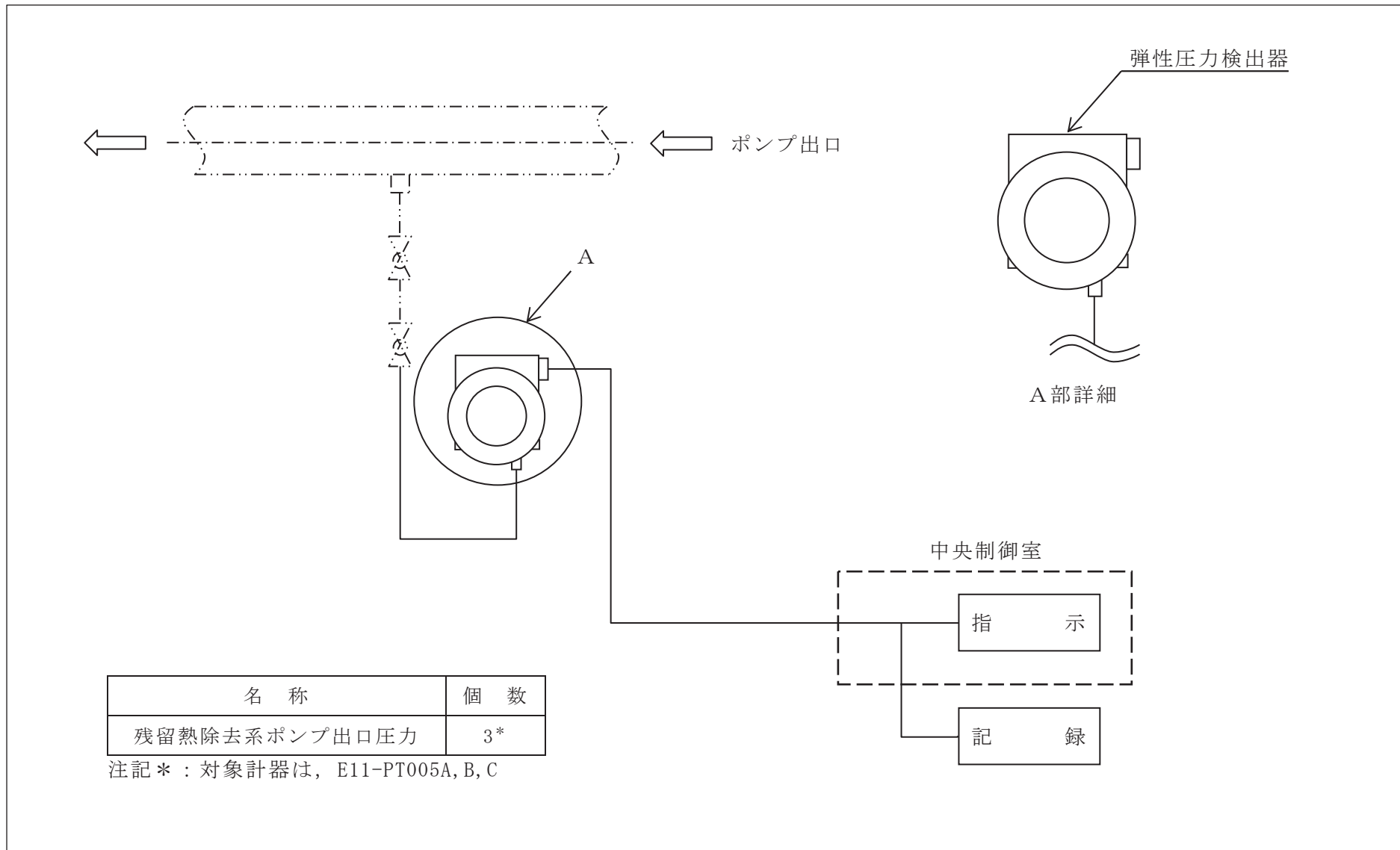


図 3.1.2-12 検出器の構造図（残留熱除去系ポンプ出口圧力）

(7) 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力

低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

(図 3.1.2-13 「低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の概略構成図」及び図 3.1.2-14 「検出器の構造図 (低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力)」参照。)

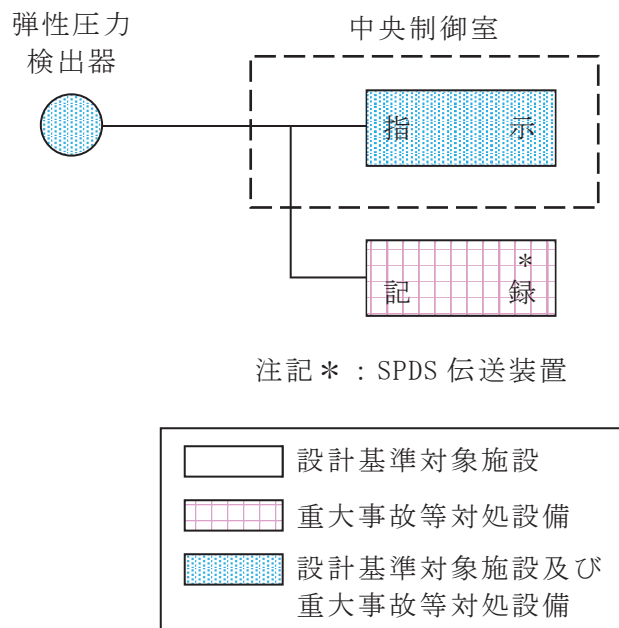


図 3.1.2-13 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の概略構成図

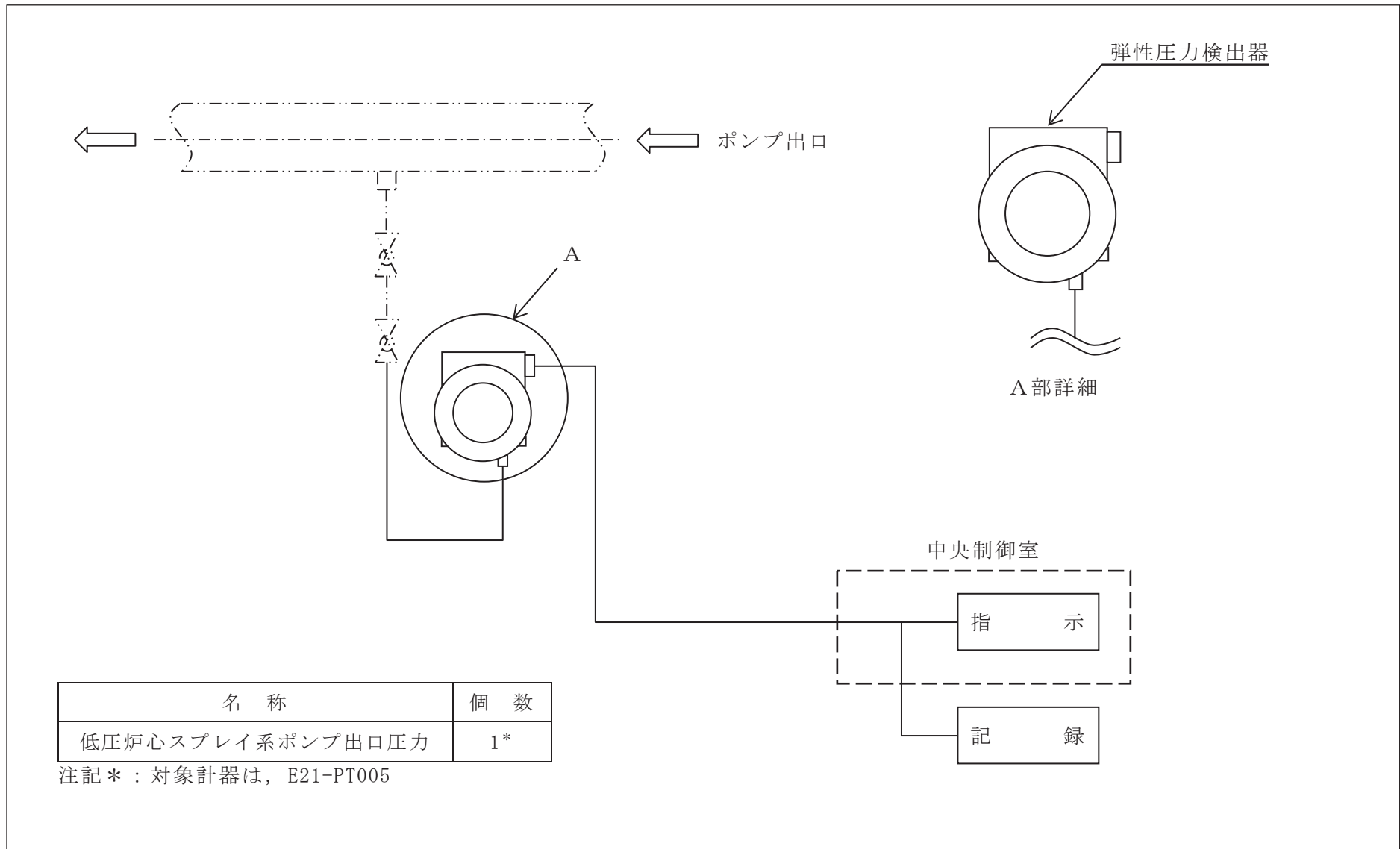
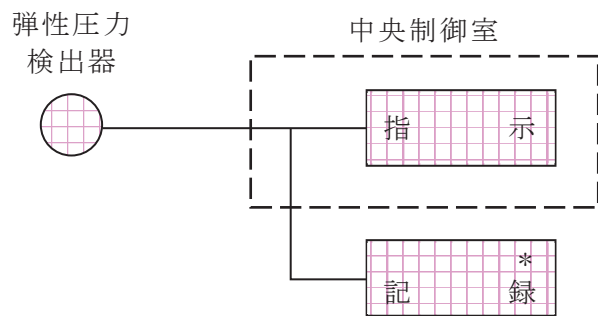


図 3.1.2-14 検出器の構造図（低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力）

(8) 復水移送ポンプ出口圧力

復水移送ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水移送ポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、復水移送ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3.1.2-15「復水移送ポンプ出口圧力の概略構成図」及び図 3.1.2-16「検出器の構造図（復水移送ポンプ出口圧力）」参照。)



注記\* : SPDS 伝送装置

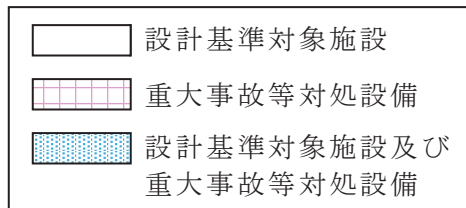


図 3.1.2-15 復水移送ポンプ出口圧力の概略構成図

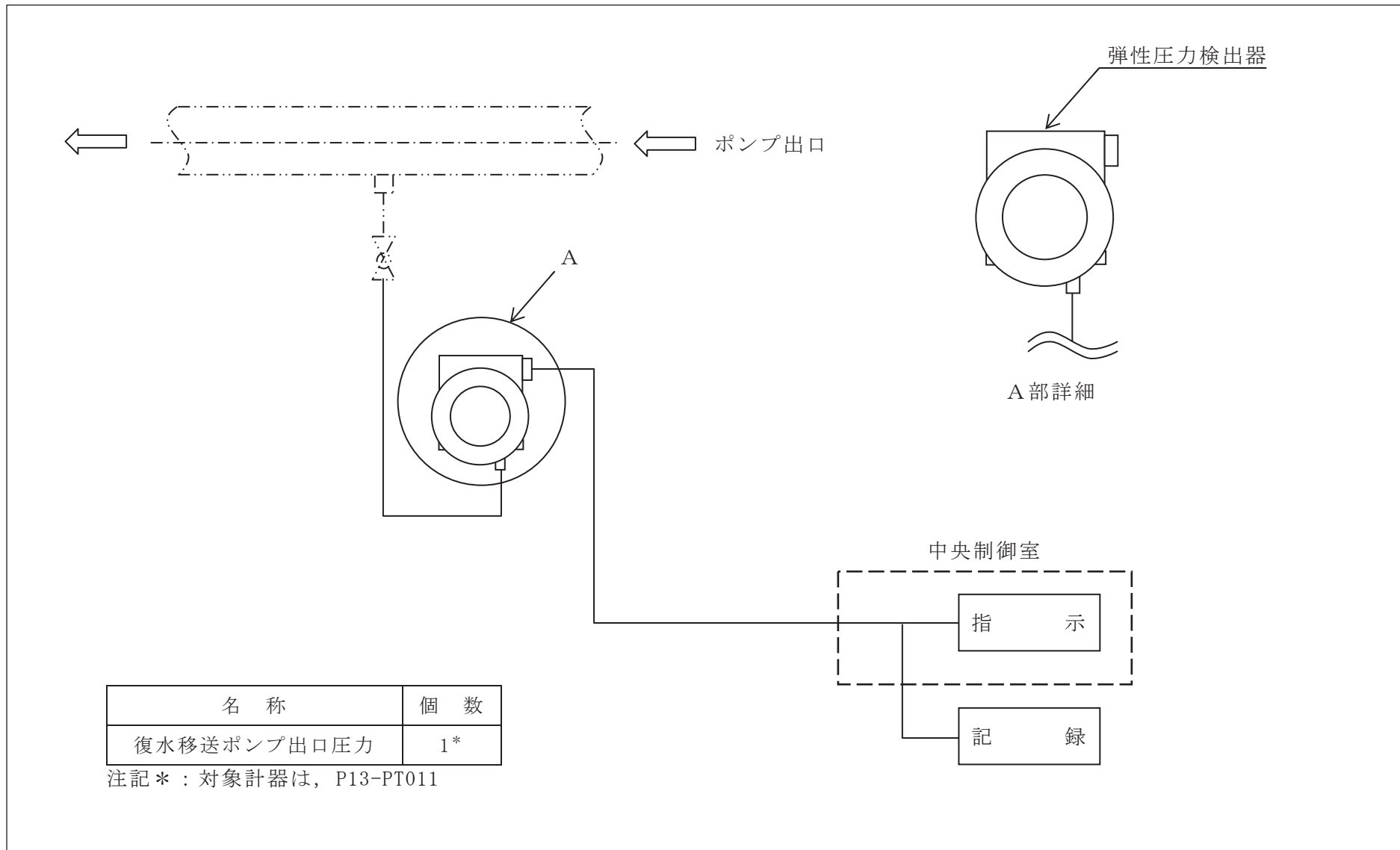
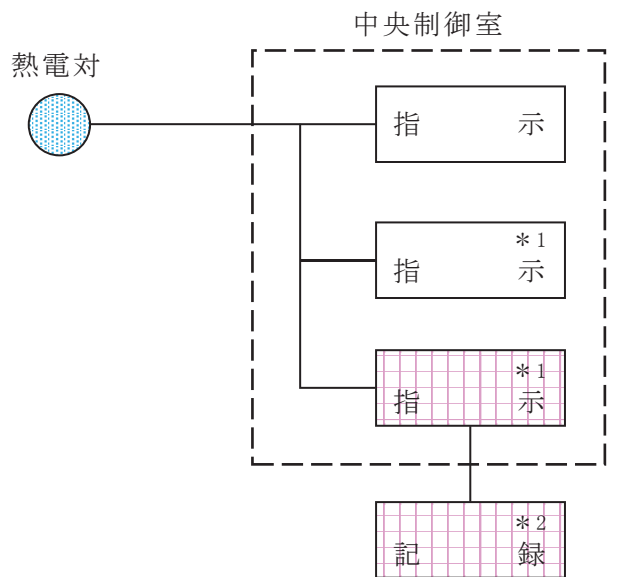


図 3.1.2-16 検出器の構造図 (復水移送ポンプ出口圧力)

(9) 残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系熱交換器入口温度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去系熱交換器入口温度の検出信号は，熱電対からの起電力を，中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後，残留熱除去系熱交換器入口温度を中央制御室に指示する。また，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

(図3.1.2-17「残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図」及び図3.1.2-18「検出器の構造図（残留熱除去系熱交換器入口温度）」参照。)



注記 \* 1 : 記録計  
\* 2 : SPDS 伝送装置

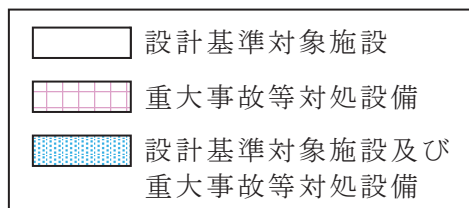
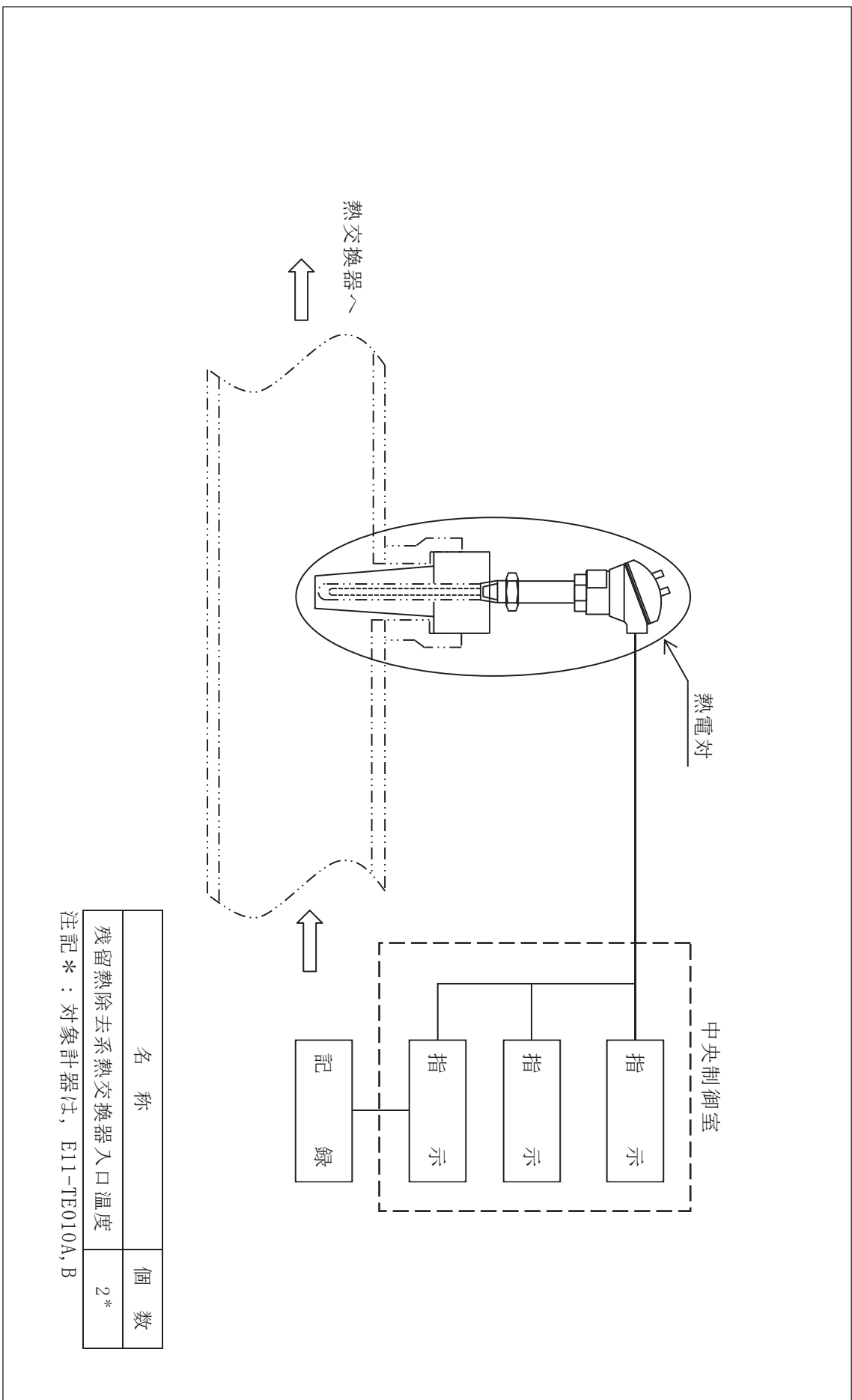


図 3.1.2-17 残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図



名称	個数
残留熱除去系熱交換器入口温度	2*

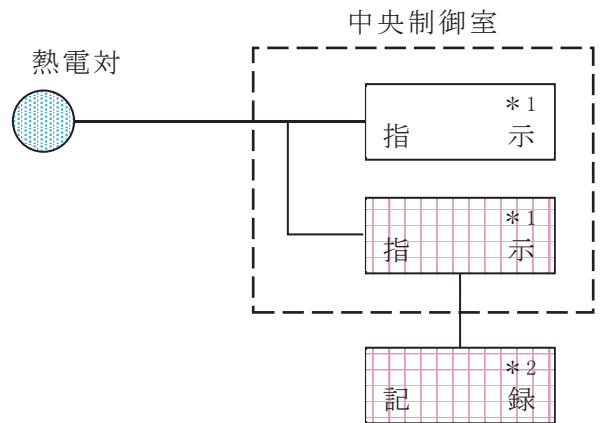
注記\*：対象計器は，E11-TE010A, B

図 3.1.2-18 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器入口温度)

(10) 残留熱除去系熱交換器出口温度

残留熱除去系熱交換器出口温度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系熱交換器出口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、残留熱除去系熱交換器出口温度を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.2-19「残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図」及び図3.1.2-20「検出器の構造図（残留熱除去系熱交換器出口温度）」参照。)



注記\*1：記録計  
\*2：SPDS 伝送装置

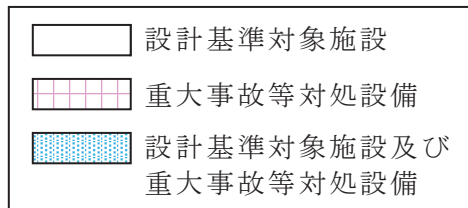
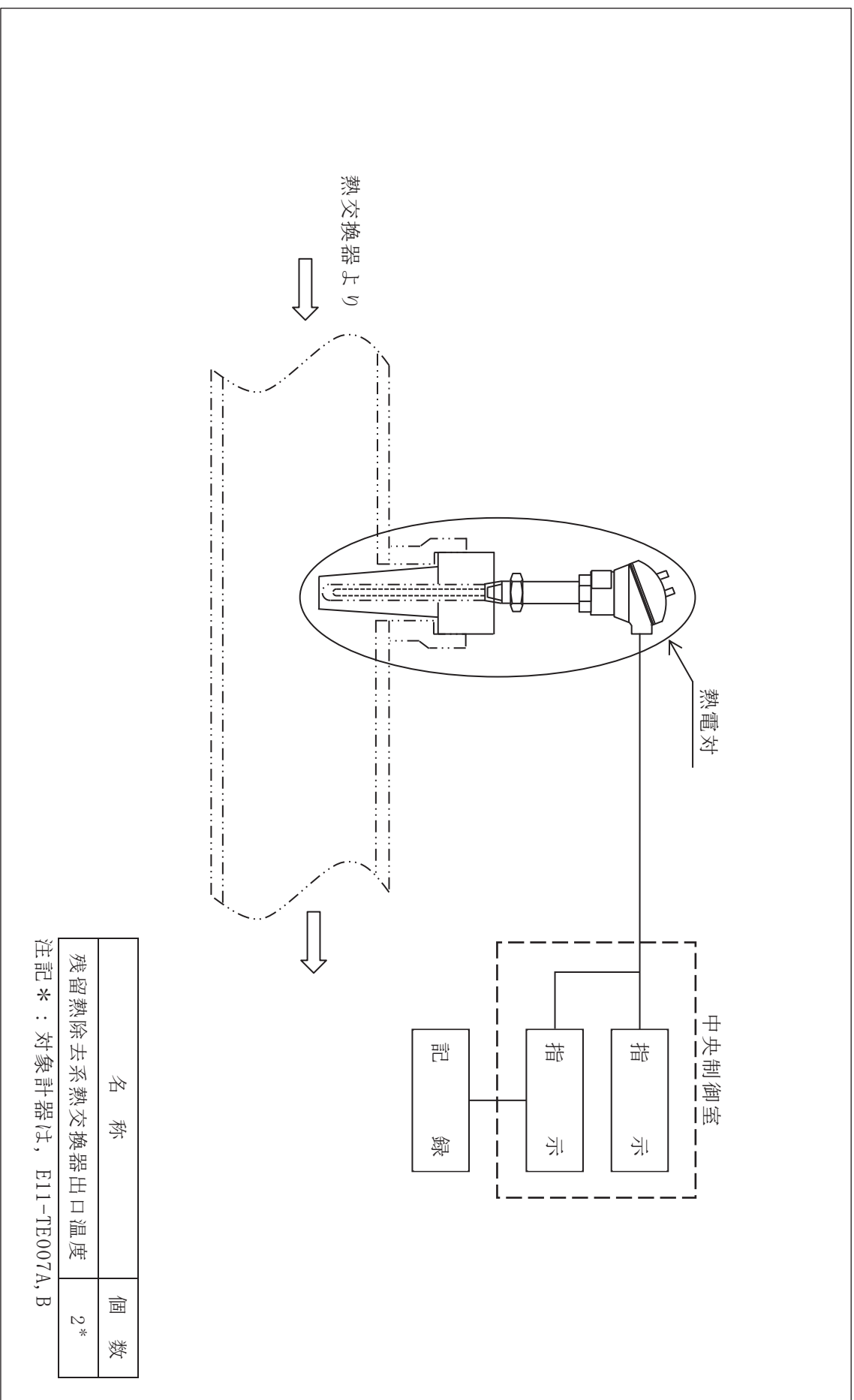


図 3.1.2-19 残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図





名 称	個 数
残留熱除去系熱交換器出口温度	2*

注記\*：対象計器は，E11-TE007A, B

図 3.1.2-20 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器出口温度)

(11) 高圧代替注水系ポンプ出口流量

高圧代替注水系ポンプ出口流量は，重大事故等対処設備の機能を有しており，高圧代替注水系ポンプ出口流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，中央制御室の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，高圧代替注水系ポンプ出口流量を中央制御室に指示する。また，SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

(図3.1.2-21「高圧代替注水系ポンプ出口流量の概略構成図」及び図3.1.2-22「検出器の構造図（高圧代替注水系ポンプ出口流量）」参照。)

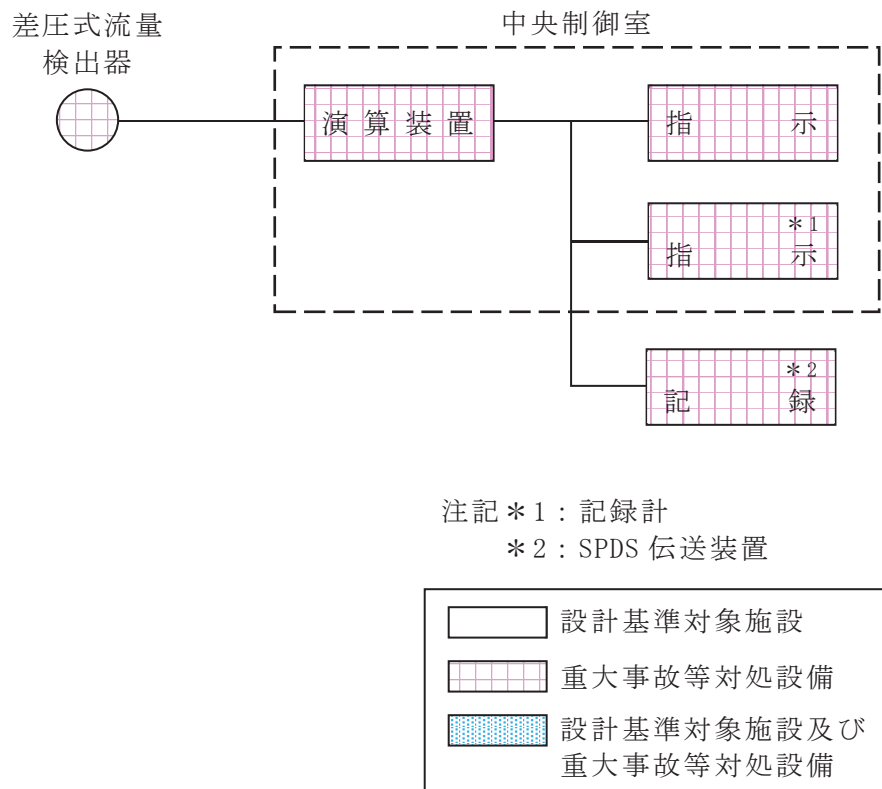


図 3.1.2-21 高圧代替注水系ポンプ出口流量の概略構成図

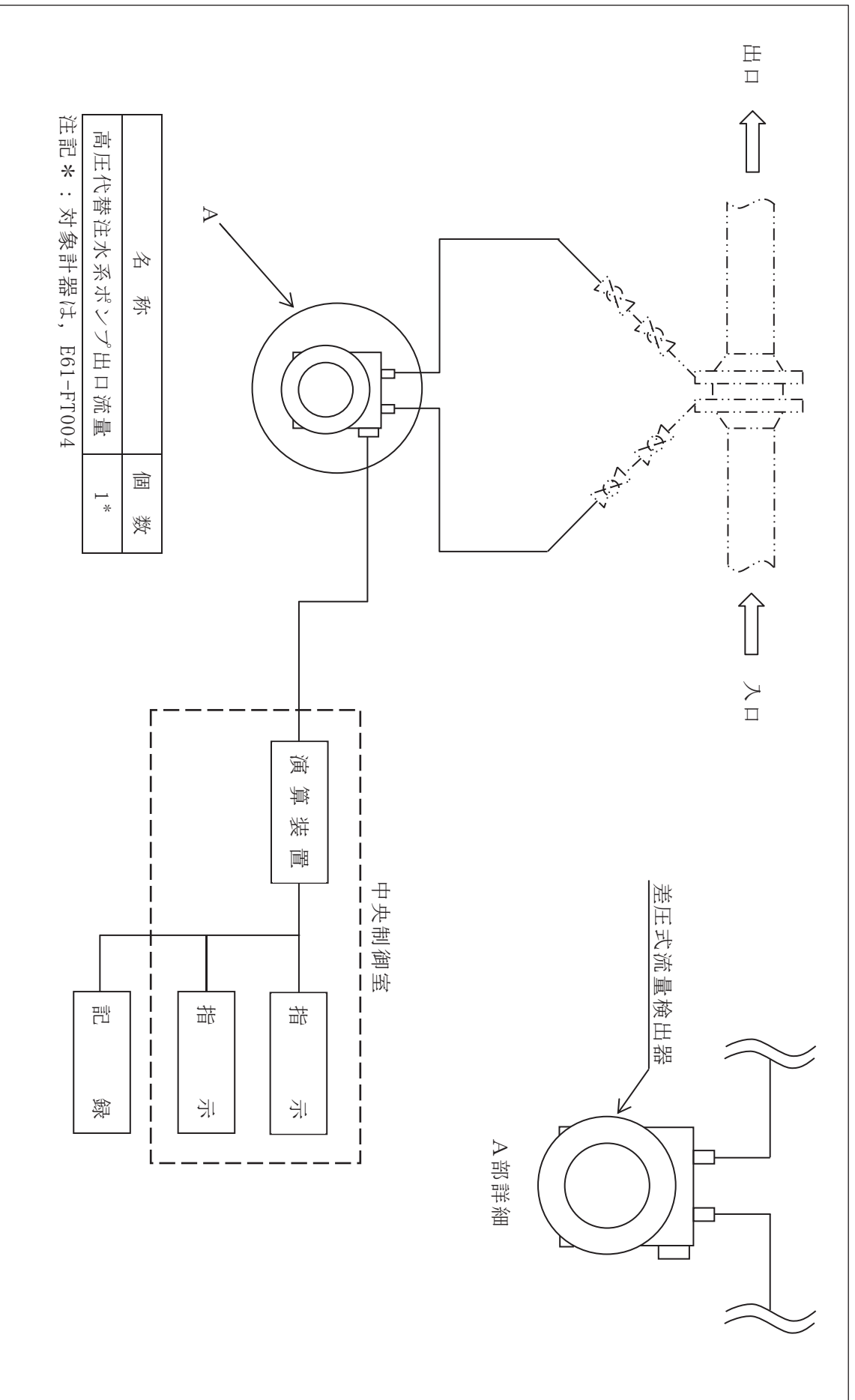
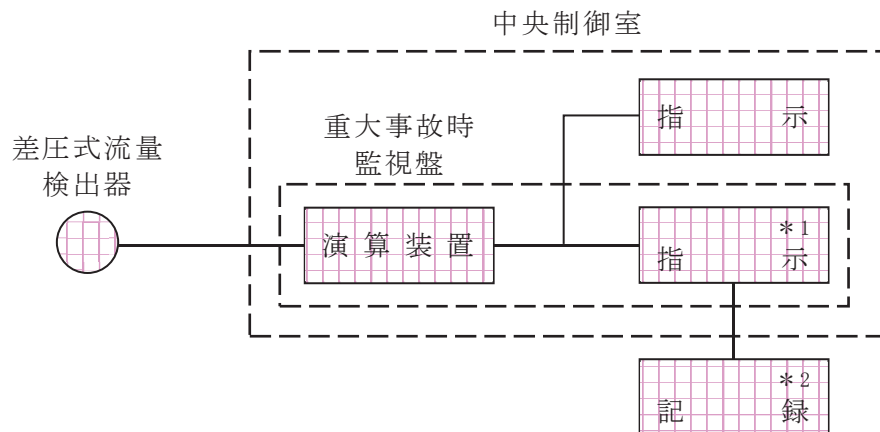


図 3.1.2-22 検出器の構造図 (高压代替注水系ポンプ出口流量)

(12) 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）  
 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図3.1.2-23「残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）の概略構成図」及び図3.1.2-24「検出器の構造図（残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）」参照。）



注記\*1：記録計  
 \*2：SPDS 伝送装置

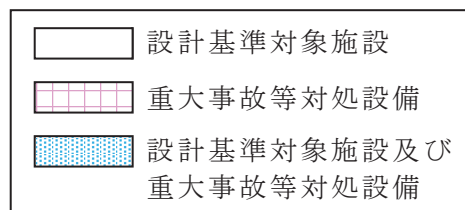


図 3.1.2-23 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）の概略構成図

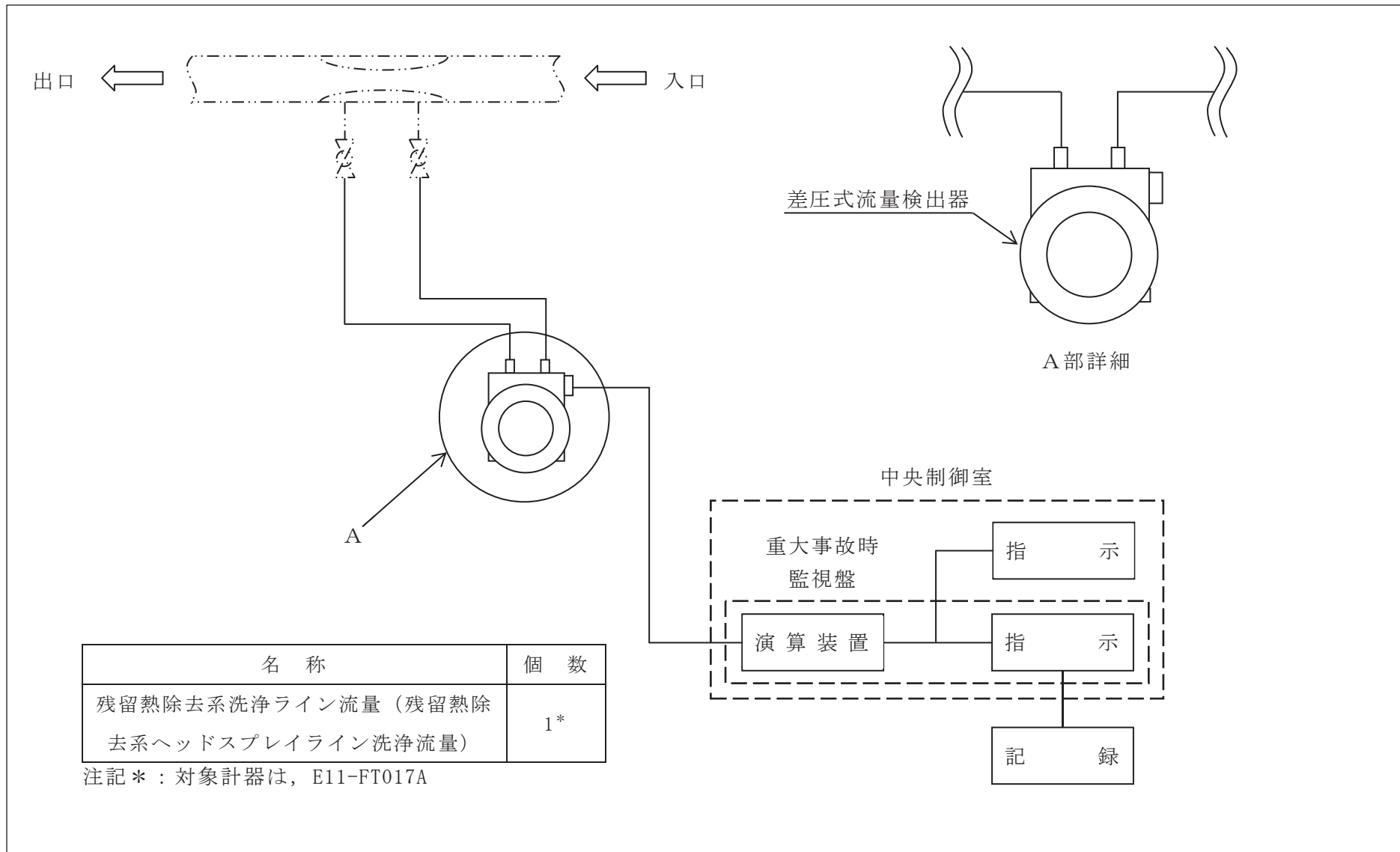
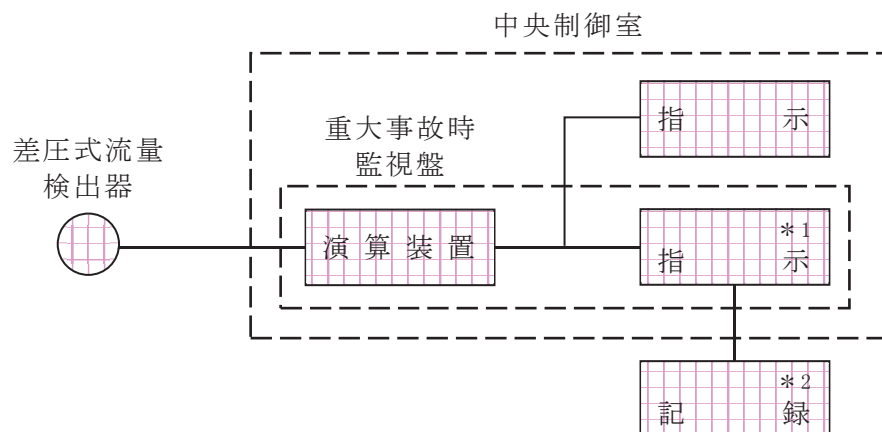


図 3.1.2-24 検出器の構造図 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量))

(13) 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）

残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図3.1.2-25「残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）の概略構成図」及び図3.1.2-26「検出器の構造図（残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）」参照。）



注記 \* 1 : 記録計  
\* 2 : SPDS 伝送装置

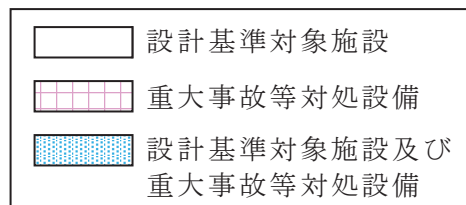


図 3.1.2-25 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）の概略構成図

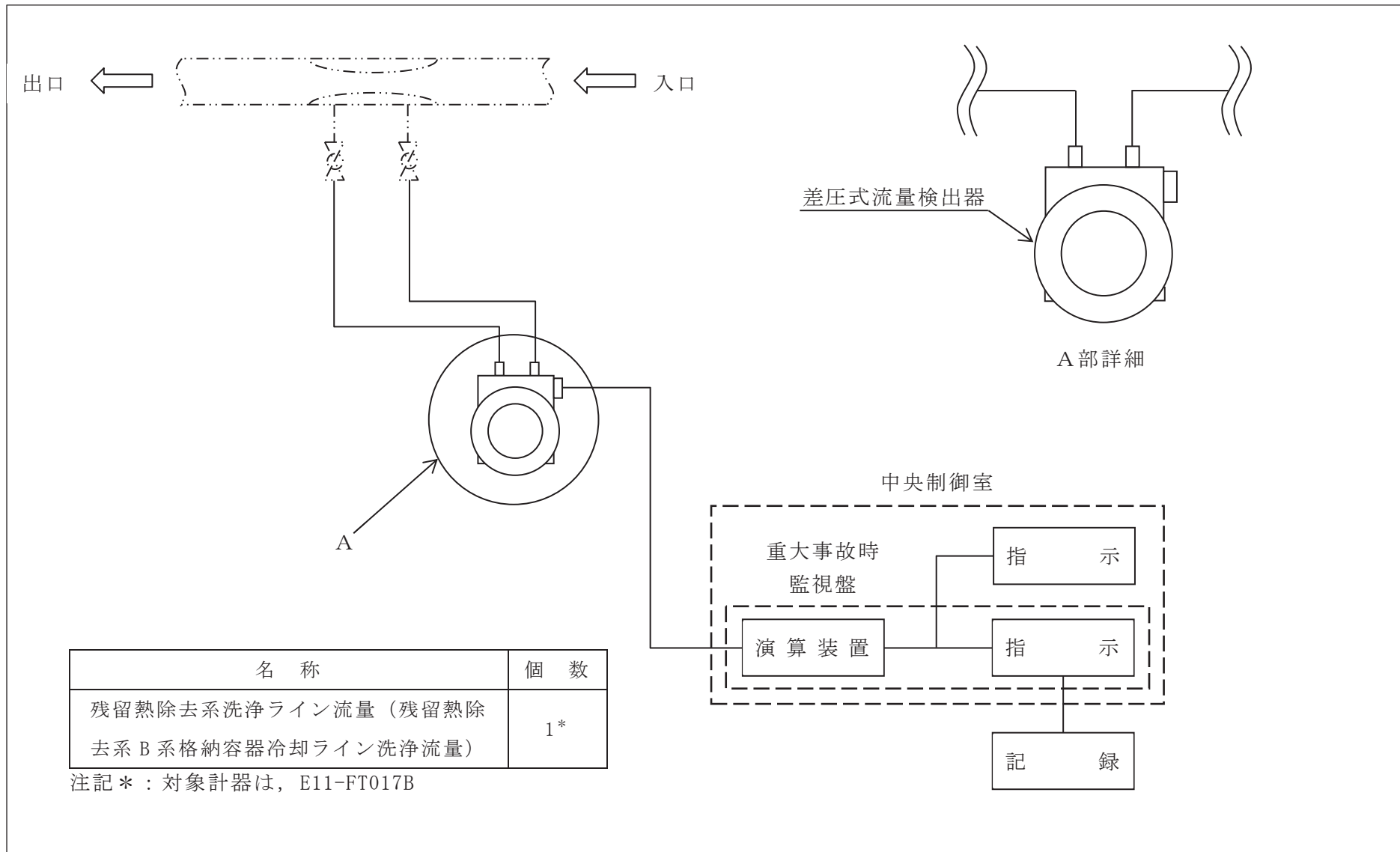


図 3.1.2-26 検出器の構造図（残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量））

(14) 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量

直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.2-27「直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量の概略構成図」及び図3.1.2-28「検出器の構造図（直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量）」参照。)

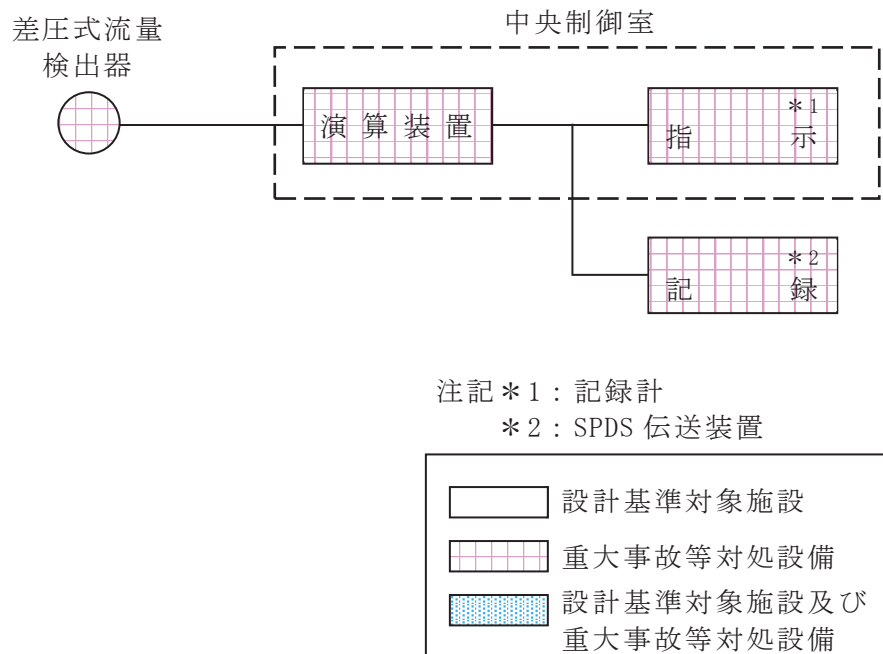


図 3.1.2-27 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量の概略構成図



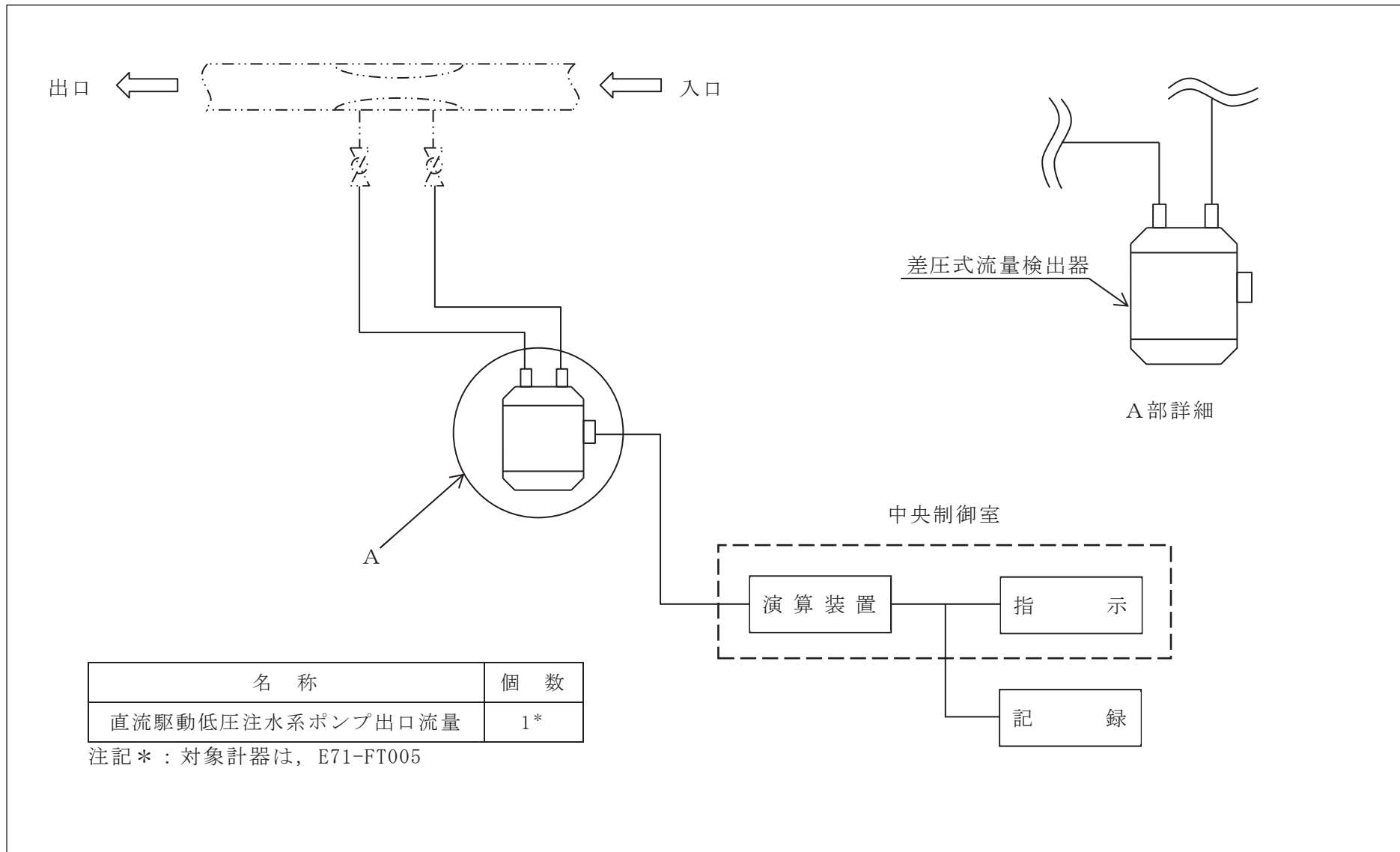


図 3.1.2-28 検出器の構造図 (直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量)

(15) 代替循環冷却ポンプ出口流量

代替循環冷却ポンプ出口流量は，重大事故等対処設備の機能を有しており，代替循環冷却ポンプ出口流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，中央制御室の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，代替循環冷却ポンプ出口流量を中央制御室に指示する。また，SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

(図3.1.2-29「代替循環冷却ポンプ出口流量の概略構成図」及び図3.1.2-30「検出器の構造図（代替循環冷却ポンプ出口流量）」参照。)

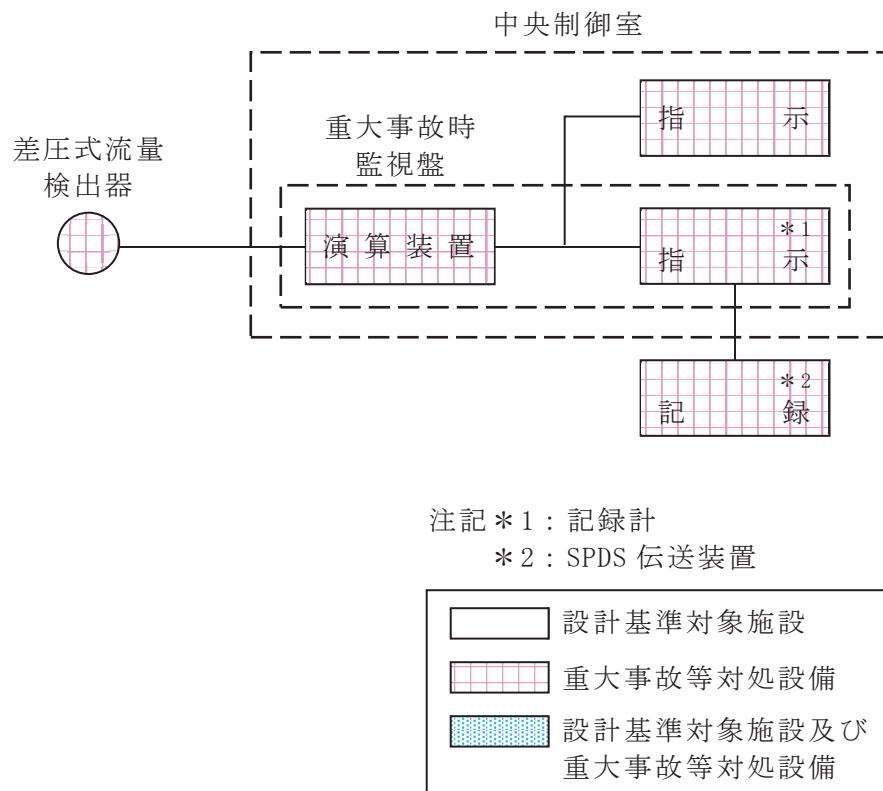


図 3.1.2-29 代替循環冷却ポンプ出口流量の概略構成図

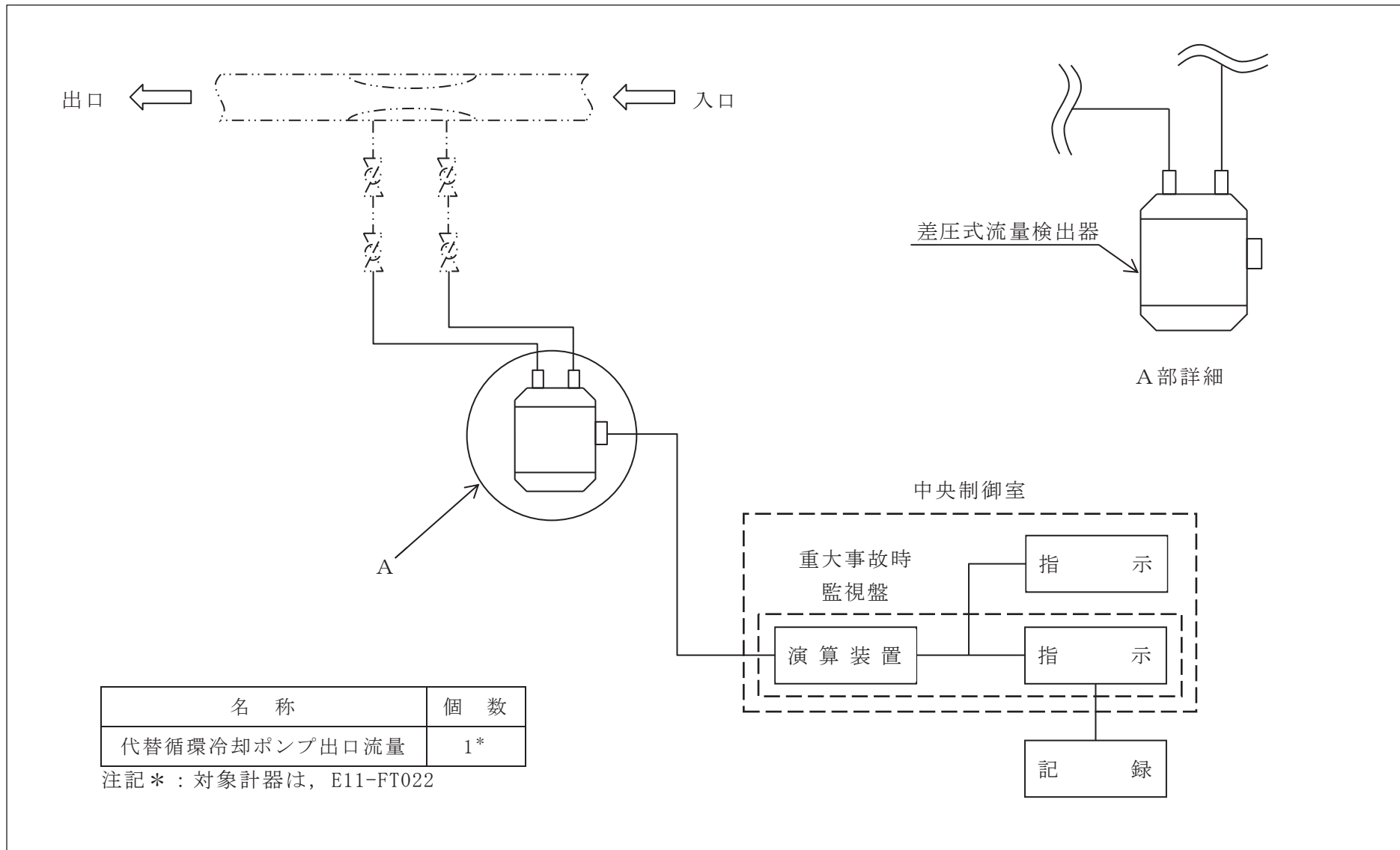


図 3.1.2-30 検出器の構造図 (代替循環冷却ポンプ出口流量)

(16) 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量

原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.2-31「原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の概略構成図」及び図3.1.2-32「検出器の構造図（原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量）」参照。)

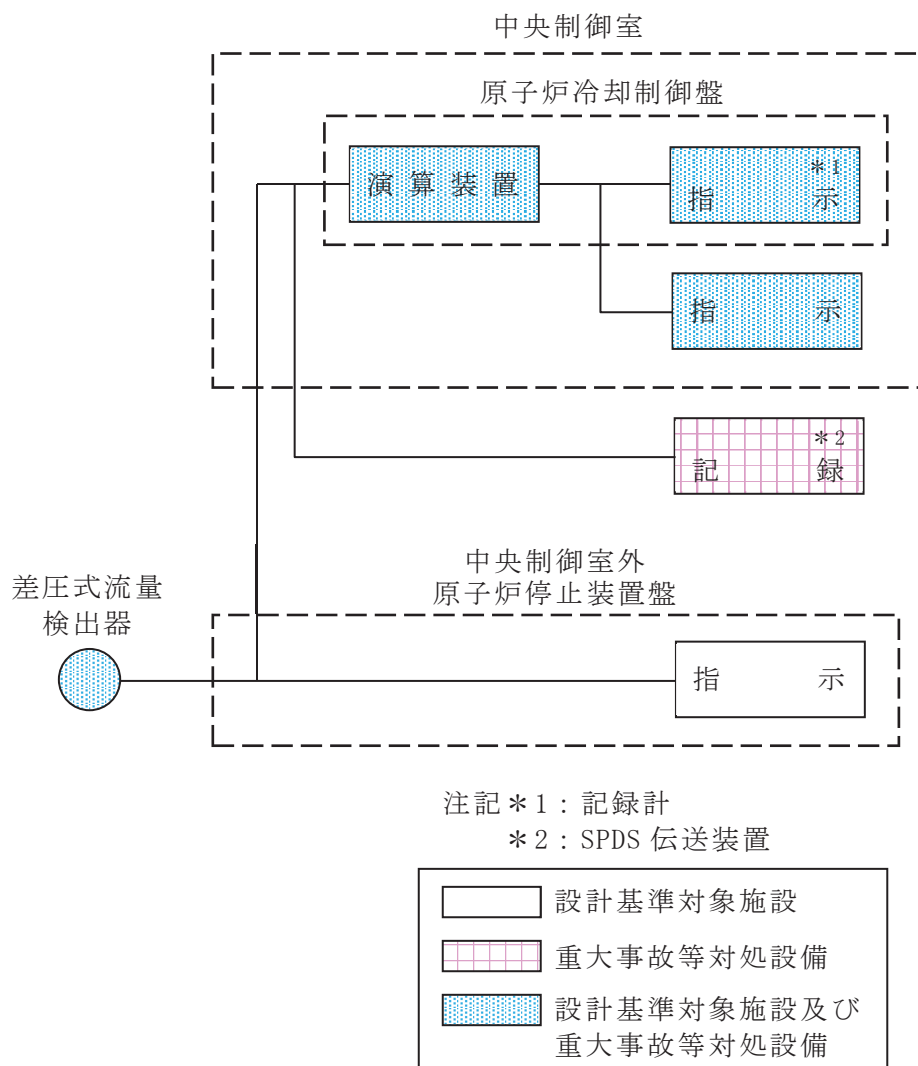


図 3.1.2-31 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の概略構成図

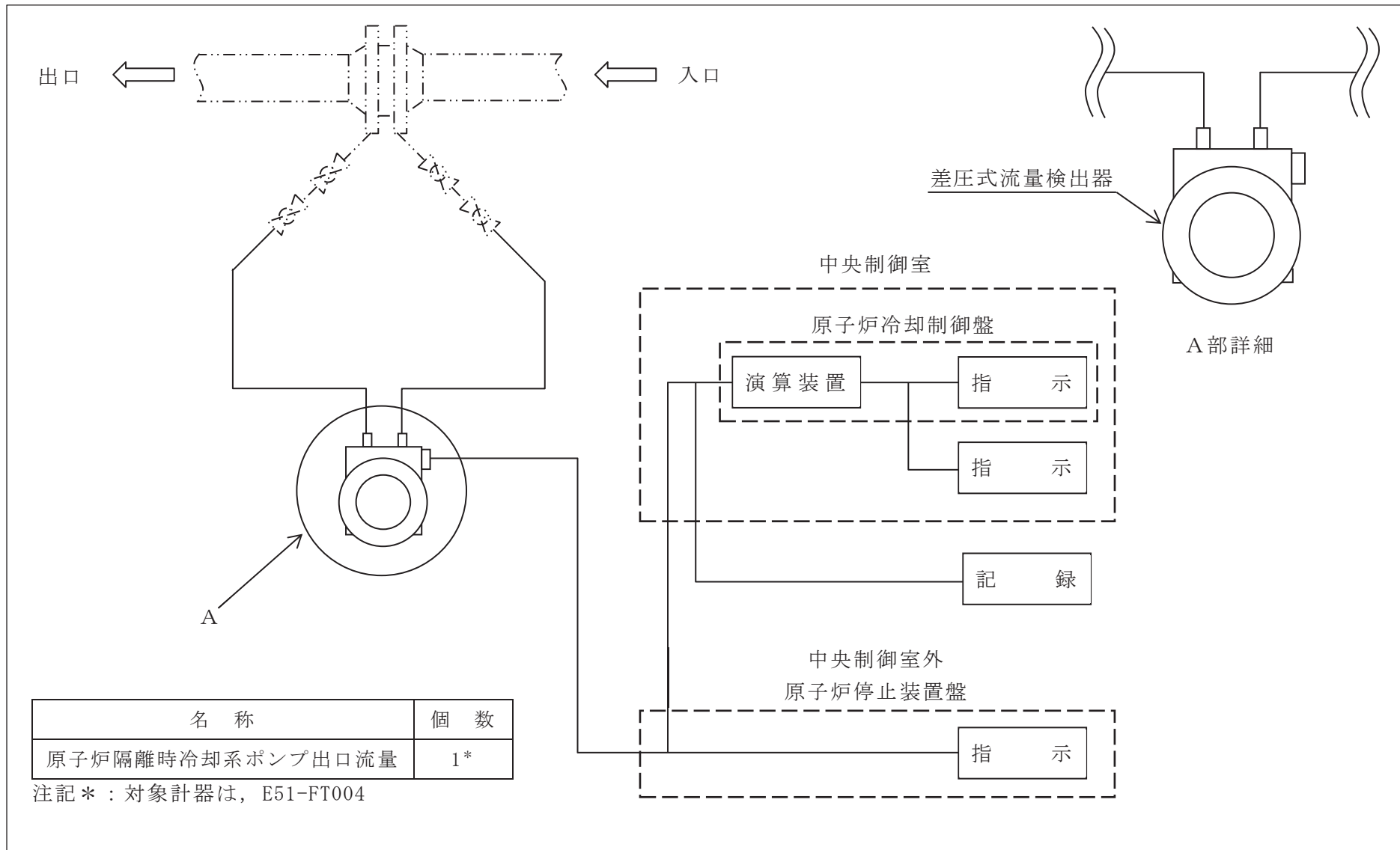


図 3.1.2-32 検出器の構造図 (原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量)

(17) 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量

高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.2-33「高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の概略構成図」及び図3.1.2-34「検出器の構造図（高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量）」参照。)

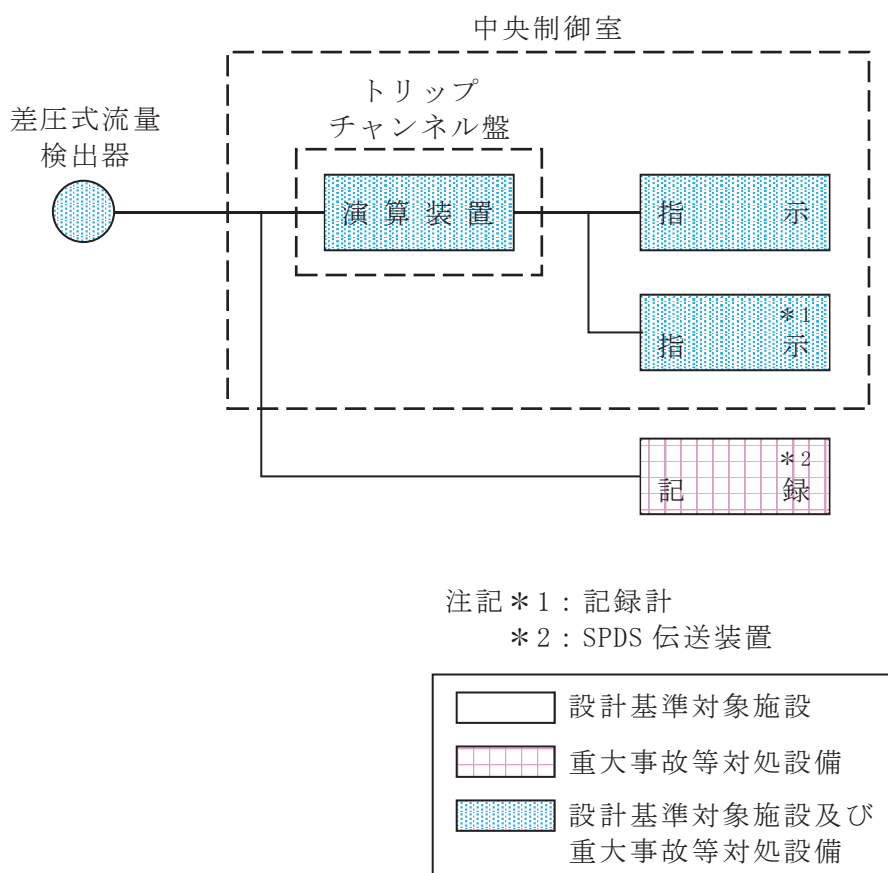


図 3.1.2-33 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の概略構成図

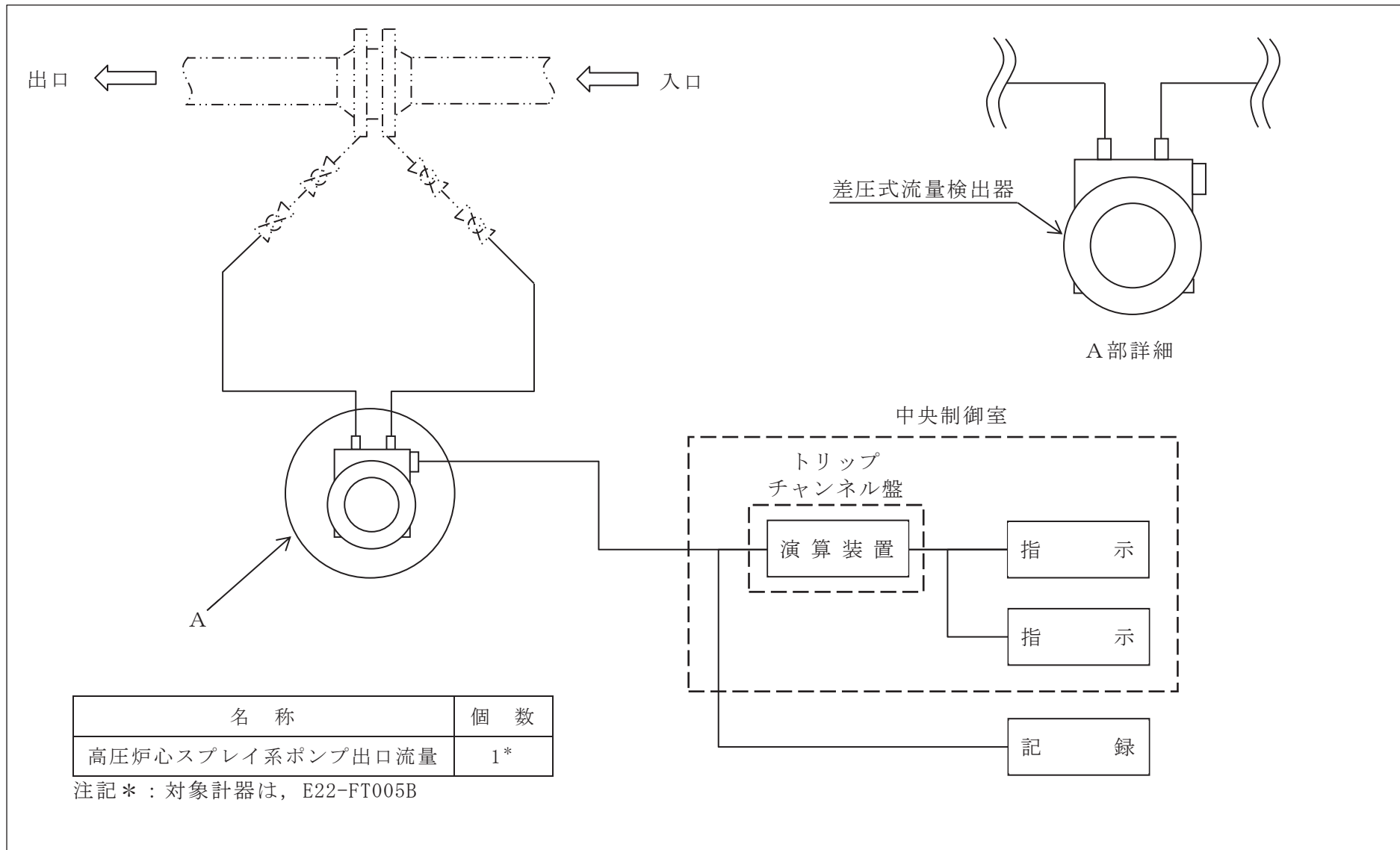


図 3.1.2-34 検出器の構造図（高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量）

(18) 残留熱除去系ポンプ出口流量

残留熱除去系ポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系ポンプ出口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系ポンプ出口流量を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.2-35「残留熱除去系ポンプ出口流量の概略構成図」及び図3.1.2-36「検出器の構造図(残留熱除去系ポンプ出口流量)」参照。)

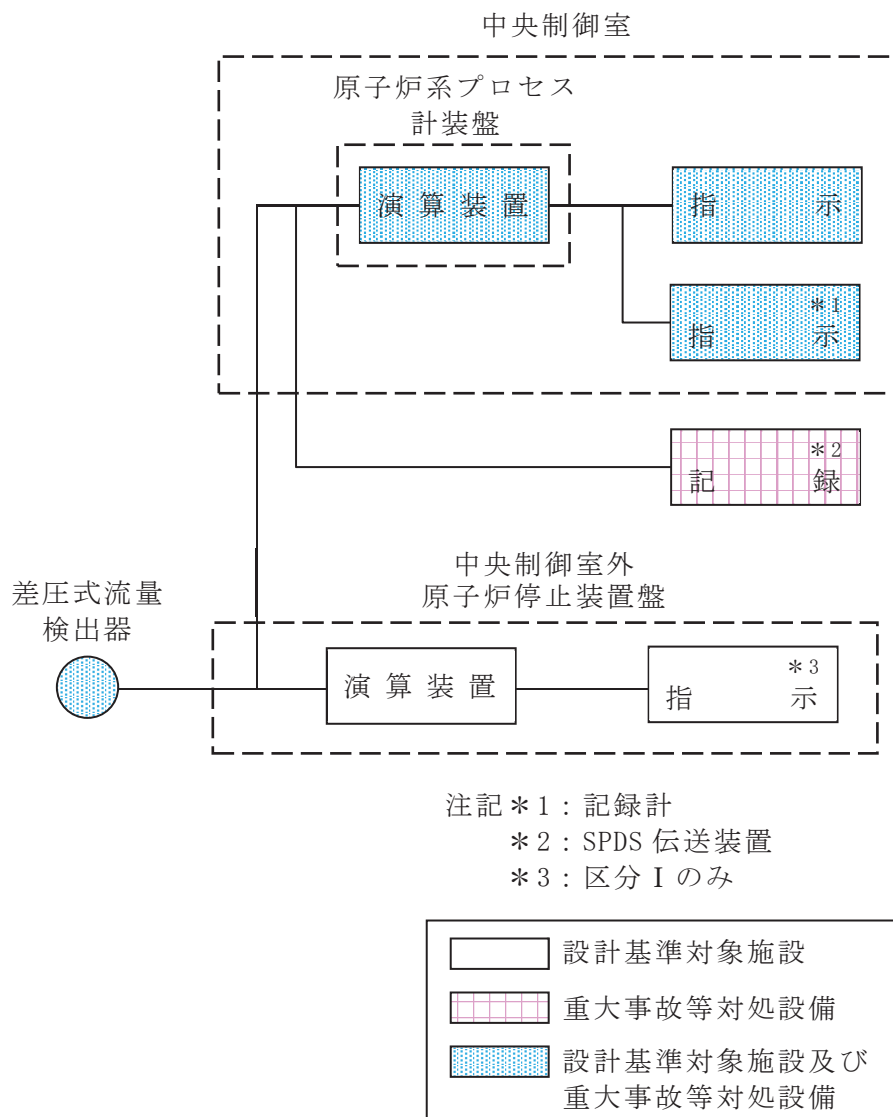


図 3.1.2-35 残留熱除去系ポンプ出口流量の概略構成図



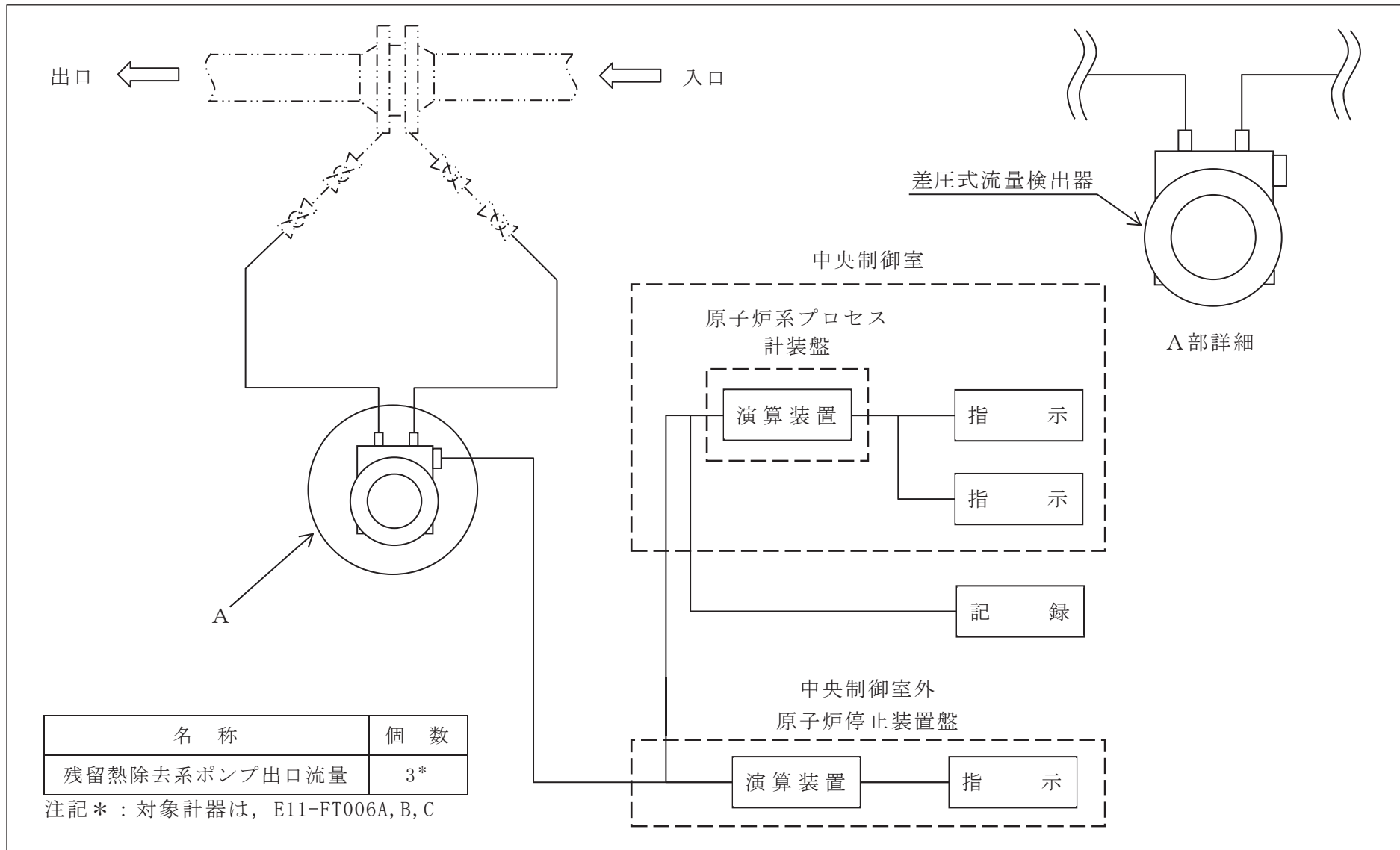


図 3.1.2-36 検出器の構造図 (残留熱除去系ポンプ出口流量)

(19) 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量

低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.2-37「低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の概略構成図」及び図3.1.2-38「検出器の構造図(低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量)」参照。)

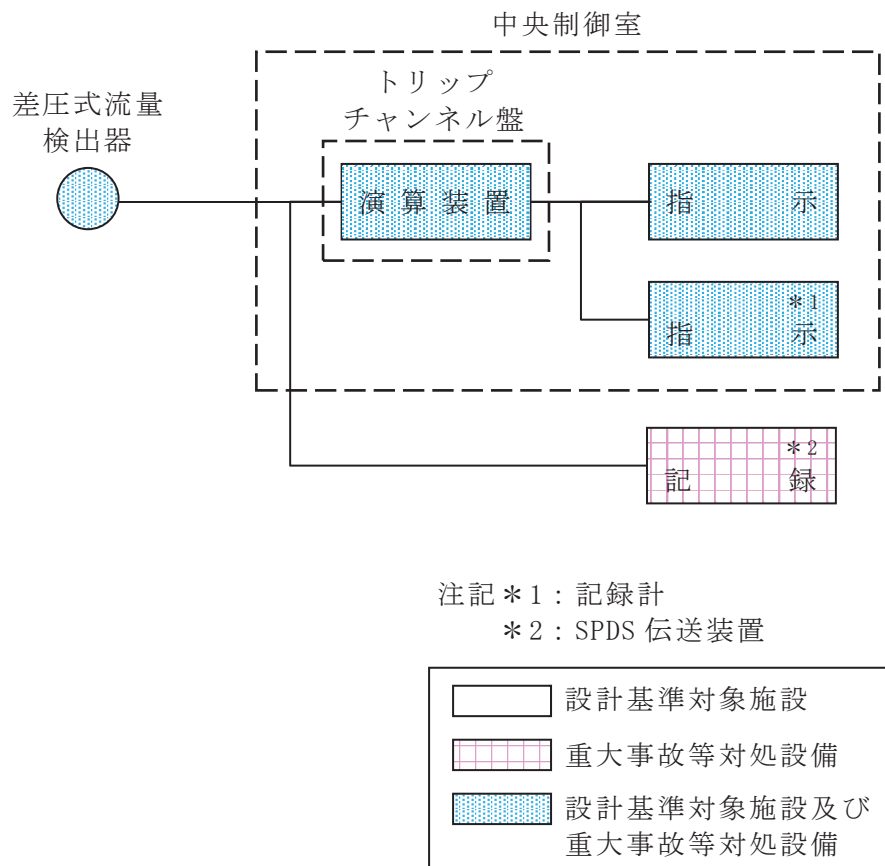


図 3.1.2-37 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の概略構成図

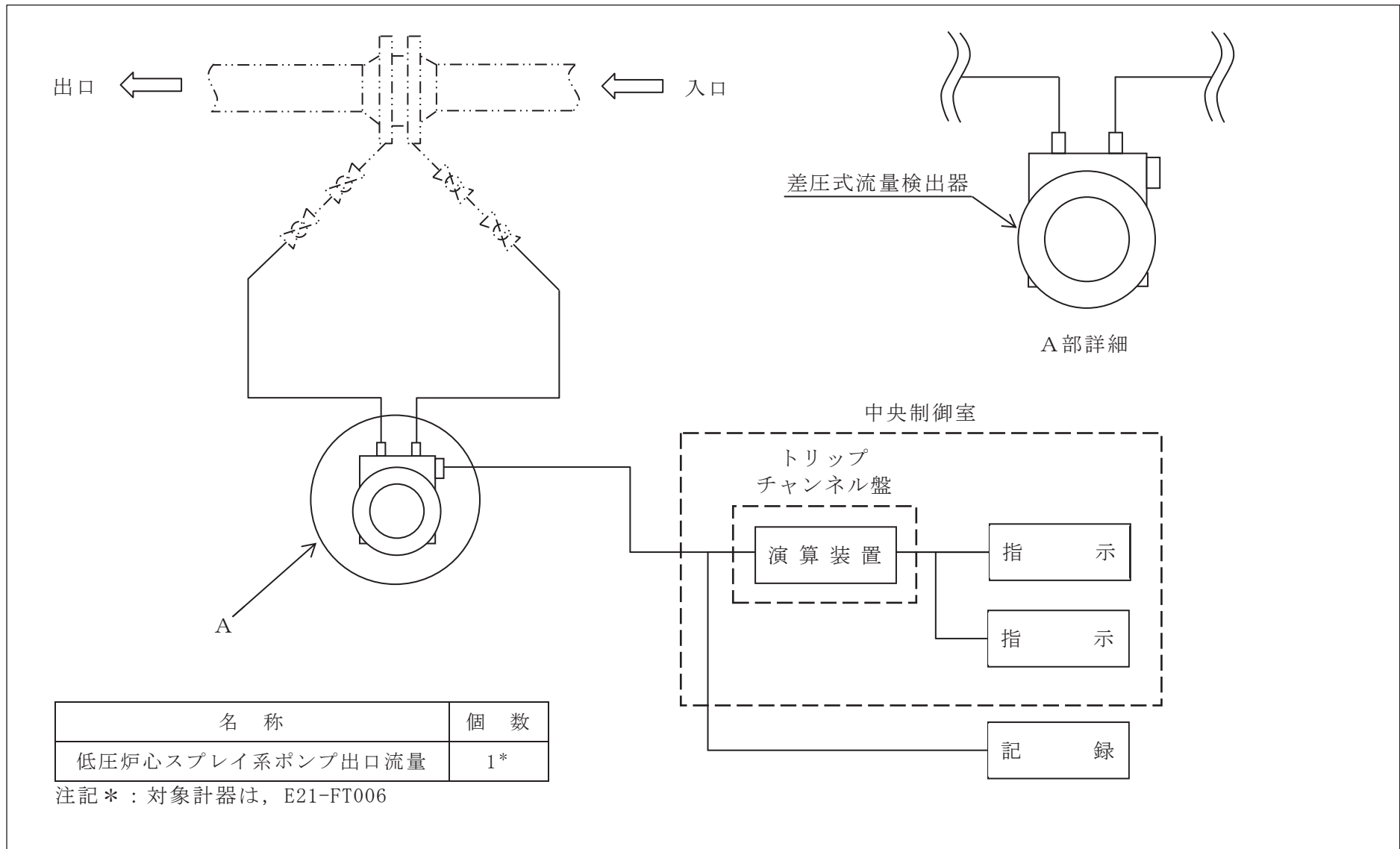


図 3.1.2-38 検出器の構造図（低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量）

### 3.1.3 原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

#### (1) 原子炉圧力

原子炉圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、原子炉圧力を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.3-1「原子炉圧力の概略構成図」及び図3.1.3-2「検出器の構造図(原子炉圧力)」参照。)

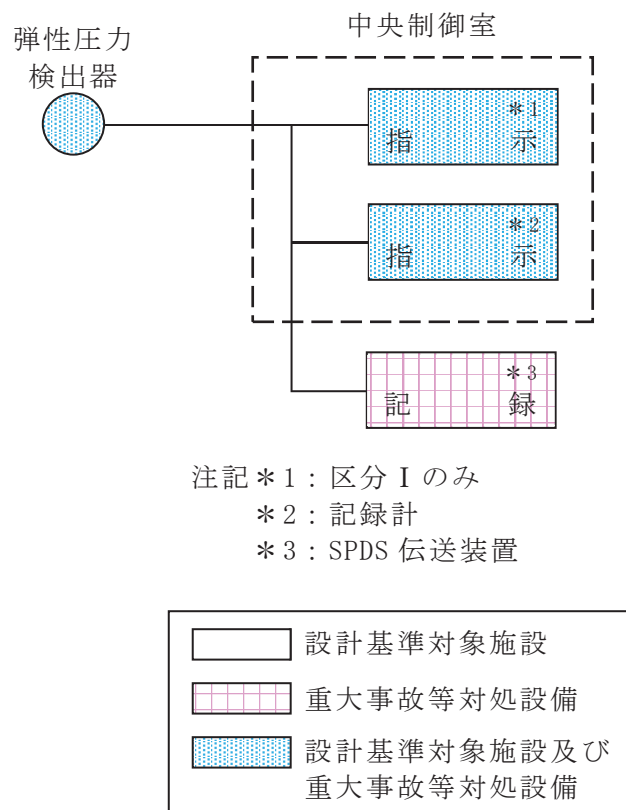


図 3.1.3-1 原子炉圧力の概略構成図

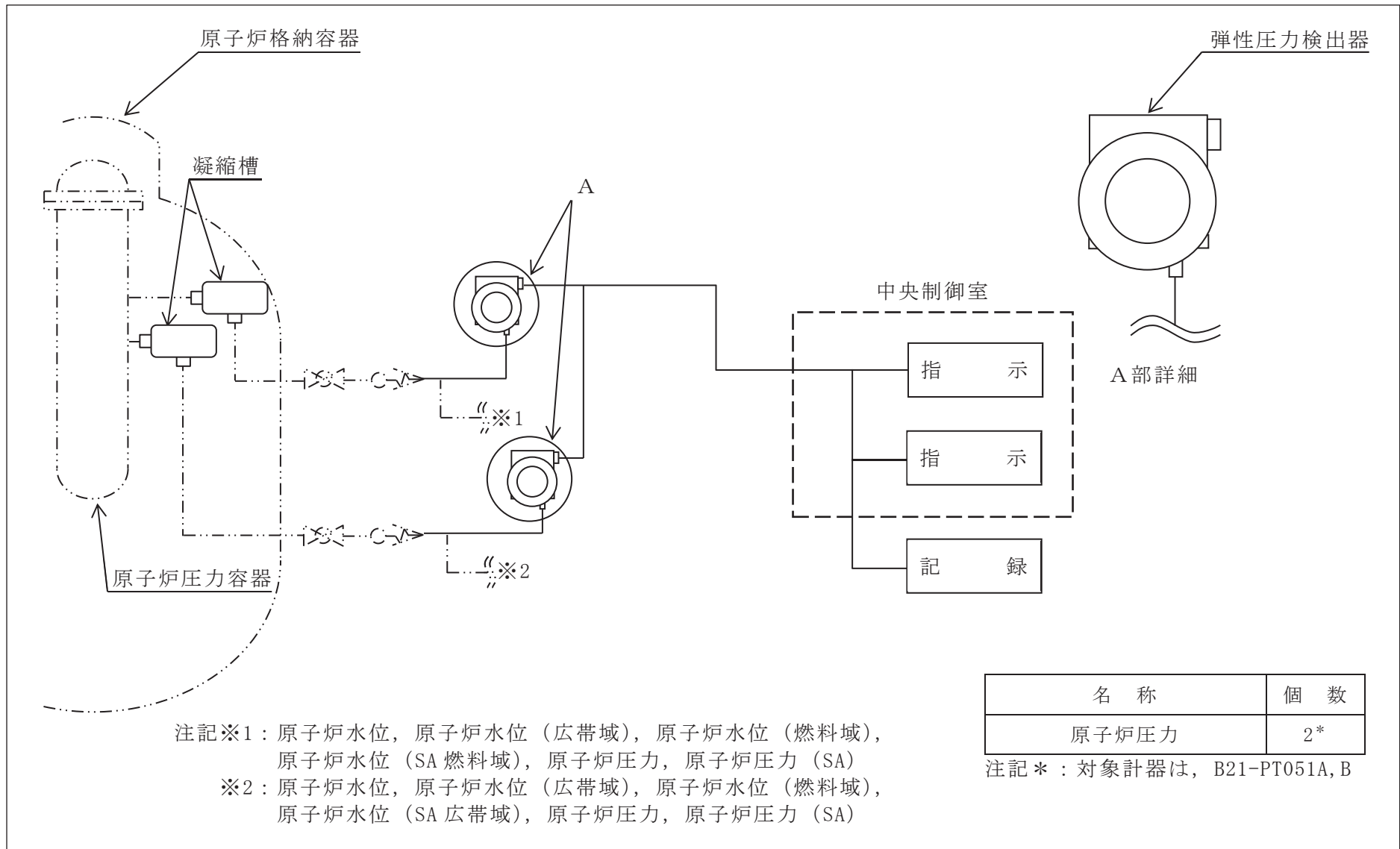


図 3.1.3-2 検出器の構造図（原子炉圧力）

(2) 原子炉圧力 (SA)

原子炉圧力 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力 (SA) の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、原子炉圧力 (SA) を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.3-3「原子炉圧力 (SA) の概略構成図」及び図3.1.3-4「検出器の構造図 (原子炉圧力 (SA) )」参照。)

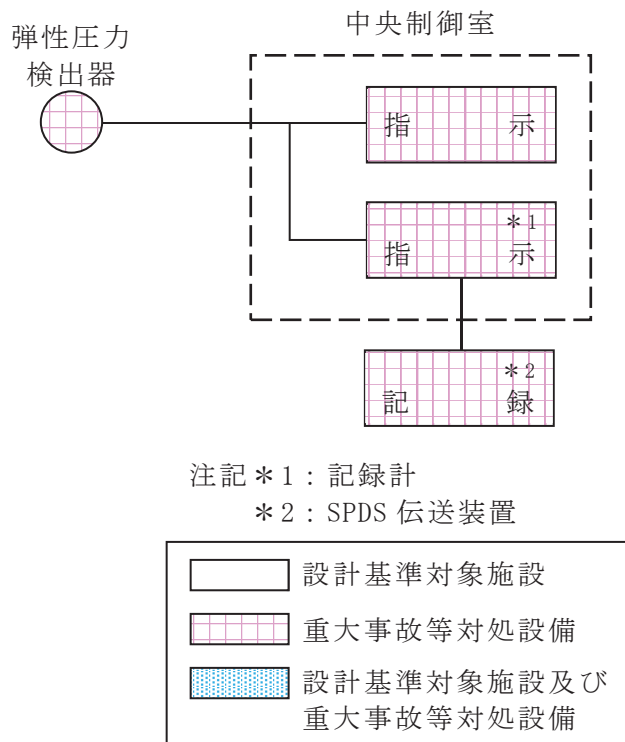


図 3.1.3-3 原子炉圧力 (SA) の概略構成図

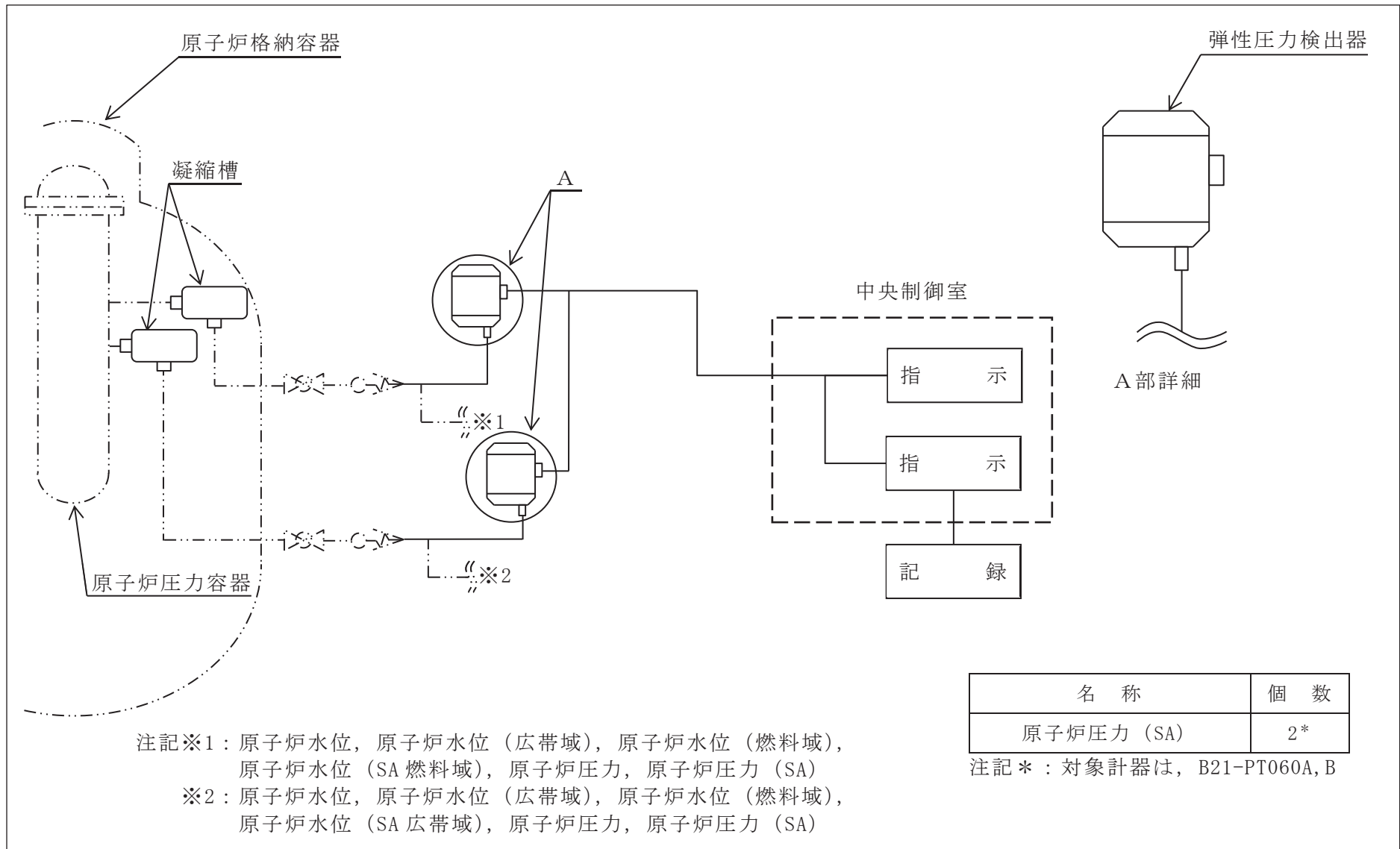


図 3.1.3-4 検出器の構造図（原子炉圧力（SA））

(3) 原子炉水位（広帯域）

原子炉水位（広帯域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉水位（広帯域）の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後，原子炉水位（広帯域）を中央制御室に指示する。また，SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（図3.1.3-5「原子炉水位（広帯域）の概略構成図」及び図3.1.3-6「検出器の構造図（原子炉水位（広帯域）」参照。）

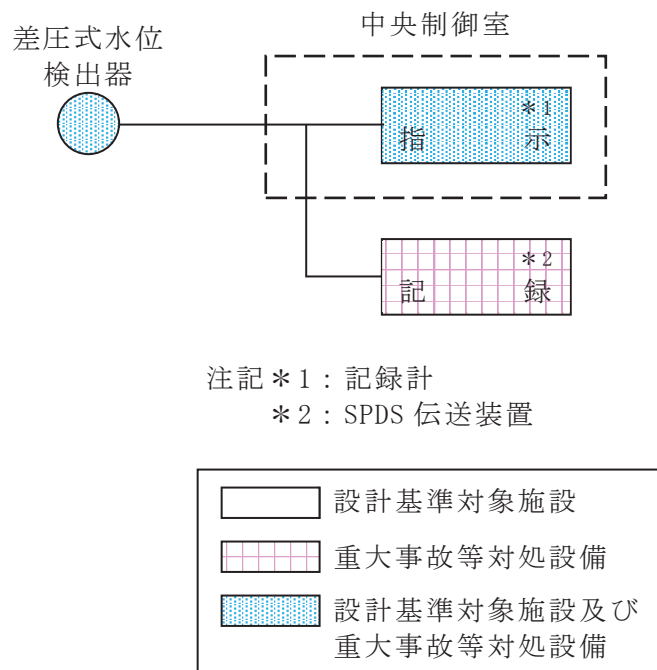


図 3.1.3-5 原子炉水位（広帯域）の概略構成図



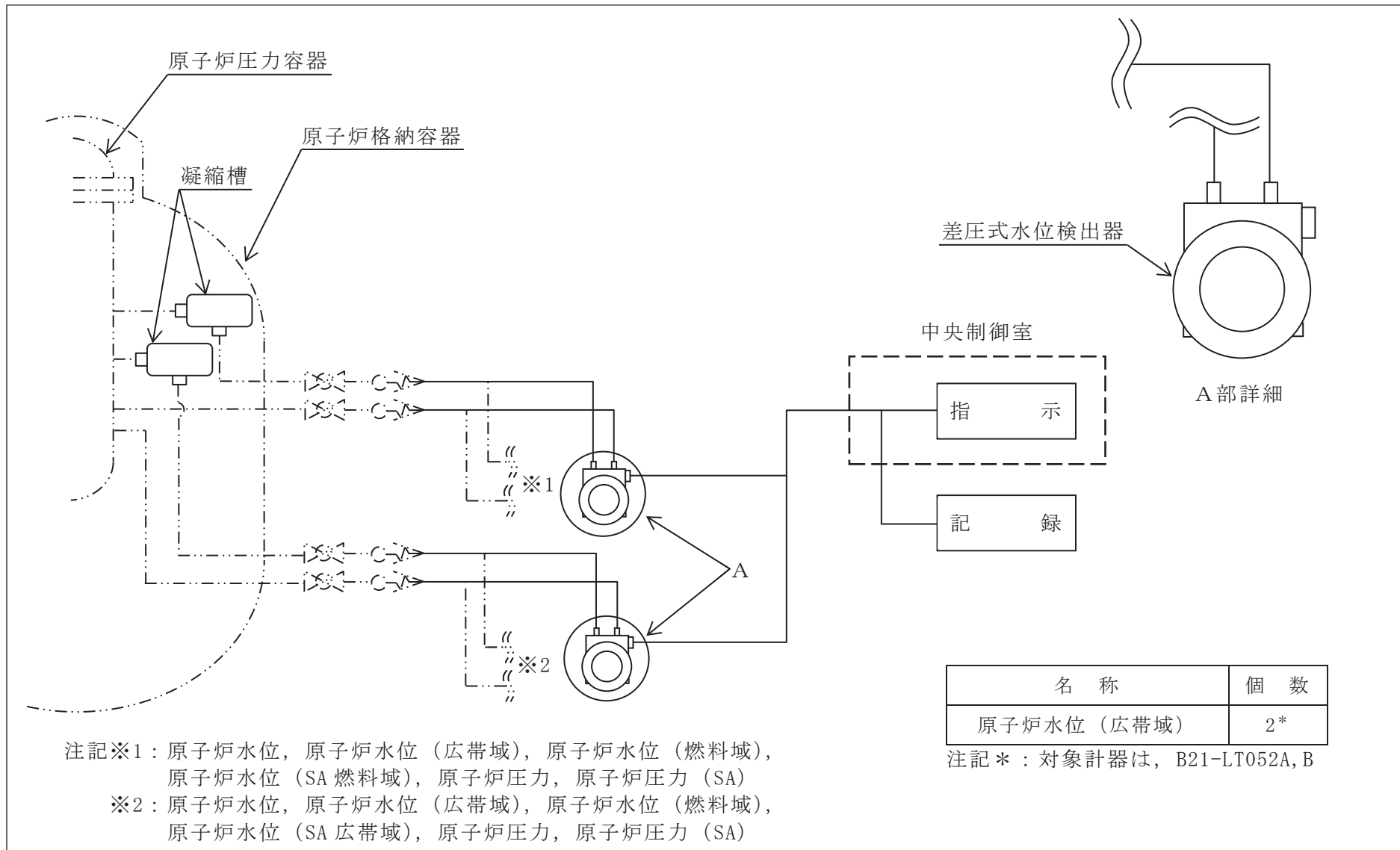


図 3.1.3-6 検出器の構造図 (原子炉水位 (広帯域))

(4) 原子炉水位（燃料域）

原子炉水位（燃料域）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位（燃料域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位（燃料域）を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図 3.1.3-7「原子炉水位（燃料域）の概略構成図」及び図 3.1.3-8「検出器の構造図（原子炉水位（燃料域）」参照。）

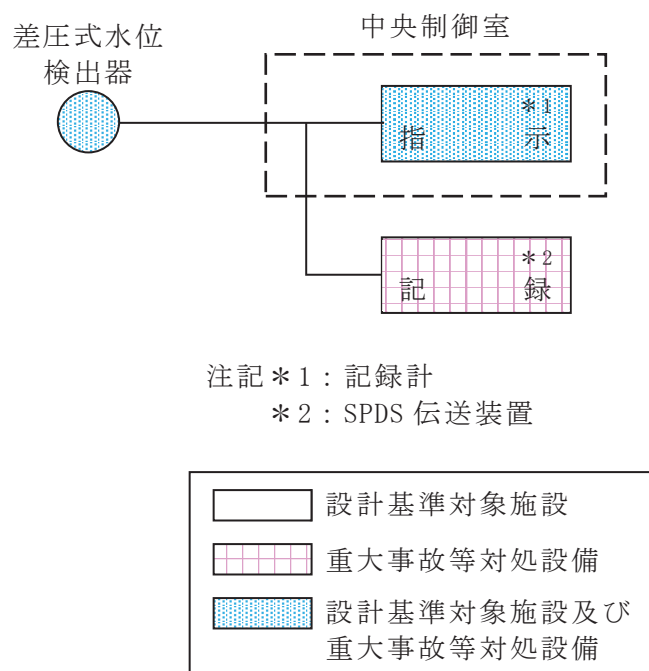


図 3.1.3-7 原子炉水位（燃料域）の概略構成図

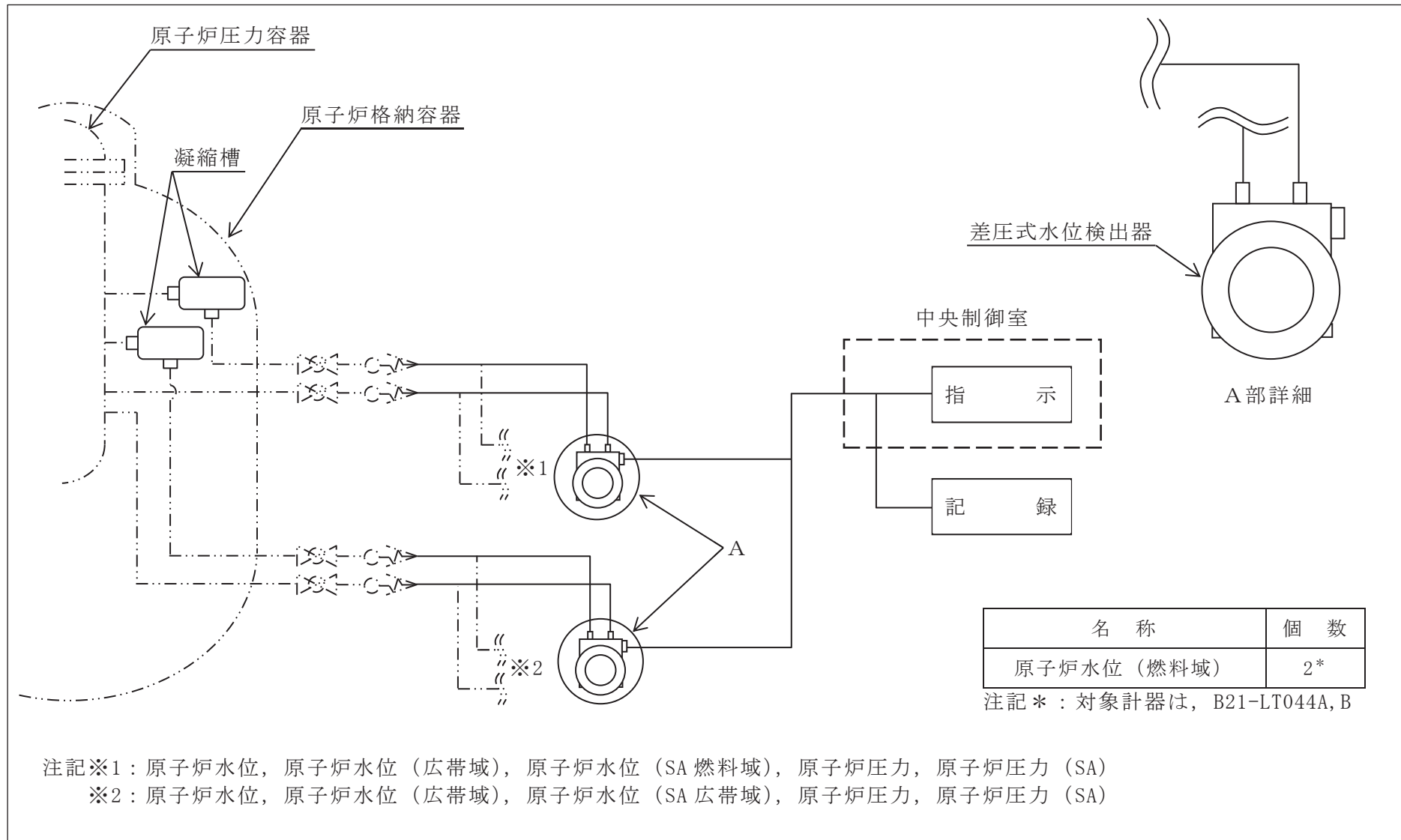


図 3.1.3-8 検出器の構造図 (原子炉水位 (燃料域))

(5) 原子炉水位 (SA広帯域)

原子炉水位 (SA 広帯域) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位 (SA 広帯域) の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位 (SA 広帯域) を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3.1.3-9「原子炉水位 (SA 広帯域) の概略構成図」及び図 3.1.3-10「検出器の構造図 (原子炉水位 (SA 広帯域)) 参照。)

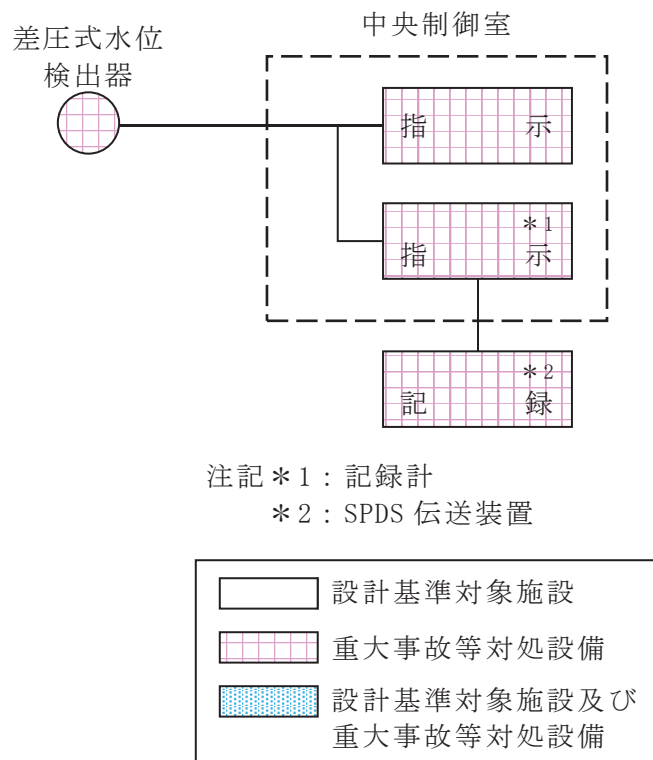


図 3.1.3-9 原子炉水位 (SA 広帯域) の概略構成図

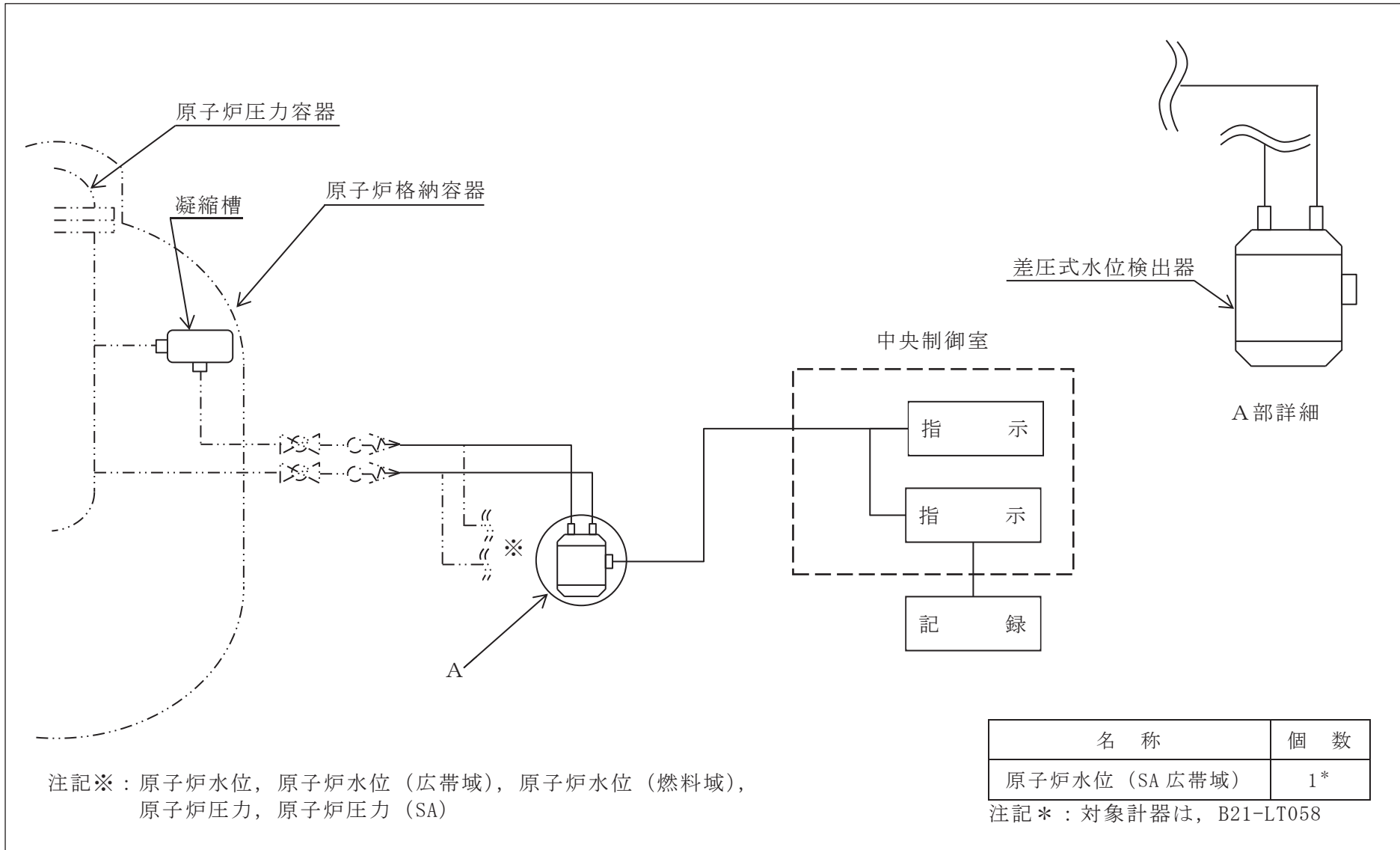


図 3.1.3-10 検出器の構造図（原子炉水位（SA広帯域））

(6) 原子炉水位 (SA燃料域)

原子炉水位 (SA 燃料域) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位 (SA 燃料域) の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位 (SA 燃料域) を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3.1.3-11「原子炉水位 (SA 燃料域) の概略構成図」及び図 3.1.3-12「検出器の構造図 (原子炉水位 (SA 燃料域))」参照。)

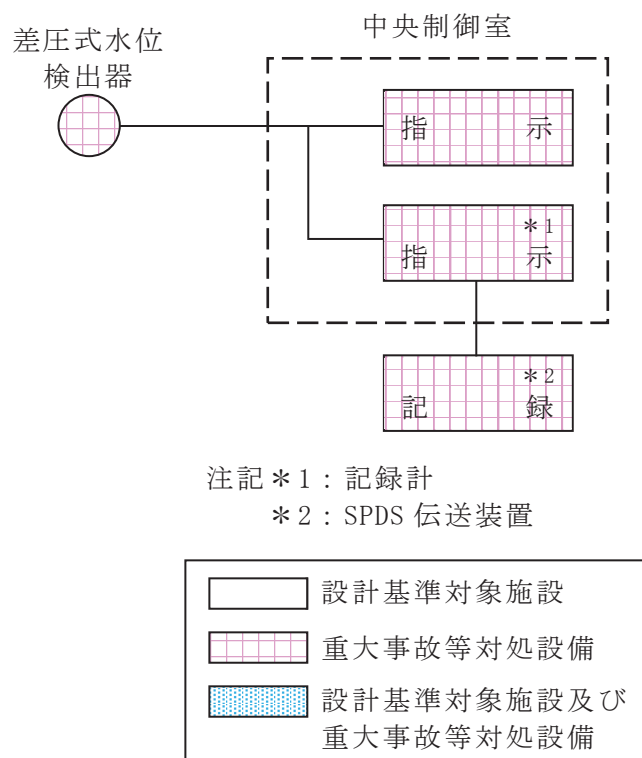


図 3.1.3-11 原子炉水位 (SA 燃料域) の概略構成図

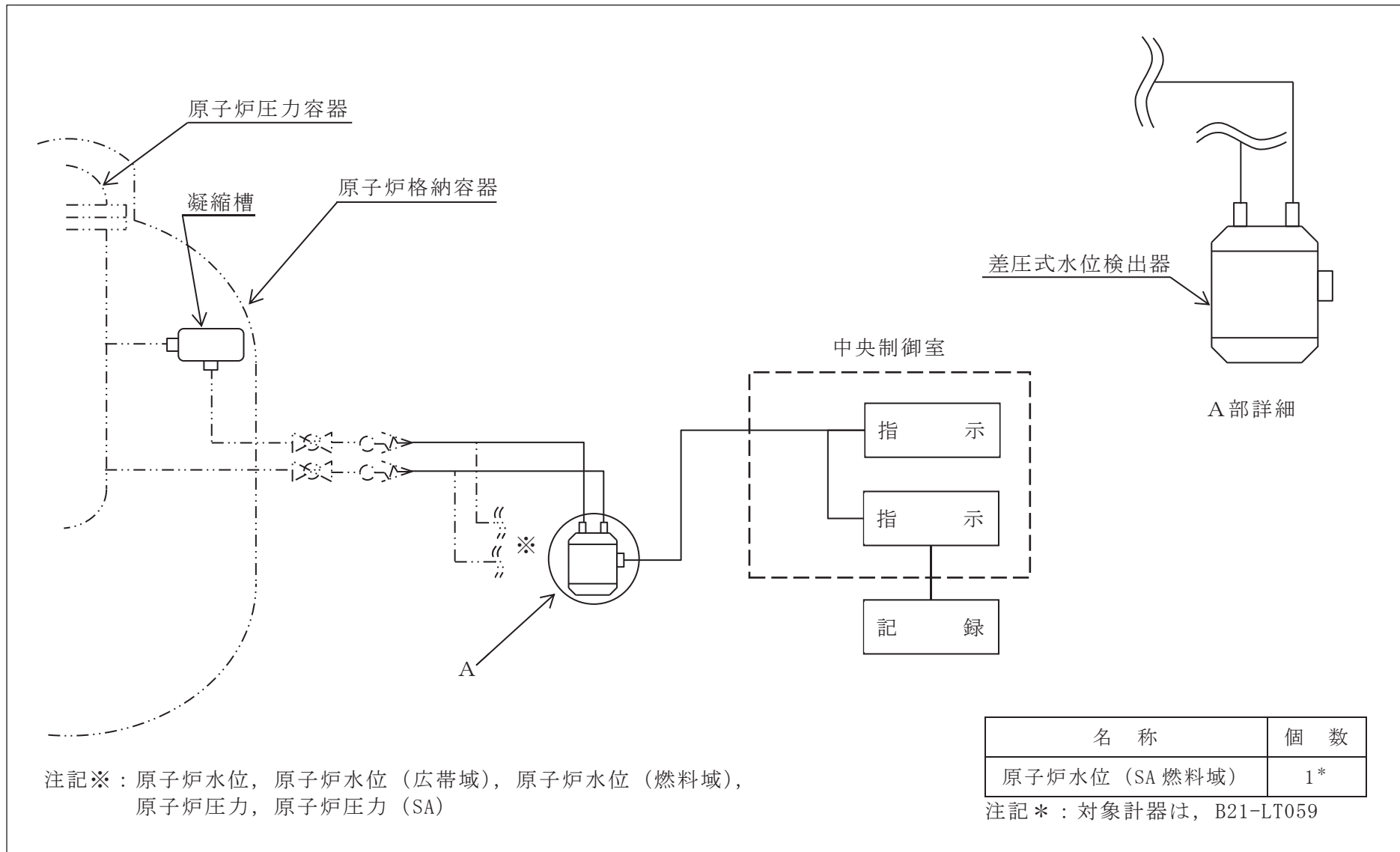


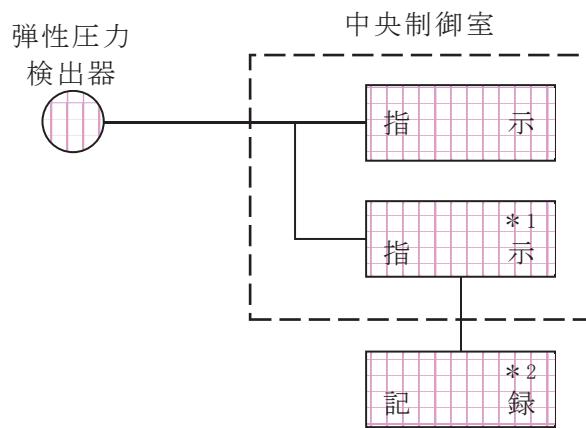
図 3.1.3-12 検出器の構造図（原子炉水位（SA燃料域））

3.1.4 原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置

(1) ドライウェル圧力

ドライウェル圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，ドライウェル圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，ドライウェル圧力を中央制御室に指示する。また，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

(図3.1.4-1「ドライウェル圧力の概略構成図」及び図3.1.4-2「検出器の構造図（ドライウェル圧力）」参照。)



注記\*1：記録計  
\*2：SPDS 伝送装置

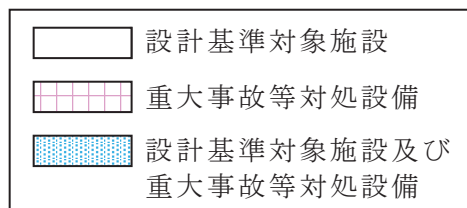


図 3.1.4-1 ドライウェル圧力の概略構成図



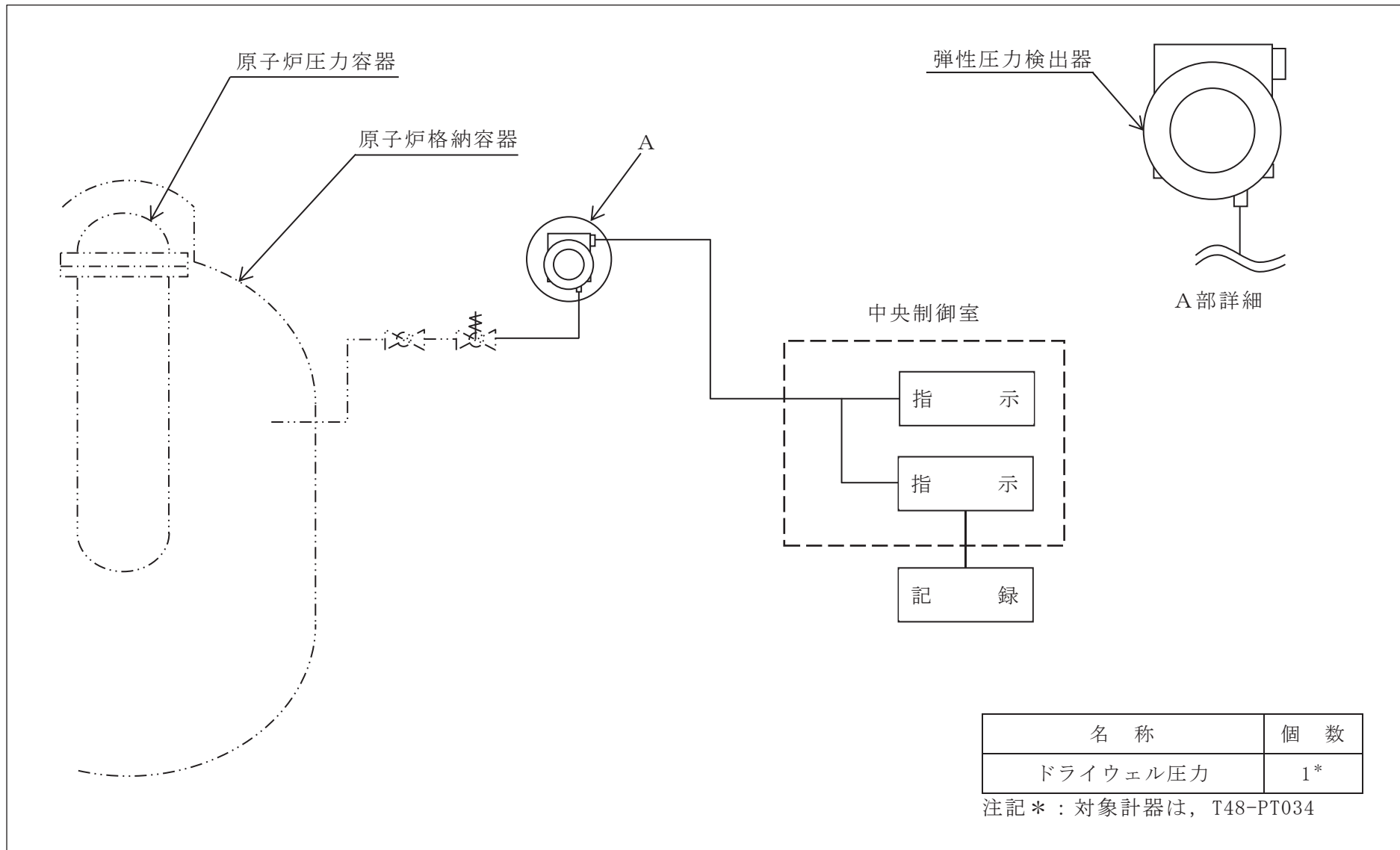
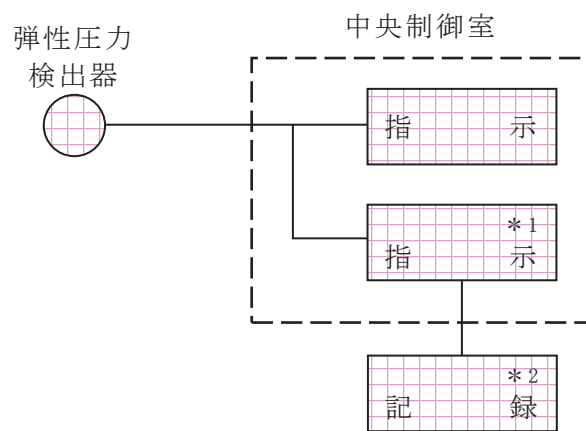


図 3.1.4-2 検出器の構造図（ドライウェル圧力）

(2) 圧力抑制室圧力

圧力抑制室圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、圧力抑制室圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、圧力抑制室圧力を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.4-3「圧力抑制室圧力の概略構成図」及び図3.1.4-4「検出器の構造図(圧力抑制室圧力)」参照。)



注記\*1：記録計  
\*2：SPDS 伝送装置

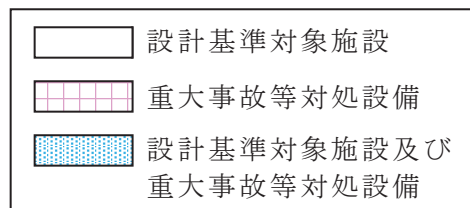


図 3.1.4-3 圧力抑制室圧力の概略構成図

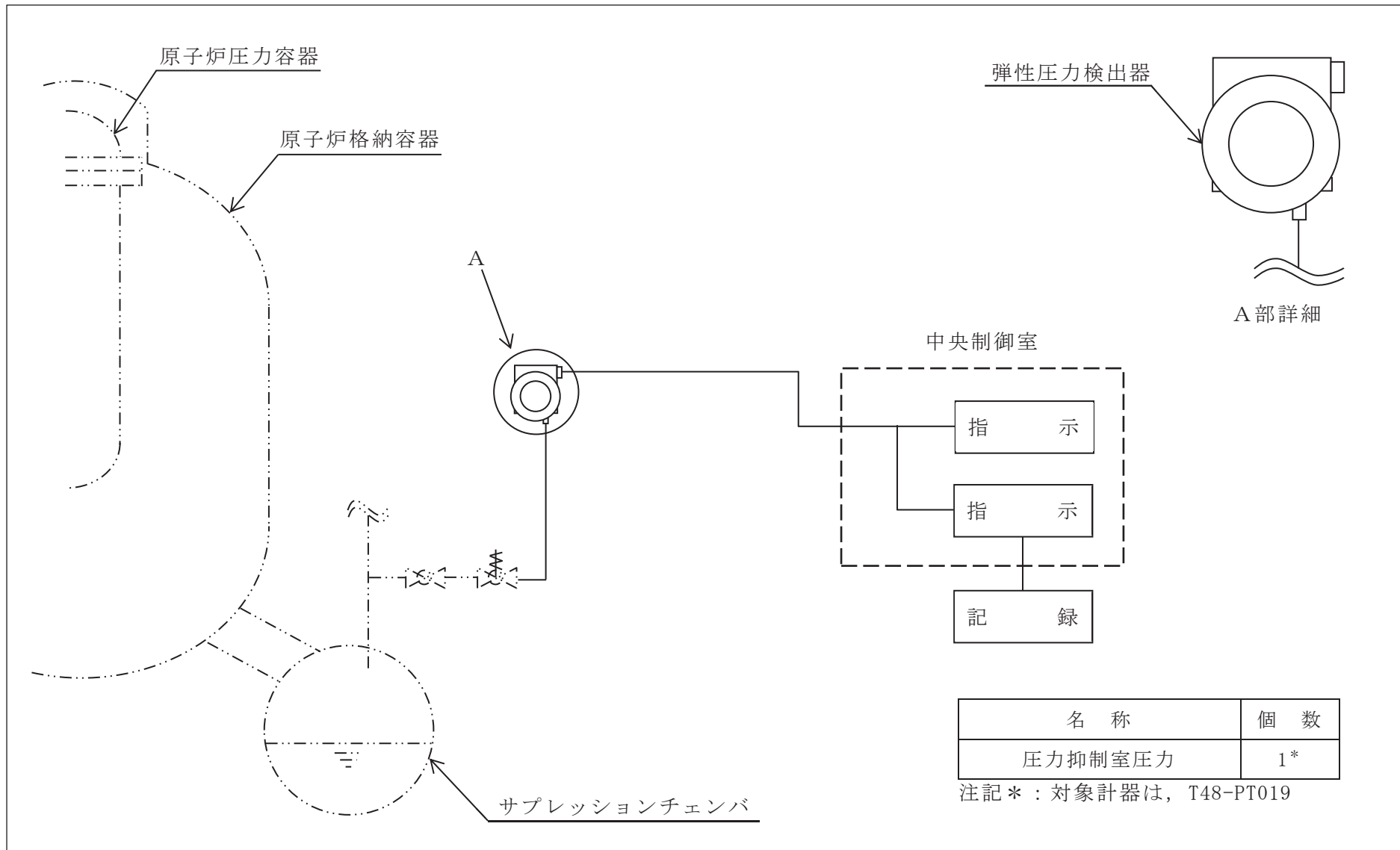


図 3.1.4-4 検出器の構造図（圧力抑制室圧力）

(3) ドライウェル温度

ドライウェル温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウェル温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、ドライウェル温度を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.4-5「ドライウェル温度の概略構成図」及び図3.1.4-6「検出器の構造図(ドライウェル温度)」参照。)

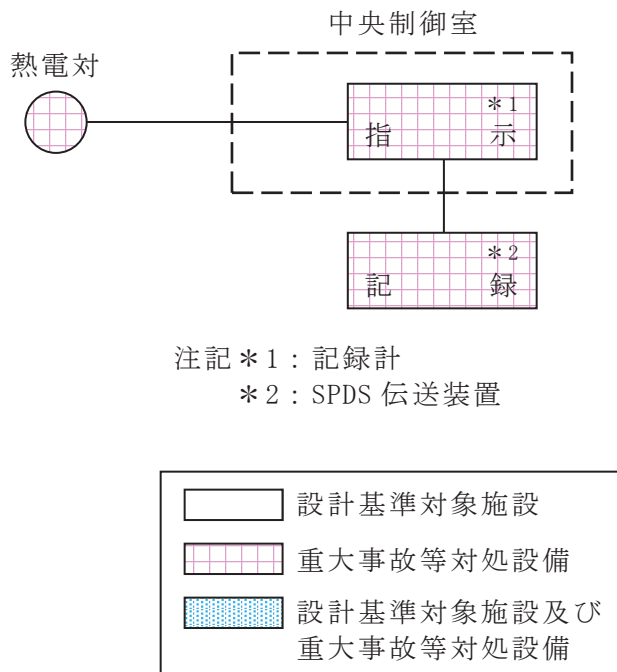


図 3.1.4-5 ドライウェル温度の概略構成図

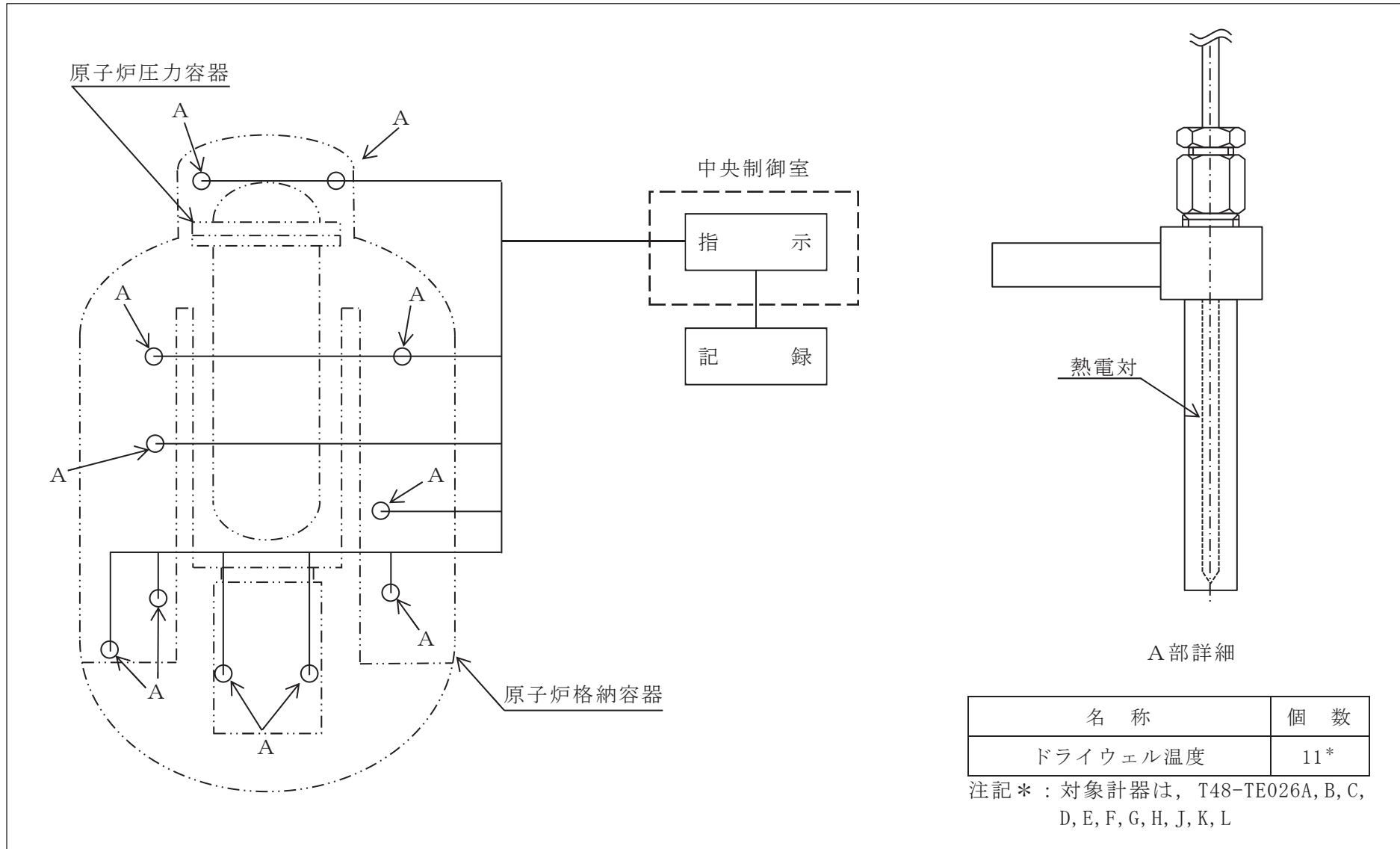


図 3.1.4-6 検出器の構造図 (ドライウエル温度)

(4) 圧力抑制室内空気温度

圧力抑制室内空気温度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，圧力抑制室内空気温度の検出信号は，熱電対からの起電力を，中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後，圧力抑制室内空気温度を中央制御室に指示する。また，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

(図3.1.4-7「圧力抑制室内空気温度の概略構成図」及び図3.1.4-8「検出器の構造図（圧力抑制室内空気温度）」参照。)

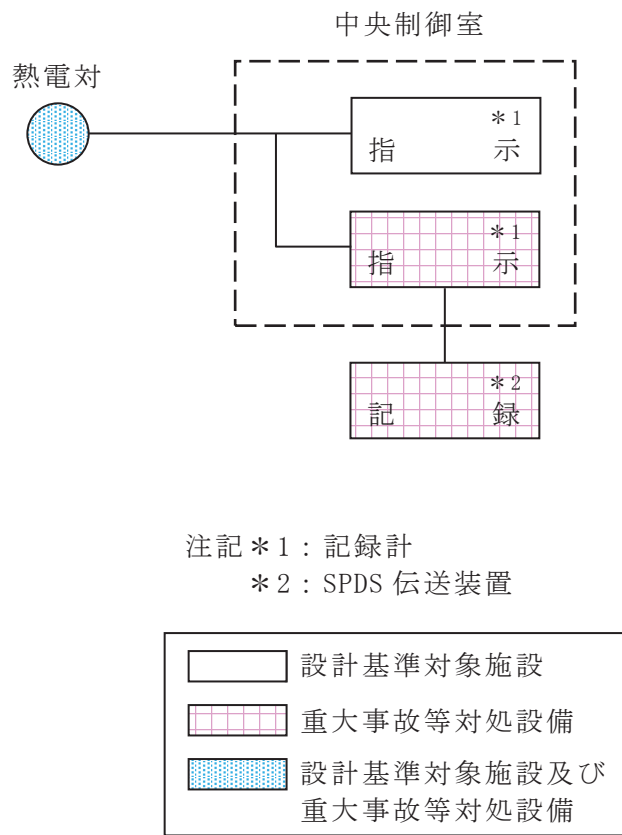


図 3.1.4-7 圧力抑制室内空気温度の概略構成図

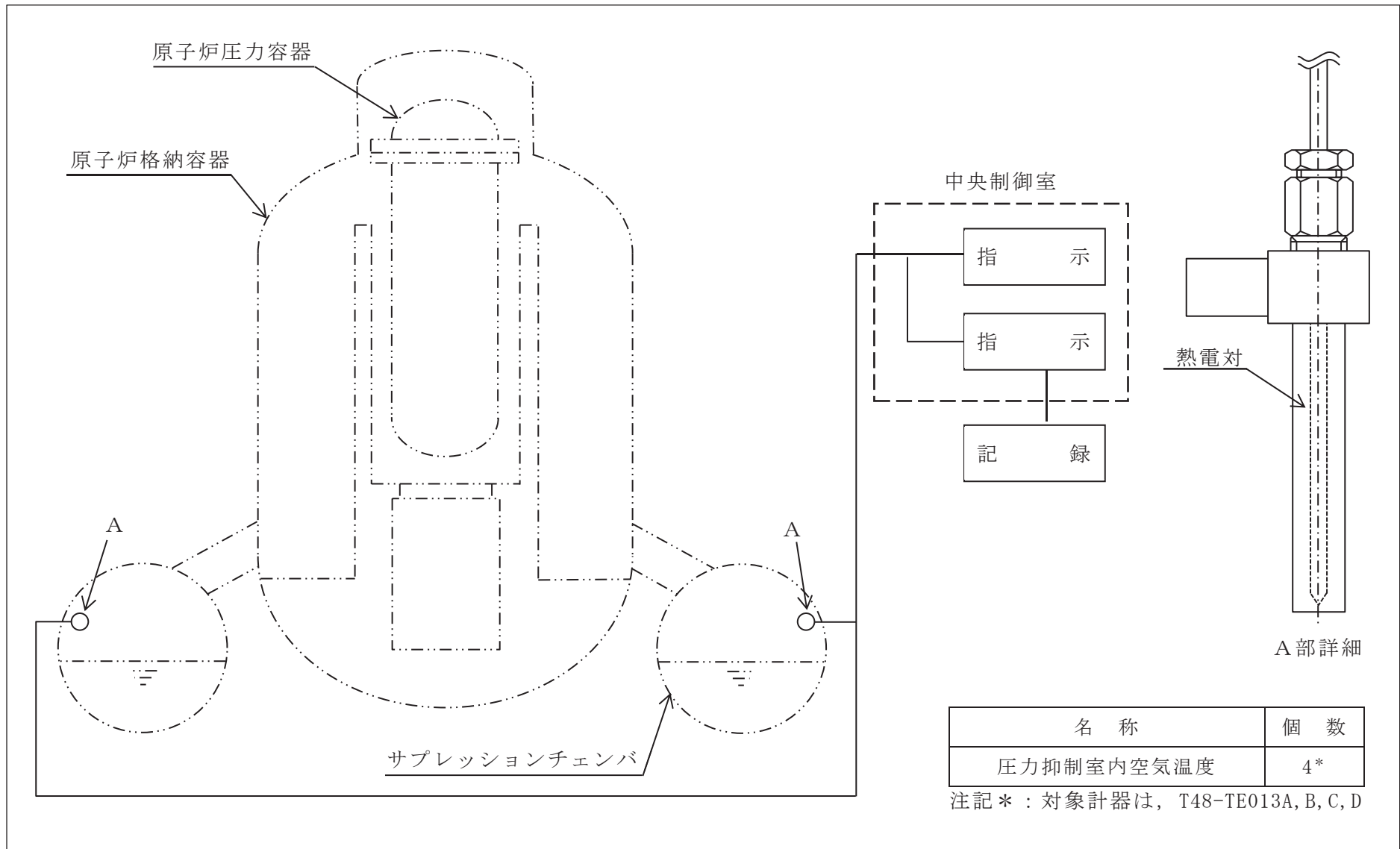
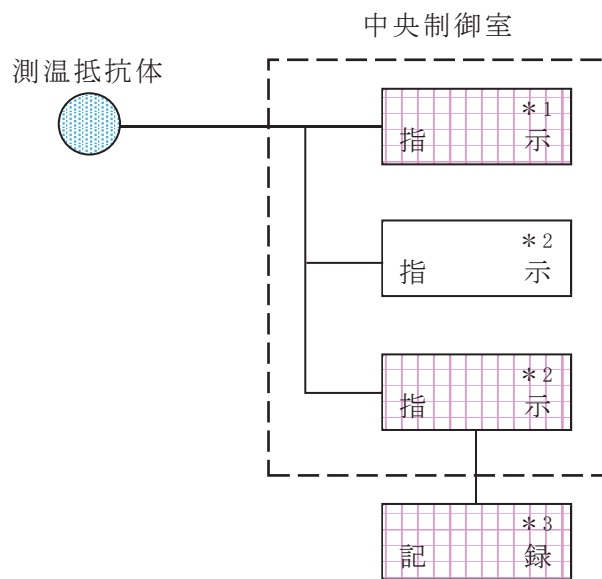


図 3.1.4-8 検出器の構造図 (圧力抑制室内空気温度)

(5) サプレッションプール水温度

サプレッションプール水温度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，サプレッションプール水温度の検出信号は，测温抵抗体の抵抗値を，中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後，サプレッションプール水温度を中央制御室に指示する。また，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

(図3.1.4-9「サプレッションプール水温度の概略構成図」及び図3.1.4-10「検出器の構造図（サプレッションプール水温度）」参照。)



注記 \*1 : 测温抵抗体 16 個中 2 個のみ  
 \*2 : 記録計  
 \*3 : SPDS 伝送装置

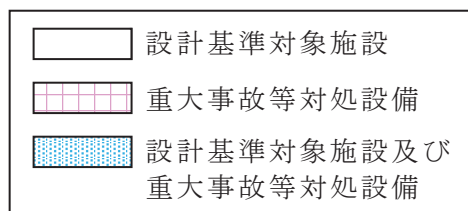


図 3.1.4-9 サプレッションプール水温度の概略構成図



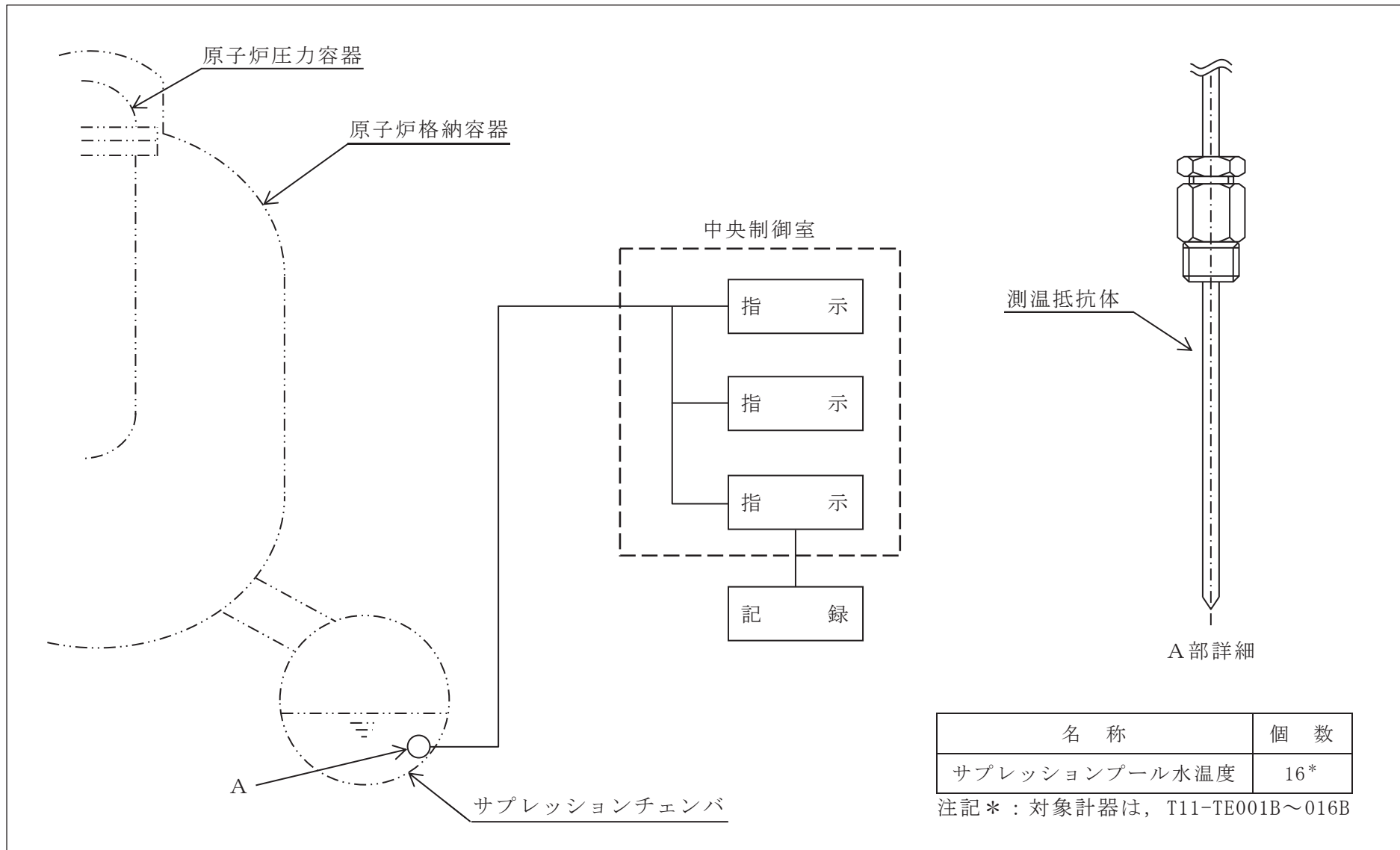


図 3.1.4-10 検出器の構造図 (サプレッションプール水温度)

(6) 原子炉格納容器下部温度

原子炉格納容器下部温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉格納容器下部温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、原子炉格納容器下部温度を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.4-11「原子炉格納容器下部温度の概略構成図」及び図3.1.4-12「検出器の構造図(原子炉格納容器下部温度)」参照。)

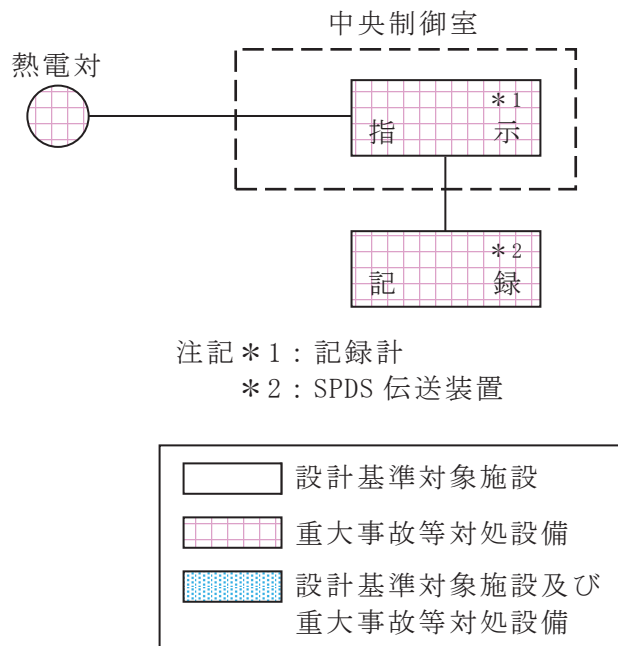


図 3.1.4-11 原子炉格納容器下部温度の概略構成図

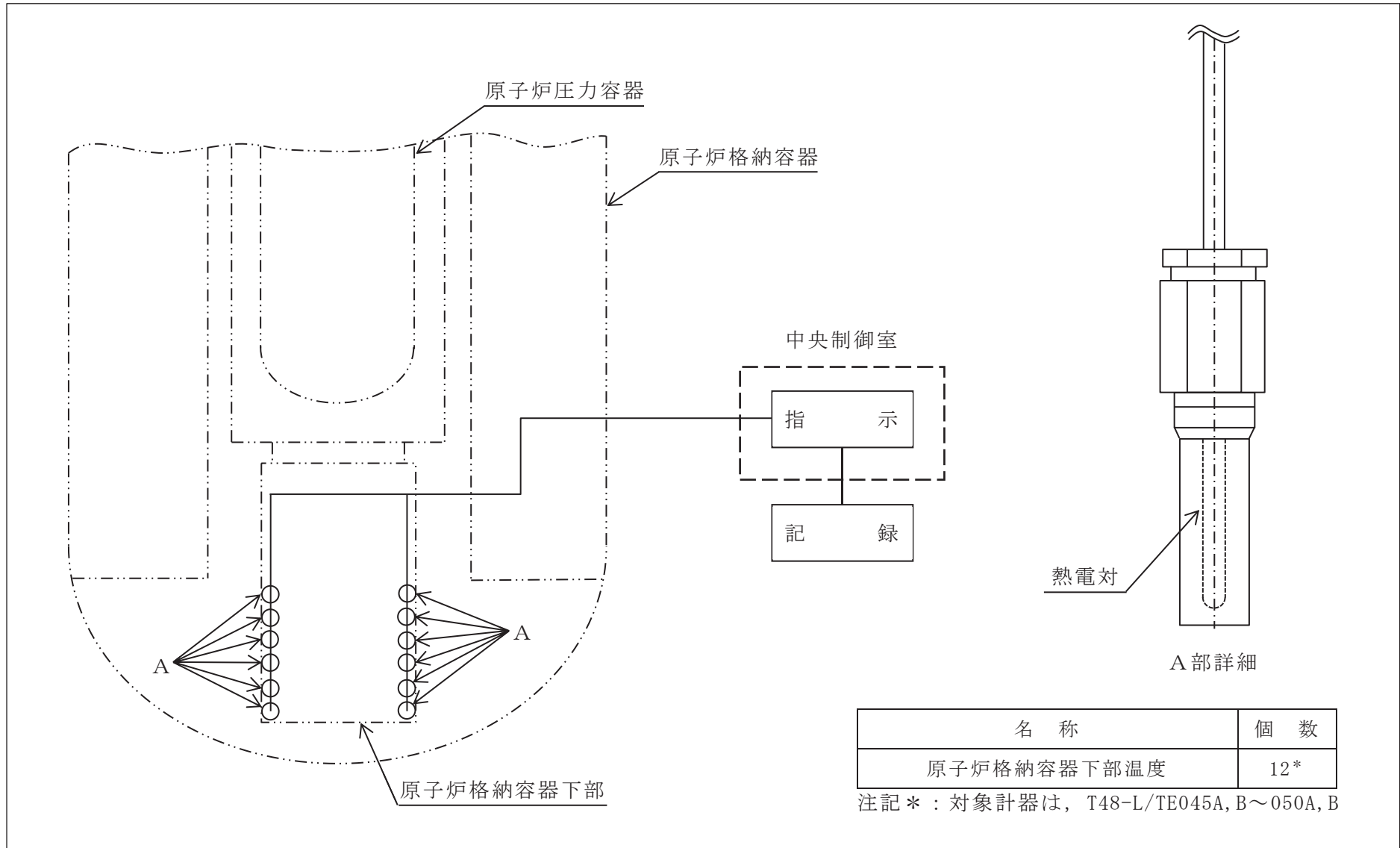


図 3.1.4-12 検出器の構造図 (原子炉格納容器下部温度)

(7) 格納容器内雰囲気酸素濃度

格納容器内雰囲気酸素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内雰囲気酸素濃度の検出信号は、熱磁気風式酸素検出器からの電流信号を、前置増幅器で増幅し、中央制御室の演算装置にて酸素濃度信号に変換する処理を行った後、格納容器内雰囲気酸素濃度を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.4-13「格納容器内雰囲気酸素濃度の概略構成図」及び図3.1.4-14「検出器の構造図(格納容器内雰囲気酸素濃度)」参照。)

交流電源が必要な場合、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車からの給電が可能である。電源供給についてVI-6「図面」のうち「第1-4-1 図 単線結線図(その1)」及び「第1-4-3 図 単線結線図(その3)」に示す。

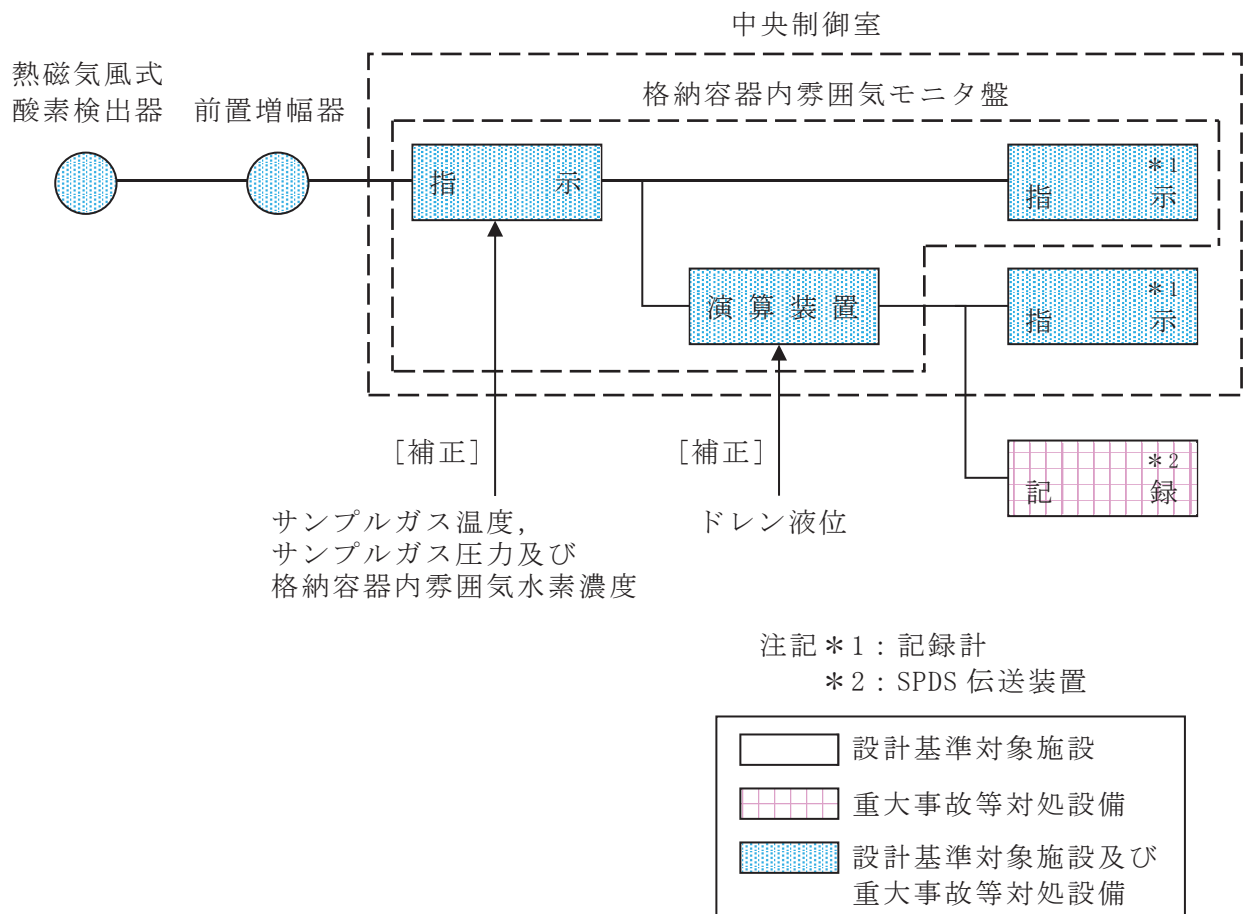


図 3.1.4-13 格納容器内雰囲気酸素濃度の概略構成図

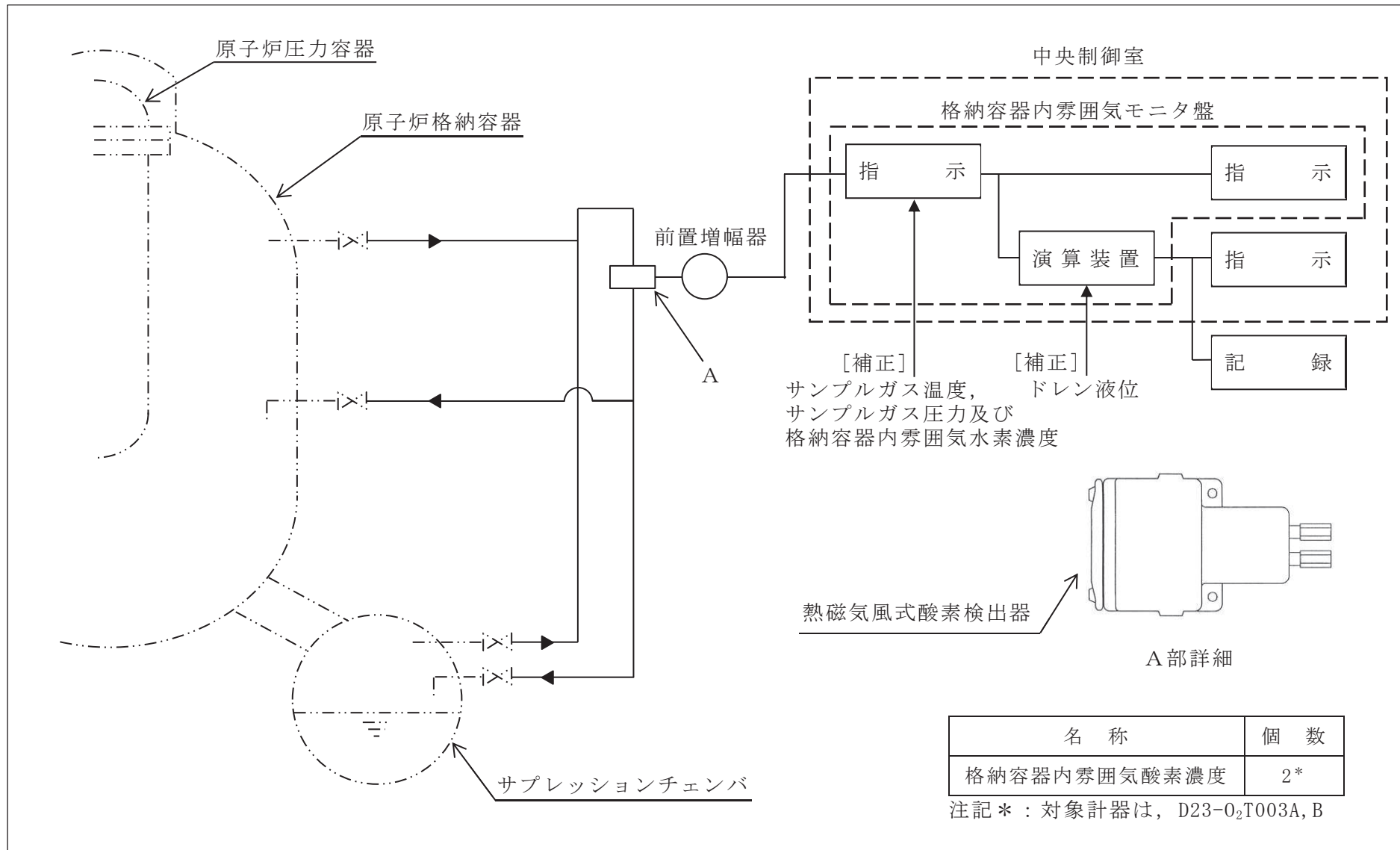


図 3.1.4-14 検出器の構造図（格納容器内雰囲気気酸素濃度）

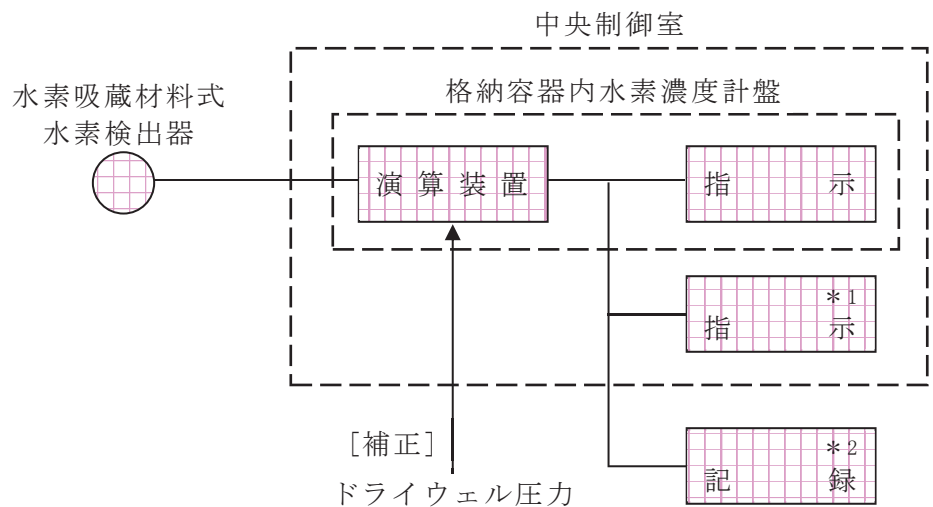
(8) 格納容器内水素濃度(D/W)

格納容器内水素濃度(D/W)は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度(D/W)の検出信号は、水素吸蔵材料式水素検出器からの抵抗値を、中央制御室の演算装置にて水素濃度信号に変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度(D/W)を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.4-15「格納容器内水素濃度(D/W)の概略構成図」及び図3.1.4-16「検出器の構造図(格納容器内水素濃度(D/W))」参照。)

直流電源が必要な場合、常設代替直流電源設備である 125V 代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である 125V 代替蓄電池、125V 代替充電器及び電源車の組み合わせから給電が可能である。電源供給についてVI-6「図面」のうち「第 1-4-1 図 単線結線図(その1)」及び「第 1-4-2 図 単線結線図(その2)」に示す。

格納容器内水素濃度(D/W)の機能・構造と耐環境性等について別添1「格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)による格納容器内水素濃度の監視について」に示す。



注記 \*1 : 記録計  
\*2 : SPDS 伝送装置

	設計基準対象施設
	重大事故等対処設備
	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備

図 3.1.4-15 格納容器内水素濃度(D/W)の概略構成図

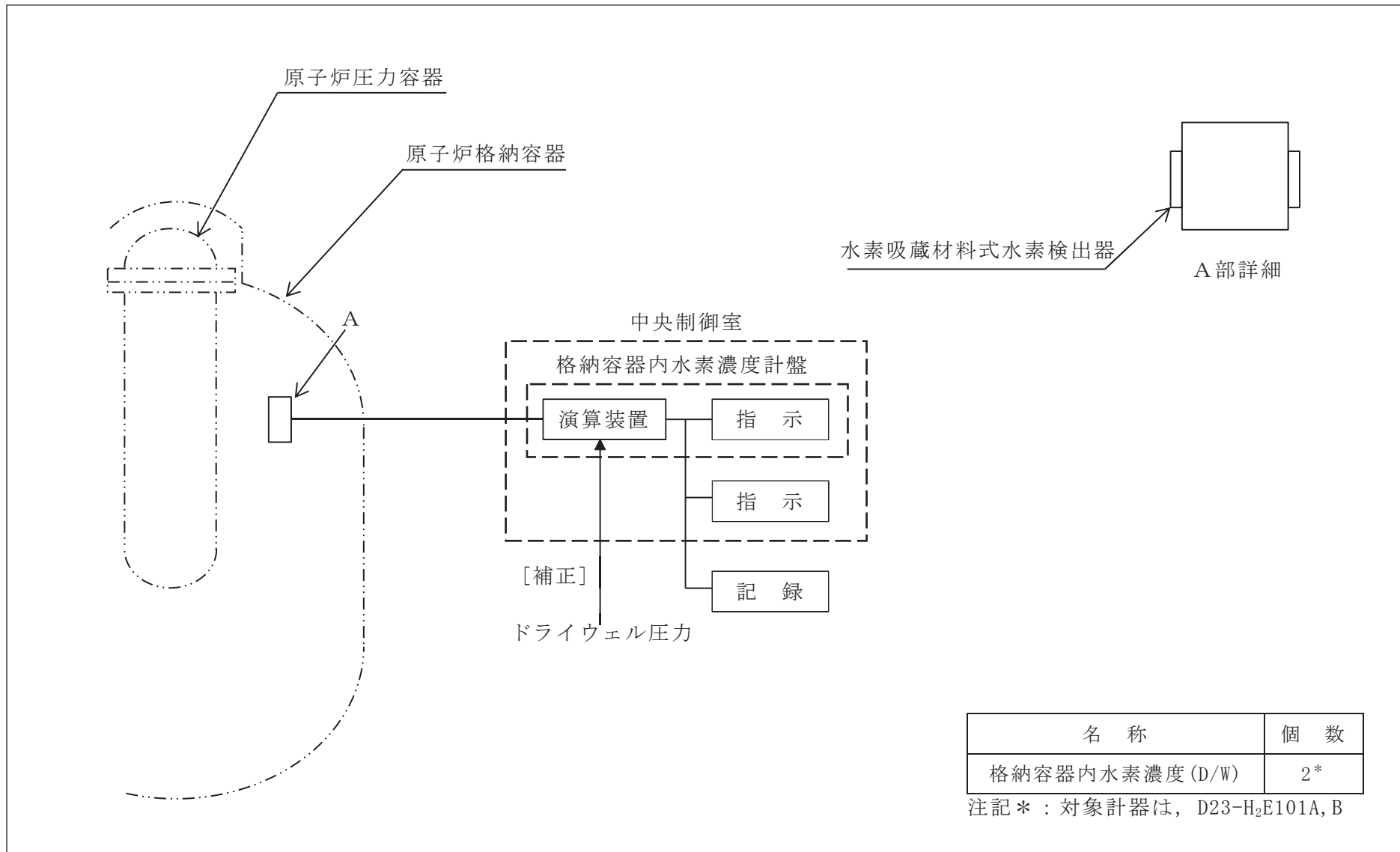


図 3.1.4-16 検出器の構造図 (格納容器内水素濃度(D/W))

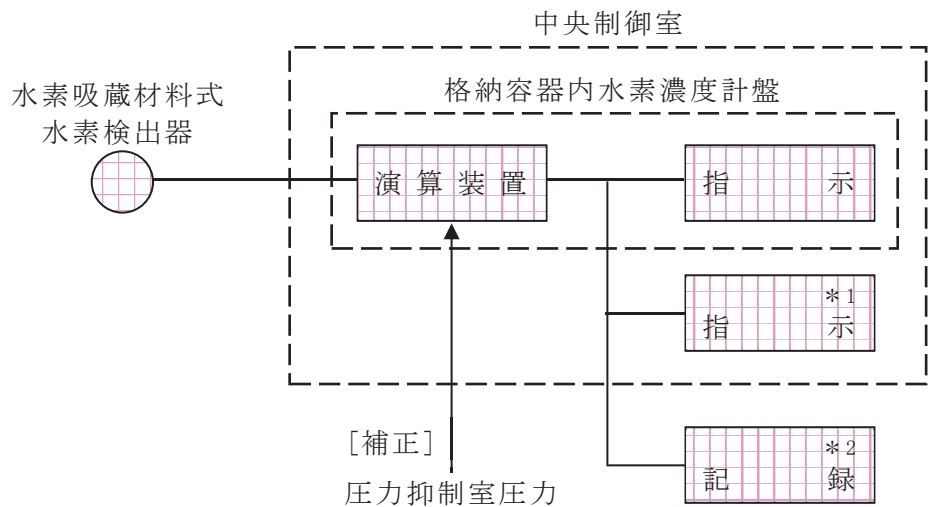
(9) 格納容器内水素濃度 (S/C)

格納容器内水素濃度 (S/C) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度 (S/C) の検出信号は、水素吸蔵材料式水素検出器からの抵抗値を、中央制御室の演算装置にて水素濃度信号に変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度 (S/C) を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.4-17「格納容器内水素濃度 (S/C) の概略構成図」及び図3.1.4-18「検出器の構造図 (格納容器内水素濃度 (S/C))」参照。)

直流電源が必要な場合、常設代替直流電源設備である 125V 代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である 125V 代替蓄電池、125V 代替充電器及び電源車の組み合わせから給電が可能である。電源供給についてVI-6「図面」のうち「第 1-4-1 図 単線結線図 (その 1)」及び「第 1-4-2 図 単線結線図 (その 2)」に示す。

格納容器内水素濃度 (S/C) の機能・構造と耐環境性等について別添 1「格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) による格納容器内水素濃度の監視について」に示す。



注記 \* 1 : 記録計  
\* 2 : SPDS 伝送装置

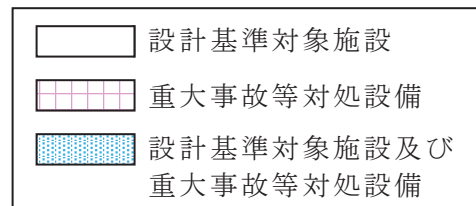


図 3.1.4-17 格納容器内水素濃度 (S/C) の概略構成図



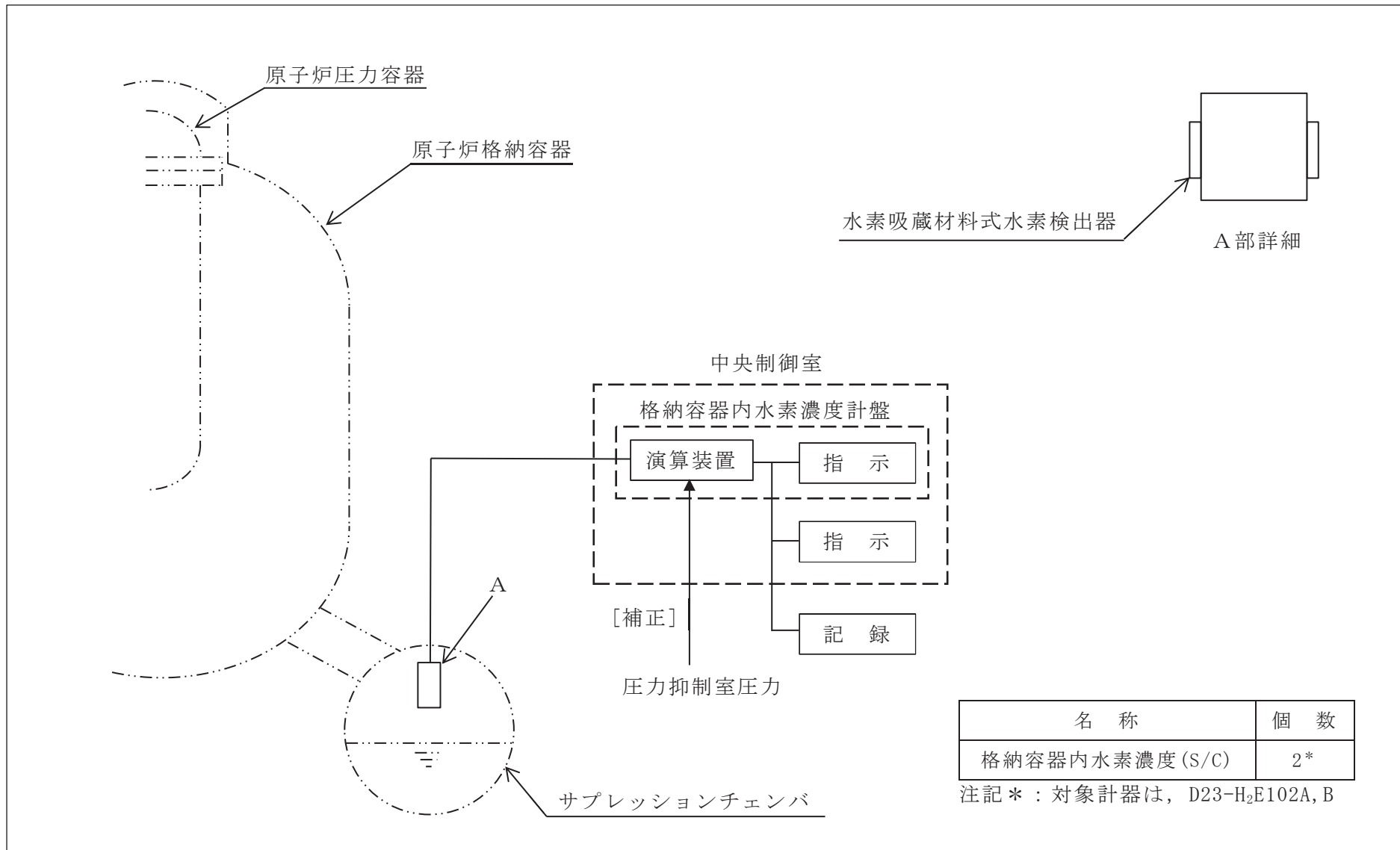


図 3.1.4-18 検出器の構造図 (格納容器内水素濃度(S/C))

(10) 格納容器内雰囲気水素濃度

格納容器内雰囲気水素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内雰囲気水素濃度の検出信号は、熱伝導率式水素検出器からの電流信号を、前置増幅器で増幅し、中央制御室の演算装置にて水素濃度信号に変換する処理を行った後、格納容器内雰囲気水素濃度を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.4-19「格納容器内雰囲気水素濃度の概略構成図」及び図3.1.4-20「検出器の構造図(格納容器内雰囲気水素濃度)」参照。)

交流電源が必要な場合、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車からの給電が可能である。電源供給についてVI-6「図面」のうち「第1-4-1図 単線結線図(その1)」及び「第1-4-3図 単線結線図(その3)」に示す。

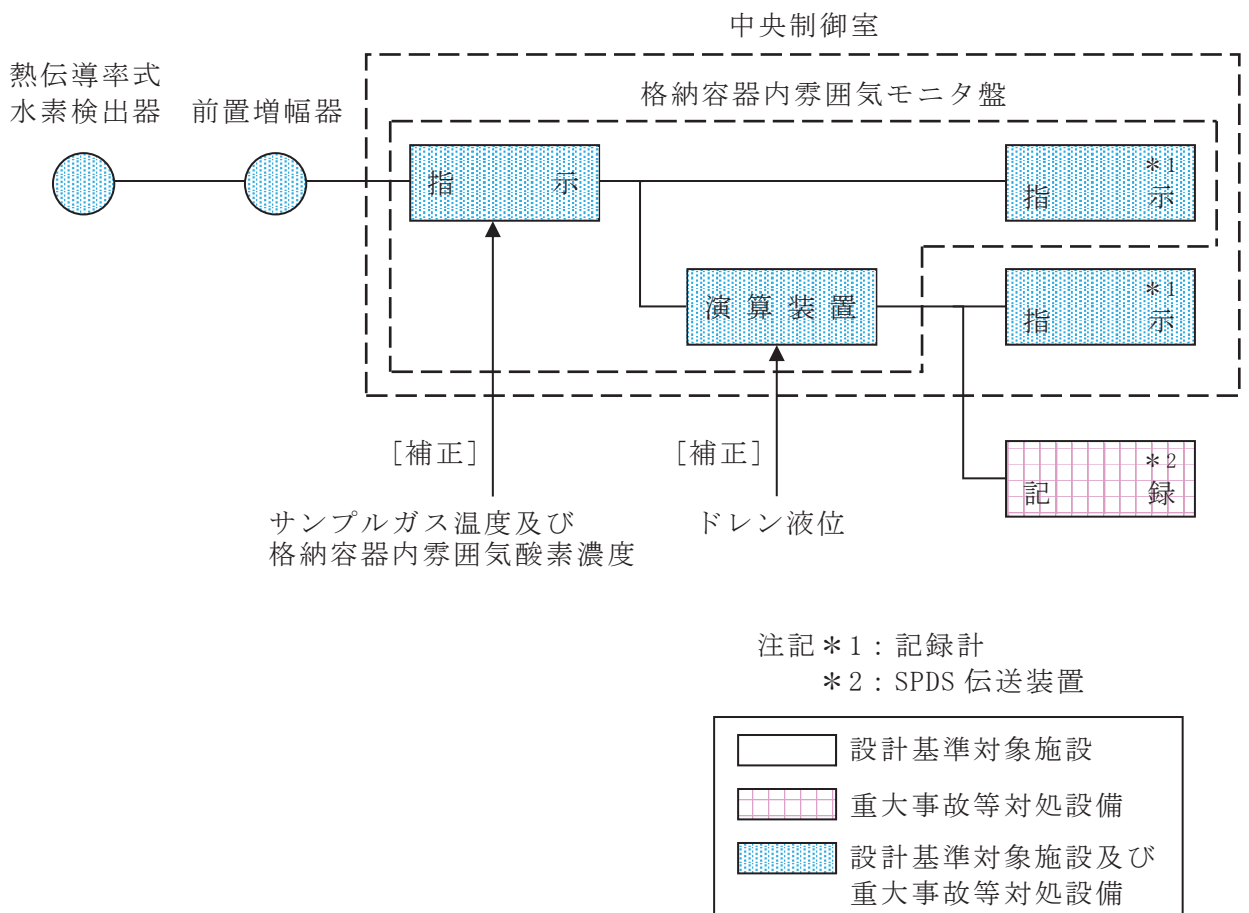


図 3.1.4-19 格納容器内雰囲気水素濃度の概略構成図

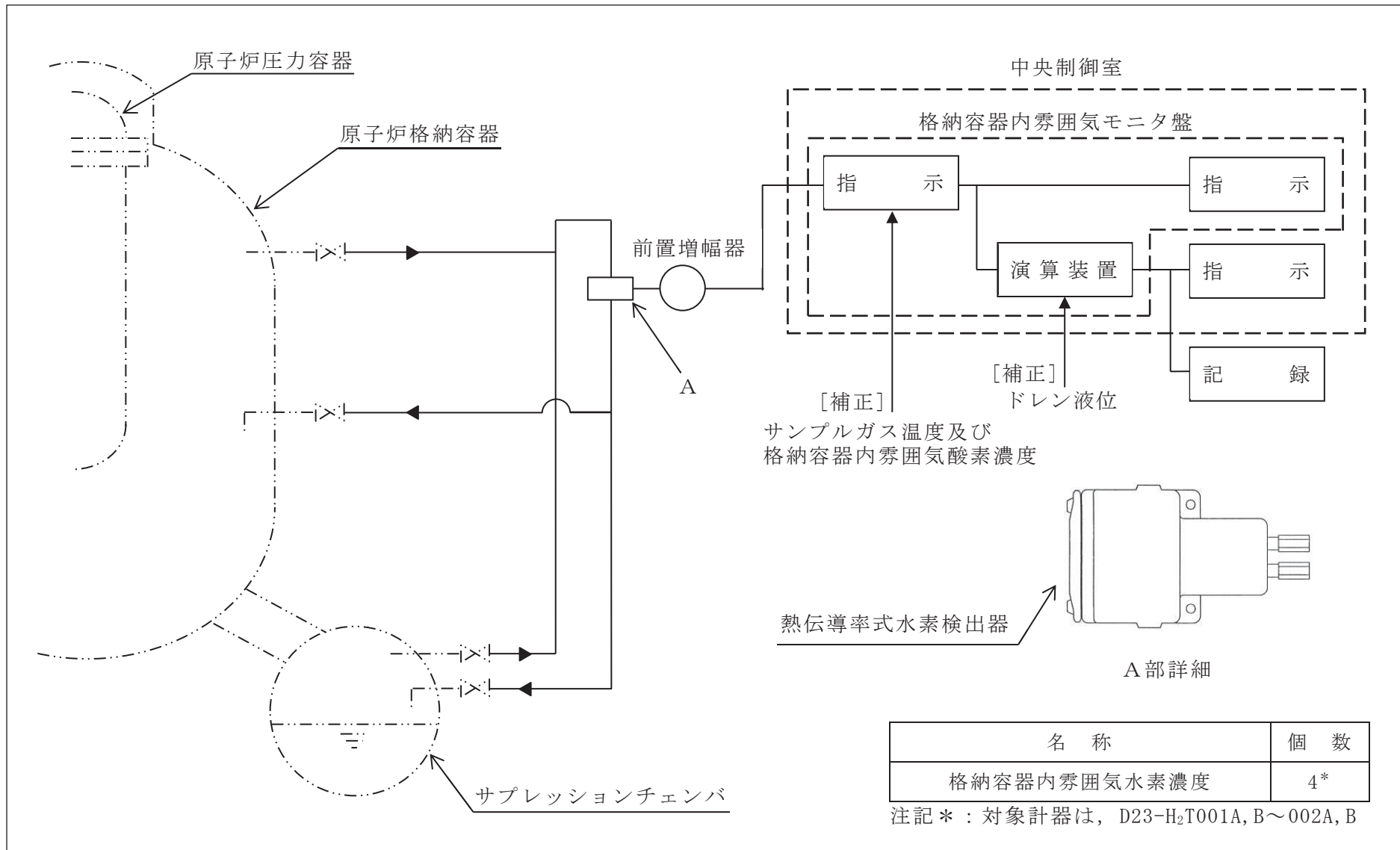


図 3.1.4-20 検出器の構造図（格納容器内雰囲気水素濃度）

3.1.5 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置

(1) 復水貯蔵タンク水位

復水貯蔵タンク水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，復水貯蔵タンク水位の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後，復水貯蔵タンク水位を中央制御室に指示する。また，SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

(図3.1.5-1「復水貯蔵タンク水位の概略構成図」及び図3.1.5-2「検出器の構造図（復水貯蔵タンク水位）」参照。)

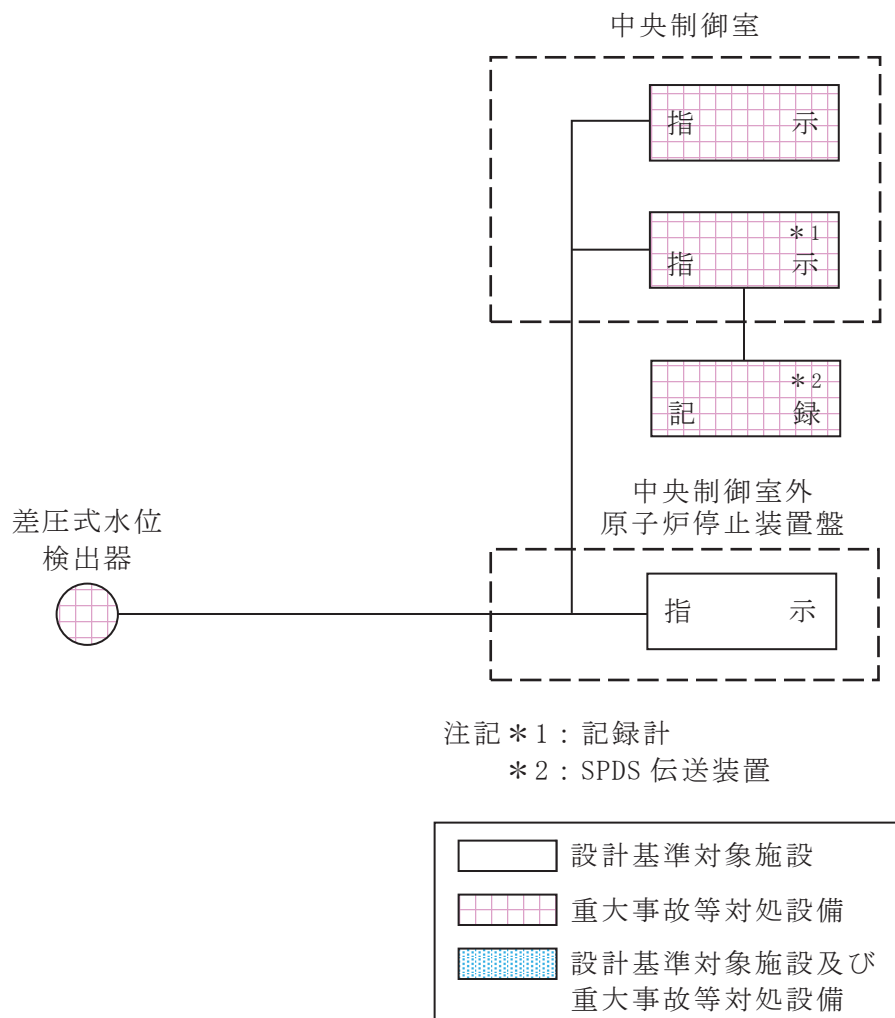


図 3.1.5-1 復水貯蔵タンク水位の概略構成図

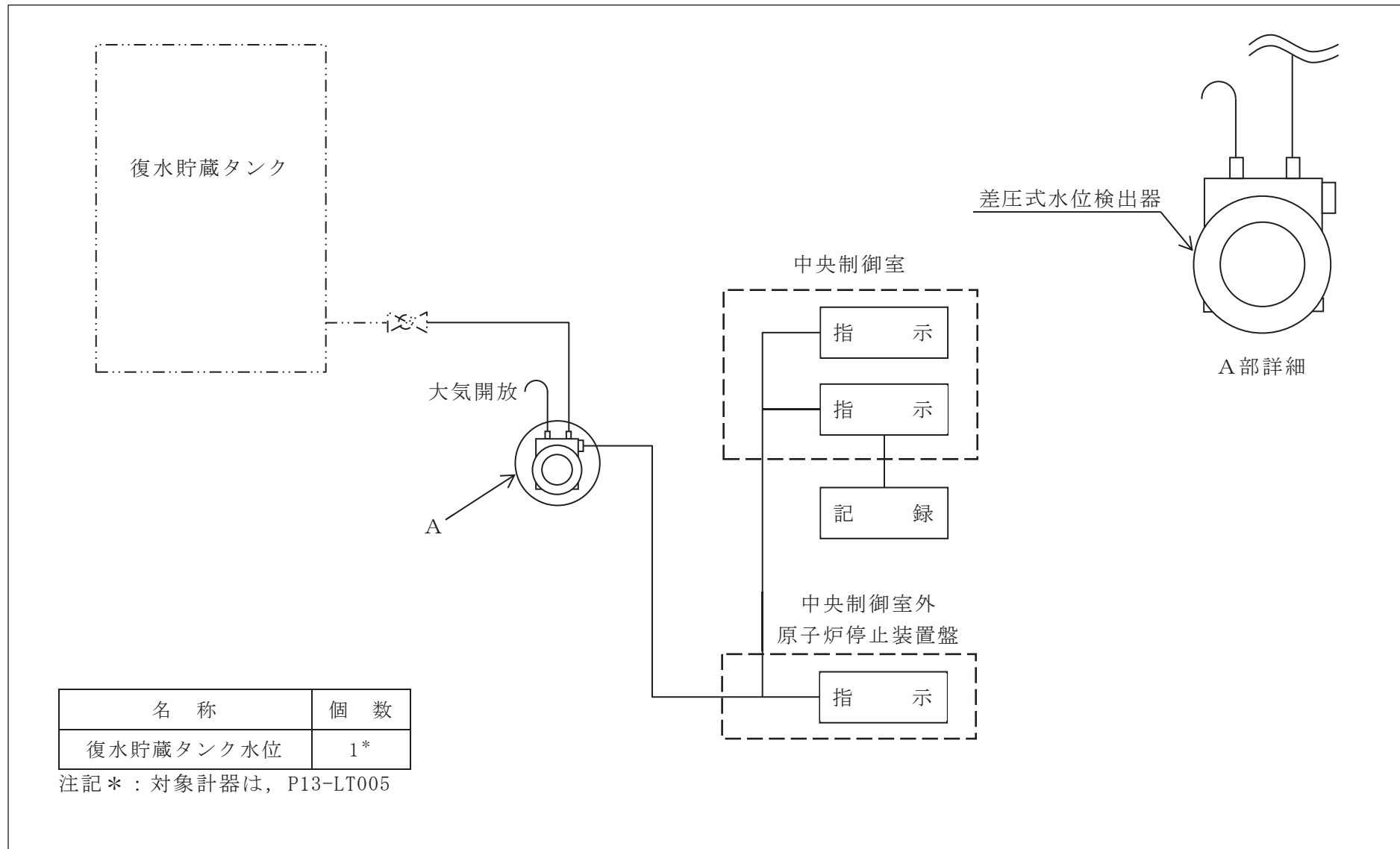


図 3.1.5-2 検出器の構造図（復水貯蔵タンク水位）

3.1.6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

(1) 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）

3.1.2「原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力，温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置」の(12)に同じ。

(2) 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）

3.1.2「原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力，温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置」の(13)に同じ。

(3) 代替循環冷却ポンプ出口流量

3.1.2「原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力，温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置」の(15)に同じ。

(4) 原子炉格納容器代替スプレイ流量

原子炉格納容器代替スプレイ流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉格納容器代替スプレイ流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子炉格納容器代替スプレイ流量を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図 3.1.6-1「原子炉格納容器代替スプレイ流量の概略構成図」及び図 3.1.6-2「検出器の構造図（原子炉格納容器代替スプレイ流量）」参照。)

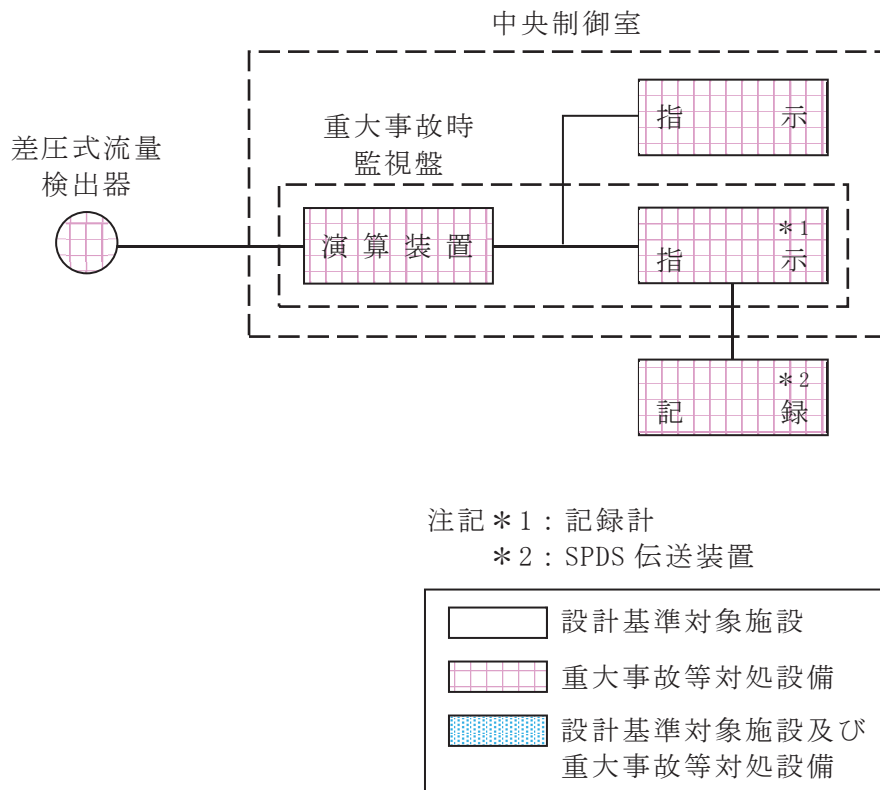


図 3.1.6-1 原子炉格納容器代替スプレイ流量の概略構成図

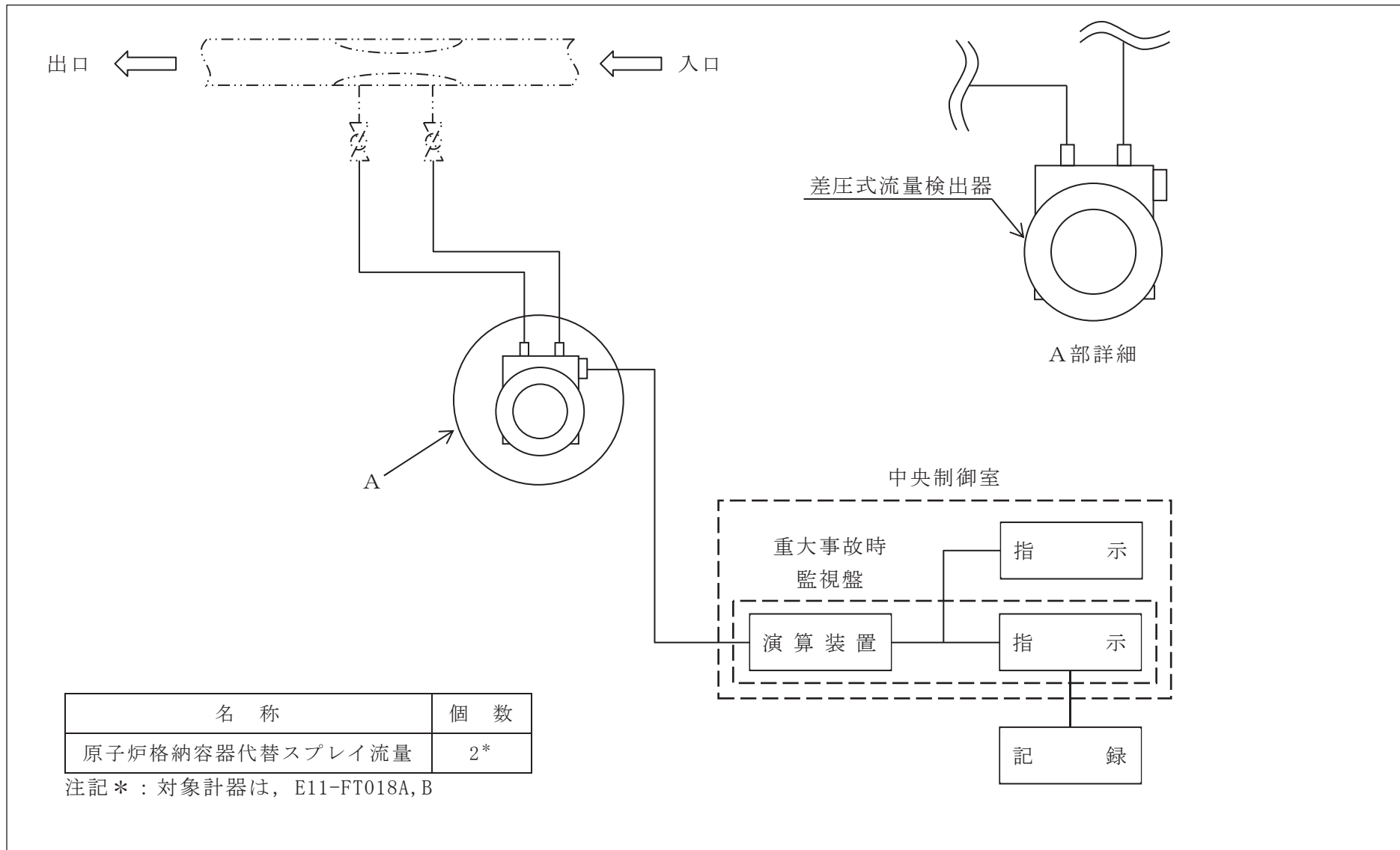


図 3.1.6-2 検出器の構造図 (原子炉格納容器代替スプレイ流量)



(5) 原子炉格納容器下部注水流量

原子炉格納容器下部注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉格納容器下部注水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子炉格納容器下部注水流量を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.6-3「原子炉格納容器下部注水流量の概略構成図」及び図3.1.6-4「検出器の構造図（原子炉格納容器下部注水流量）」参照。)

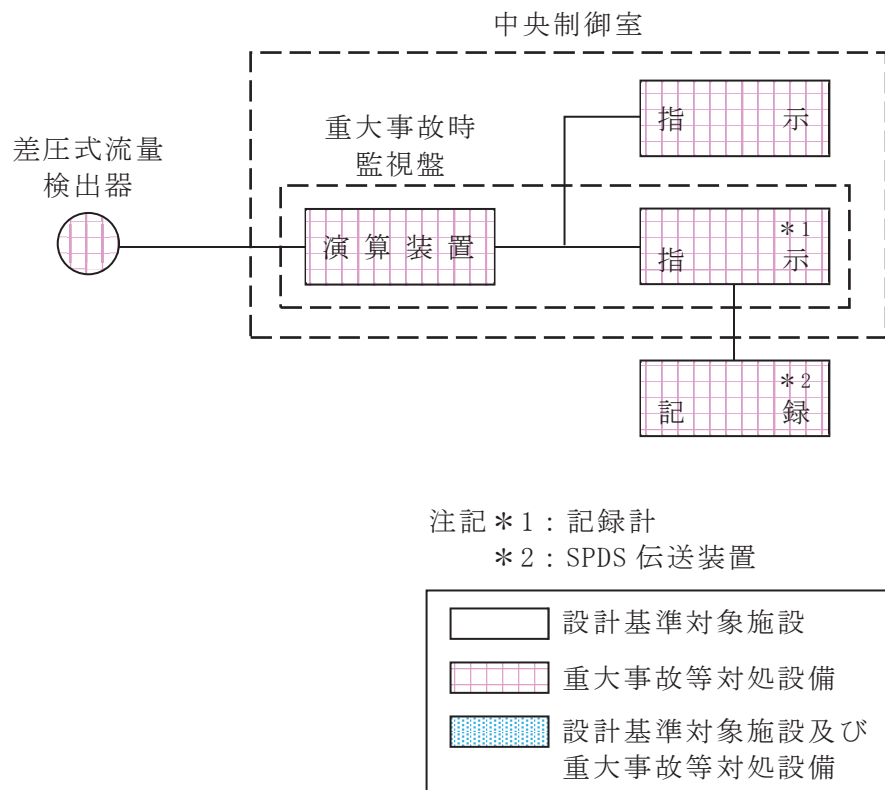


図 3.1.6-3 原子炉格納容器下部注水流量の概略構成図

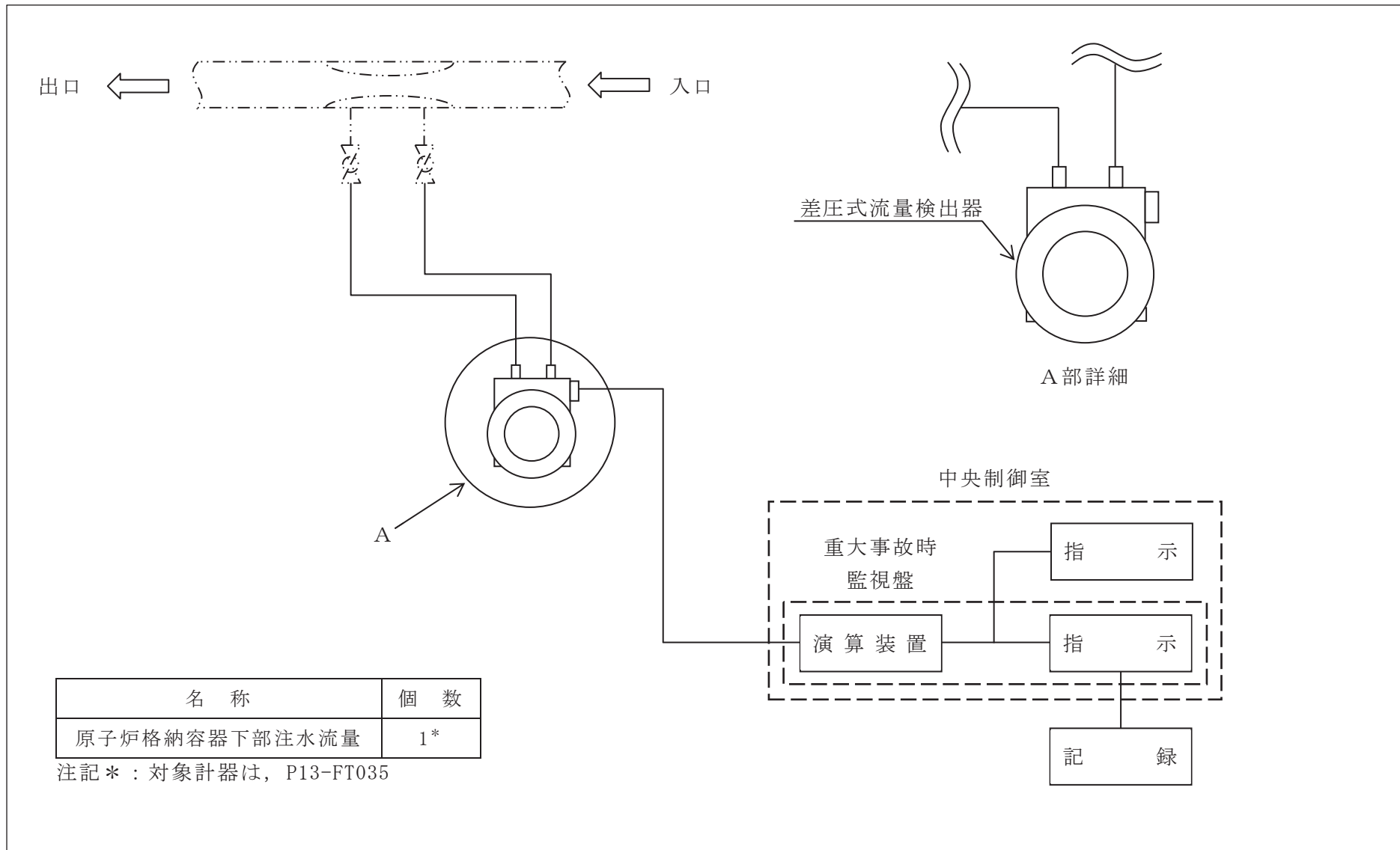


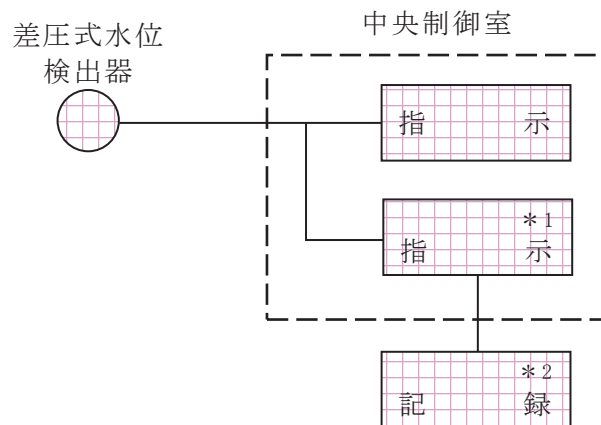
図 3.1.6-4 検出器の構造図 (原子炉格納容器下部注水流量)

### 3.1.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

#### (1) 圧力抑制室水位

圧力抑制室水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、圧力抑制室水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、圧力抑制室水位を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.7-1「圧力抑制室水位の概略構成図」及び図3.1.7-2「検出器の構造図(圧力抑制室水位)」参照。)



注記\*1：記録計  
\*2：SPDS 伝送装置

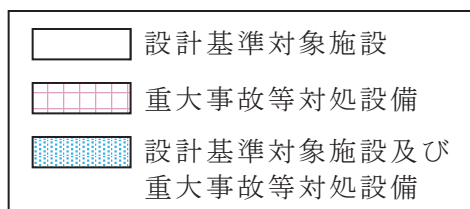


図 3.1.7-1 圧力抑制室水位の概略構成図

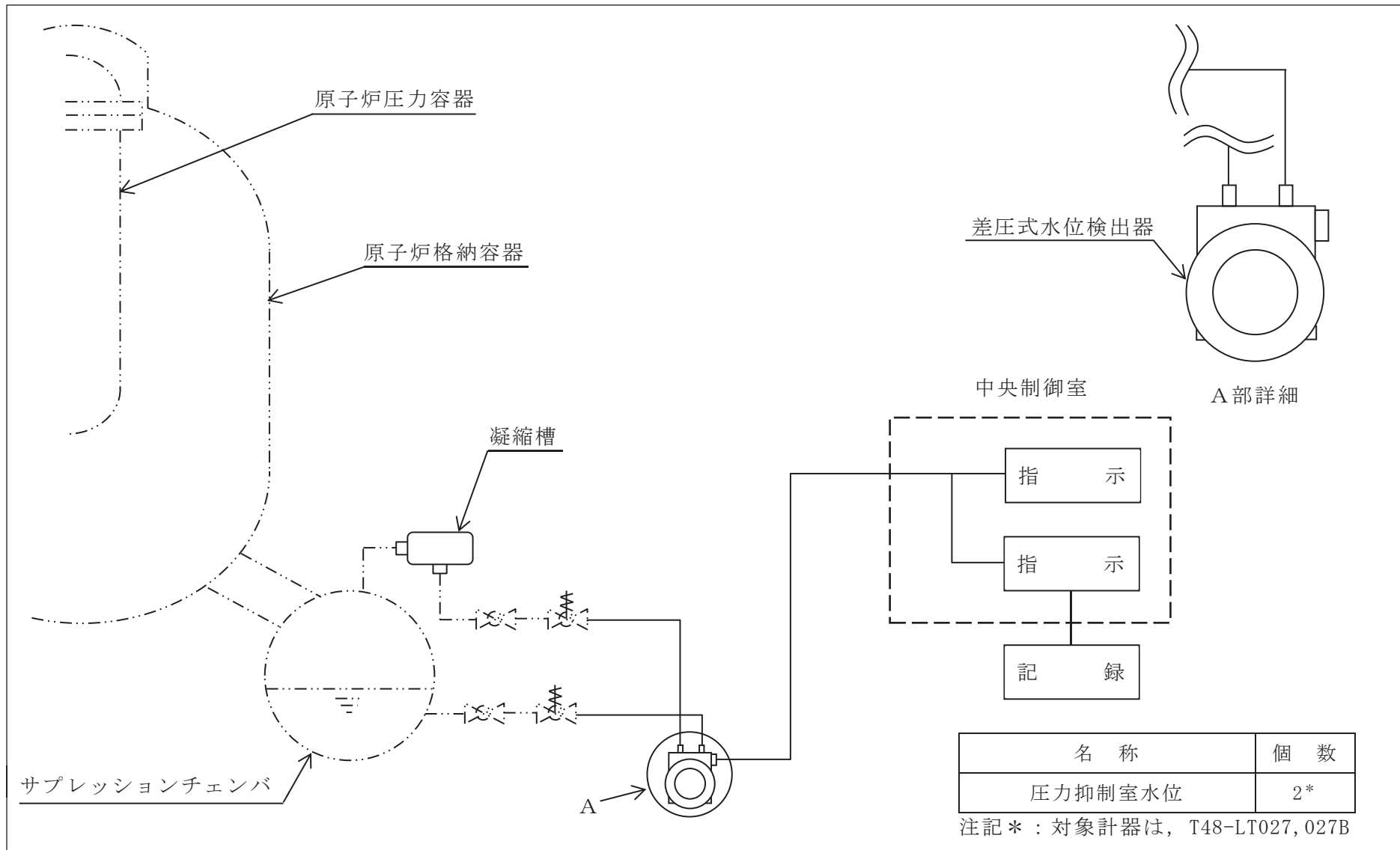


図 3.1.7-2 検出器の構造図 (圧力抑制室水位)

(2) 原子炉格納容器下部水位

原子炉格納容器下部水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉格納容器下部水位の検出信号は、電極式水位検出器からの水位状態（ON-OFF 信号）を、中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.7-3「原子炉格納容器下部水位の概略構成図」及び図3.1.7-4「検出器の構造図（原子炉格納容器下部水位）」参照。)

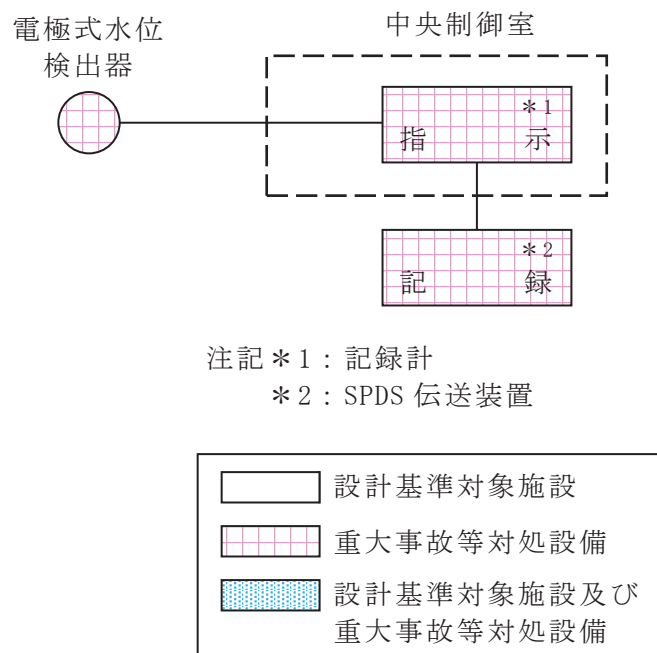


図 3.1.7-3 原子炉格納容器下部水位の概略構成図

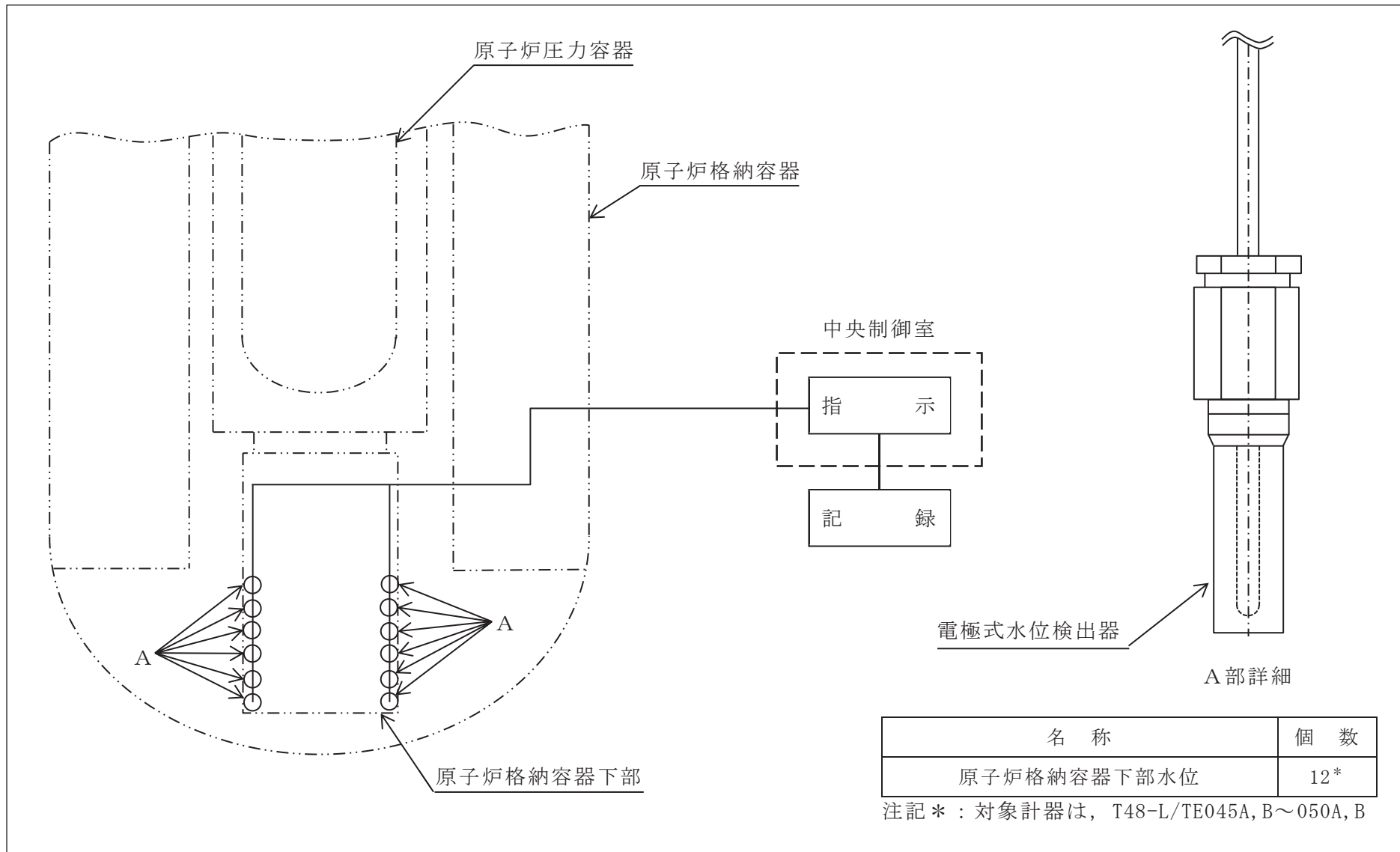


図 3.1.7-4 検出器の構造図（原子炉格納容器下部水位）

(3) ドライウェル水位

ドライウェル水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウェル水位の検出信号は、電極式水位検出器からの水位状態（ON-OFF 信号）を、中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図3.1.7-5「ドライウェル水位の概略構成図」及び図3.1.7-6「検出器の構造図（ドライウェル水位）」参照。）

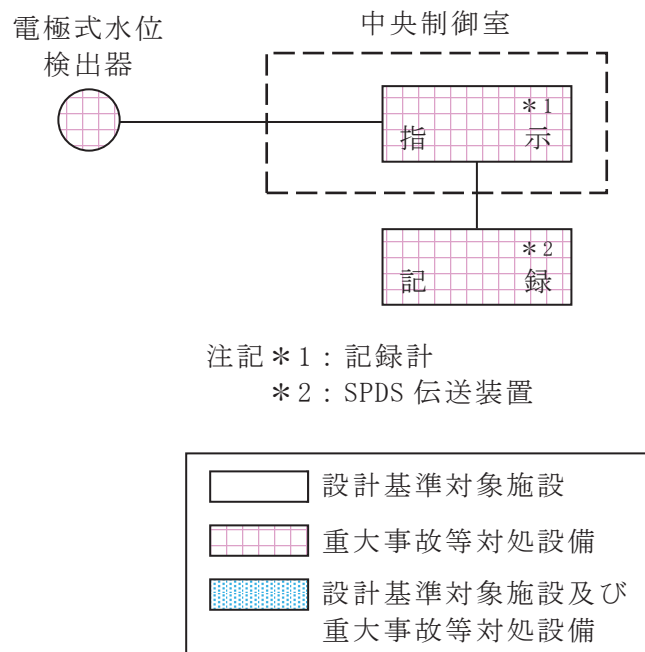


図 3.1.7-5 ドライウェル水位の概略構成図

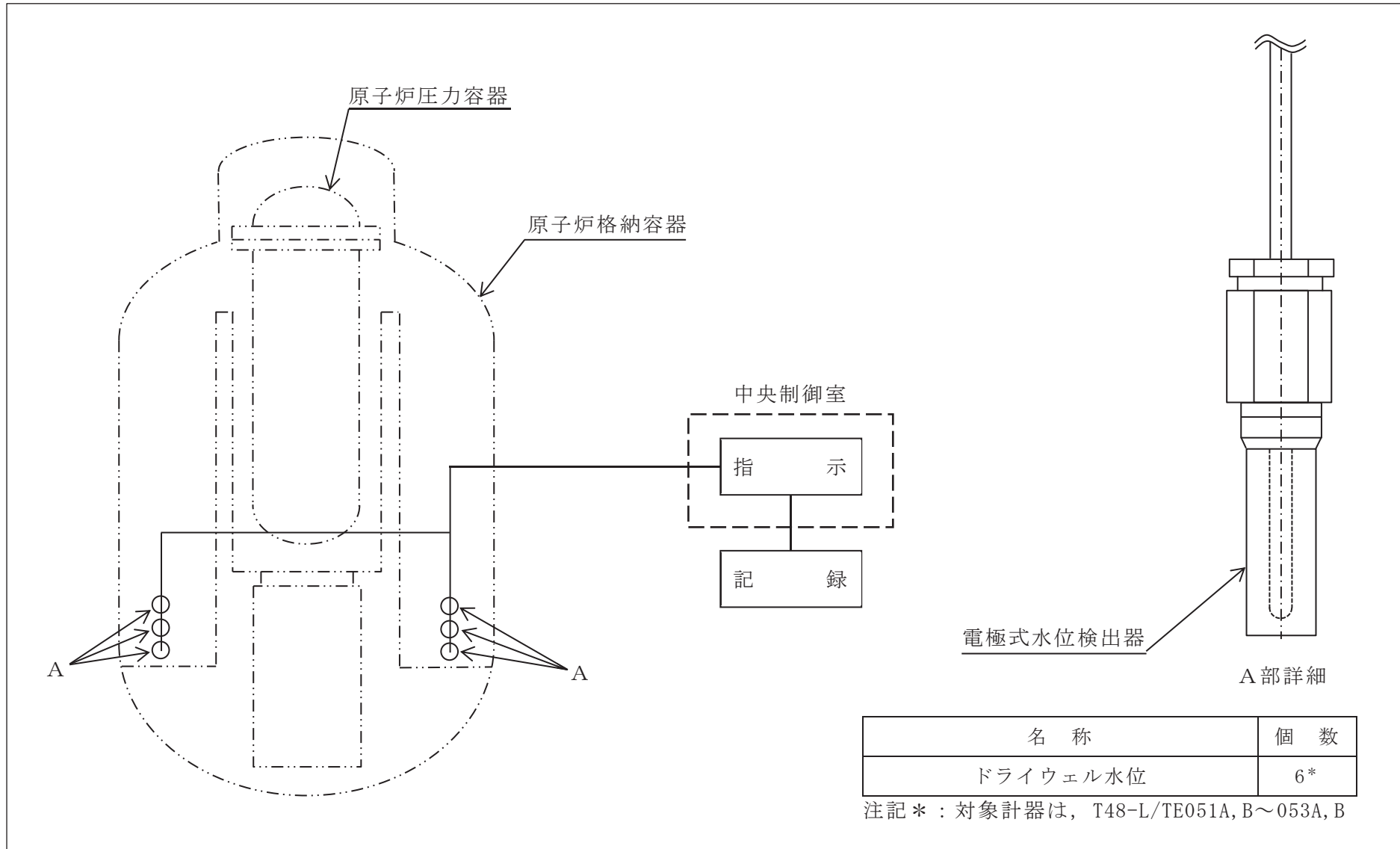


図 3.1.7-6 検出器の構造図 (ドライウェル水位)



### 3.1.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

#### (1) 原子炉建屋内水素濃度

原子炉建屋内水素濃度（触媒式）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建屋内水素濃度（触媒式）の検出信号は、触媒式水素検出器からの電流信号を、演算装置にて水素濃度信号に変換する処理を行った後、原子炉建屋内水素濃度を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図3.1.8-1及び図3.1.8-2「原子炉建屋内水素濃度（触媒式）の概略構成図」及び図3.1.8-4「検出器の構造図（原子炉建屋内水素濃度）」参照。）

原子炉建屋内水素濃度（気体熱伝導式）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建屋内水素濃度（気体熱伝導式）の検出信号は、気体熱伝導式水素検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、原子炉建屋内水素濃度を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図3.1.8-3「原子炉建屋内水素濃度（気体熱伝導式）の概略構成図」及び図3.1.8-4「検出器の構造図（原子炉建屋内水素濃度）」参照。）

交流又は直流電源が必要な場合、原子炉建屋地上3階（原子炉建屋燃料取替床）及び原子炉建屋地下2階に設置するものについては、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電及び所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能である。原子炉建屋地上1階及び原子炉建屋地下1階に設置するものについては、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計である。電源供給についてVI-6「図面」のうち「第1-4-1図 単線結線図（その1）」、「第1-4-2図 単線結線図（その2）」及び「第1-4-3図 単線結線図（その3）」に示す。

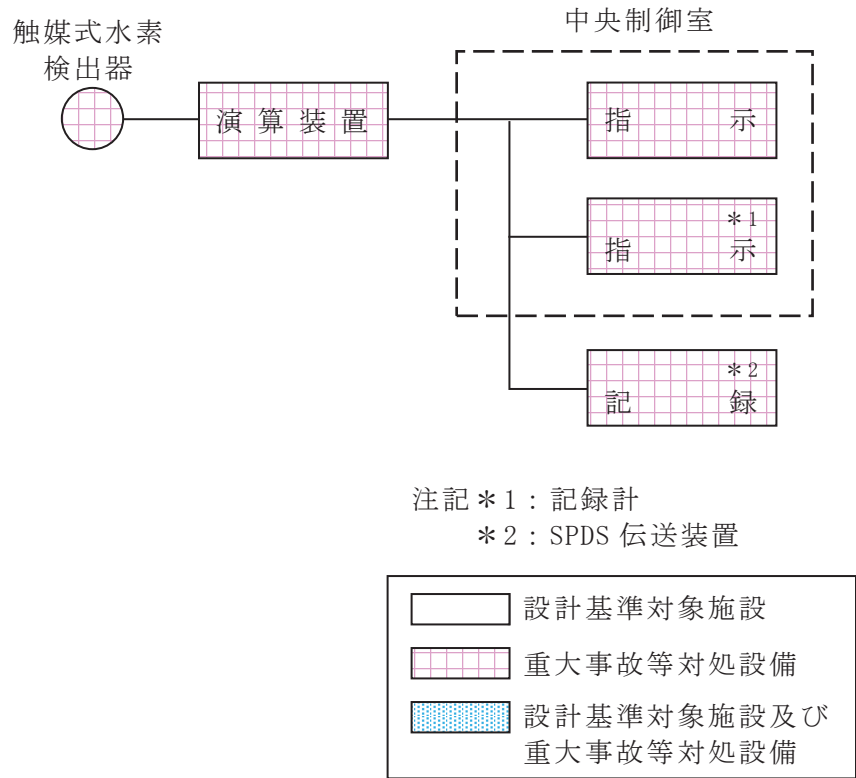


図 3.1.8-1 原子炉建屋内水素濃度(触媒式)の概略構成図  
(原子炉建屋地上 3 階)

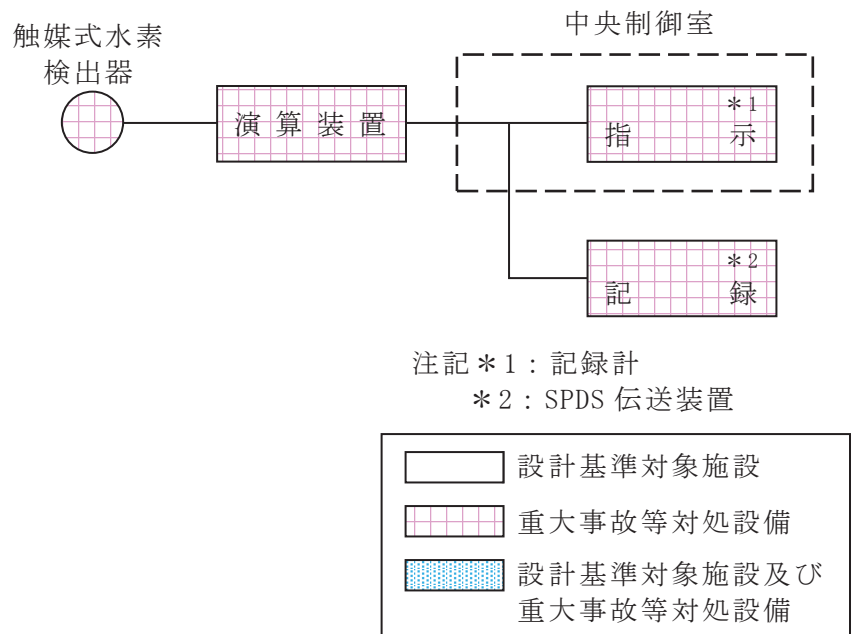
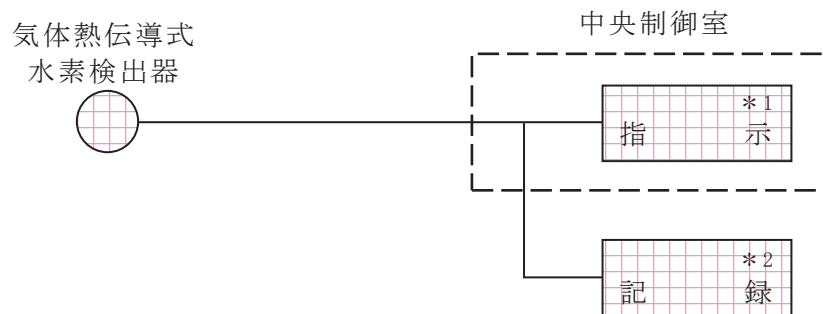


図 3.1.8-2 原子炉建屋内水素濃度(触媒式)の概略構成図  
(原子炉建屋地下 2 階)



注記 \*1 : 記録計  
\*2 : SPDS 伝送装置

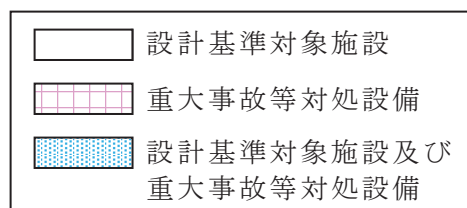


図 3.1.8-3 原子炉建屋内水素濃度(気体熱伝導式)の概略構成図  
(原子炉建屋地上1階及び地下1階)

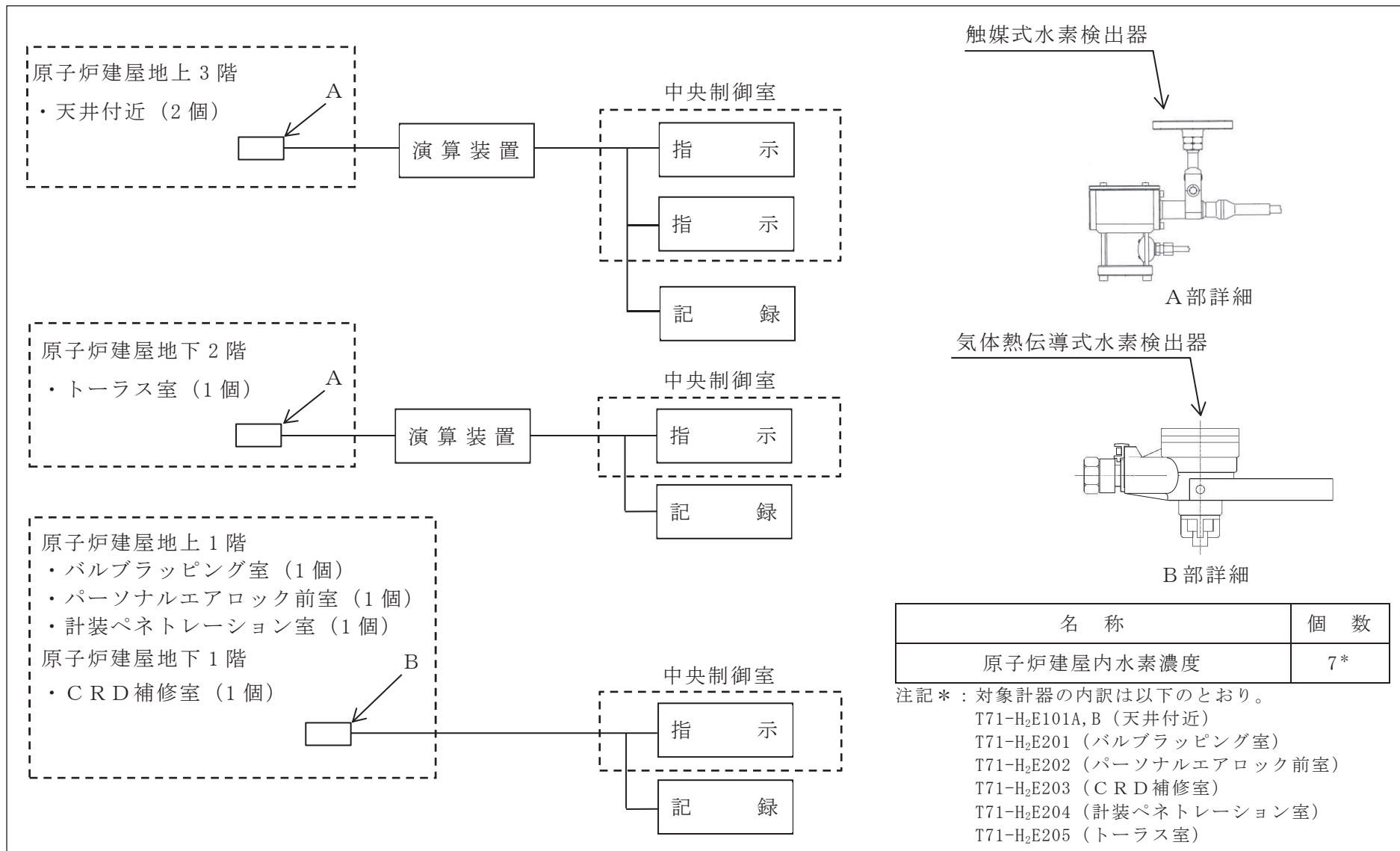


図 3.1.8-4 検出器の構造図 (原子炉建屋内水素濃度)

### 3.1.9 その他重大事故等対処設備の計測装置

#### (1) 原子炉压力容器温度

原子炉压力容器温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉压力容器温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、原子炉压力容器温度を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.9-1「原子炉压力容器温度の概略構成図」、図3.1.9-2「検出器の構造図(原子炉压力容器温度)」、図3.1.9-22「検出器の取付箇所を明示した図面(原子炉建屋 0.P.6.00m)」、図3.1.9-23「検出器の取付箇所を明示した図面(原子炉建屋 0.P.15.00m)」及び図3.1.9-24「検出器の取付箇所を明示した図面(原子炉建屋 0.P.22.50m)」参照。)

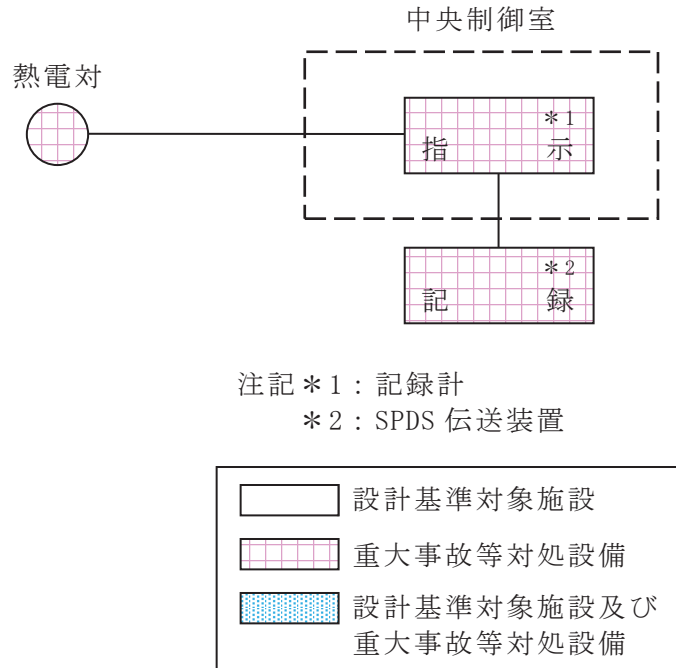


図 3.1.9-1 原子炉压力容器温度の概略構成図

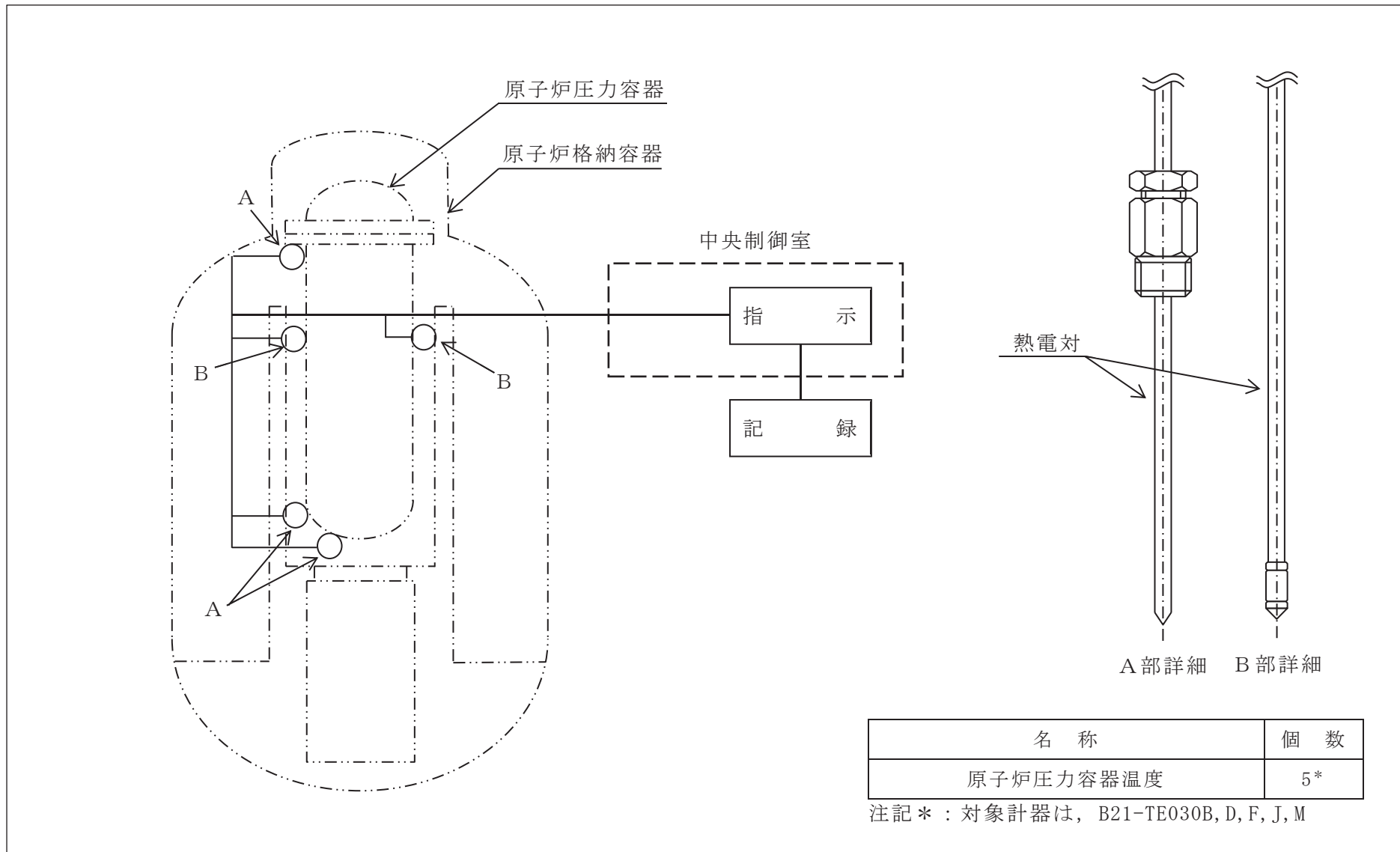
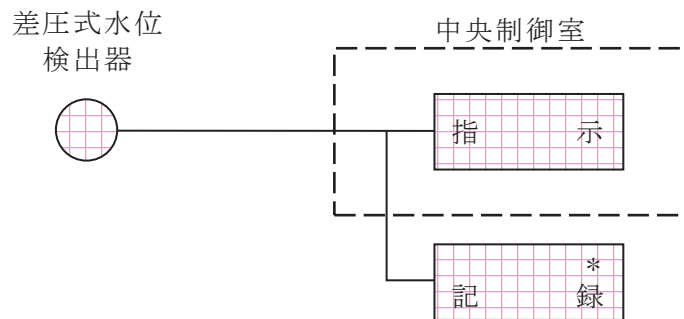


図 3.1.9-2 検出器の構造図（原子炉压力容器温度）

(2) フィルタ装置水位（広帯域）

フィルタ装置水位（広帯域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水位（広帯域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水位（広帯域）を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図3.1.9-3「フィルタ装置水位（広帯域）の概略構成図」、図3.1.9-4「検出器の構造図（フィルタ装置水位（広帯域）」及び図3.1.9-22「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建屋 0.P.6.00m）」参照。）



注記\* : SPDS 伝送装置

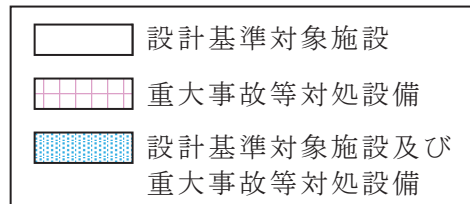


図 3.1.9-3 フィルタ装置水位（広帯域）の概略構成図

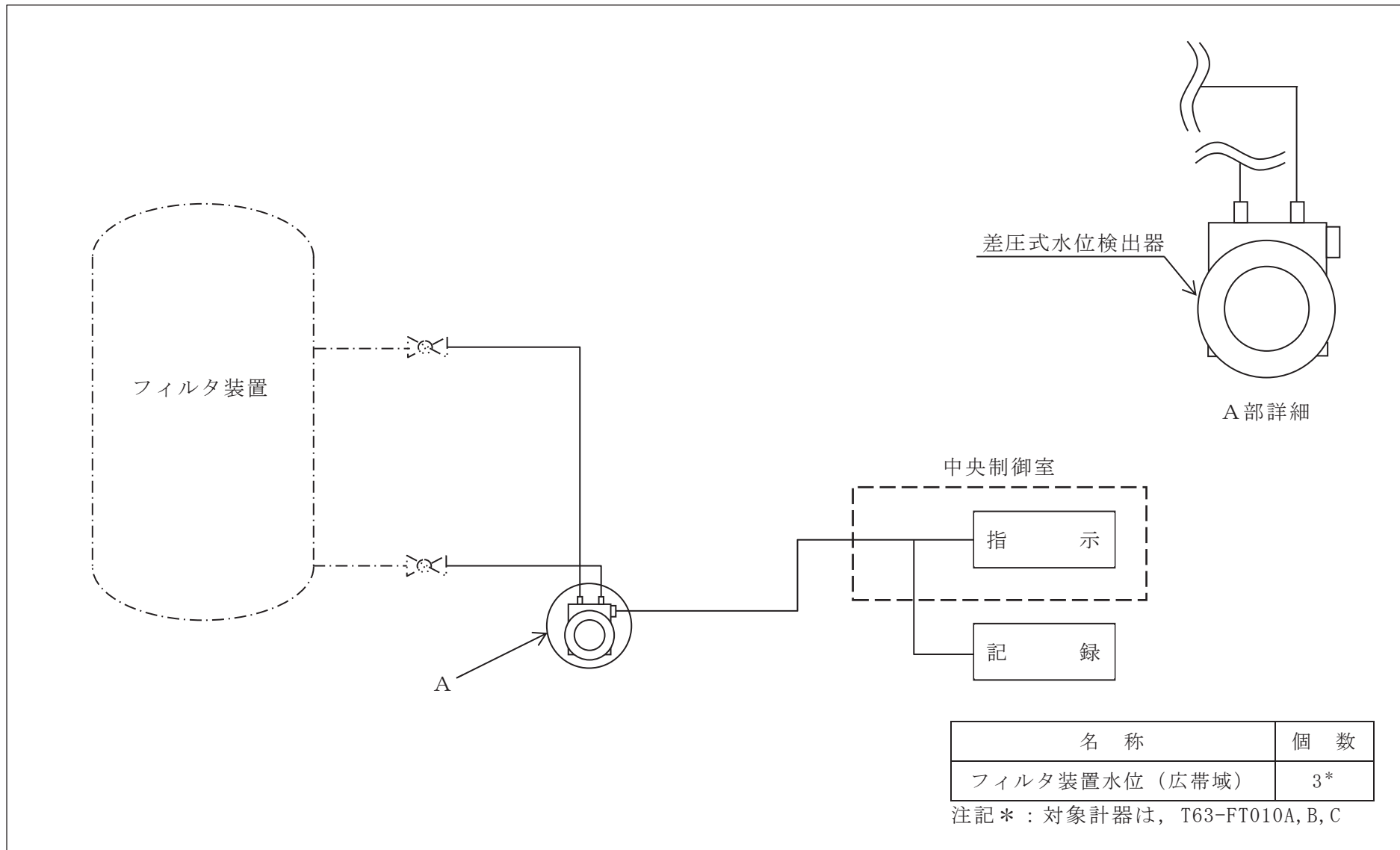


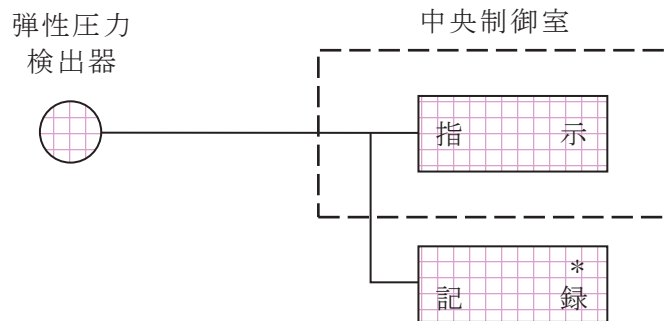
図 3.1.9-4 検出器の構造図 (フィルタ装置水位 (広帯域))



(3) フィルタ装置入口圧力（広帯域）

フィルタ装置入口圧力（広帯域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置入口圧力（広帯域）の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置入口圧力（広帯域）を中央制御室に指示する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（図3.1.9-5「フィルタ装置入口圧力（広帯域）の概略構成図」，図3.1.9-6「検出器の構造図（フィルタ装置入口圧力（広帯域）」及び図3.1.9-23「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建屋 0.P.15.00m）」参照。）



注記\* : SPDS 伝送装置

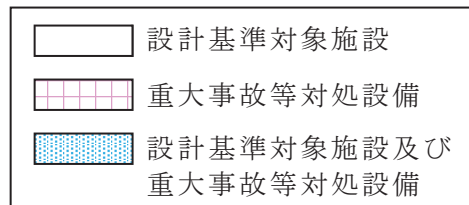


図 3.1.9-5 フィルタ装置入口圧力（広帯域）の概略構成図

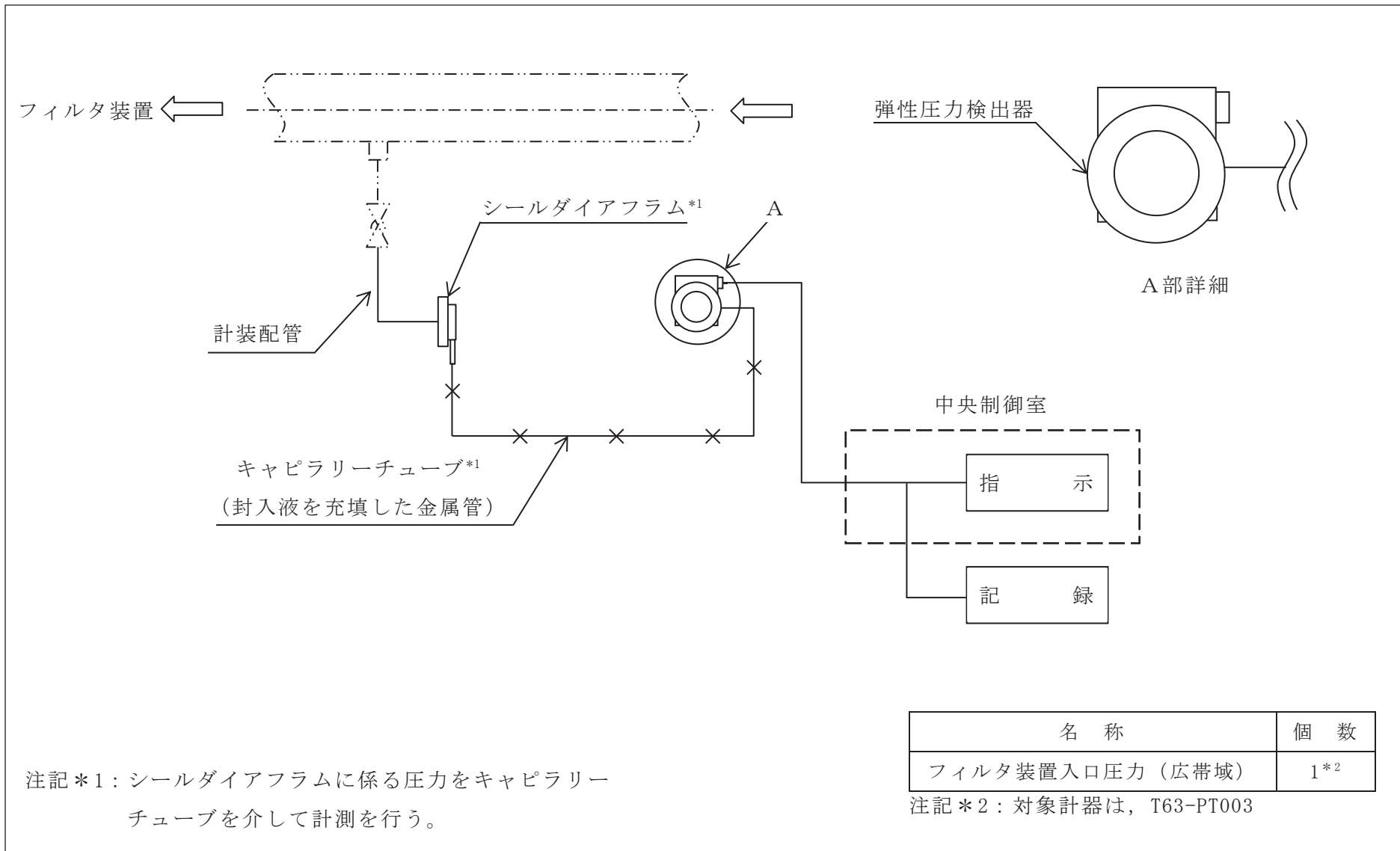
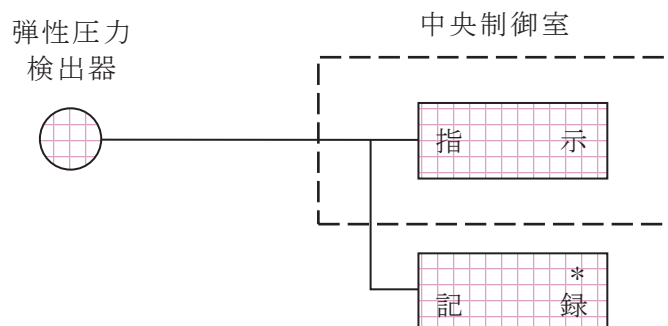


図 3.1.9-6 検出器の構造図（フィルタ装置入口圧力（広帯域））

(4) フィルタ装置出口圧力（広帯域）

フィルタ装置出口圧力（広帯域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置出口圧力（広帯域）の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置出口圧力（広帯域）を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（図3.1.9-7「フィルタ装置出口圧力（広帯域）の概略構成図」、図3.1.9-8「検出器の構造図（フィルタ装置出口圧力（広帯域）」及び図3.1.9-23「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建屋 0.P.15.00m）」参照。）



注記\* : SPDS 伝送装置

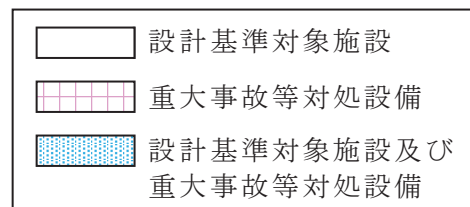


図 3.1.9-7 フィルタ装置出口圧力（広帯域）の概略構成図

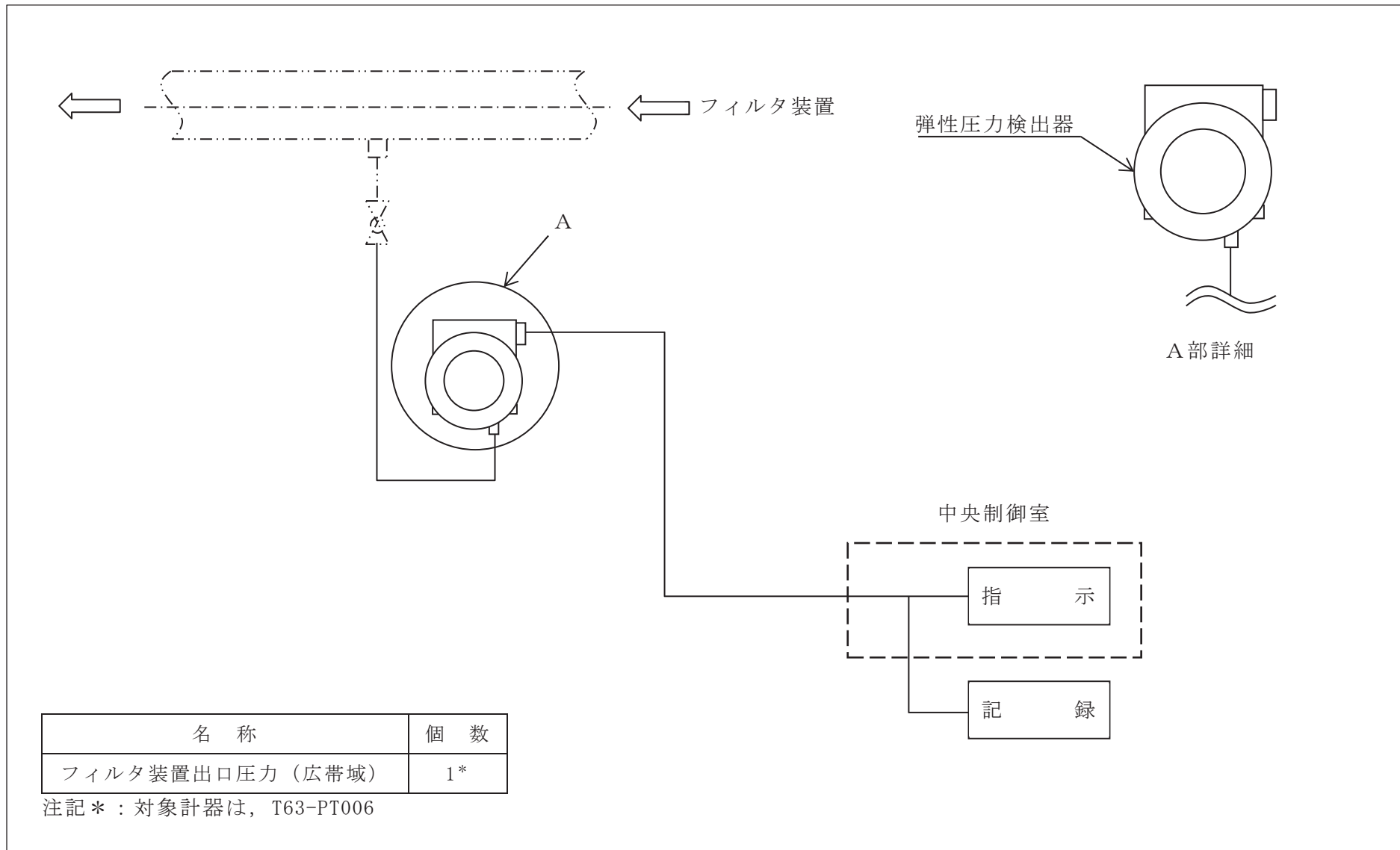
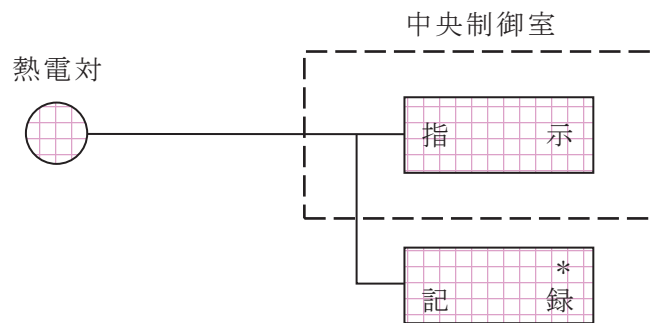


図 3.1.9-8 検出器の構造図（フィルタ装置出口圧力（広帯域））

(5) フィルタ装置水温度

フィルタ装置水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水温度を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.9-9「フィルタ装置水温度の概略構成図」、図3.1.9-10「検出器の構造図(フィルタ装置水温度)」及び図3.1.9-23「検出器の取付箇所を明示した図面(原子炉建屋 0.P.15.00m)」参照。)



注記\* : SPDS 伝送装置

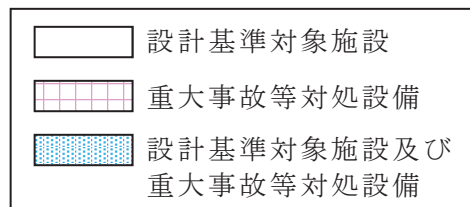


図 3.1.9-9 フィルタ装置水温度の概略構成図

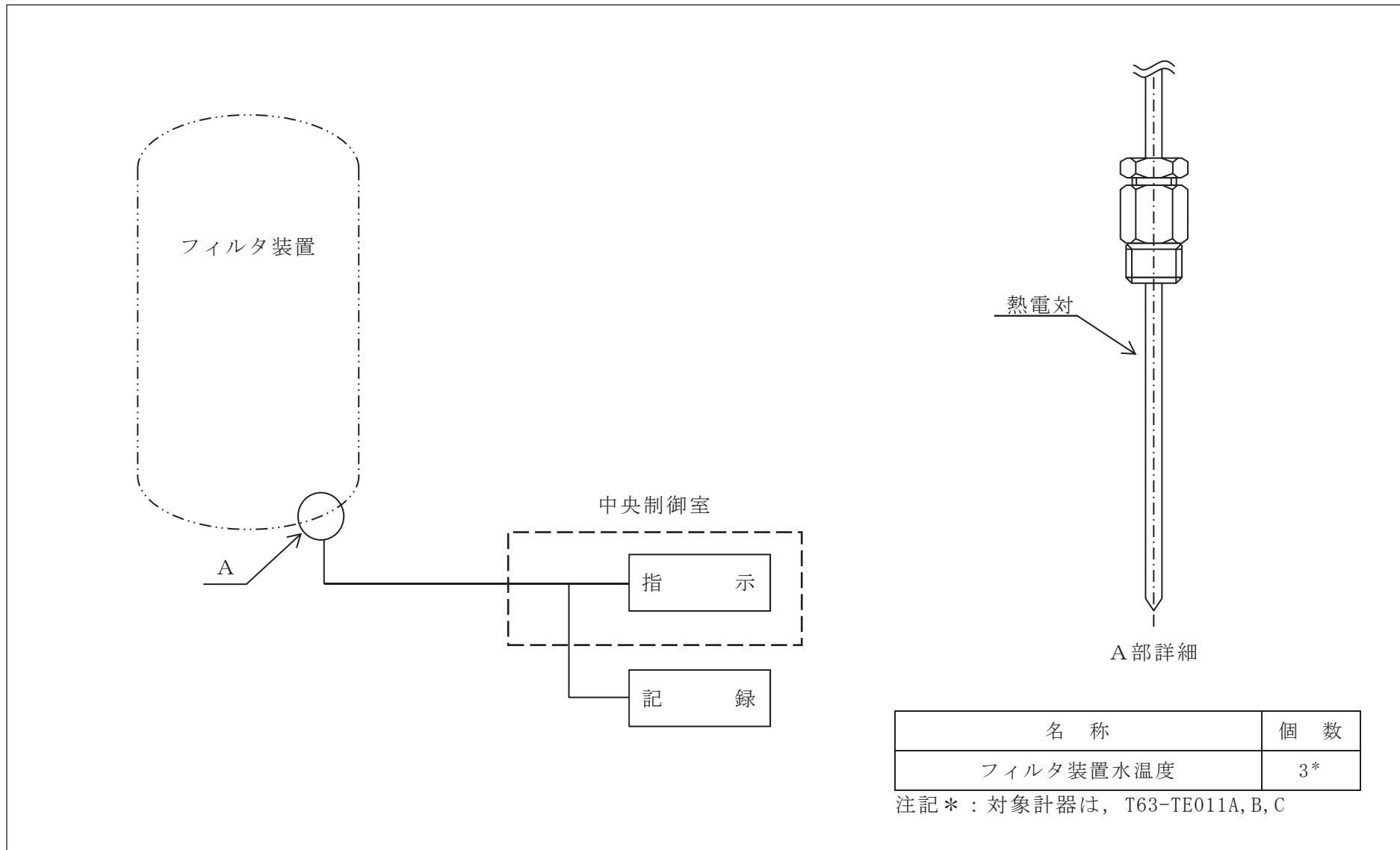


図 3.1.9-10 検出器の構造図 (フィルタ装置水温度)

(6) フィルタ装置出口水素濃度

フィルタ装置出口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置出口水素濃度の検出信号は、熱伝導率式水素検出器からの電流信号を前置増幅器にて増幅し、中央制御室の演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置出口水素濃度を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.9-11「フィルタ装置出口水素濃度の概略構成図」、図3.1.9-12「検出器の構造図(フィルタ装置出口水素濃度)」及び図3.1.9-24「検出器の取付箇所を明示した図面(原子炉建屋 O.P. 22.50m)」参照。)

交流電源が必要な場合、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車からの給電が可能である。電源供給についてVI-6「図面」のうち「第1-4-1図 単線結線図(その1)」及び「第1-4-3図 単線結線図(その3)」に示す。

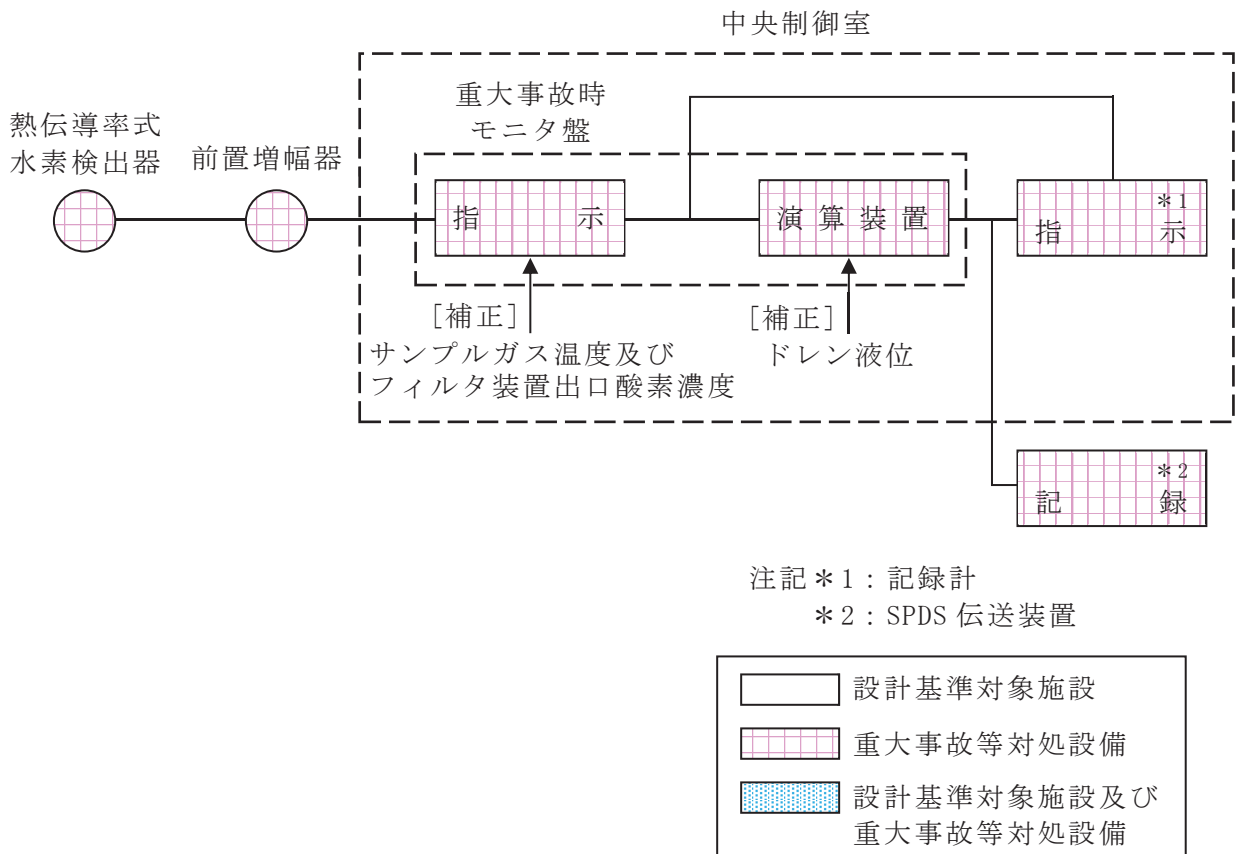


図 3.1.9-11 フィルタ装置出口水素濃度の概略構成図

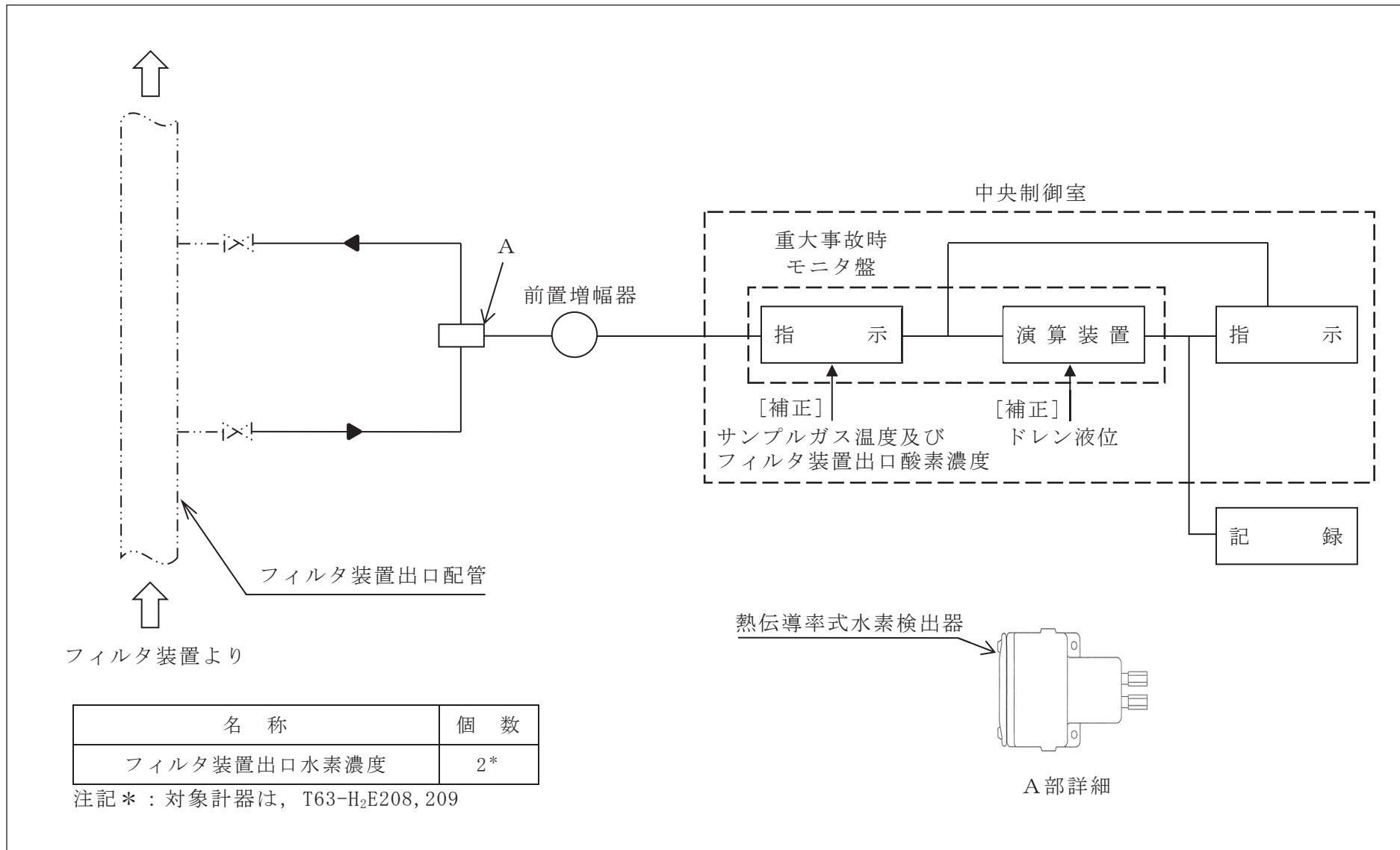


図 3.1.9-12 検出器の構造図 (フィルタ装置出口水素濃度)



(7) 原子炉補機冷却水系系統流量

原子炉補機冷却水系系統流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉補機冷却水系系統流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子炉補機冷却水系系統流量を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.9-13「原子炉補機冷却水系系統流量の概略構成図」、図3.1.9-14「検出器の構造図(原子炉補機冷却水系系統流量)」及び図3.1.9-21「検出器の取付箇所を明示した図面(原子炉建屋 O.P. -8.10m)」参照。)

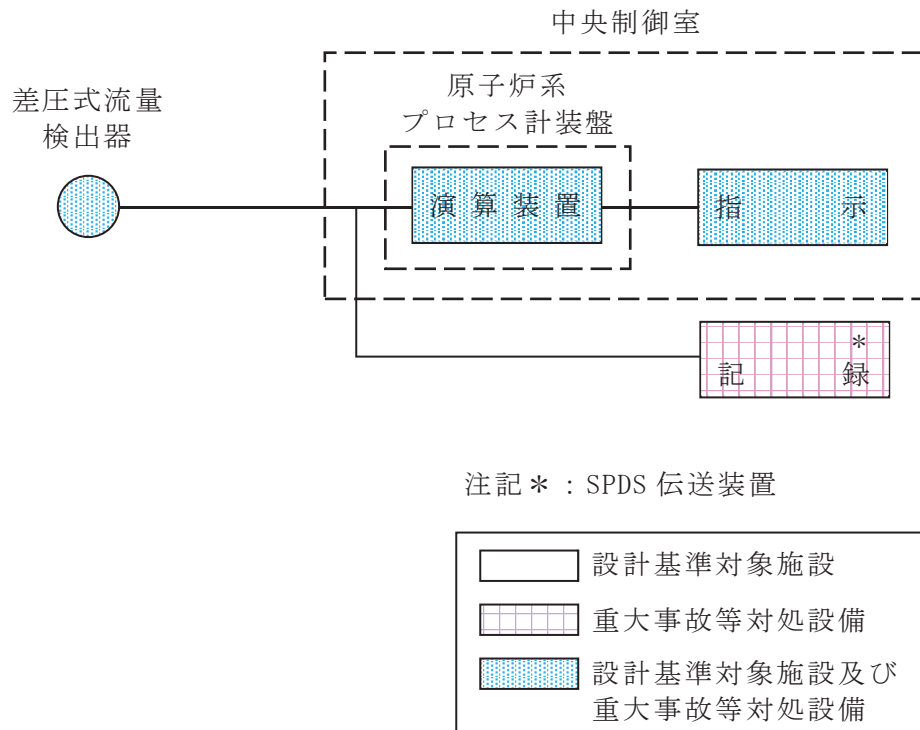


図 3.1.9-13 原子炉補機冷却水系系統流量の概略構成図

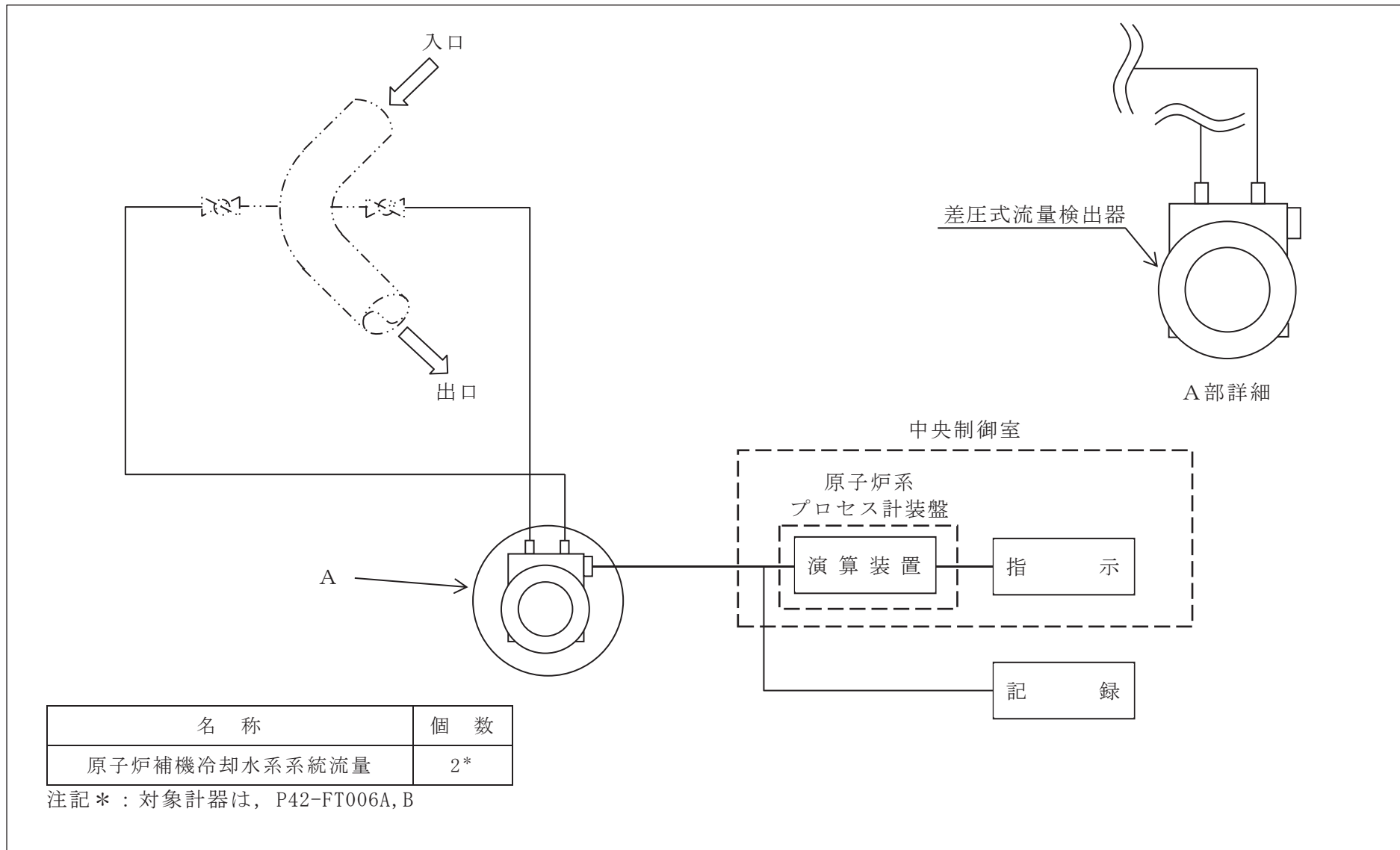


図 3.1.9-14 検出器の構造図（原子炉補機冷却水系系統流量）

(8) 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量

残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子炉補機冷却水系系統流量を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.9-15「残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量の概略構成図」、図3.1.9-16「検出器の構造図(残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量)」及び図3.1.9-22「検出器の取付箇所を明示した図面(原子炉建屋 O.P.6.00m)」参照。)

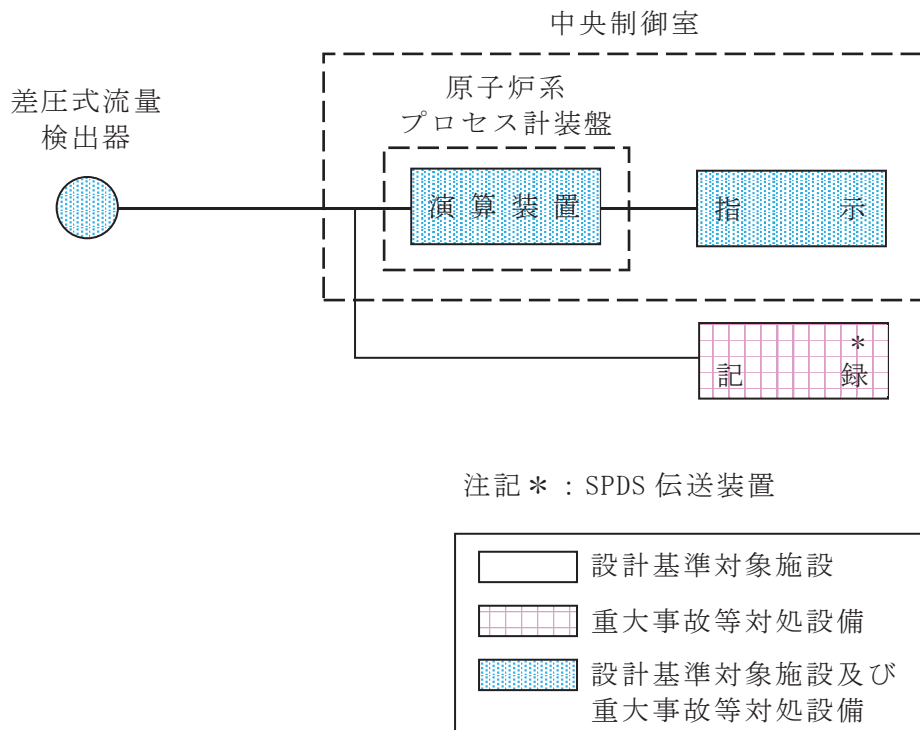


図 3.1.9-15 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量の概略構成図

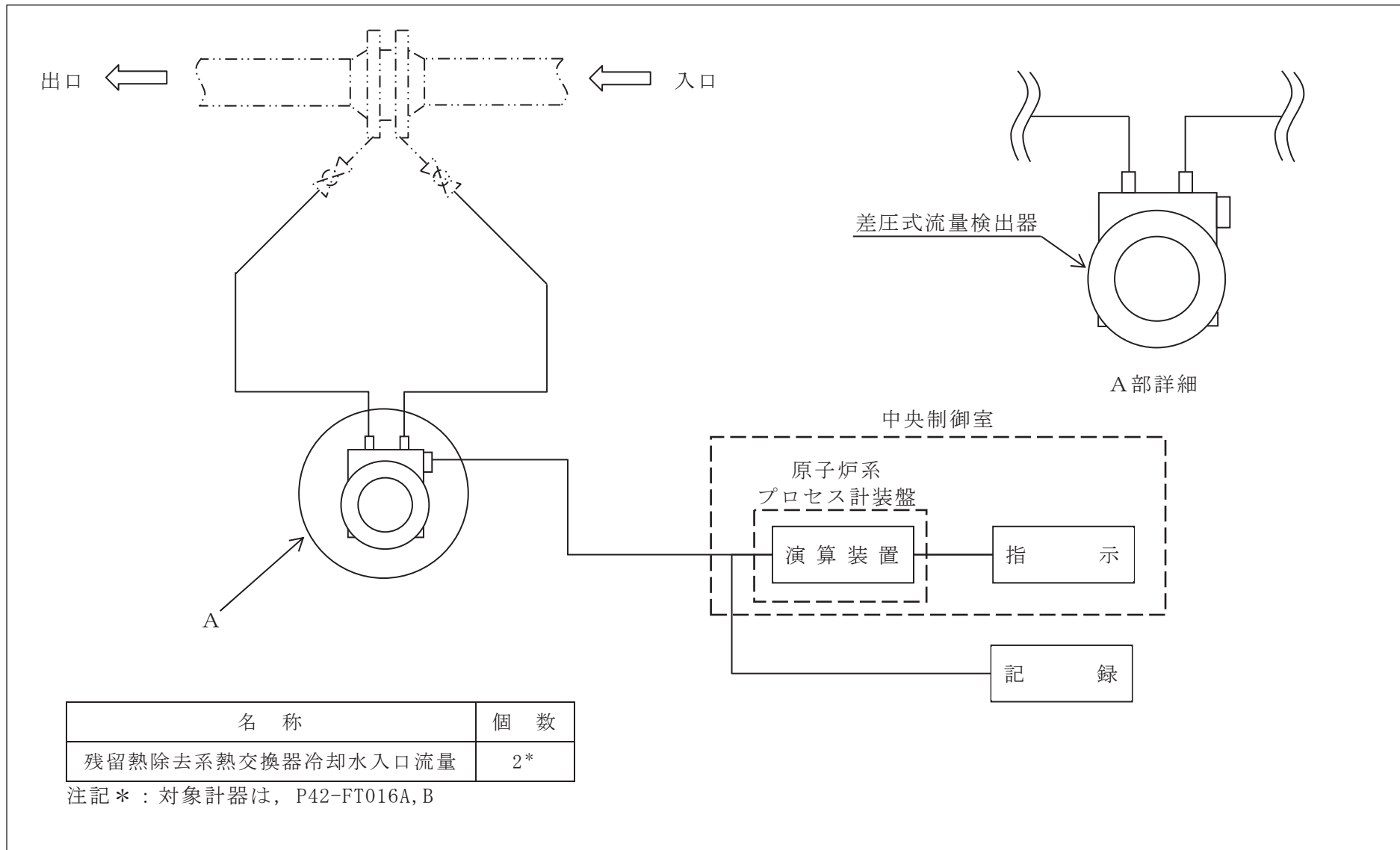


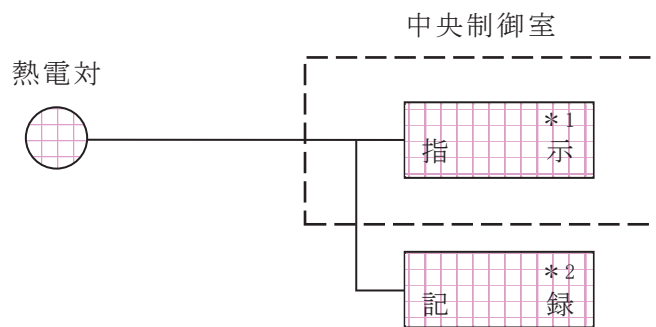
図 3.1.9-16 検出器の構造図（残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量）

(9) 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置

静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、重大事故等対処設備の機能を有しており、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、静的触媒式水素再結合装置動作監視状態を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3.1.9-17「静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の概略構成図」、図3.1.9-18「検出器の構造図(静的触媒式水素再結合装置動作監視装置)」及び図3.1.9-25「検出器の取付箇所を明示した図面(原子炉建屋 0.P.33.20m)」参照。)

直流電源が必要な場合、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能である。電源供給についてVI-6「図面」のうち「第1-4-1図 単線結線図(その1)」及び「第1-4-2図 単線結線図(その2)」に示す。



注記 \* 1 : 記録計  
\* 2 : SPDS 伝送装置

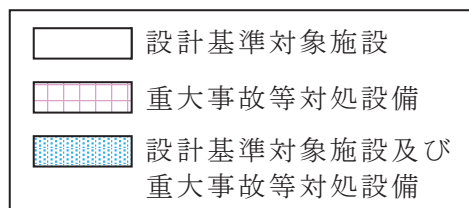


図 3.1.9-17 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の概略構成図

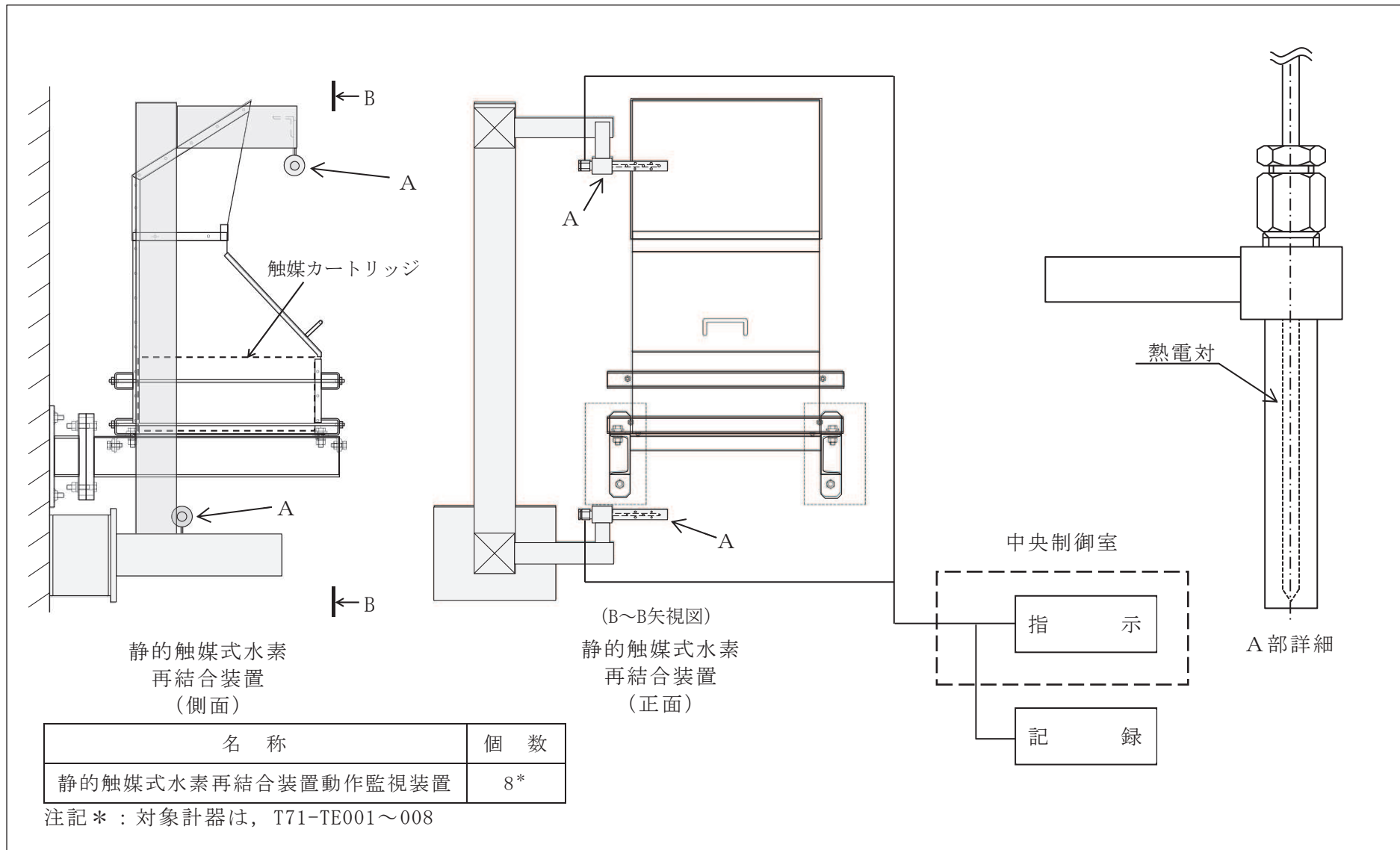


図 3.1.9-18 検出器の構造図 (静的触媒式水素再結合装置動作監視装置)

(10) 可搬型計測器

可搬型計測器は、重大事故等対処設備の機能を有しており、重大事故等時に計測に必要な計器電源が喪失した場合には、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータのうち表 3.1.9-1「可搬型計測器の測定対象パラメータ」に示すパラメータを計測する設備について、重大事故等対策要員（運転員を除く。）1名及び運転員（中央制御室）1名が可搬型計測器を検出器に接続する。重大事故等対策要員（運転員を除く。）1名及び運転員（中央制御室）1名は温度検出器からの起電力又は抵抗値を計測することにより、温度を監視するとともに、圧力、水位及び流量検出器の電気信号を計測した後、その計測結果を換算表を用いて圧力、水位及び流量に換算し、監視するとともに、記録用紙に記録し、保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

可搬型計測器は、1セット 26 個（必要数 25 個（予備 1 個））を中央制御室に保管し、予備 1 セット 26 個を緊急時対策建屋内の緊急時対策所に保管する。

（図 3.1.9-19「可搬型計測器の概略構成図」、表 3.1.9-1「可搬型計測器の測定対象パラメータ」、図 3.1.9-20「検出器の構造図（可搬型計測器）」、図 3.1.9-26「可搬型計測器の保管場所を明示した図面（制御建屋 0.P.22.95m）」、図 3.1.9-27「可搬型計測器（予備）の保管場所を明示した図面（緊急時対策建屋 0.P.51.50m）」及び表 4-2「可搬型計測器の測定範囲」参照。）

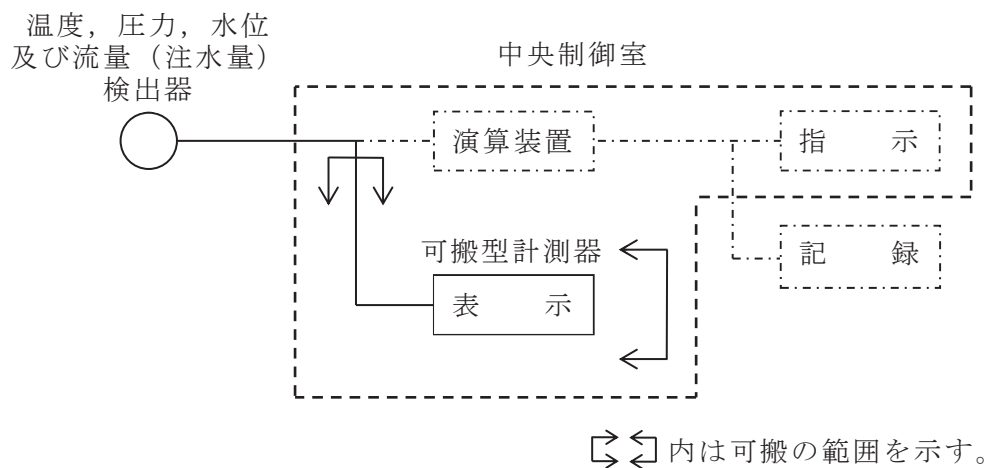
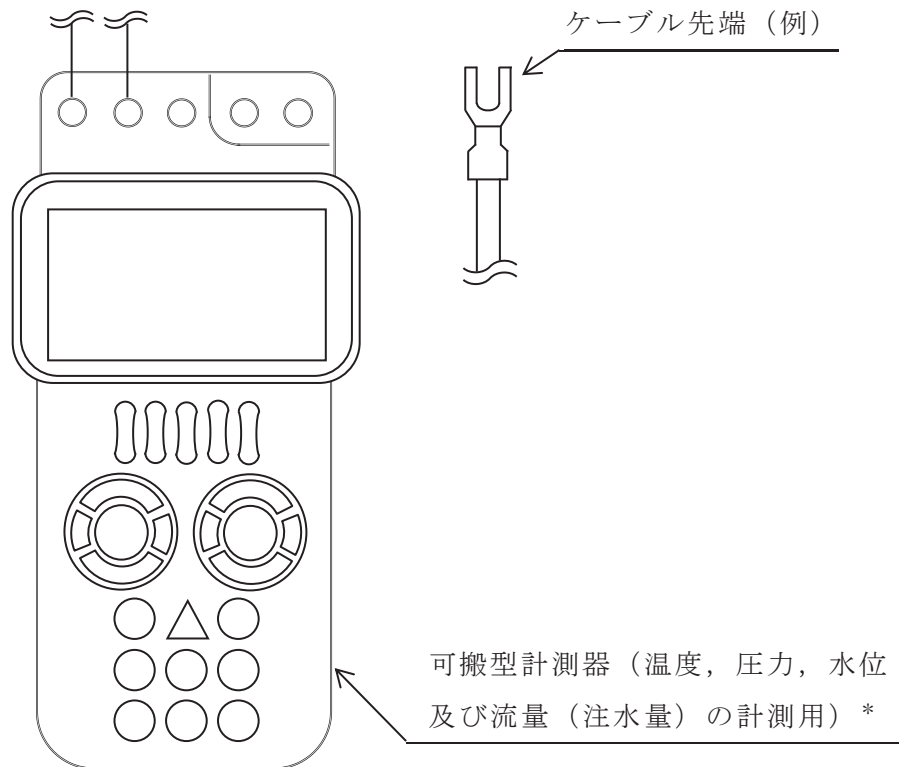


図 3.1.9-19 可搬型計測器の概略構成図



注記\* : 可搬型計測器 (原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度, 圧力, 水位及び流量 (注水量) の計測用として1セット26個 (必要数25個 (予備1個)) を中央制御室に保管し, 予備1セット26個を緊急時対策建屋内の緊急時対策所に保管する。

図 3.1.9-20 検出器の構造図 (可搬型計測器)



表 3.1.9-1 可搬型計測器の測定対象パラメータ

監視パラメータ	
高圧代替注水系ポンプ出口圧力	原子炉水位（燃料域）
直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力	原子炉水位（SA 広帯域）
代替循環冷却ポンプ出口圧力	原子炉水位（SA 燃料域）
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	ドライウエル圧力
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	圧力抑制室圧力
残留熱除去系ポンプ出口圧力	ドライウエル温度
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	圧力抑制室内空気温度
復水移送ポンプ出口圧力	サブレーションプール水温度
残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉格納容器下部温度
残留熱除去系熱交換器出口温度	復水貯蔵タンク水位
高圧代替注水系ポンプ出口流量	原子炉格納容器代替スプレイ流量
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	原子炉格納容器下部注水流量
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）	圧力抑制室水位
直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量	原子炉圧力容器温度
代替循環冷却ポンプ出口流量	フィルタ装置水位（広帯域）
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	フィルタ装置入口圧力（広帯域）
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	フィルタ装置出口圧力（広帯域）
残留熱除去系ポンプ出口流量	フィルタ装置水温度
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	原子炉補機冷却水系系統流量
原子炉圧力	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量
原子炉圧力（SA）	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置
原子炉水位（広帯域）	使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）

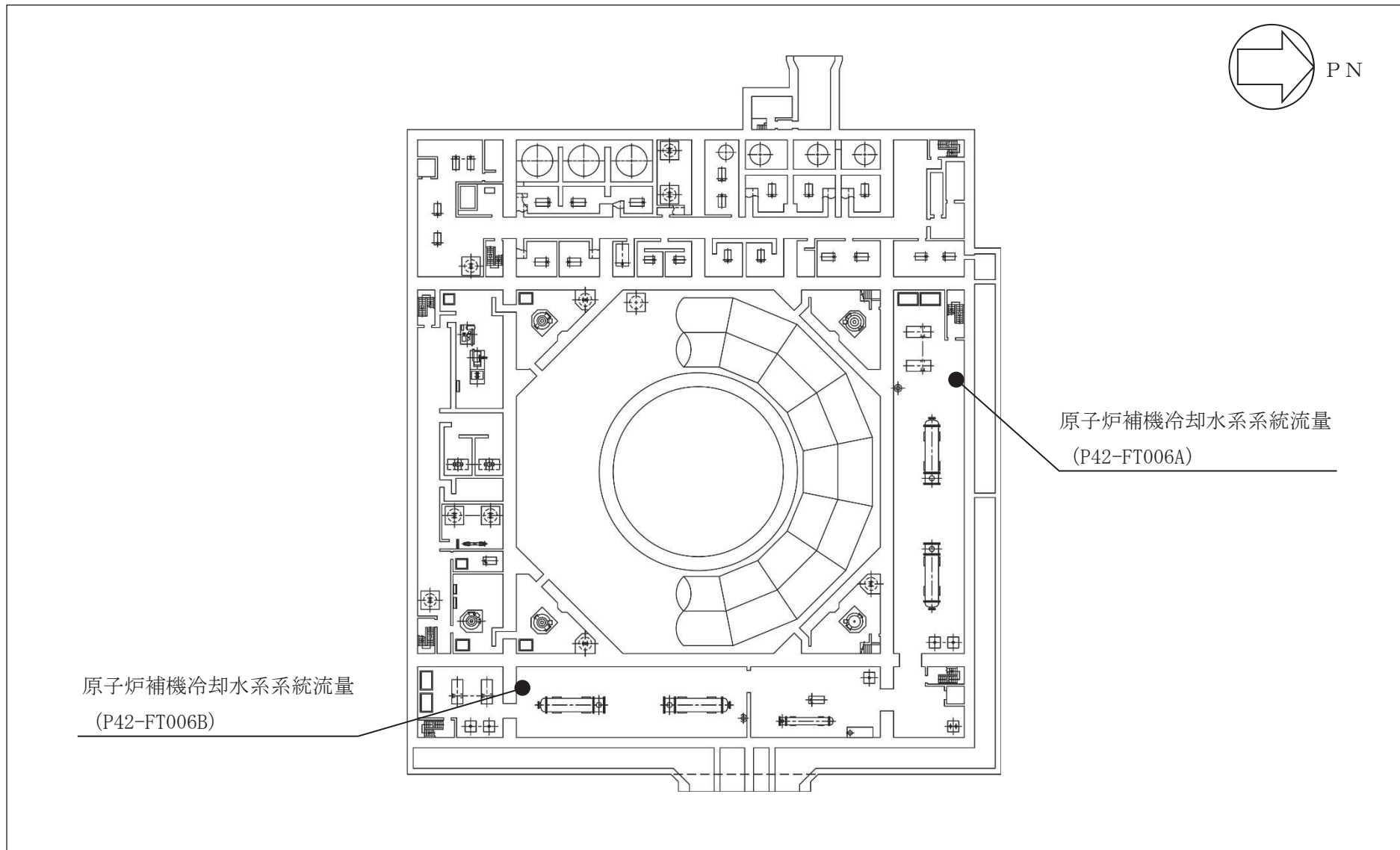


図 3.1.9-21 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋 0.P. -8.10m)

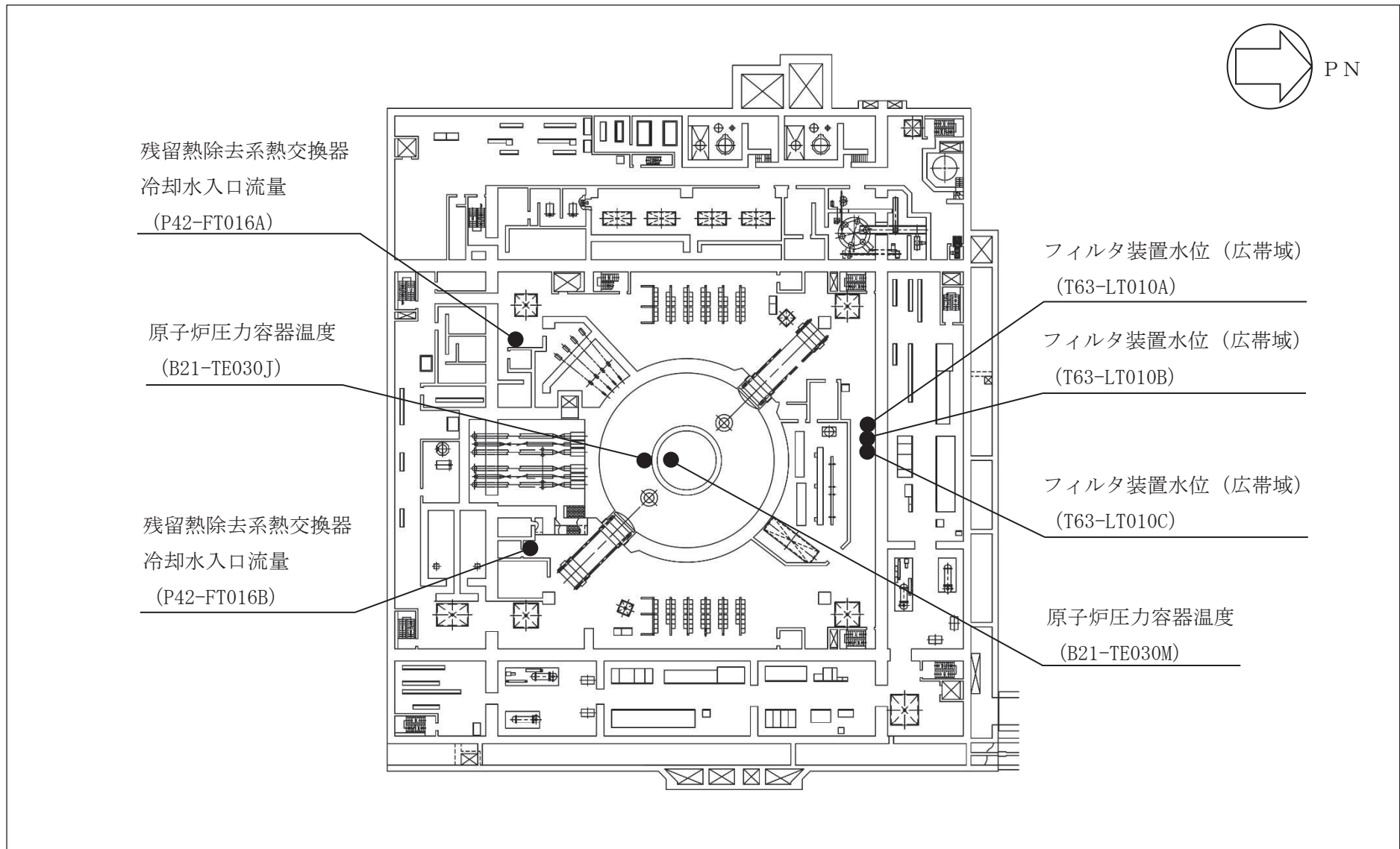


図 3. 1. 9-22 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋 0. P. 6. 00m)

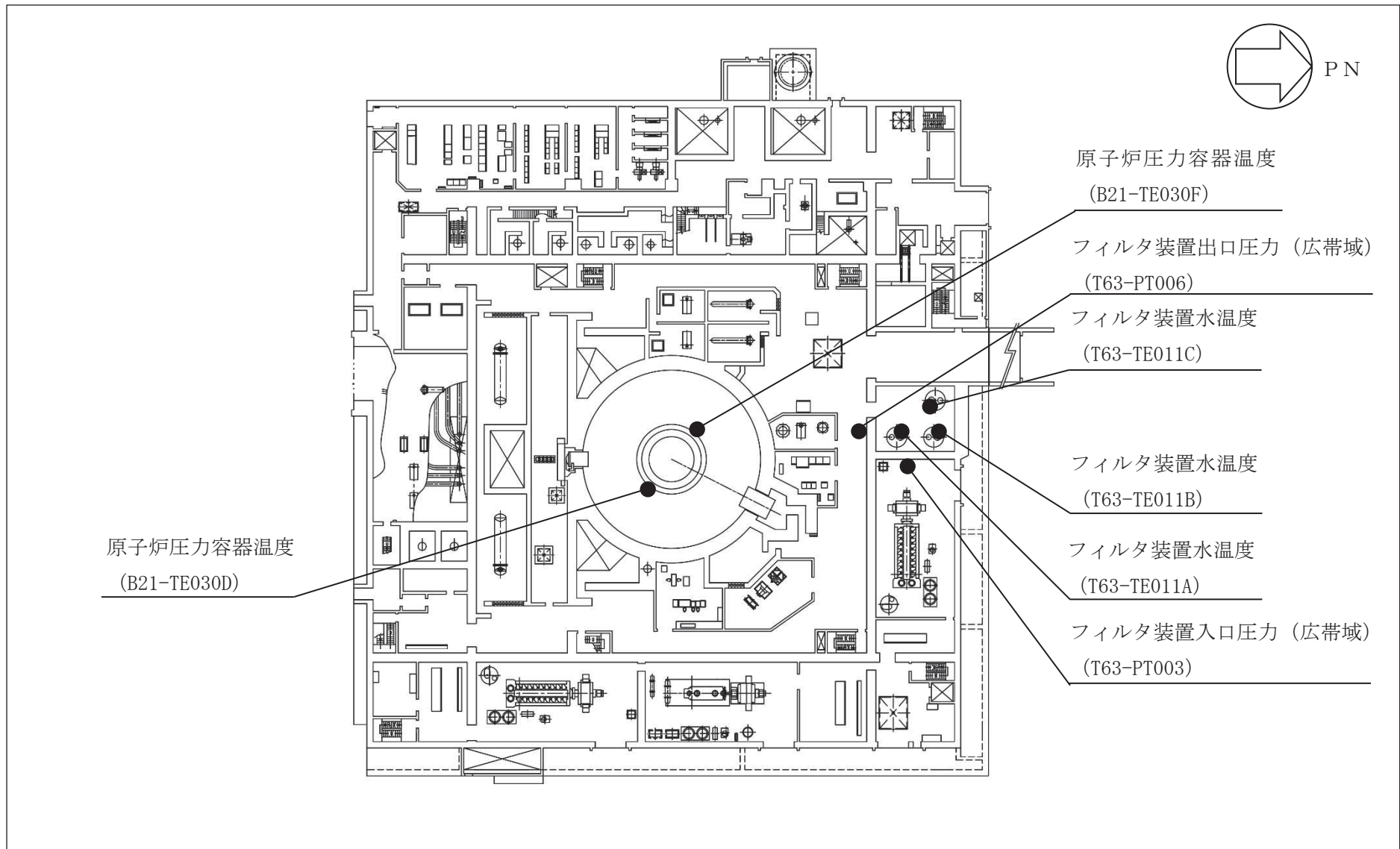


図 3.1.9-23 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋 0. P. 15.00m)

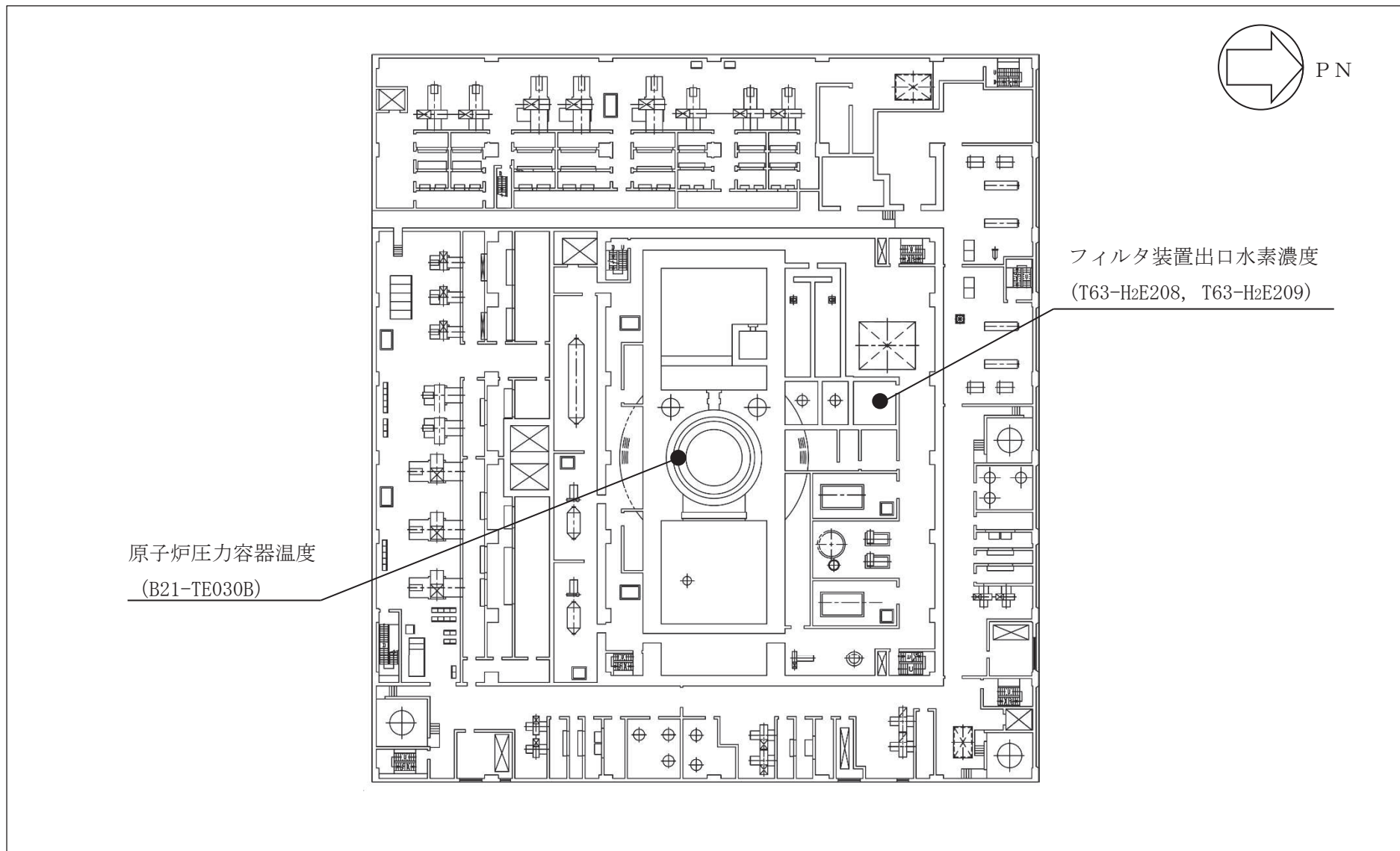


図 3.1.9-24 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋 0. P. 22. 50m)

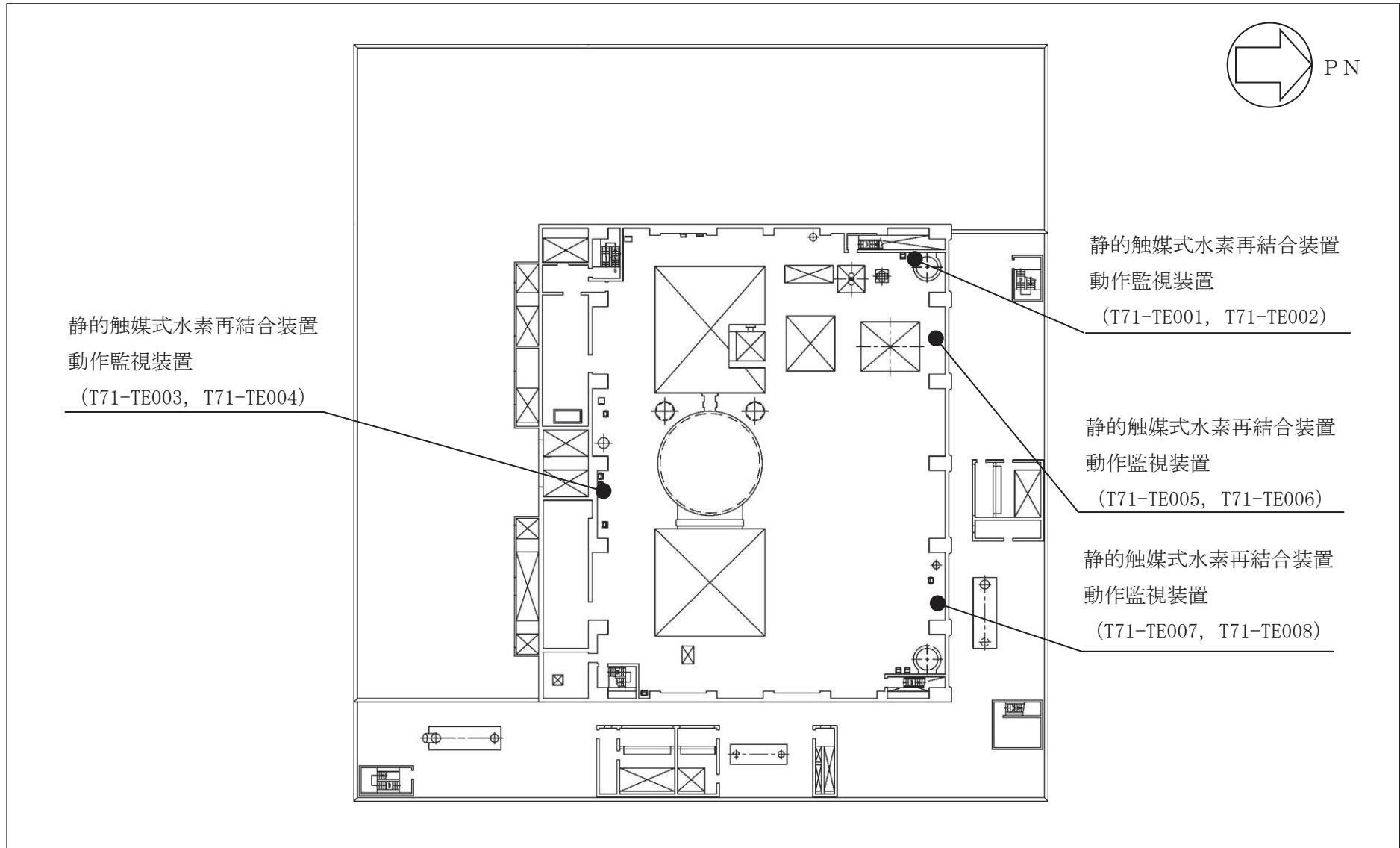


図 3.1.9-25 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋 0.P. 33. 20m)

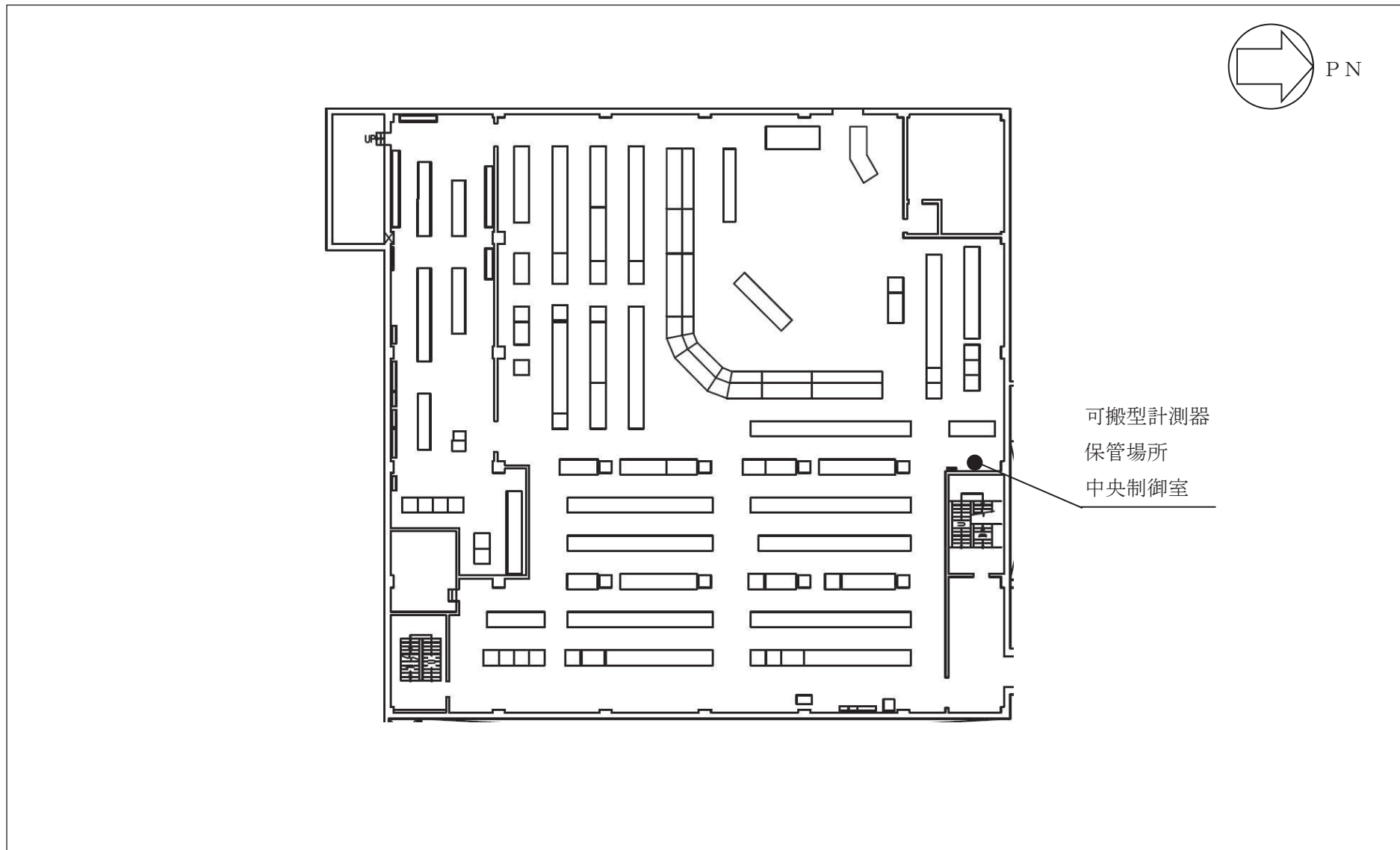


図 3.1.9-26 可搬型計測器の保管場所を明示した図面 (制御建屋 0.P.22.95m)

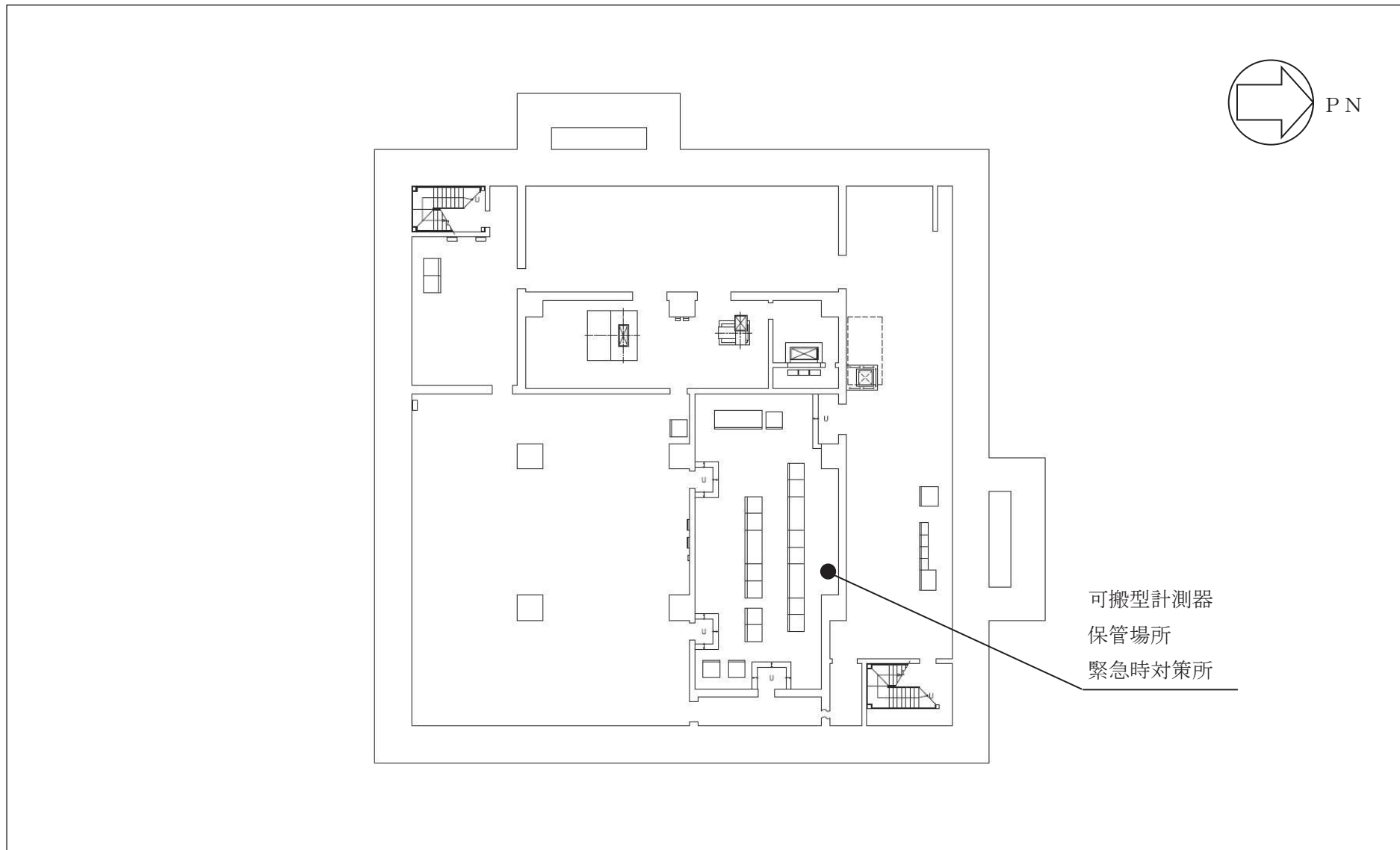


図 3.1.9-27 可搬型計測器（予備）の保管場所を明示した図面（緊急時対策建屋 0.P.51.50m）



### 3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存

#### 3.2.1 計測結果の指示又は表示

「3.1 計測装置の構成」に示したパラメータは中央制御室に指示又は表示するとともに、SPDS 伝送装置に記録、保存できる設計とする。計測装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所を表 3.2.1-1「計測装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所」に示す。

#### 3.2.2 設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存

技術基準規則第 34 条第 4 項及びその解釈に関わる計測結果は、中央制御室に、原則、確実に記録計にて継続的に記録し、記録紙は取り替えて保存できる設計とする。表 3.2.2-1「記録を保存する計測項目と計測装置等」の計測結果は、プロセス計算機から記録を帳票として出力し保存できる設計とするとともに、原子炉冷却材の不純物の濃度については、断続的な試料の分析を行い、従事者が測定結果を記録し保存できる設計とする。

記録を保存する計測項目と計測装置等を表 3.2.2-1「記録を保存する計測項目と計測装置等」に示す。

#### 3.2.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存

重大事故等の対応に必要となるパラメータは、SPDS 伝送装置に電磁的に記録、保存し、電源喪失により失われないとともに、帳票に出力できる設計とする。また、プラント状態の推移を把握するためにデータ収集周期は 1 分、記録の保存容量は計測結果を取り出すことで継続的なデータを得ることができるよう、14 日以上保存できる設計とする。

重大事故等の対応に必要となる現場のパラメータについても、可搬型計測器により記録できる設計とする。

表 3.2.1-1 計測装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所 (1/4)

計測装置	指示又は表示	記録 <sup>*1, *2</sup>
起動領域モニタ 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	中央制御室 (記録計) 緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
出力領域モニタ 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	中央制御室 (記録計) 緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
高圧代替注水系ポンプ出口圧力 <sup>*4</sup> 【新設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力 <sup>*4</sup> 【新設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
代替循環冷却ポンプ出口圧力 <sup>*4</sup> 【新設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 <sup>*4</sup> 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 <sup>*4</sup> 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
残留熱除去系ポンプ出口圧力 <sup>*4</sup> 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 <sup>*4</sup> 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
復水移送ポンプ出口圧力 <sup>*4</sup> 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
残留熱除去系熱交換器入口温度 <sup>*4</sup> 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
残留熱除去系熱交換器出口温度 <sup>*4</sup> 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
高圧代替注水系ポンプ出口流量 <sup>*4</sup> 【新設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) <sup>*4</sup> 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量) <sup>*4</sup> 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 <sup>*4</sup> 【新設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)

表 3.2.1-1 計測装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所 (2/4)

計測装置	指示又は表示	記録 <sup>*1, *2</sup>
代替循環冷却ポンプ出口流量 <sup>*4</sup> 【新設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 <sup>*4</sup> 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 <sup>*4</sup> 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
残留熱除去系ポンプ出口流量 <sup>*4</sup> 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 <sup>*4</sup> 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉圧力 <sup>*4</sup> 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	中央制御室 (記録計) 緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉圧力 (SA) <sup>*4</sup> 【新設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉水位 (広帯域) <sup>*4</sup> 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	中央制御室 (記録計) 緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉水位 (燃料域) <sup>*4</sup> 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	中央制御室 (記録計) 緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉水位 (SA 広帯域) <sup>*4</sup> 【新設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉水位 (SA 燃料域) <sup>*4</sup> 【新設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
ドライウエル圧力 <sup>*4</sup> 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
圧力抑制室圧力 <sup>*4</sup> 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
ドライウエル温度 <sup>*4</sup> 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
圧力抑制室内空気温度 <sup>*4</sup> 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
サプレッションプール水温度 <sup>*4</sup> 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)

表 3.2.1-1 計測装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所 (3/4)

計測装置	指示又は表示	記録 <sup>*1, *2</sup>
原子炉格納容器下部温度 <sup>*4</sup> 【新設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
格納容器内雰囲気酸素濃度 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	中央制御室 (記録計) 緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
格納容器内水素濃度(D/W) 【新設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
格納容器内水素濃度(S/C) 【新設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
格納容器内雰囲気水素濃度 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	中央制御室 (記録計) 緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
復水貯蔵タンク水位 <sup>*4</sup> 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉格納容器代替スプレイ流量 <sup>*4</sup> 【新設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉格納容器下部注水流量 <sup>*4</sup> 【新設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
圧力抑制室水位 <sup>*4</sup> 【新設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉格納容器下部水位 【新設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
ドライウェル水位 【新設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉建屋内水素濃度 【新設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉圧力容器温度 <sup>*4</sup> 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
フィルタ装置水位 (広帯域) <sup>*4</sup> 【新設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
フィルタ装置入口圧力 (広帯域) <sup>*4</sup> 【新設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
フィルタ装置出口圧力 (広帯域) <sup>*4</sup> 【新設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
フィルタ装置水温度 <sup>*4</sup> 【新設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)

表 3.2.1-1 計測装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所 (4/4)

計測装置	指示又は表示	記録 <sup>*1, *2</sup>
フィルタ装置出口水素濃度 【新設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
原子炉補機冷却水系系統流量 <sup>*4</sup> 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 <sup>*4</sup> 【既設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 <sup>*4</sup> 【新設】	中央制御室 <sup>*3</sup>	緊急時対策建屋緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)

注記\*1：記録計及び SPDS 伝送装置は、自動で記録する設計とし、記録計の記録紙は取り替えて保存する。SPDS 伝送装置の記録は電磁的に記録、保存し、重大事故等が発生した場合には保存容量（14 日以上）を超える前に帳票に出力し保存する。

\*2：技術基準規則第 34 条第 4 項に関わる記録は、中央制御室の記録計を示す。

\*3：中央制御室待避所も含む。

\*4：重大事故等時に計測に必要な計器電源が喪失した場合には、可搬型計測器を接続し、計測結果を記録用紙に記録し、保存する。

表 3.2.2-1 記録を保存する計測項目と計測装置等

計測項目	計測装置等
炉心における中性子束密度	起動領域モニタ
	出力領域モニタ
制御棒の位置	制御棒位置
原子炉冷却材の不純物の濃度	原子炉水導電率
原子炉压力容器の入口及び出口における 圧力，温度及び流量	主蒸気圧力
	主蒸気温度
	主蒸気流量
	給水圧力
	給水温度
	給水流量
原子炉压力容器内の水位	原子炉水位（停止域）
	原子炉水位（燃料域）
	原子炉水位（広帯域）
	原子炉水位（狭帯域）
原子炉格納容器内の圧力，温度，可燃性ガスの濃度	格納容器圧力
	格納容器温度
	格納容器内雰囲気気水素濃度
	格納容器内雰囲気気酸素濃度

技術基準規則第 34 条第 4 項及びその解釈に係るその他の計測項目については，添付書類「VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」の「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」及び添付書類「VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」の「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

### 3.3 安全保護装置

安全保護装置は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器があるほかは、アナログ回路で構成している。また、安全保護装置とそれ以外の設備との間で用いる信号はアナログ信号（接点信号を含む。）であり、外部ネットワークを介した不正アクセス等による被害を受けることはない。

安全保護装置を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう独立性を確保する設計とする。例として、原子炉保護系の構成例を「図 3.3-1 原子炉保護系の構成例」に示す。

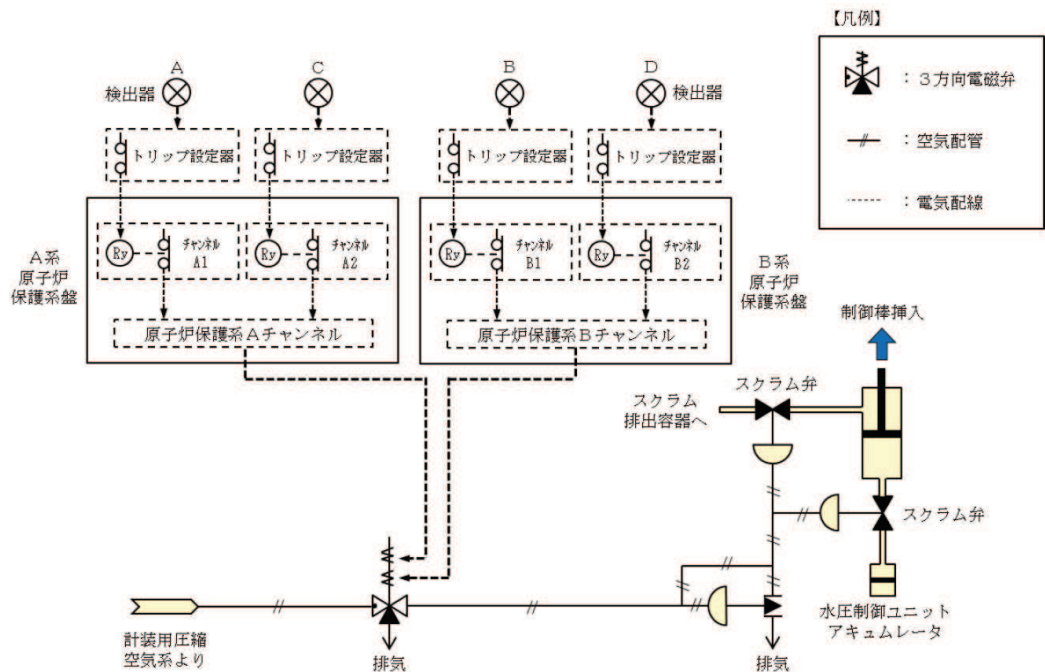


図 3.3-1 原子炉保護系の構成例

#### 3.3.1 不正アクセス行為等の被害の防止

安全保護装置のうち、アナログ回路で構成する機器は、外部ネットワークとの物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止、物理的及び電気的アクセスの制限を設けることにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作を防止すること等の措置を講じることで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、外部ネットワークと物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止及びウイルス等の侵入防止、物理的及び電気的アクセスの制限を設けることにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作及びウイルス等の侵入を防止すること等の措置を講じることで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。



(1) 外部ネットワークと物理的な分離

安全保護装置は、盤に対する施錠によりハードウェアを直接接続させないことにより物理的に分離する設計とする。

安全保護装置は、盤の施錠等によりハードウェアを直接接続させない措置を実施することを保安規定に定める。

(2) 外部ネットワークと機能的な分離

安全保護装置は、統合原子力防災ネットワークに接続されている SPDS 伝送装置等外部からの侵入に対して、防護装置を介して外部への信号の流れを送信のみに制限することにより機能的に分離する設計とする。(「図 3.3.1-1 外部ネットワークとの接続構成概要図」参照)

(3) コンピュータウイルスが動作しない環境

安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、計算機固有のプログラム及び言語を使用し一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境となる設計とする。

(4) 物理的及び電氣的アクセスの制限

人的侵入や不正行為が発生しないように、発電所への入域の出入管理、盤の施錠、部屋の施錠等による物理的アクセスを制限する設計とするとともに、保守ツールの接続口自体を設けない構造にすることにより電氣的アクセスを制限する設計とする。

(5) システムの導入段階、更新段階又は試験段階で承認されていない変更を防ぐ対策

安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規定」(JEAC4620-2008)及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」(JEAG4609-2008)に準じて、設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証及び妥当性確認(コンピュータウイルスの混入防止含む。)がなされたソフトウェア又はハードウェア回路を使用する設計とする。(図 3.3.1-2「検証及び妥当性確認」及び表 3.3.1-1「各検証項目における検証内容」参照)

(6) 有線又は無線による外部ネットワークからの遠隔操作の防止及びウイルス等の侵入防止

外部ネットワークと物理的な分離及び機能的な分離、コンピュータウイルスが動作しない環境、物理的及び電氣的アクセスの制限、システムの導入段階、更新段階又は試験段階で承認されていない変更を防ぐ対策を行うことにより有線又は無線による外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入を防止できる設計とする。



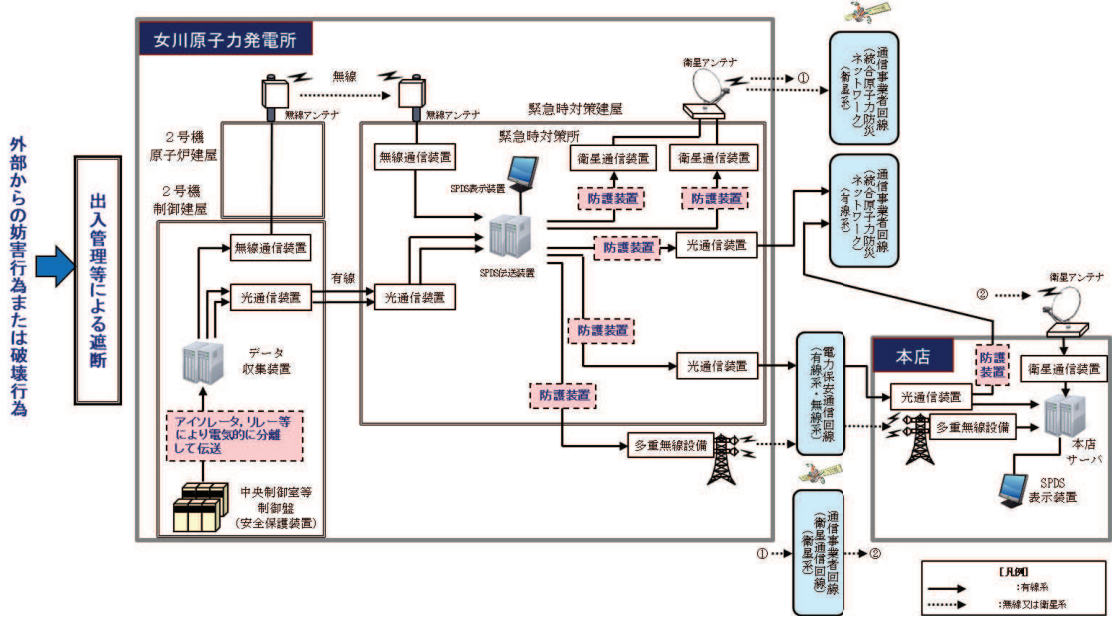
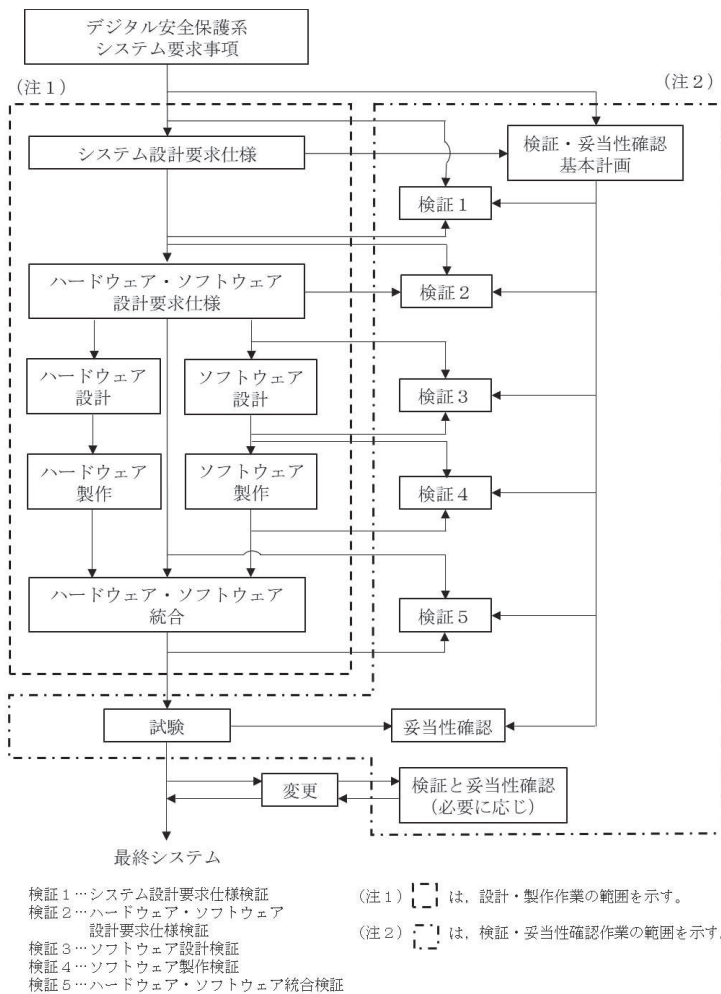


図 3.3.1-1 外部ネットワークとの接続構成概要図



注：ハードウェア回路の検証に当たっては、「ソフトウェア」の部分「ハードウェア回路」に置き換えて、検証及び妥当性確認を実施する。

図 3.3.1-2 検証及び妥当性確認

表 3.3.1-1 各検証項目における検証内容

検証項目	検証内容
検証 1	JEAC4620 のデジタル安全保護系システム要求事項が正しくシステム設計要求仕様に反映されていることを確認する。
検証 2	システム設計要求仕様が正しくハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様に反映されていることを検証する。
検証 3	ソフトウェア設計要求仕様が正しくソフトウェア又はハードウェア回路設計に反映されていることを検証する。
検証 4	ソフトウェア又はハードウェア回路設計どおりに正しくソフトウェア又はハードウェア回路が製作されていることを検証する。
検証 5	ハードウェアとソフトウェア又はハードウェア回路を統合してハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様どおりのシステムとなっていることを検証する。
妥当性確認	ハードウェアとソフトウェア又はハードウェア回路を統合して検証されたシステムが、JEAC4620 のデジタル安全保護系システム要求事項を満足していることを確認する。

#### 4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲

計測装置の計測範囲の設定に対する考え方については、共通する基本的な考え方について以下に示し、表 4-1「計測装置の計測範囲」にて当該パラメータの用途に応じた考え方を個別に示す。また、重大事故等が発生し、計測に必要な計器電源が喪失した場合に使用する可搬型計測器の測定範囲を表 4-2「可搬型計測器の測定範囲」に示す。

重大事故等対処設備については、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり計測(パラメータの推定を含む)する設計としていること及び技術基準規則の要求に該当しないことから警報装置を設けない設計とする。

##### 【計測範囲の設定に係る基本的な考え方】

計測装置の計測範囲は、計測を期待されるプラント条件において、警報設定値を包絡し、制御及び保護に必要となるプロセス量を考慮して、総合的な判断をもって設定することを基本とする。

制御及び保護に必要となるプロセス量の考慮とは、定格流量や定格出力を包絡する設定とすることや、最高使用圧力及び最高使用温度を包絡する設定とすることなどが挙げられる。

また、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの計測装置の計測範囲は、設計基準事故時に想定される変動範囲の最大値を考慮し、適切に対応するための計測範囲を有する設計とする。

このように、いろいろな要素を総合的に勘案して計測範囲を設定することから、各パラメータにおいては、ひとつの計測対象の監視範囲として狭域及び広域を設定するような場合や、プラント状態が一時的に計測範囲を超えるような設定とする場合など、当該パラメータの用途に応じて適切に設定する。

重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の対応におけるパラメータの推定手段及び推定方法については、添付書類「VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」の「3.3 計測制御系統施設」に示す。

重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力(最高計測可能温度等)を明確化するとともに、パラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に、代替パラメータによる推定の対応手段等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に明確にし、確実に運用及び遵守できるよう手順として定めて管理する。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (1/9)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
起動領域 モニタ	中性子源領域 $10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ( $1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	約 $100 \sim 10^4 \text{cps}$ 前後	定格出力の約 8 倍	定格出力の約 5%	—	原子炉の停止時から起動時の中性子束 (約 $100 \sim 10^4 \text{cps}$ 前後) を測定できる範囲として $10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ に設定している。 重大事故等時に原子炉の停止状態の確認のためのパラメータとして用いる。停止時の変動範囲は計測範囲に包絡されている。起動領域モニタ (中性子源領域) が測定できる範囲を超えた場合は、起動領域モニタ (中間領域), 出力領域モニタによって監視可能。
	中間領域 0~40%又は 0~125%*2 ( $1 \times 10^8 \sim 2 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	$1 \times 10^8 \sim 2 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$				原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を測定できる範囲として、中性子源領域とのオーバーラップを考慮して $1 \times 10^8 \sim 2 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ に設定している。
出力領域 モニタ	0~125%*3 ( $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	0~100%	定格出力の約 8 倍	定格出力の約 6.8 倍	—	原子炉の起動時から定格出力運転時, 運転時の異常な過渡変化並びに設計基準事故時の中性子束を測定できる範囲として 0~125% に設定している。 なお, 設計基準事故及び重大事故等時, 一時的に計測範囲を超えるが, 負の反応度フィードバック効果により短期間であり, かつ出力上昇及び下降は急峻であるため, 現状の計測範囲でも運転監視に影響はない。また, 重大事故等時においても代替原子炉再循環ポンプトリップ機能等により中性子束は低下するため, 現状の計測範囲でも対応が可能である。 「中間領域中性子束」及び「中性子源領域中性子束」と併せて重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (2/9)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
高压代替注水系 ポンプ出口圧力	0～15MPa [gage]	—	—	最大値：14.0MPa [gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高压代替注水系の運転時における高压代替注水系ポンプの最高使用圧力(14.0MPa[gage])を監視可能。
直流駆動低圧注水系 ポンプ出口圧力	0～2MPa [gage]	—	—	最大値：1.70MPa [gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、直流駆動低圧注水系の運転時における直流駆動低圧注水系ポンプの最高使用圧力(1.70MPa[gage])を監視可能。
代替循環冷却 ポンプ出口圧力	0～4MPa [gage]	—	—	—	最大値：3.73MPa [gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、代替循環冷却系の運転時における代替循環冷却ポンプの最高使用圧力(3.73 MPa [gage])を監視可能。
原子炉隔離時冷却 系ポンプ出口圧力	0～15MPa [gage]	0～11.8MPa [gage]	最大値：11.8MPa [gage]	最大値：11.8MPa [gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉隔離時冷却系の運転時における原子炉隔離時冷却系ポンプの最高使用圧力(11.8MPa[gage])を監視可能。
高压炉心スプレイ 系ポンプ出口圧力	0～12MPa [gage]	0～10.8MPa [gage]	最大値：10.8MPa [gage]	最大値：10.8MPa [gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高压炉心スプレイ系の運転時における高压炉心スプレイ系ポンプの最高使用圧力(10.8MPa[gage])を監視可能。
残留熱除去系 ポンプ出口圧力	0～4MPa [gage]	0～3.73MPa [gage]	最大値：3.73MPa [gage]	最大値：3.73MPa [gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系運転時における残留熱除去系ポンプの最高使用圧力(3.73MPa[gage])を監視可能。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (3/9)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	0～5MPa [gage]	0～4.41MPa [gage]	最大値：4.41MPa [gage]	最大値：4.41MPa [gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧炉心スプレイ系運転時における低圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用圧力(4.41MPa[gage])を監視可能。
復水移送ポンプ出口圧力	0～1.5MPa [gage]	—	—	最大値：1.37MPa [gage]	最大値：1.37MPa [gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧代替注水系(常設)の運転時における復水移送ポンプの最高使用圧力(1.37MPa[gage])を監視可能。
残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	186℃以下	最大値：186℃	最大値：186℃	最大値：186℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高使用温度(186℃)を監視可能。
残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300℃	186℃以下	最大値：186℃	最大値：186℃	最大値：186℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高使用温度(186℃)を監視可能。
高圧代替注水系ポンプ出口流量	0～120m <sup>3</sup> /h	—	—	0～90.8m <sup>3</sup> /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧代替注水系ポンプの最大注水量(90.8m <sup>3</sup> /h)に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	0～220m <sup>3</sup> /h	—	—	0～199m <sup>3</sup> /h	0～130m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉注水時の最大注水量(199m <sup>3</sup> /h)に余裕を見込んだ設定とする。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (4/9)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量)	0~220m <sup>3</sup> /h	—	—	0~199m <sup>3</sup> /h	0~130m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉注水時の最大注水量 (199 m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量	0~100m <sup>3</sup> /h	—	—	0~80m <sup>3</sup> /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、直流駆動低圧注水系ポンプの最大注水量 (80m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
代替循環冷却ポンプ出口流量	0~200m <sup>3</sup> /h	—	—	—	0~150m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、代替循環冷却ポンプの最大注水量 (150m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	0~150m <sup>3</sup> /h	0~90.8 m <sup>3</sup> /h	0~90.8m <sup>3</sup> /h	0~90.8m <sup>3</sup> /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (90.8m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0~1500 m <sup>3</sup> /h	0~1050 m <sup>3</sup> /h	(高圧側) 0~318m <sup>3</sup> /h (低圧側) 0~1050m <sup>3</sup> /h	(高圧側) 0~318m <sup>3</sup> /h (低圧側) 0~1050m <sup>3</sup> /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 (1050m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1500 m <sup>3</sup> /h	0~1136 m <sup>3</sup> /h	0~1136m <sup>3</sup> /h	0~1136m <sup>3</sup> /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系ポンプの最大注水量 (1136m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0~1500 m <sup>3</sup> /h	0~1050 m <sup>3</sup> /h	0~1050m <sup>3</sup> /h	0~1050m <sup>3</sup> /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 (1050m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。



表 4-1 計測装置の計測範囲 (5/9)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉圧力	0～10MPa [gage]	6.93MPa [gage]	最大値： 約 8.11MPa[gage]	最大値：約 9.26MPa [gage] (ATWS) *4	最大値：約 7.40MPa [gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (9.26MPa[gage]) を包絡するように、原子炉圧力 (0～10MPa[gage]) を設定する。
原子炉圧力 (SA)	0～11MPa [gage]	6.93MPa [gage]	最大値： 約 8.11MPa[gage]	最大値：約 9.26MPa [gage] (ATWS) *4	最大値：約 7.40MPa [gage]	原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa[gage]) の 1.2 倍 (10.34 MPa[gage]) を監視可能。
原子炉水位 (広帯域)	-3800mm～ 1500 mm*5	980 mm*5	有効燃料棒底部程度～レベル 8 (-7832mm～1470mm) *5		980 mm以下*5	炉心の冷却状態を確認する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル 3～レベル 8) 及び有効燃料棒底部まで監視可能。
原子炉水位 (燃料域)	-3800mm～ 1300 mm*6	5110mm*6	有効燃料棒底部程度～レベル 8 (-3702mm～5600mm) *6		5110mm 以下*6	
原子炉水位 (SA 広帯域)	-3800mm～ 1500 mm*5	980 mm*5	有効燃料棒底部程度～レベル 8 (-7832mm～1470mm) *5		980 mm以下*5	
原子炉水位 (SA 燃料域)	-3800mm～ 1300 mm*6	5110mm*6	有効燃料棒底部程度～レベル 8 (-3702mm～5600mm) *6		5110mm 以下*6	
ドライウエル 圧力	0～1MPa [abs]	5kPa [gage]	330kPa[gage]以下	427kPa[gage]以下	640kPa[gage]以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd: 854kPa[gage]) に余裕を見込んだ設定とする。
圧力抑制室圧力	0～1MPa [abs]	5kPa [gage]	210kPa[gage]以下	427kPa[gage]以下	640kPa[gage]以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd: 854kPa[gage]) に余裕を見込んだ設定とする。
ドライウエル 温度	0～300℃	57℃以下	146℃以下	155℃以下	180℃以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) に余裕を見込んだ設定とする。



表 4-1 計測装置の計測範囲 (6/9)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
圧力抑制室内 空気温度	0~300℃	32℃以下	97℃以下	155℃以下	153℃以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器の限界温度(200℃)に余裕を見込んだ設定とする。
サプレッション プール水温度	0~200℃	32℃以下	97℃以下	155℃以下	145℃以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器の限界圧力(2Pd : 854kPa[gage])におけるサプレッションプール水の飽和温度(約178℃)に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉格納容器 下部温度	0~700℃	—	—	—	300℃*7	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準(300℃)に対して、原子炉格納容器下部温度(0~700℃)を設定する。
格納容器内雰囲気 酸素濃度	0~30vol%	2.5vol%以下	約4.3vol%	2.5vol%以下	約3.4vol%	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲(0~3.4vol%)を監視可能。
格納容器内 水素濃度(D/W)	0~100vol%	0vol%	0~1.9vol%	0vol%	0~23.9vol%	重大事故等時において、原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能。 炉心の著しい損傷時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲(0~100vol%)を監視可能。
格納容器内 水素濃度(S/C)	0~100vol%	0vol%	0~1.0vol%	0vol%		
格納容器内雰囲気 水素濃度	0~30vol% 0~100vol%	0vol%	0~1.9vol%	0vol%		
復水貯蔵タンク 水位	0~3200m <sup>3</sup>	1600m <sup>3</sup> 以上	0~3173m <sup>3</sup>	0~3173m <sup>3</sup>	0~3173m <sup>3</sup>	重大事故等時において、復水貯蔵タンクの底部からオーバーフローレベル(0~3173m <sup>3</sup> )を監視可能。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (7/9)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉格納容器代替スプレイ流量	0~100m <sup>3</sup> /h	—	—	0~88m <sup>3</sup> /h	0~88m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器代替スプレイ系による最大注水量 (88m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉格納容器下部注水流量	0~110m <sup>3</sup> /h	—	—	—	0~80m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器下部注水系による最大注水量 (80m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
圧力抑制室水位	0~5m <sup>*8</sup> (O. P. -3900mm~1100mm) <sup>*9</sup>	0.05m <sup>*8</sup> (O. P. -3850mm) <sup>*9</sup>	0.05m <sup>*8</sup> (O. P. -3850mm) <sup>*9</sup>	0.05~2.27m <sup>*8</sup> (O. P. -3850mm~-1630mm) <sup>*9</sup>	0.05~2m <sup>*8</sup> (O. P. -3850mm~-1900mm) <sup>*9</sup>	外部水源注水量限界 (通常運転水位+約 2m (O. P. -1910mm)) を把握する範囲を監視可能。重大事故等時において、変動する可能性のある範囲 (0.05~2.27m) に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉格納容器下部水位	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m <sup>*10, *11</sup> (O. P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm) <sup>*9</sup>	—	—	—	3.4m <sup>*10, *11</sup> (O. P. 900mm) <sup>*9</sup>	重大事故等時において、原子炉格納容器下部への注水による蓄水状況を確認できる位置に設置する。
ドライウエル水位	0.02, 0.23, 0.34m <sup>*11, *12</sup> (O. P. 1170mm, 1380mm, 1490mm) <sup>*9</sup>	—	—	—	0.46m <sup>*11, *12</sup> (O. P. 1610mm) <sup>*9</sup>	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却に必要な水深があることを確認できる位置に設置する。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (8/9)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉建屋内 水素濃度	0~10vol%	—	—	—	4vol%以下	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能である(なお、静的触媒式水素再結合装置にて、原子炉建屋の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する)。
原子炉圧力容器 温度	0~500℃	286℃	最大値:約297℃	最大値:約307℃	300℃*7	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準(300℃)に対して、原子炉圧力容器温度(0~500℃)を設定する。
フィルタ装置 水位(広帯域)	0~3650mm	—	—	[ ]		原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置底部を計測範囲の零とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位 [ ] 及び下限水位 [ ] を監視可能。
フィルタ装置 入口圧力 (広帯域)	-0.1~1MPa [gage]	—	—	最大値:427kPa [gage]	最大値:854kPa [gage]	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最高使用圧力(854kPa[gage])を監視可能。
フィルタ装置 出口圧力 (広帯域)	-0.1~1MPa [gage]	—	—	最大値:427kPa [gage]	最大値:854kPa [gage]	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最高使用圧力(854kPa[gage])を監視可能。
フィルタ装置 水温度	0~200℃	—	—	最大値:154℃	最大値:178℃	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最高使用温度(200℃)を監視可能。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (9/9)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
フィルタ装置 出口水素濃度	0~30vol% 0~100vol%	—	—	0vol%	0~2.4vol%	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置による原子炉格納容器ベント後に窒素による掃気を実施し、原子炉格納容器フィルタベント系の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度(4vol%)未満であることを監視可能。
原子炉補機冷却水系系統流量	0~4000m <sup>3</sup> /h	0~1400m <sup>3</sup> /h	0~2800m <sup>3</sup> /h	0~2800m <sup>3</sup> /h	—	原子炉補機冷却水ポンプ2台の定格流量(2800m <sup>3</sup> /h)に余裕を見込んだ設定としている。
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	—	0~950m <sup>3</sup> /h	0~950m <sup>3</sup> /h	0~382m <sup>3</sup> /h	原子炉補機冷却水ポンプでの残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量(950m <sup>3</sup> /h)に余裕を見込んだ設定としている。 原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)の運転を行う場合に必要な流量(382m <sup>3</sup> /h)を監視可能。
静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	0~500℃	—	—	—	最大値:300℃	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合装置作動時に想定される温度範囲を監視可能。

注記\*1 : 発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

- 通常運転時：計画的に行なわれる起動、停止、運転、高温停止、低温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- 運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一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。
- 設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。

・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。

- \*2：各測定レンジにおける出力比を示す。
- \*3：定格出力時の値に対する比率で示す。
- \*4：ATWS=発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合。
- \*5：基準点は原子炉圧力容器零レベルより 1313cm 上とする（ドライヤスカート底部付近）。
- \*6：基準点は原子炉圧力容器零レベルより 900cm 上とする（有効燃料棒頂部付近）。
- \*7：300℃以上となる場合があるが、炉心損傷と判断し冷却未達を判断する上では問題ない。
- \*8：基準点は通常運転水位 O. P. -3850mm。
- \*9：O. P.（女川原子力発電所工事用基準面）=T. P.（東京湾平均海面）-0.74m。
- \*10：原子炉格納容器下部床面（O. P. -2500mm）からの高さ。
- \*11：水位が検出器に到達した場合に ON になる。
- \*12：ドライウェル床面（O. P. 1150mm）からの高さ。

表 4-2 可搬型計測器の測定範囲 (1/3)

監視パラメータ	常設計器の測定範囲	測定範囲等
高圧代替注水系ポンプ出口 圧力	0~15MPa [gage]	0~15MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
直流駆動低圧注水系ポンプ 出口圧力	0~2MPa [gage]	0~2MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
代替循環冷却ポンプ出口圧 力	0~4MPa [gage]	0~4MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉隔離時冷却系ポンプ 出口圧力	0~15MPa [gage]	0~15MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
高圧炉心スプレイ系ポンプ 出口圧力	0~12MPa [gage]	0~12MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
残留熱除去系ポンプ出口圧 力	0~4MPa [gage]	0~4MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧炉心スプレイ系ポンプ 出口圧力	0~5MPa [gage]	0~5MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
復水移送ポンプ出口圧力	0~1.5MPa [gage]	0~1.5MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
残留熱除去系熱交換器入口 温度	0~300℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350℃程度までの温度測定が可能。
残留熱除去系熱交換器出口 温度	0~300℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350℃程度までの温度測定が可能。
高圧代替注水系ポンプ出口 流量	0~120m <sup>3</sup> /h	0~120m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
残留熱除去系洗浄ライン流 量(残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量)	0~220m <sup>3</sup> /h	0~220m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
残留熱除去系洗浄ライン流 量(残留熱除去系 B 系格納 容器冷却ライン洗浄流量)	0~220m <sup>3</sup> /h	0~220m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
直流駆動低圧注水系ポンプ 出口流量	0~100m <sup>3</sup> /h	0~100m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
代替循環冷却ポンプ出口流 量	0~200m <sup>3</sup> /h	0~200m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉隔離時冷却系ポンプ 出口流量	0~150m <sup>3</sup> /h	0~150m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの電気信号を計測。

表 4-2 可搬型計測器の測定範囲 (2/3)

監視パラメータ	常設計器の測定範囲	測定範囲等
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1500m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1500m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1500m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉圧力	0~10MPa[gage]	0~10MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉圧力 (SA)	0~11MPa[gage]	0~11MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉水位 (広帯域)	-3800~1500mm <sup>*1</sup>	-3800~1500 mm <sup>*1</sup> に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉水位 (燃料域)	-3800~1300 mm <sup>*2</sup>	-3800~1300 mm <sup>*2</sup> に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉水位 (SA 広帯域)	-3800~1500 mm <sup>*1</sup>	-3800~1500 mm <sup>*1</sup> に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉水位 (SA 燃料域)	-3800~1300 mm <sup>*2</sup>	-3800~1300 mm <sup>*2</sup> に相当する検出器からの電気信号を計測。
ドライウエル圧力	0~1MPa[gage]	0~1MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
圧力抑制室圧力	0~1MPa[gage]	0~1MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
ドライウエル温度	0~300℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350℃程度までの温度測定が可能。
圧力抑制室内空気温度	0~300℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350℃程度までの温度測定が可能。
サプレッションプール水温度	0~200℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350℃程度までの温度測定が可能。
原子炉格納容器下部温度	0~700℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 900℃程度までの温度測定が可能。
復水貯蔵タンク水位	0~3200m <sup>3</sup>	0~3200m <sup>3</sup> に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉格納容器代替スプレイ流量	0~100m <sup>3</sup> /h	0~100m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの電気信号を計測。



表 4-2 可搬型計測器の測定範囲 (3/3)

監視パラメータ	常設計器の測定範囲	測定範囲等
原子炉格納容器下部注水流量	0~110m <sup>3</sup> /h	0~110m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
圧力抑制室水位	0~5m <sup>*3</sup>	0~5m <sup>*3</sup> に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉圧力容器温度	0~500℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 800℃程度までの温度測定が可能。
フィルタ装置水位 (広帯域)	0~3650mm <sup>*4</sup>	0~3650mm <sup>*4</sup> に相当する検出器からの電気信号を計測。
フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	-0.1~1MPa[gage]	-0.1~1MPa[gage]に相当する検出器からの電気信号を計測。
フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	-0.1~1MPa[gage]	-0.1~1MPa[gage]に相当する検出器からの電気信号を計測。
フィルタ装置水温度	0~200℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350℃程度までの温度測定が可能。
原子炉補機冷却水系系統流量	0~4000m <sup>3</sup> /h	0~4000m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1500m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	0~500℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 800℃程度までの温度測定が可能。
使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	0~150℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350℃程度までの温度測定が可能。

注記\*1：基準点は原子炉圧力容器零レベルより 1,313cm 上とする (ドライヤスカート底部付近)。

\*2：基準点は原子炉圧力容器零レベルより 900cm 上とする (有効燃料棒頂部付近)。

\*3：基準点は通常運転水位 O. P. -3850mm。

\*4：基準点はフィルタ装置底部。



格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) による  
格納容器内水素濃度の監視について

## 目次

1. 概要	別添 1-1
2. 原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の監視	別添 1-1
2.1 原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の計測装置について	別添 1-1
3. 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) について	別添 1-2
3.1 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) の概要	別添 1-2
3.1.1 測定原理	別添 1-2
3.1.2 計器精度	別添 1-8
3.1.3 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) の応答性について	別添 1-13
3.1.4 システム構成	別添 1-17
3.1.5 設置位置	別添 1-20
3.1.6 原子炉格納容器内における気体のミキシングについて	別添 1-22
3.2 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) の検出素子部の加温について	別添 1-23
3.3 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) の健全性について	別添 1-27
3.4 水素燃焼の影響	別添 1-30
3.5 被毒物質の影響	別添 1-35
3.6 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) の耐震性について	別添 1-43
3.7 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) の電源供給について	別添 1-43

## 1. 概要

VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」にて、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の計測装置の構成、計測範囲を示している。

本資料は、VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」の格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の機能・構造と耐環境性等について説明するものである。

## 2. 原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の監視

### 2.1 原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の計測装置について

原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の計測装置は、著しい炉心の損傷が発生した場合に、原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を監視する目的で、水素及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計とする。

原子炉格納容器内の水素濃度は、事象発生直後からジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、可燃限界濃度である4%を大きく上回る。一方、原子炉格納容器内の酸素濃度は、水の放射線分解により酸素が発生し徐々に上昇するが、解析上は事象発生から約168時間後まで酸素濃度が可燃限界である5vol%を超えることはなく、原子炉格納容器内での水素燃焼は生じない。しかしながら、徐々にではあるが、酸素濃度は上昇し続けることから、原子炉補機代替冷却水系が使用可能となった時点で速やかに格納容器内雰囲気酸素濃度により酸素濃度を測定できる設計としている(水素濃度については格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)により事故初期から継続して監視が可能)。

原子炉補機代替冷却水系が復旧されない場合、炉心から発生する崩壊熱が原子炉格納容器内に蓄積され、それに伴い発生する蒸気の過圧によって原子炉格納容器内の圧力は上昇する。そのため、格納容器スプレイを間欠的に実施することによって、原子炉格納容器内の圧力の上昇を抑制し、格納容器スプレイによる外部水源注水量限界に到達後、原子炉格納容器ベントを実施することとなる(有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち「代替循環冷却系を使用できない場合」では約45時間後に原子炉格納容器ベントを実施)。原子炉格納容器ベントを実施する約45時間までは、水の放射線分解によって発生する酸素の濃度は緩やかに上昇することから、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界(5vol%)に到達するおそれはない。

また、168時間以降に水の放射線分解によって発生する酸素によって酸素濃度が再び上昇し、可燃領域に到達する場合には、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する観点で、格納容器ベントを実施するため、原子炉格納容器内で可燃限界に到達することはなく、原子炉格納容器内での水素爆発は生じない。

このために、原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の計測装置は、可燃限界に到達するまでに準備対応ができ、炉心損傷時の環境条件に対応できるものであることが求められ、中央制御室にて原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の傾向(トレンド)を監視できることが重要となる。女川原子力発電所第2号機では、重大事故等時の原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を格納容器内水素濃度(D/W)、格納容器内水素濃度(S/C)、格納容器内雰囲気水素濃

度及び格納容器内雰囲気酸素濃度によって監視することとしている。

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)については所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により事故初期から原子炉格納容器内の水素濃度の監視が可能である。また、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度においては原子炉補機代替冷却水系が使用可能となった時点で使用可能となるが、有効性評価シナリオ「雰囲気気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」においては原子炉補機代替冷却水系が使用可能となる時点では原子炉格納容器内の酸素濃度は5vol%に到達しない。

### 3. 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)について

#### 3.1 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の概要

##### 3.1.1 測定原理

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の水素検出器は、水素吸蔵材料式のものをを用いる。

水素吸蔵材料式の水素検出器は、水素吸蔵材としてパラジウムを用いており、パラジウムが水素を吸蔵すると電気抵抗が増加する性質を利用している。

水素吸蔵材料式の水素検出器の測定原理は、図3-1「格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の測定原理」とおりである。パラジウムに水素分子が吸着すると水素分子は水素原子へと分離する。分離した水素原子はパラジウムの内部へと侵入し、パラジウムの格子の歪みと水素原子のポテンシャルの影響により、パラジウムの中で自由電子が散乱することにより、パラジウムの電気抵抗が増加する。

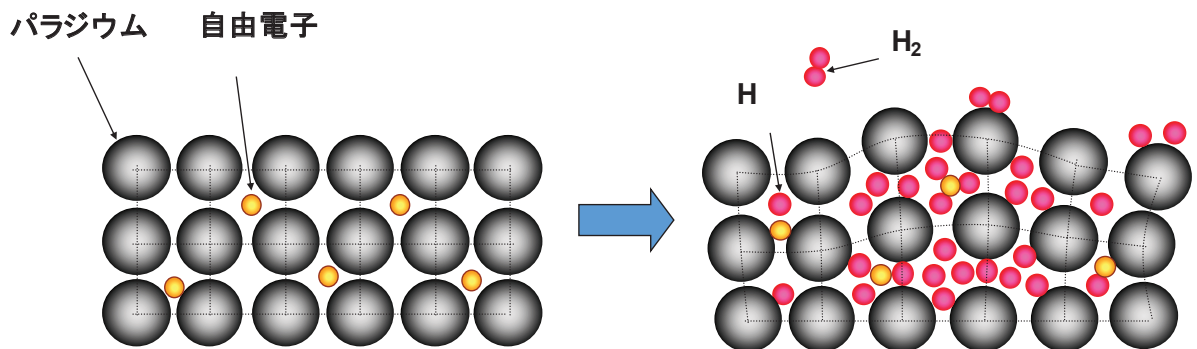


図3-1 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の測定原理

水素吸蔵材料式の水素検出器の検出回路を図3-2「水素濃度計検出回路の概要図」に示す。水素検出器に内蔵しているパラジウム素子に水素を含む原子炉格納容器内の雰囲気ガスが接触すると、水素吸蔵によりパラジウムの電気抵抗が大きくなる。この時のパラジウムの電気抵抗の変化を直流電流計及び直流電圧計で構成される抵抗測定器にて測定し、水素濃度に換算する。

なお、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の計測範囲0～100vol%において、計器仕様は最大±2.0vol%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の水素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。

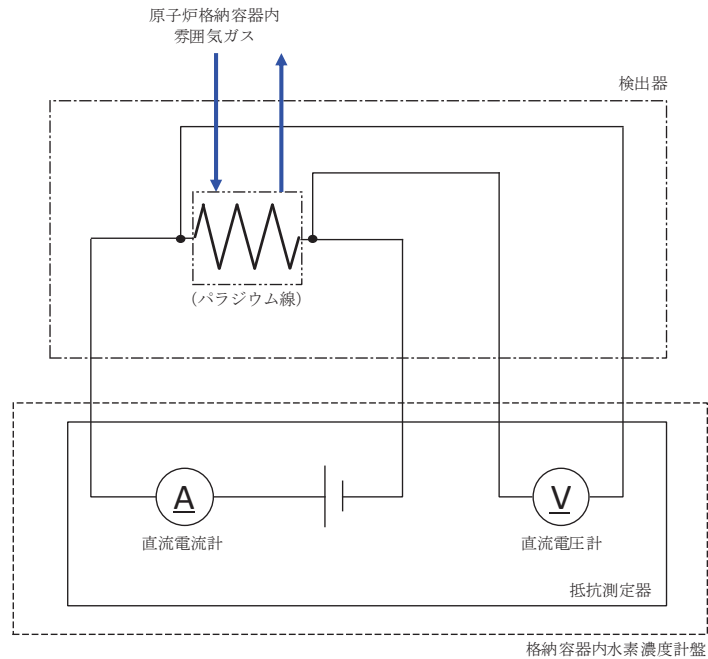


図 3-2 水素濃度計検出回路の概要図

ここで、パラジウムの抵抗値は温度によっても変化するため、温度を測定し補正する必要がある。水素検出器の検出素子部の概要図を図 3-3「検出素子部の概要図」に示す。

検出素子部はパラジウム線と白金線を交互にボビンに巻いた形となっており、パラジウムの温度は白金の抵抗変化により測定している。

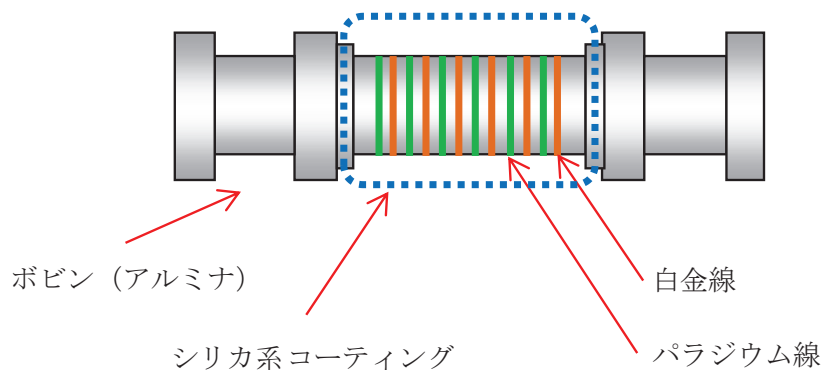


図 3-3 検出素子部の概要図

水素検出器の信号は、中央制御室に設置される制御盤に収納されているパラジウム線及び白金線の抵抗値を測定する抵抗測定器に出力される。抵抗測定器の出力は演算装置に入力され、パラジウム線の抵抗変化量と白金線で計測された温度から水素分圧を計算し、さらにドライウエル及びサプレッションチェンバの圧力値を用いて圧力補正を行い、水素濃度を算出する。

以下に水素濃度演算手順を示す。

- a. 白金線の抵抗値を抵抗測定器で計測し、その抵抗値から検出素子部の温度を算出する。(図 3-4 参照)
- b. 検出素子部の温度より、水素濃度 0vol%におけるパラジウム抵抗値を計算する。(図 3-5 参照)
- c. 抵抗測定器で計測された水素を吸蔵した時のパラジウム線の抵抗値と水素濃度 0vol%におけるパラジウム抵抗値の差分より、パラジウム抵抗値増加量を算出する。
- d. パラジウムの抵抗値増加量と温度 ( $t^{\circ}\text{C}$ )におけるパラジウムの抵抗値 ( $R_t$ )よりパラジウムの抵抗変化率を算出し、水素分圧と抵抗変化率の試験データより得られる以下の関係式 (3.1) から、パラジウムの抵抗変化率に対応する水素分圧を求める\*1。



- e. 水素濃度 (体積濃度) は水素分圧を全圧で除する必要があることから\*3, 水素検出器設置場所 (ドライウエル又はサプレッションチェンバ) の圧力値を用い、水素濃度を算出する。

注記\*1: 金属に吸収されるガス量は雰囲気ガス分圧の平方根に比例する (ジーベルツの法則) ことから、水素密度は水素分圧の平方根に比例する。さらに金属中の水素密度と電気抵抗の変化率も比例係数が実験で確認されていることから、パラジウム抵抗値増加量及び温度から水素分圧を求められる。なお、本実験では水素濃度を 0~100vol%まで変化させた時の電気抵抗の変化率が直線性を有していることを確認している。(図 3-6 参照)

\*2: 係数 A, B, C は工場試験により決定される値。

\*3: 混合気体の圧力(全圧)は各成分の分圧の和に等しい(ドルトンの分圧の法則)  
ことから、水素分圧を全圧で除算することにより水素濃度を算出できる。

[水素濃度計算例]

(白金の抵抗測定値  $215.6\Omega$ 、パラジウムの抵抗測定値  $213.2\Omega$  を仮定した場合)

- a. 白金線の抵抗値 ( $215.6\Omega$ ) から検出素子部の温度 ( $300.1^{\circ}\text{C}$ ) を算出する。(図 3-4 参照)
- b. 検出素子部の温度 ( $300.1^{\circ}\text{C}$ ) より、水素濃度 0vol%におけるパラジウム抵抗値 ( $209.8\Omega$ ) を算出する。(図 3-5 参照)
- c. 抵抗測定器で計測された水素を吸蔵した時のパラジウム線の抵抗値 ( $213.2\Omega$ ) と水素濃度 0vol%におけるパラジウム抵抗値 ( $209.8\Omega$ ) の差分より、パラジウム抵抗値増加量 ( $3.4\Omega$ ) を算出する。
- d. パラジウム抵抗値増加量 ( $3.4\Omega$ ) と測定温度 ( $300.1^{\circ}\text{C}$ ) におけるパラジウムの抵抗値 ( $213.2\Omega$ ) からパラジウムの抵抗変化率 () を算出し、水素分圧と抵抗変化率の試験データより得られる関係式(式 (3.1)) から、水素分圧 ( $20\text{kPa}$ ) を求める。



- e. 水素分圧 ( $20\text{kPa}$ ) を全圧 (大気圧 :  $101\text{kPa}$ ) で除し水素濃度 (約 20vol%) を算出する。

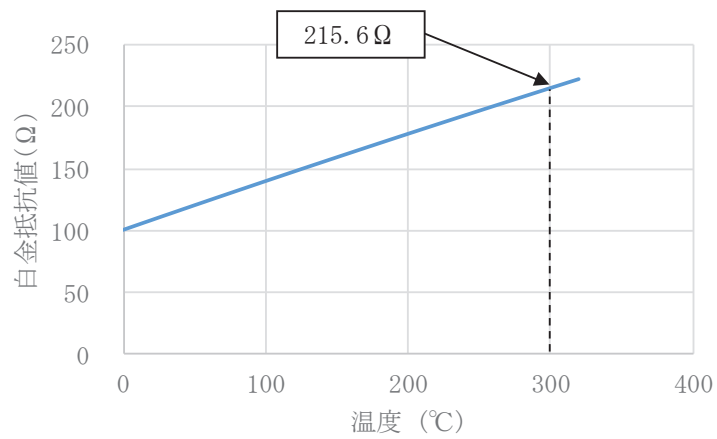


図 3-4 白金抵抗特性グラフ (水素濃度 : 0vol%時)

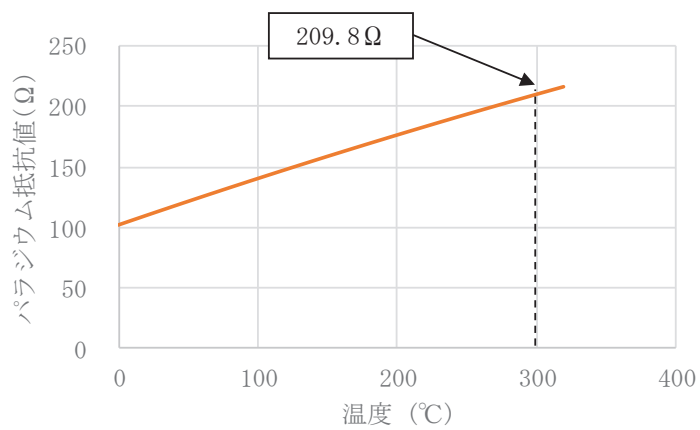


図 3-5 パラジウム抵抗特性グラフ (水素濃度 : 0vol%時)



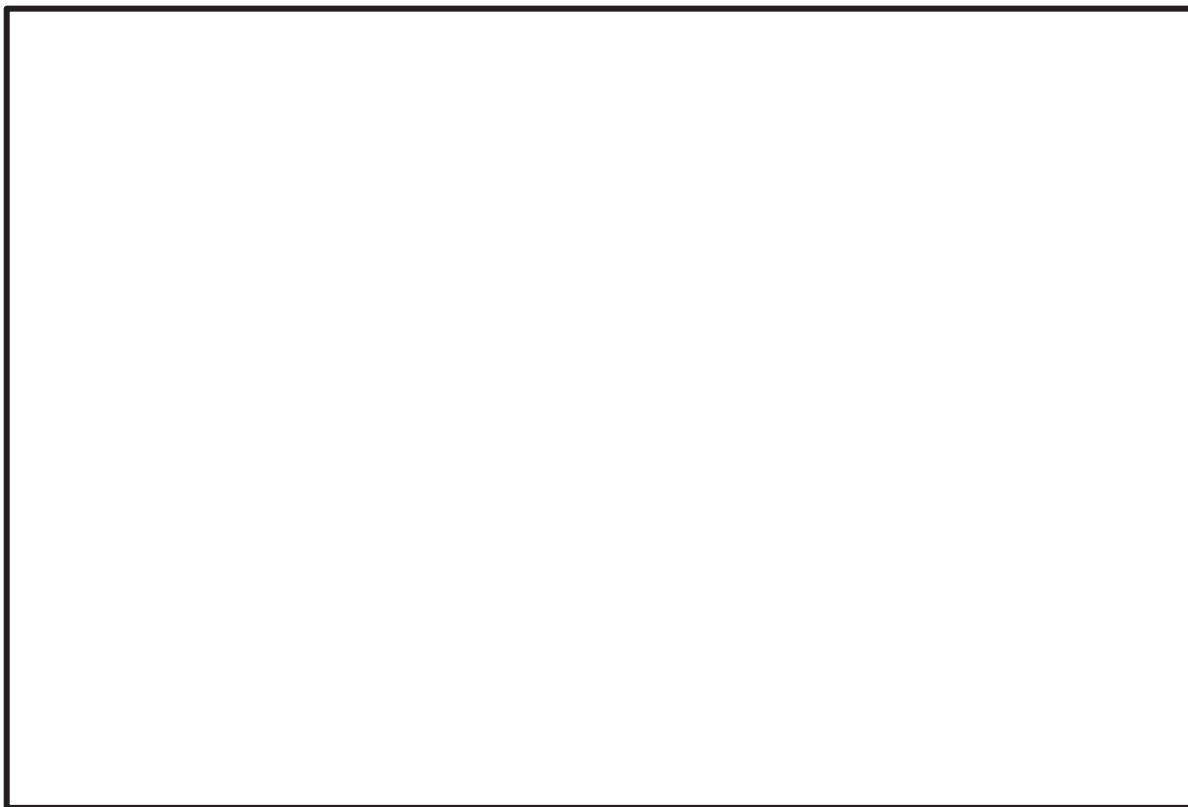


図3-6 水素分圧と抵抗変化率の相関

### 3.1.2 計器精度

格納容器内水素濃度(D/W)の概略構成図を図3-7「格納容器内水素濃度(D/W)の概略構成図」に、格納容器内水素濃度(S/C)の概略構成図を図3-8「格納容器内水素濃度(S/C)の概略構成図」に示す。

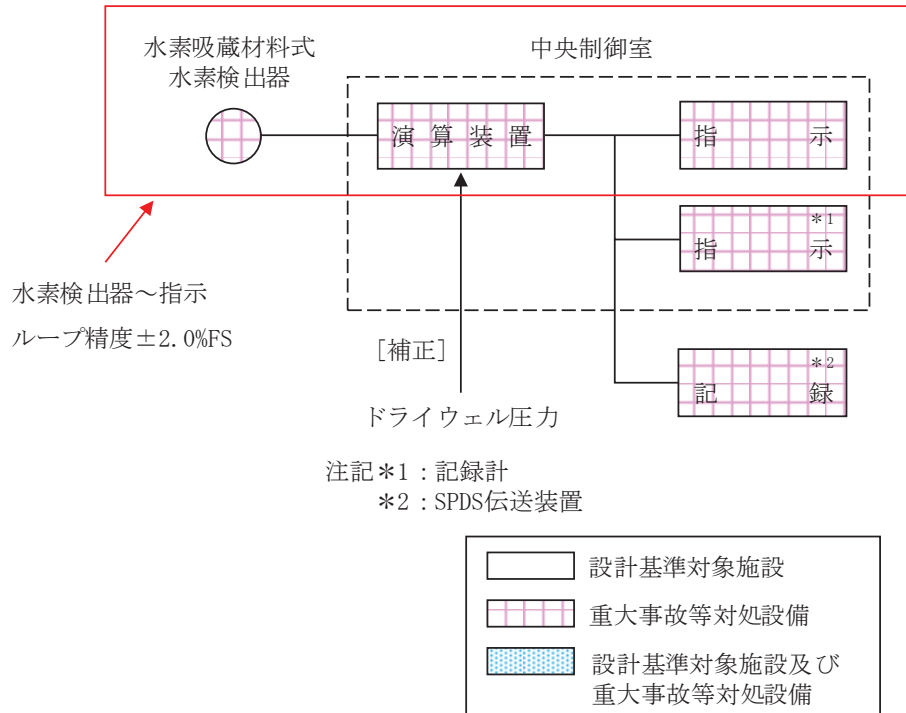


図3-7 格納容器内水素濃度(D/W)の概略構成図

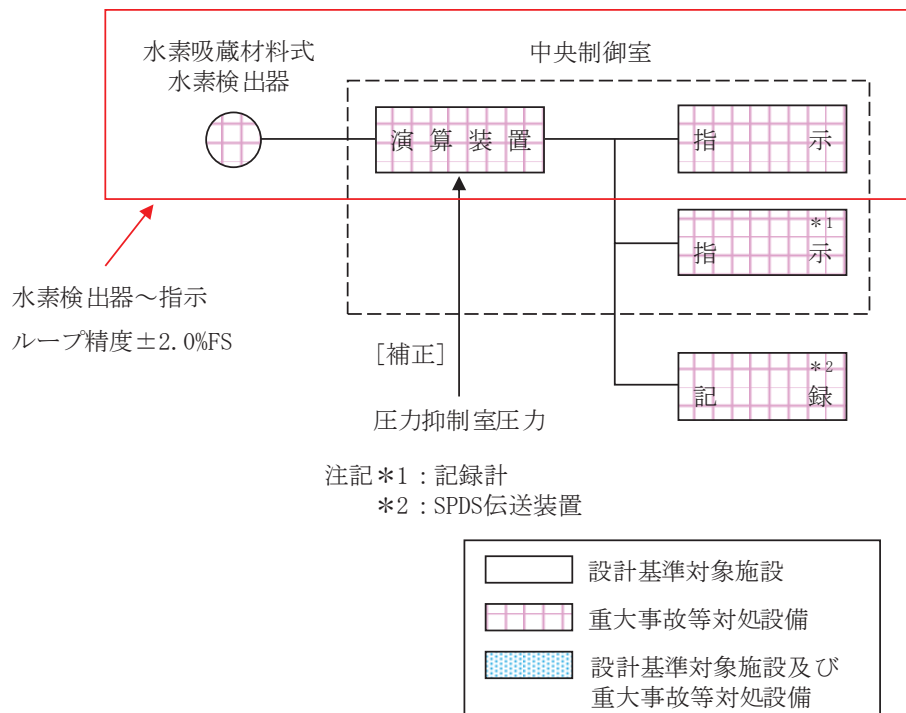


図3-8 格納容器内水素濃度(S/C)の概略構成図

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)のループ精度は、水素検出器～指示までが±2.0%F.S.として管理している。ただし、上記の精度には、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の誤差は含まれておらず、実際の水素濃度を測定した誤差は以下に示す誤差伝播の式により求められる。

$$f(x_1, x_2) = \frac{x_1}{x_2} \dots \dots \dots (3.2)$$

$$\sigma = \sqrt{\left(\frac{1}{m_2} \cdot \varepsilon_1\right)^2 + \left(\frac{m_1}{m_2^2} \cdot \varepsilon_2\right)^2} \dots \dots \dots (3.3)$$

$$x_1 = m_1 \pm \varepsilon_1, \quad x_2 = m_2 \pm \varepsilon_2$$

$x_1, x_2$  : 入力値

$m_1, m_2$  : 測定値 ( $m_1$  =水素分圧  $m_2$  =全圧)

$\varepsilon_1, \varepsilon_2$  : 水素分圧, 全圧の誤差

$\sigma$  :  $f(x_1, x_2)$ の誤差 (水素濃度の誤差)

式(3.3)に示すとおり、水素濃度を測定した誤差は、水素分圧(水素濃度)と全圧(ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力)の値により異なり、原子炉格納容器の圧力は高い方が誤差は小さくなり、水素分圧は低い方が誤差は小さくなる。

水素検出器～指示までの誤差を±2.0%F.S.として、圧力計の誤差も考慮した場合のループ精度を計算した。なお、上記のとおり、水素分圧と全圧によってループ精度は変化する。ここでは代表として、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」における水素濃度の最大値(約22vol%)を考慮し、水素濃度30vol%におけるループ精度を表3-1「水素濃度30vol%におけるループ精度」に示す。

ここでは、水素濃度30vol%、全圧(ドライウエル圧力)が大気圧(101kPa(abs))の時に、おける計算の具体例を以下に記載する。

<計算パラメータ>

$m_1$	= 30.3 kPa(abs)
$m_2$	= 101 kPa(abs)
$\varepsilon_1$	= <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 40px; height: 20px; vertical-align: middle;"></span> kPa(abs)* <sup>1</sup>
$\varepsilon_2$	= <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 40px; height: 20px; vertical-align: middle;"></span> kPa(abs)* <sup>2</sup>

注記\*1: 格納容器内水素濃度(D/W)のループ精度は±2.0%F.S.であり、フルスケールは100vol%である。ここで、ドライウエル圧力(全圧)が大気圧の場合、水素濃度計のフルスケール(100vol%)を水素分圧に換算すると kPa(abs)となり、この場合の水素分圧の誤差  $\varepsilon_1$  は、 kPa(abs) × 2.0% =  kPa(abs)となる。

\*2: ドライウエル圧力の圧力検出器～演算装置までのループ精度は、 %F.S.であり、フルスケールは1000kPa(abs)である。

よって、全圧の誤差  $\varepsilon_2$  は、1000kPa(abs) ×  % =  kPa(abs) となる。

$$\sigma = \sqrt{\left(\frac{1}{m_2} \cdot \varepsilon_1\right)^2 + \left(\frac{m_1}{m_2^2} \cdot \varepsilon_2\right)^2} = \sqrt{\left(\frac{1}{101} \times \text{$$

表 3-1 水素濃度 30vol%におけるループ精度

全圧 (kPa[abs])	誤差 (vol%)
101 (大気圧)	<input type="text"/>
約 136	<input type="text"/>
955 (2Pd)	<input type="text"/>

上記のとおり、重大事故等時の原子炉格納容器圧力においては、水素濃度計の誤差より圧力計の誤差の影響が大きくなるため、全体の誤差は±2.0%F.S.より小さくなる。

なお、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)は原子炉格納容器ベントの判断やその他制御に使用するパラメータではなく、原子炉格納容器内の水素濃度の推移、傾向(トレンド)を監視することが目的であり、全圧に応じてループ誤差が変化することを理解した上で監視していくことができる。

水素検出器～指示で水素濃度を精度内で測定できることを確認するため、水素濃度試験を実施している。試験装置を図3-9「水素濃度試験の試験装置概略図」に示す。試験装置は、水素検出器を収納するための圧力容器、水素検出器を加温するための恒温槽、水素検出器への水素の供給並びに圧力容器を加圧するための水素ガスボンベ及び窒素ガスボンベ、圧力容器内の圧力を指示するための圧力計、圧力容器内の気体を排気するための真空ポンプから構成される。



図 3-9 水素濃度試験の試験装置概略図

試験条件を表 3-2「水素濃度試験の試験条件」に示す。本試験では重大事故等時の環境条件を想定し、200°C-854kPa (gage) (原子炉格納容器の限界温度及び限界圧力) の環境条件にて水素濃度を 0.0~100.0vol%までの 7 点に変化させ、水素検出器のループ精度を確認した。

なお、本水素濃度計は水素濃度の上昇 (パラジウムによる水素の吸蔵) と水素濃度の下降 (パラジウムによる水素の放出) の特性 (図 3-17 参照) で差異が生じないことを確認していることから、水素濃度の上昇方向のみ試験を実施している。

表 3-2 水素濃度試験の試験条件

圧力容器内温度(°C)	200
圧力容器内圧力(kPa[gage])	854
検出素子部の温度	□°C ± □°C
水素濃度(vol%)*	0.0, 4.0, 20.0, 40.0, 60.0, 80.0, 100.0

注記\*: 一般的な工業計器の精度(直線性確認)は 3 点もしくは 5 点校正を標準としており、本水素濃度計は 5 点校正を基本として 20vol%毎に水素濃度測定をすることとし、さらに水素濃度計の使用目的を考慮し、可燃限界として重要な 4vol%を測定点に追加した。

試験結果を表 3-3「水素濃度試験の試験結果」、試験結果をグラフ化したものを図 3-10「水素濃度試験の試験結果グラフ」に示す。本試験では全圧の補正値を一定としているため全圧の誤差は考慮せず、水素検出器~指示のループ精度に着目し、計器精度は±2.0%F.S. とし評価している。

表 3-3 及び図 3-10 に示すとおり、水素濃度を 0.0~100.0vol%に変化させた時に水素検出器の指示値が判定基準内であることから、重大事故等時の環境条件を想定しても精度内で水素を測定することができることを確認している。

表 3-3 水素濃度試験の試験結果

水素濃度 (vol%)	基準ガス 濃度*1 (vol%)	判定基準*2 (vol%)	指示値 (vol%)	誤差 (vol%)	判定
0.0	0.0	0.0~2.0	<input type="text"/>	<input type="text"/>	良
4.0	3.98	2.0~5.9*3	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
20.0	19.7	17.7~21.7	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
40.0	39.6	37.6~41.6	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
60.0	59.3	57.3~61.3	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
80.0	79.6	77.6~81.6	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
100.0	100.0	98.0~100.0	<input type="text"/>	<input type="text"/>	

注記\*1：水素ガスボンベの検査成績書の値を記載。

\*2：判定基準は基準ガス濃度±2.0vol%とした。

\*3：判定基準は1.98vol%~5.98vol%となるが保守的に2.0vol%~5.9vol%とした。

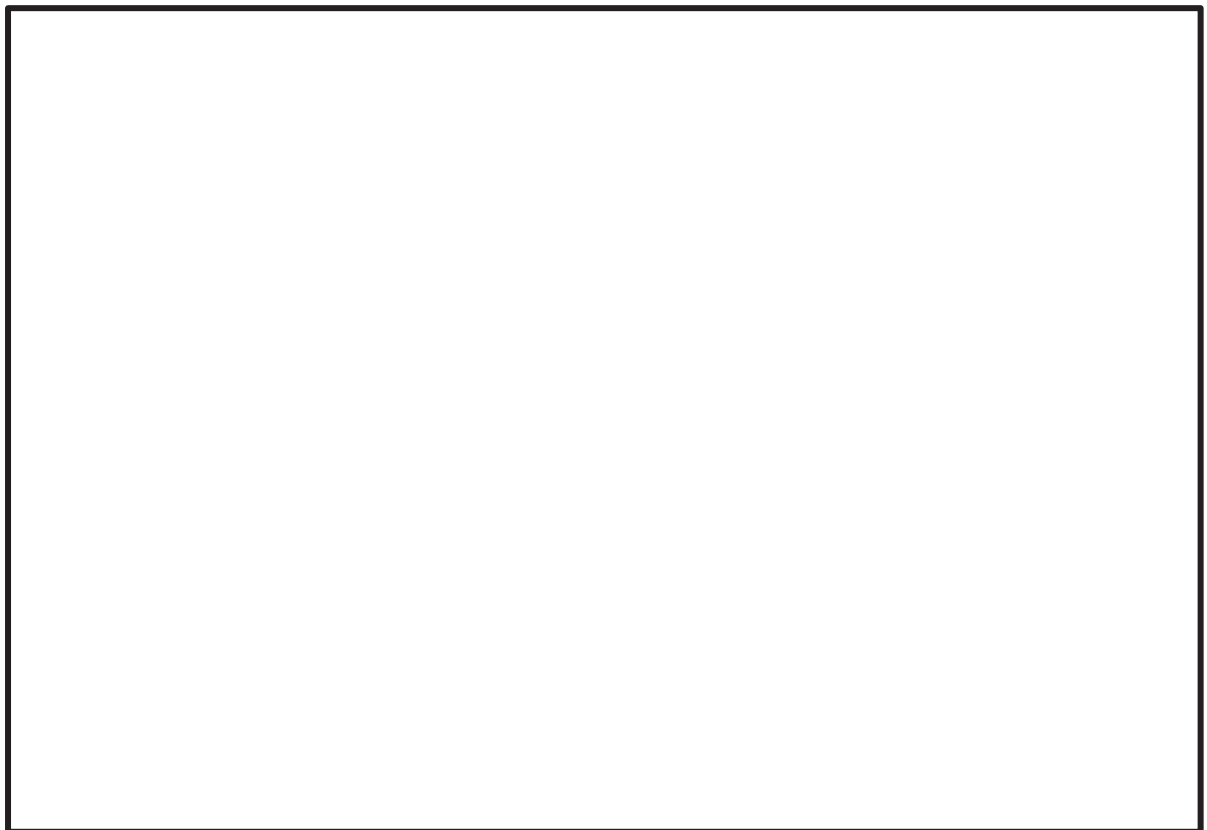


図 3-10 水素濃度試験の試験結果グラフ

### 3.1.3 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の応答性について

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の応答性を応答性確認試験により評価している。試験装置を図3-11「応答性確認試験の試験装置」に示す。試験装置は、検出素子部を収納するチェンバ、チェンバへ水素を供給するための水素ガス供給部、チェンバへ水蒸気を供給するための水蒸気供給部、チェンバ内の気体を排気するための排気部、パラジウム線の抵抗と白金線の抵抗を測定する抵抗計から構成される。

試験中はチェンバ内の水素濃度分布を均一かつ変化しないようにするため、チェンバ内にガスを流し続けた。また、チェンバ内の水素濃度はマスフローコントローラで調整した。



図3-11 応答性確認試験の試験装置

試験条件を表3-4「応答性確認試験の試験条件」に示す。水素濃度を0.0vol%, 4.0vol%にステップ状に5回変化させ、応答時間と出力値の誤差を確認した。

表3-4 応答性確認試験の試験条件

チェンバ内環境	320°C, 大気圧, 水蒸気
水素濃度(vol%)	0.0, 4.0
	ステップ状, 5回

#### <試験条件の設定根拠>

320°C : 過去の文献\*を基にパラジウムを水素検出器として使用できる温度として320°Cとした。

大気圧 : 圧力変動がなく一定であれば問題ないため本試験では大気圧とした。

水蒸気 : 応答性の確認に合わせて水蒸気の影響評価を実施するため水蒸気とした。

水素濃度：試験場及び試験設備の制約から可燃限界である 4.0vol%とした。また、水素導入と水素排出を複数回繰り返した場合の再現性を確認するため、ステップ状で5回確認した。

注記\*：E. Wicke, et. al., “Hydrogen in Metals II,” G. Alefeld and J. Volkl, eds., Springer, p. 81 (1978)

試験結果を表3-5「応答時間確認結果」、表3-6「出力値の誤差確認結果」、図3-12「応答性確認試験結果」に示す。本試験では水素の応答性の判定基準は40秒以下とし、出力値の誤差が2.0vol%以下として評価を行っている。

表3-5及び図3-12に示すとおり、応答性は判定基準の40秒以下に対し、水素導入時及び排出時に□秒以下で応答しており、応答性が良好であることを確認している。また、表3-6及び図3-12に示すとおり、出力値の誤差が2.0vol%以下に対し、±□vol%以下の誤差であり、良好であることを確認している。

表3-5 応答時間確認結果

ステップ	水素導入又は水素排出	判定基準	応答時間 (秒)	評価結果
1	水素導入	40 秒以下	□	良
	水素排出		□	
2	水素導入		□	
	水素排出		□	
3	水素導入		□	
	水素排出		□	
4	水素導入		□	
	水素排出		□	
5	水素導入		□	
	水素排出		□	



表 3-6 出力値の誤差確認結果

ステップ	水素濃度 (vol%)	判定基準* (vol%)	出力値 (vol%)	誤差 (vol%)	評価結果
1	4.0	2.0~6.0	最大値： <input type="text"/>	最大値： <input type="text"/>	良
			最小値： <input type="text"/>	最小値： <input type="text"/>	
2			最大値： <input type="text"/>	最大値： <input type="text"/>	
			最小値： <input type="text"/>	最小値： <input type="text"/>	
3			最大値： <input type="text"/>	最大値： <input type="text"/>	
	最小値： <input type="text"/>	最小値： <input type="text"/>			
4			最大値： <input type="text"/>	最大値： <input type="text"/>	
			最小値： <input type="text"/>	最小値： <input type="text"/>	
5			最大値： <input type="text"/>	最大値： <input type="text"/>	
			最小値： <input type="text"/>	最小値： <input type="text"/>	

注記\*：判定基準は水素濃度±2.0vol%とした。

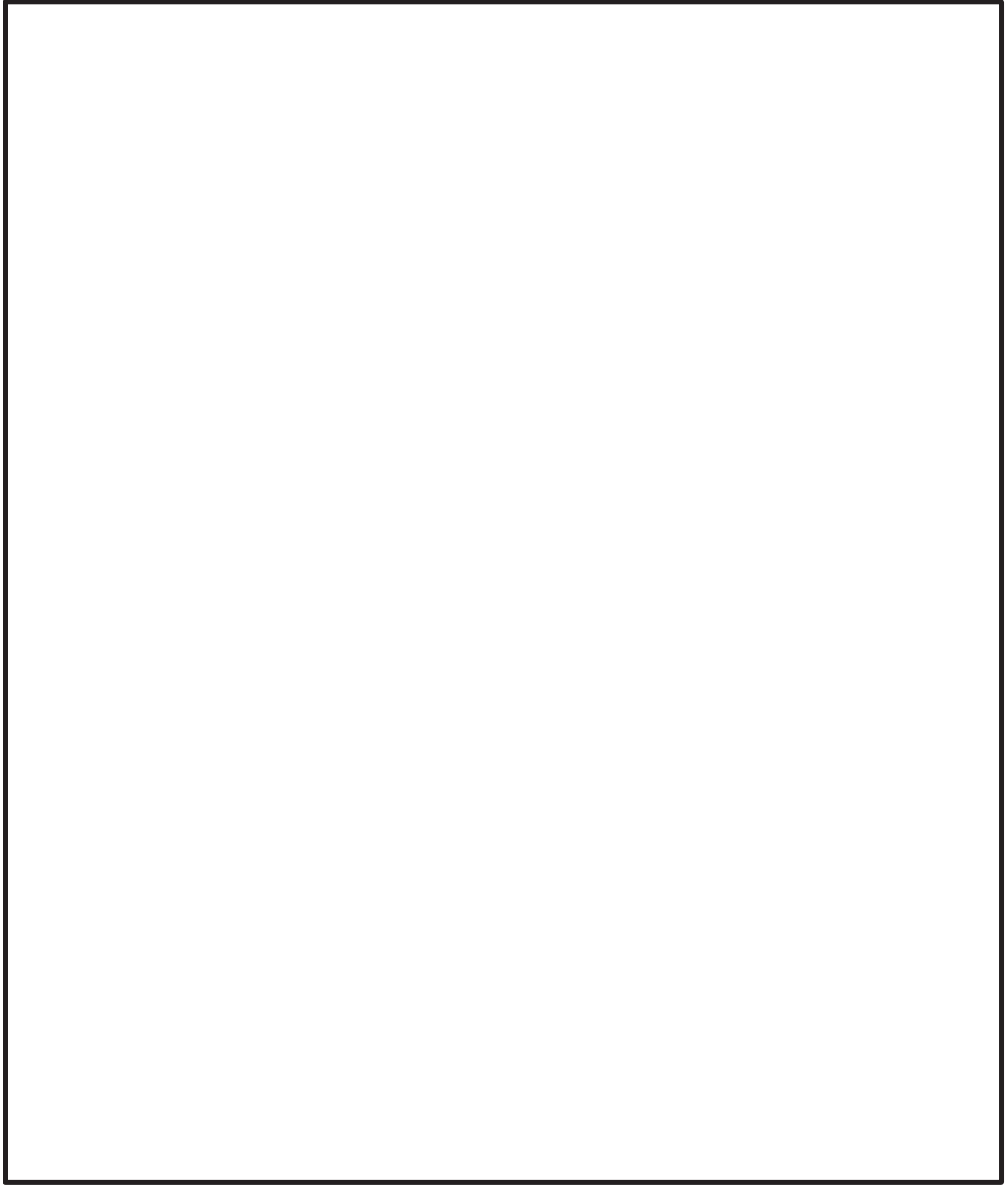


図 3-12 応答性確認試験結果

### 3.1.4 システム構成

原子炉格納容器内の水素の測定において、原子炉格納容器内のそれぞれの雰囲気ガスを水素検出器で測定することで原子炉格納容器内の水素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の概要について図3-13「格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)系統概要図並びに水素検出器概要図」及び図3-14「雰囲気ガス流入経路概要図」に示す。

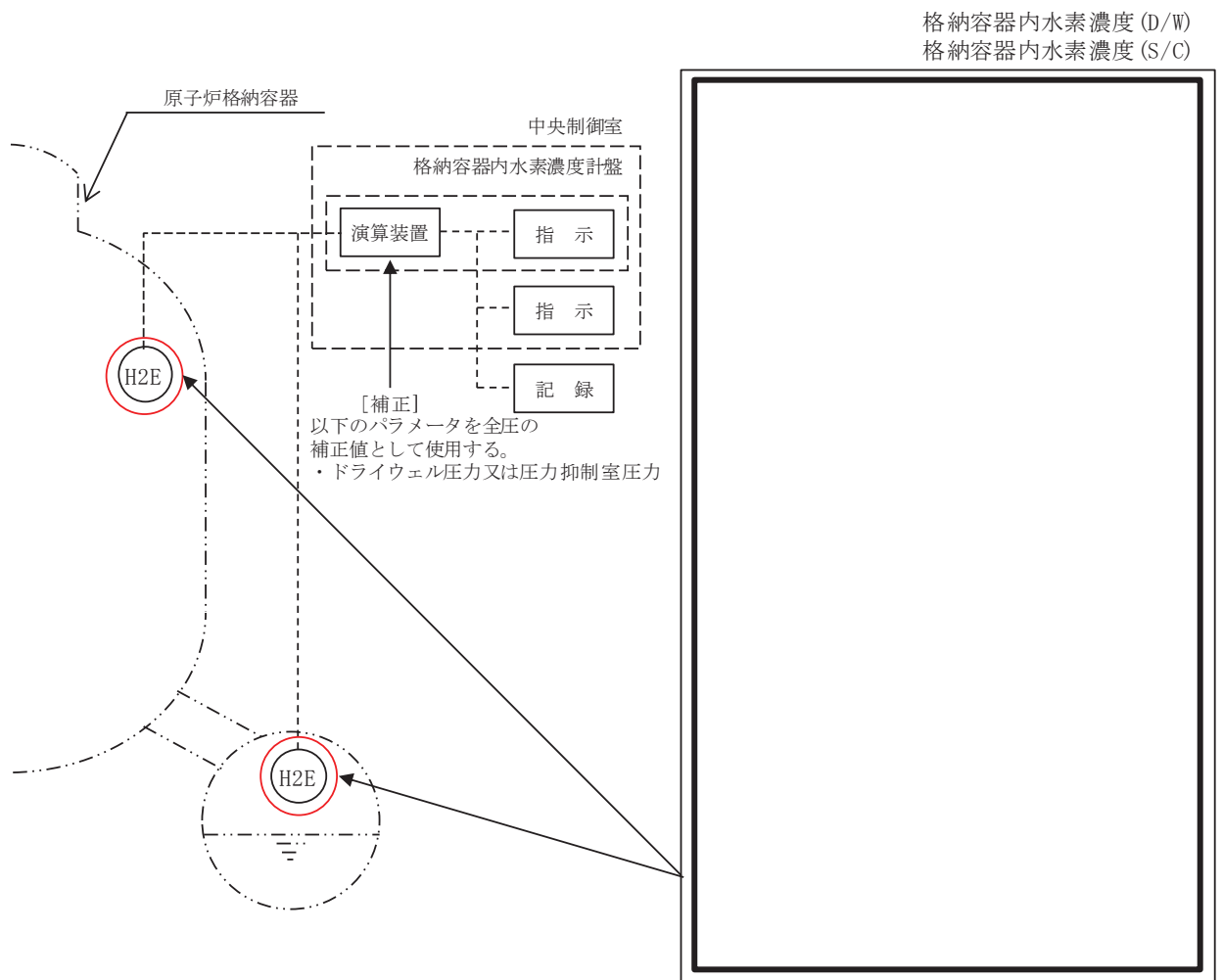


図3-13 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)系統概要図並びに水素検出器概要図

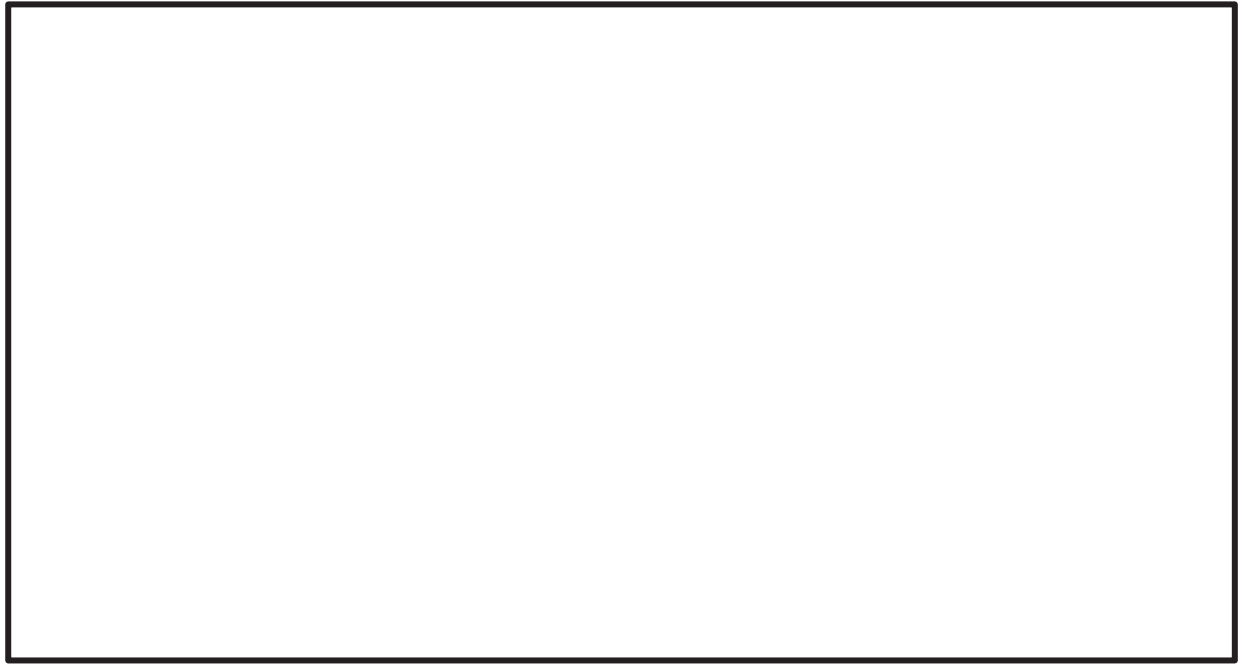


図 3-14 雰囲気ガス流入経路概要図

水素検出器の容器本体は円筒形状となっており、全周方向がヨウ素フィルタで覆われている。水素を含む原子炉格納容器内の雰囲気ガスは、水素検出器 360 度方向からヨウ素フィルタを通して水素検出器内部に取り込まれ、センサ素子部に流入する構造としている。

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)は、パラジウム線、白金線をボビンに巻き付けた検出素子部、ヒータ部等で構成され、水素検出器の容器本体に収納されている。

各構成機器の概要について以下に示す。

(1) 水素検出器

a. パラジウム線

パラジウム線は水素を吸蔵すると抵抗値が増加する。この抵抗値の増加量を測定するために設置する。

b. 白金線

白金線によりパラジウム線の温度を正確に測定し、水素濃度算出時に温度補正をするために設置する。

c. ヒータ部

パラジウム線は、低温領域では水素濃度のばらつきが大きいことから、水素濃度が安定する高温領域とするため、パラジウム線をヒータで 260℃以上に加温する必要がある、パラジウム線を約 300℃にするために設置する。

d. ヨウ素フィルタ

重大事故等時に原子炉格納容器内で発生するヨウ素による検出素子部への影響を低減するため、ヨウ素吸着剤を入れたフィルタで水素検出器の容器本体を覆う構造としている。

(2) 格納容器内水素濃度計盤

格納容器内水素濃度計盤は、水素検出器で測定されたパラジウムの抵抗値を水素濃度へ換算することを目的として、中央制御室に設置している。格納容器内水素濃度計盤は、抵抗測定器、演算装置等で構成されている。

### 3.1.5 設置位置

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の水素検出器の設置位置を図3-15「格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の水素検出器設置位置」に示す。また、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の水素検出器とドライウェルスプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管との詳細の位置関係並びに格納容器スプレイの影響範囲を示した図を図3-16「格納容器スプレイ影響範囲図」に示す。

図3-15に示すとおり、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の水素検出器の設置高さは格納容器スプレイによる原子炉格納容器の水位上昇を考慮しても水没しない高さ、かつ格納容器内雰囲気水素濃度と同等の高さとしている。

図3-16に示すとおり、ドライウェルスプレイ管及びサブプレッションチェンバスプレイ管のスプレイの角度を考慮しても、スプレイによる被水影響のない位置に水素検出器を設置している。ドライウェルスプレイの場合、上向き□度でスプレイされ、サブプレッションチェンバの場合、上向き□度でスプレイされる。スプレイノズルの形状により放出範囲には幅があるため、水素検出器に最も近づく軌道でスプレイが放出された場合においても水素検出器にスプレイ水が直接当たらないことを確認している。\*

また、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の水素検出器の周囲に原子炉格納容器内の気体が滞留するような構造物がなく、開口部が閉塞しない位置に設置している。

注記\*：共同研究「内部火災及び内部溢水 PRA の高度化に関する研究」における配管破断時に放出される水滴の軌道を求める式により、格納容器スプレイの軌道を確認。

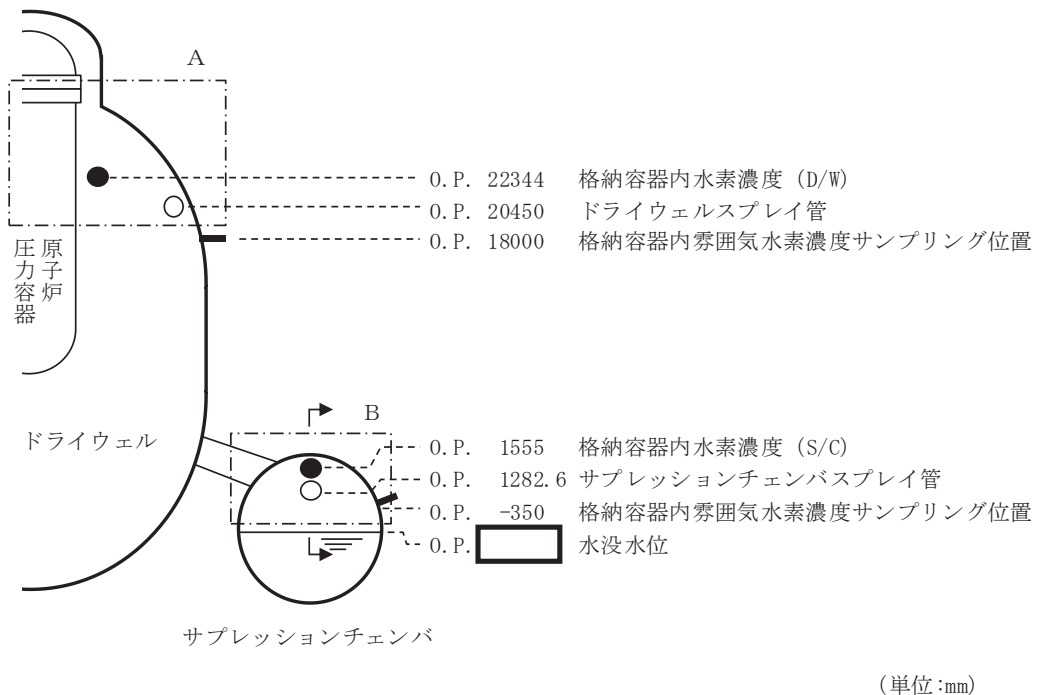


図3-15 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の水素検出器設置位置

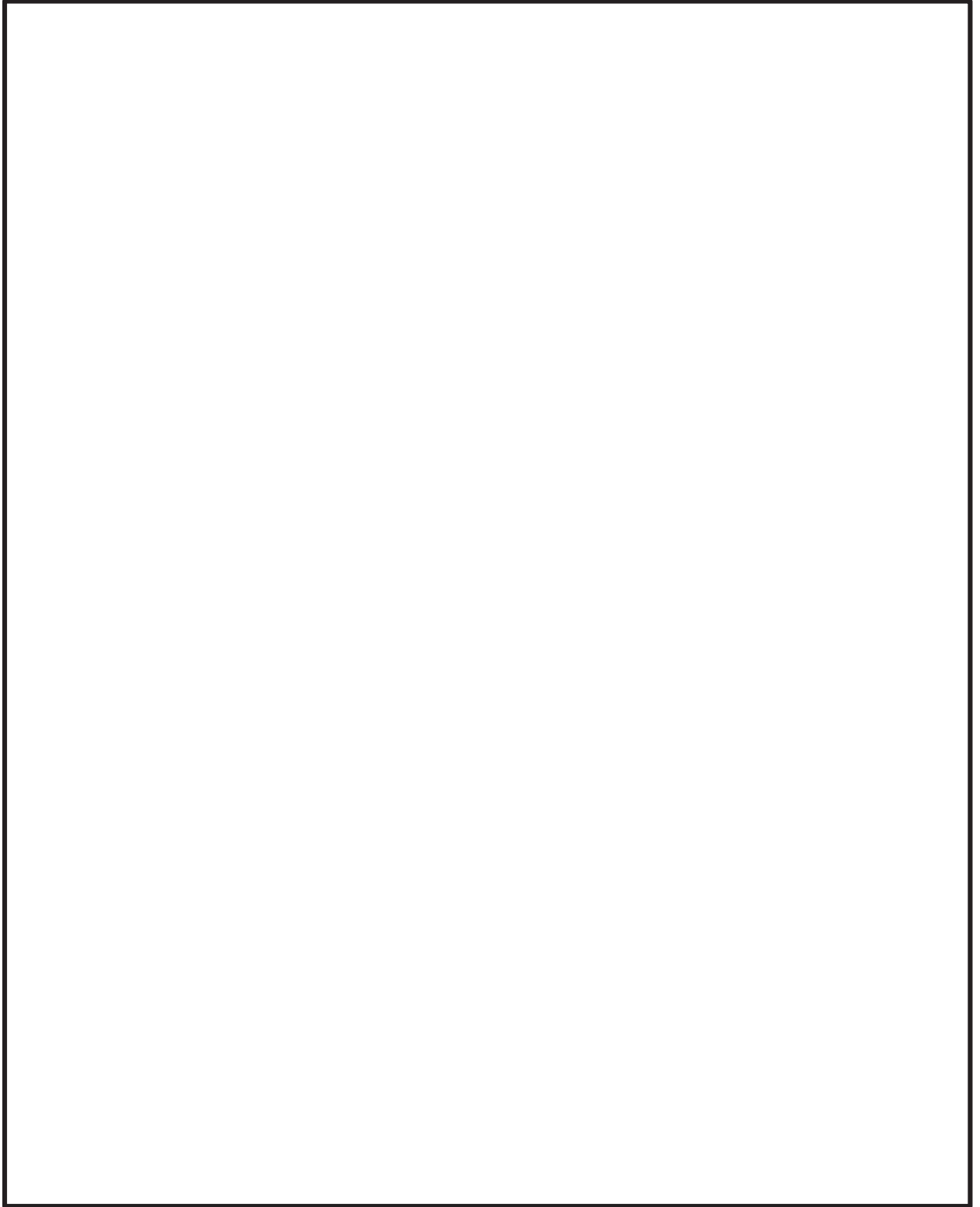


図 3-16 格納容器スプレイ影響範囲図

### 3.1.6 原子炉格納容器内における気体のミキシングについて

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の水素検出器の設置位置は3.1.5のとおりであるが、原子炉格納容器全体の水素濃度を測定している根拠について以下に示す。詳細については「重大事故等対策の有効性評価について 添付資料 3.4.7 格納容器内における気体のミキシングについて」を参照。

BWRの原子炉格納容器内の気体のミキシング効果については、電力共同研究\*<sup>1</sup>によって確認している。その結果として、原子炉格納容器内は格納容器スプレイや温度差による自然対流に伴う攪拌効果がある場合には十分なミキシング効果が短時間に得られることを確認している。また、PWRを模擬した体系においても同様にミキシング効果が得られることが確認されている。\*<sup>2</sup>

有効性評価「水素燃焼」のシナリオでは、事象発生後24時間までは原子炉格納容器内の温度差により、原子炉格納容器内は十分にミキシングされるものと考えられる。また、事象発生後24時間以降は、代替循環冷却系による格納容器除熱操作の実施により、原子炉格納容器内はミキシングされるものと考えられる。

注記\*1：電力共同研究「格納容器内ミキシング確認試験に関する研究」（昭和58年3月）

\*2：重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（平成15年3月）



### 3.2 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の検出素子部の加温について

#### (1) 加温温度

パラジウムを水素検出器として使用できる温度範囲を確認するため、温度条件を 20℃、100℃、260℃、300℃とした時の、雰囲気圧力とパラジウムの重量増加量を測定した。測定結果を図 3-17 「パラジウム中の水素原子の密度」に示す。

温度が一定の条件で雰囲気圧力を徐々に増減していくとパラジウム中の水素密度も徐々に増減していくが、ある圧力で直線性を有しなくなり、検出の再現性が悪くなる。図 3-17 に示すとおり、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の検出素子はパラジウム線が 260℃以上であれば、水素圧力 961kPa までの検出器の直線性を有することが確認されていることから、ヒータによりパラジウム線を約 300℃にする。

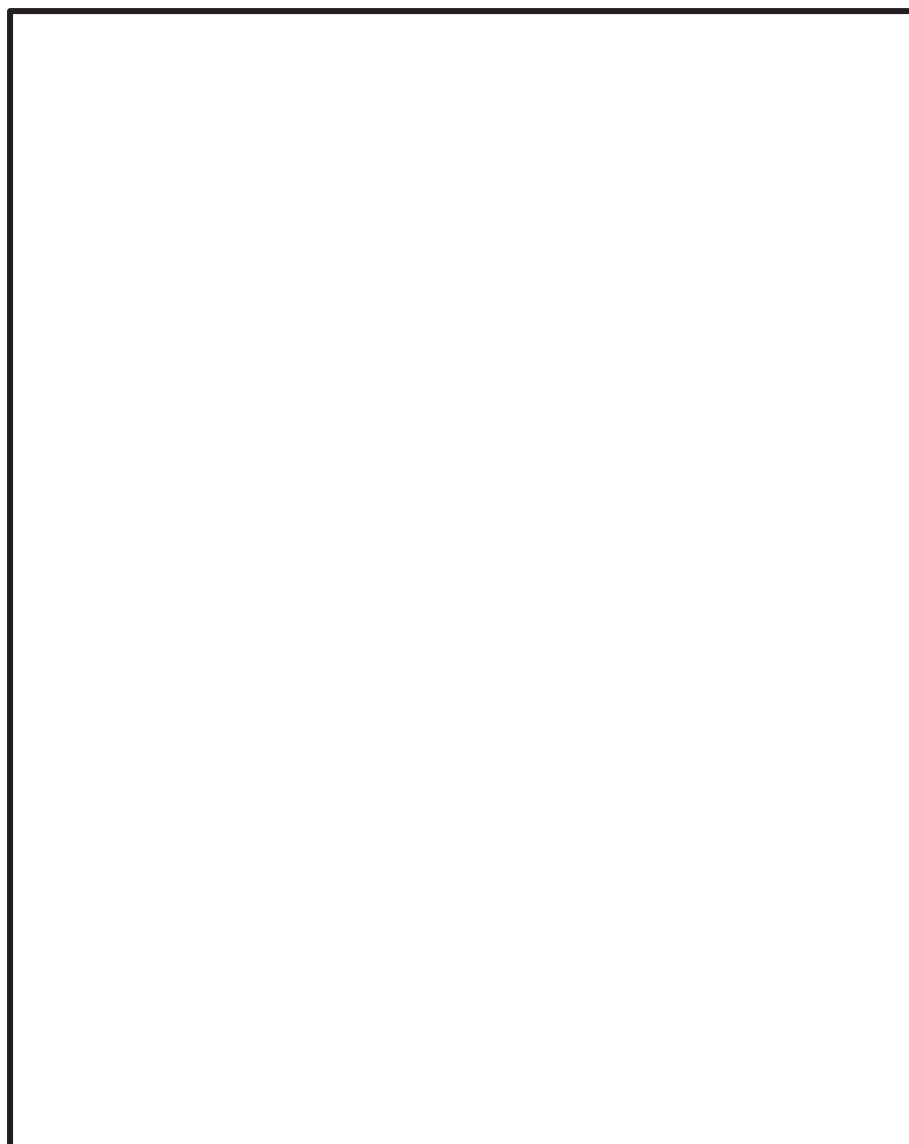


図 3-17 パラジウム中の水素原子の密度

## (2) ヒータ温度制御について

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の検出素子のパラジウム線の加温温度は(1)のとおり約300℃にする必要があることから、ヒータにて検出素子部を□℃±□℃の範囲で温度制御している。

検出素子部とヒータ部及び保温材の概要を図3-18「ヒータ部及び保温材の概要図」に示す。図3-18に示すとおり、ヒータはボビンの周囲に設置した金属円筒にヒータケーブルを巻き付けた構造となっている。また、ヒータの周囲には保温材を巻き付けている。さらに、保温材を巻いた検出素子部は水素検出器の容器本体に収納されており、周囲温度の変化による検出素子部の温度変化が発生しにくい構造となっている。

雰囲気ガスは円筒部の両端から検出素子部に流入する構造のため、ヒータ及び保温材が雰囲気ガスの流入を阻害することはない。

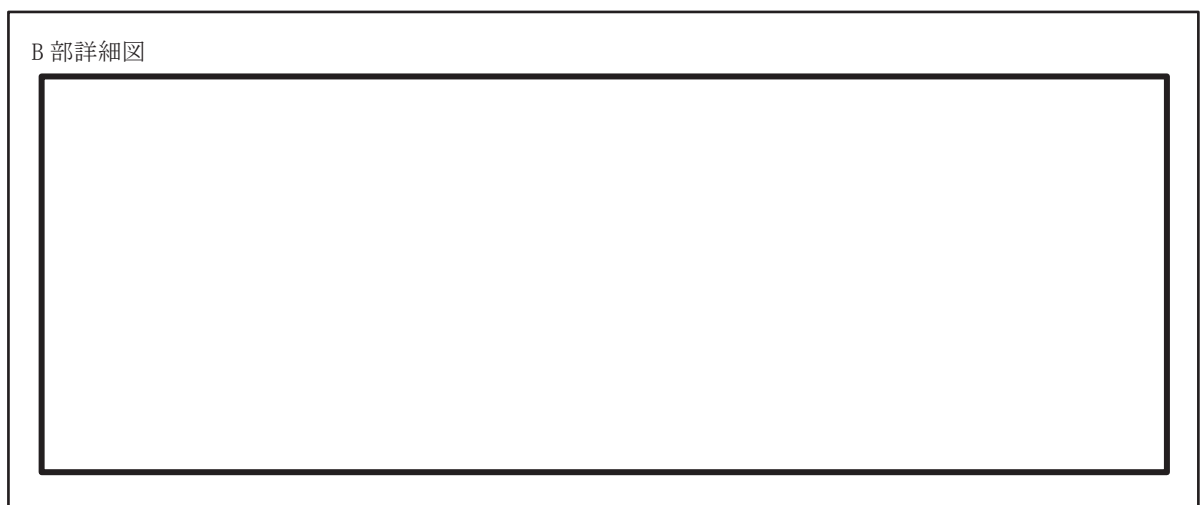


図3-18 ヒータ部及び保温材の概要図

検出素子部の温度を判定基準内に制御できることを確認するため、常温及び 200℃の環境条件下において、ヒータ温度制御試験を実施している。試験結果を表 3-7「ヒータ温度制御試験の結果」に示す。表 3-7 に示すとおり、周囲温度に依存することなく検出素子部（白金線温度）を  $\square^{\circ}\text{C} \pm \square^{\circ}\text{C}$  の範囲内で制御できることを確認している。

表 3-7 ヒータ温度制御試験の結果

雰囲気温度	判定基準	評価結果
常温 (約 25℃) <input type="text"/>	$\square^{\circ}\text{C} \pm \square^{\circ}\text{C}$	良 最小値: <input type="text"/> ℃ 最大値: <input type="text"/> ℃
高温 (約 200℃) <input type="text"/>		良 最小値: <input type="text"/> ℃ 最大値: <input type="text"/> ℃

(3) 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の検出素子部への温度影響について

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の検出素子部へ温度影響を与える可能性のある事象を抽出し、評価を行った。評価の結果、検出素子部の温度に対して大きな温度変化を起こす影響は小さいと考えられる。

a. 雰囲気温度の影響

検出素子部はヒータ、保温材に囲われており約 300℃に加温されている。検出素子部は保温材に覆われていることから雰囲気温度の影響を受けにくい構造となっている。(ヒータ温度制御については 3.2(2)参照)

b. 水位上昇による水没

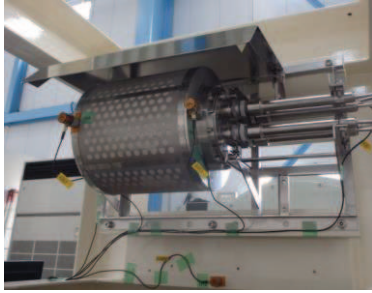
水素検出器の設置高さは、原子炉格納容器の水没水位より上部としており水素検出器は水没しない。(図 3-15 参照)

c. 水素検出器の被水

格納容器スプレイによる被水を防止するため、格納容器スプレイの位置より高い位置に水素検出器を設置するとともに、格納容器スプレイの際に原子炉格納容器内構造物からの跳ね返りによる被水等を防止するため、ドライウェル及びサプレッションチェンバに設置している水素検出器上部に飛沫防止カバーを設置する。

飛沫防止カバーは水素検出器を覆える大きさとする事で水素検出器への被水を防止する。

飛沫防止カバーの設置例を図 3-19「飛沫防止カバー設置例」に示す。



<側面図>

飛沫防止カバー  
水素検出器



<上から見た図>

水素検出器  
飛沫防止カバー

図3-19 飛沫防止カバー設置例

### 3.3 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の健全性について

#### (1) 使用環境

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の環境条件は、表3-8「格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の耐環境試験の評価結果」に示すとおり、全ての有効性評価で想定される環境条件を包絡する環境条件を設定する。

#### (2) 健全性

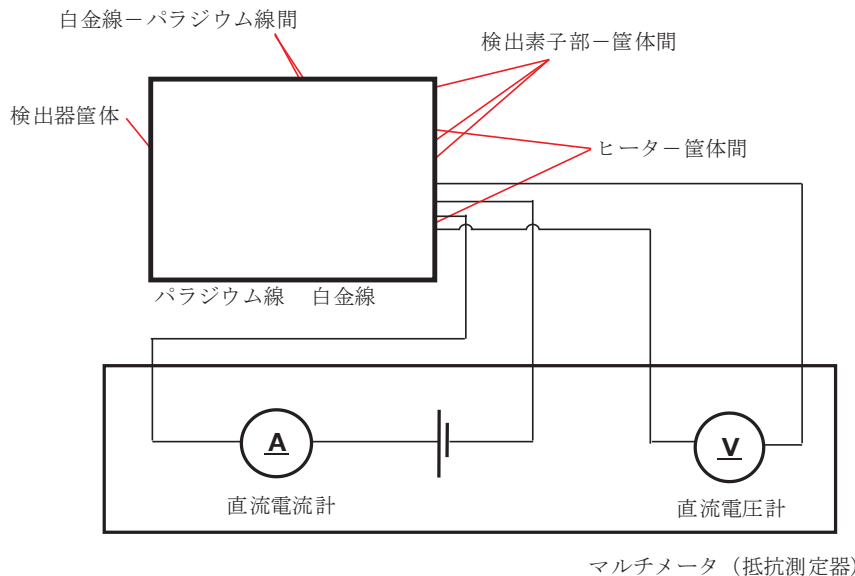
格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の水素検出器及び水素検出器に付属する無機物で構成されているMIケーブルを試験装置内に設置し耐環境試験を実施している。図3-20「絶縁抵抗及び抵抗測定箇所」に絶縁抵抗及び抵抗測定箇所を示す。

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の水素検出器は、表3-8「格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の耐環境試験の評価結果」及び表3-9「格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の耐環境試験の評価結果(詳細)」に示すとおり、環境条件を満足する試験条件で耐環境試験を実施して、健全性を維持できることを確認している。

なお、パラジウムは無機材であり、事故時に想定される環境による劣化を考慮する必要がない。水素検出器一式で蒸気暴露による故障モードとして、水蒸気による絶縁低下及び検出器信号の短絡・断線、ヒータ故障を想定し、絶縁抵抗測定及び連続的な抵抗測定、ヒータの昇温確認を実施している。

表3-8 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の耐環境試験の評価結果

項目	環境条件(包絡条件)	試験条件	評価結果
温度	200℃(168時間)	213℃以上(5分以上) / 200℃以上(168時間以上)	想定される環境温度での機能維持を確認しており、健全性を維持できる。
湿度	蒸気(168時間)	蒸気(168時間以上)	想定される環境湿度での機能維持を確認しており、健全性を維持できる。
圧力	854kPa(gage)(168時間)	854kPa(gage)以上(168時間以上)	想定される環境圧力での機能維持を確認しており、健全性を維持できる。
放射線	300kGy/168時間	—	当該設備は全て無機物で構成されるため、放射線劣化を考慮する必要がなく、健全性を維持できる。



マルチメータ（抵抗測定器）

図 3-20 絶縁抵抗及び抵抗測定箇所

表 3-9 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の耐環境試験  
の評価結果（詳細）

試験項目	判定基準	試験前	試験後	評価結果
絶縁抵抗	[検出素子部－筐体間] ・20MΩ以上であること [ヒーター－筐体間] ・5MΩ以上であること [白金線－パラジウム線間] (参考) ・20MΩ以上であること	[検出素子部－筐体間] ・20MΩ以上 [ヒーター－筐体間] ・5MΩ以上 [白金線－パラジウム線間] (参考) ・20MΩ以上	[検出素子部－筐体間] ・20MΩ以上 [ヒーター－筐体間] ・5MΩ以上 [白金線－パラジウム線間] (参考) ・20MΩ以上	絶縁抵抗は判定基準を満足しており、健全性を維持できる。
パラジウム抵抗値	短絡，断線がないこと	異常なし (参考値：200Ω)	異常なし (参考値：201Ω)	試験前後で抵抗値のオーダーは変化しておらず，白金線－パラジウム線間の絶縁抵抗も判定基準を満足していることから，短絡，断線がないことを確認しており，健全性を維持できる。
白金抵抗値	短絡，断線がないこと	異常なし (参考値：206Ω)	異常なし (参考値：207Ω)	試験前後で抵抗値のオーダーは変化しておらず，白金線－パラジウム線間の絶縁抵抗も判定基準を満足していることから，短絡，断線がないことを確認しており，健全性を維持できる。
ヒータ機能	300℃まで昇温できること	昇温可能	昇温可能	ヒータ機能は昇温可能であることを確認しており，健全性を維持できる。

(3) パラジウムの劣化について

水素吸蔵材であるパラジウムの想定される劣化因子と評価結果を表 3-10「パラジウムの劣化評価結果」に示す。

パラジウムは無機材であり、事故時に想定される環境による劣化を考慮する必要がない。念のため、熱・湿分/水蒸気・圧力・放射線について確認した結果、パラジウムは想定される劣化因子によって劣化しないことを確認した。

表 3-10 パラジウムの劣化評価結果

劣化因子	評価結果
熱	200℃以上の温度で耐環境試験を実施し、水素検出器の電気的特性に異常はなく耐熱性を有することを確認した。
湿分/水蒸気	蒸気環境下において試験を実施し、水素検出器の電気的特性に異常はなく耐湿性を有することを確認した。
圧力	854kPa (gage)以上の圧力で耐環境試験を実施し、水素検出器の電気的特性に異常はなく耐圧性を有することを確認した。
放射線	無機物であり、放射線による劣化を考慮する必要はないことを確認した。

### 3.4 水素燃焼の影響

#### (1) 酸素対策について

検出素子部に使用しているパラジウム及び白金は、水素と酸素を反応させる触媒作用があるため、水素に加え酸素が存在する環境では、検出素子部表面で水素燃焼を促進し、水素濃度測定に影響を及ぼす可能性がある。

水素検出器への酸素の影響を確認するため、図 3-21「酸素特性試験の試験構成（酸素対策前）」に示す試験構成にて水素検出器に水素、酸素、窒素の混合ガスを流し、水素濃度の計測精度を確認した。



図 3-21 酸素特性試験の試験構成（酸素対策前）

試験条件を表 3-11「酸素特性試験の試験条件（酸素対策前）」に示す。水素濃度 3.5vol% の時に、酸素濃度を 1.0vol%、3.0vol%、4.5vol%の各濃度に変化させて計測精度を評価した。

表 3-11 酸素特性試験の試験条件（酸素対策前）

検出素子部温度(°C)	300
サンプルホルダ内圧力	大気圧
水素濃度(vol%)	3.5
酸素濃度(vol%)	1.0, 3.0, 4.5

#### <試験条件の設定根拠>

- 300°C : 検出素子部の加熱温度である 300°Cとした。
- 大気圧 : 圧力変動がなく一定であれば問題ないため本試験では大気圧とした。
- 水素濃度 : 酸素特性試験は水素と酸素が反応し爆発する恐れがあるため、可燃限界である 4.0vol%に安全を考慮して、3.5vol%とした。
- 酸素濃度 : 酸素特性試験は水素と酸素が反応し爆発する恐れがあるため、可燃限界で



ある 5.0vol%に安全を考慮して、4.5vol%とした。

酸素特性試験の試験結果を図 3-22 「酸素特性試験の試験結果（酸素対策前）」に示す。

図 3-22 に示すとおり、水素を導入した状態でさらに酸素を導入すると、酸素導入と同時に検出素子部表面での水素燃焼により白金温度が上昇している。また、パラジウムと白金の抵抗値が上昇することを確認している。このことから酸素は水素濃度測定に影響を及ぼすことが分かる。

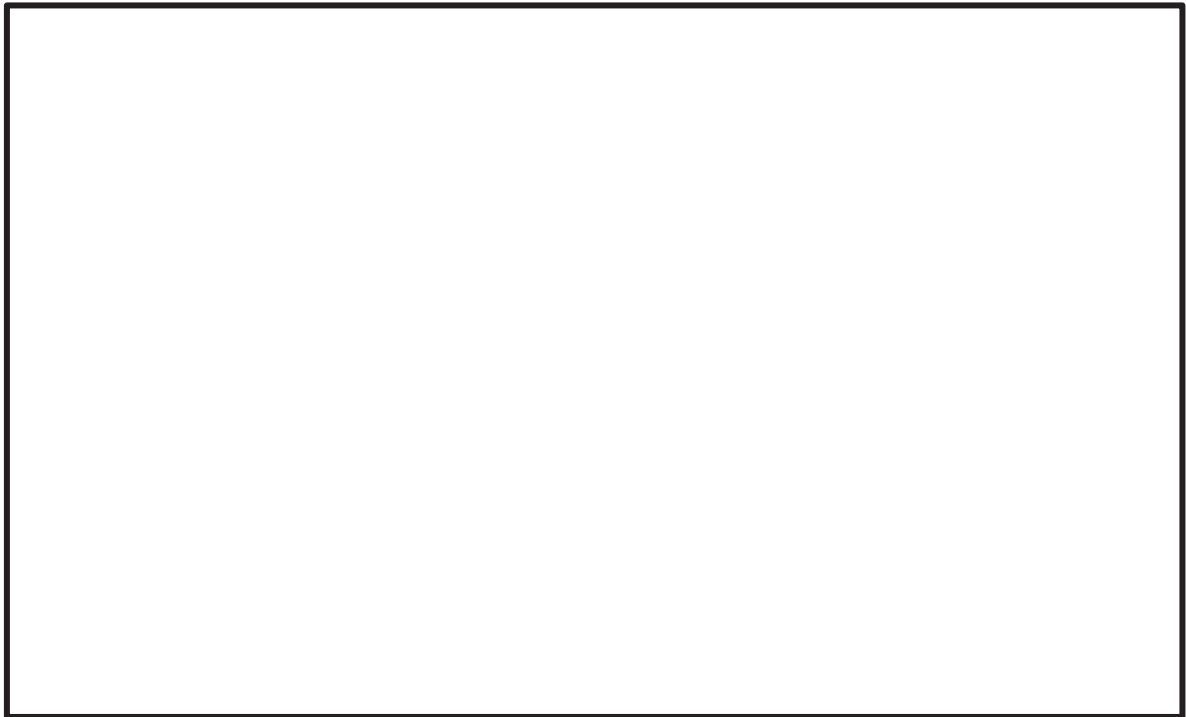


図 3-22 酸素特性試験の試験結果（酸素対策前）

検出素子部表面での水素燃焼を防止するため、酸素バリア材、水素透過膜として知られている  を酸素バリア材として選定した。 には図 3-23 「分子ふるい効果のイメージ図」に示す分子ふるい効果があり、水素の透過性を維持したまま酸素の透過を阻害することができることが確認されており、この特性を利用し水素燃焼を防止する。

は化学蒸着によって、水素検出器のパラジウム線及び白金線の表面に被膜を施している。

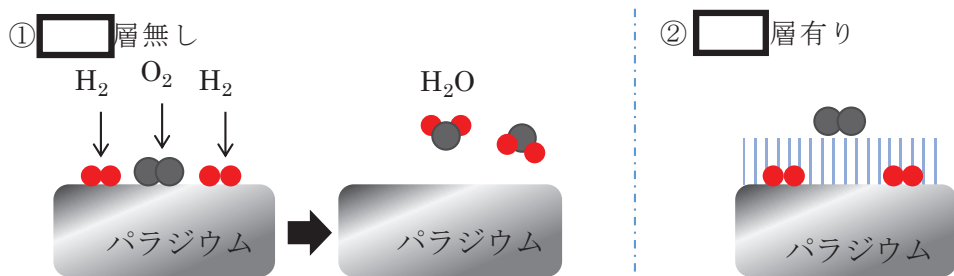


図 3-23 分子ふるい効果のイメージ図

□の被膜が水素燃焼の対策として有効であることを確認するため、図 3-24「酸素特性試験の試験構成 (酸素対策後)」に示す試験体系で□被膜を施した検出素子部に対し水素、酸素、窒素の混合ガスを導入し、水素濃度の計測精度を確認した。試験構成を図 3-24 に示す。

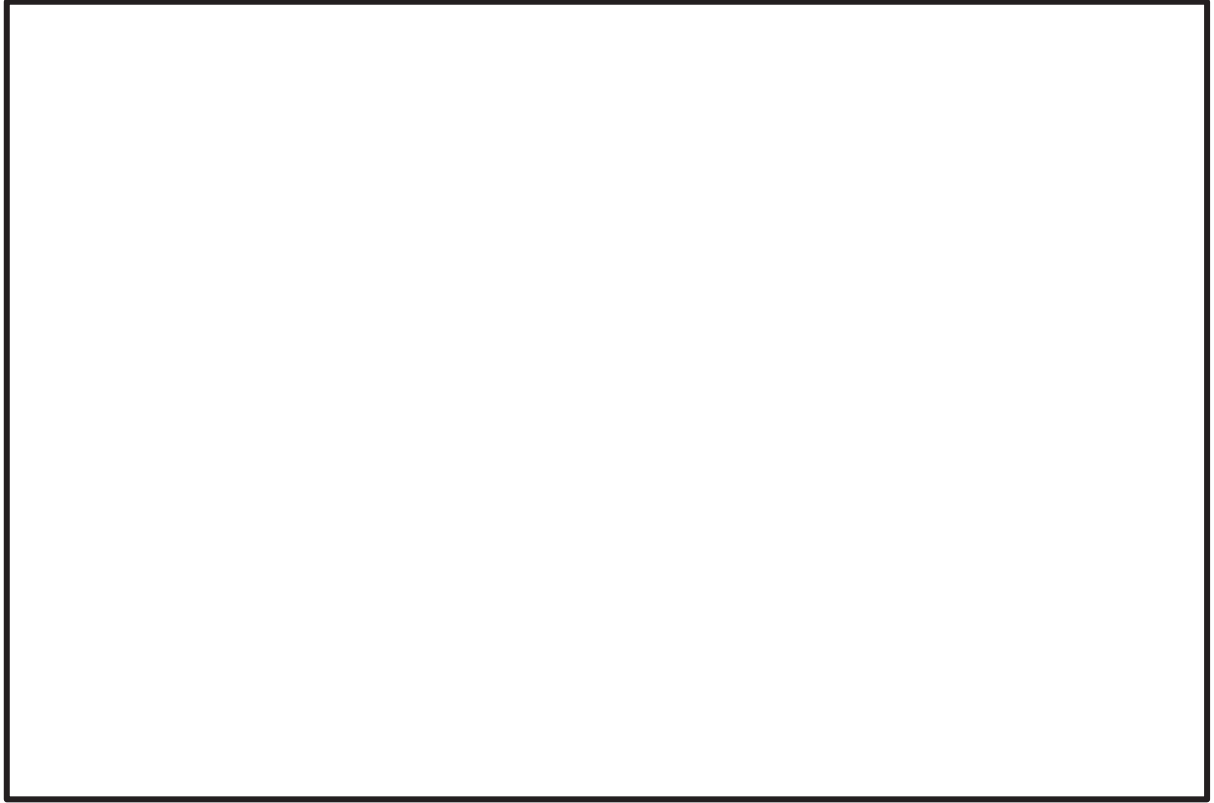


図 3-24 酸素特性試験の試験構成 (酸素対策後)

酸素特性試験の試験条件は表 3-12「酸素特性試験の試験条件 (酸素対策後)」に示すとおり、2 種類の試験条件にて計測精度を評価した。

表 3-12 酸素特性試験の試験条件 (酸素対策後)

検出素子部温度(°C)		300
サンプルホルダ内圧力		大気圧
水素濃度(vol%)	条件 1	3.5
	条件 2	10.0
酸素濃度(vol%)		5.0

<試験条件の設定根拠>

- 300℃ : 検出素子部の加熱温度である 300℃とした。
- 大気圧 : 圧力変動がなく一定であれば問題ないため本試験では大気圧とした。
- 水素濃度 (条件 1) : 酸素特性試験は水素と酸素が反応し爆発する恐れがあるため、可燃限界である 4.0vol%に安全を考慮して、3.5vol%とした。
- 水素濃度 (条件 2) : 水素燃焼が起きやすい濃度として、酸素濃度 5.0vol%の 2 倍の 10vol%とした。
- 酸素濃度 : 可燃限界である 5.0vol%とした。

試験結果を表 3-13「酸素特性試験の試験結果 (酸素対策後)」, 図 3-25「酸素特性試験 (条件 1) の試験結果 (酸素対策後)」, 図 3-26「酸素特性試験 (条件 2) の試験結果 (酸素対策後)」に示す。本試験では直接的に水素濃度は測定しておらず、パラジウム及び白金の抵抗値を測定している。このため、パラジウム及び白金の抵抗値を基に 3.1.1 に示す演算手順と同じ手順で水素濃度を算出した。表 3-13 に示すとおり、酸素導入時にも水素濃度を精度内で測定できることを確認できた。また、図 3-25 及び図 3-26 に示すとおり、酸素ガスの導入と停止を繰り返した時にも、酸素の影響を抑制しており、被膜の有効性を確認できた。

なお、は無機物であり、放射線による劣化を考慮する必要がない。は原子炉格納容器内に設置されている起動領域モニタの MI ケーブルにも使用されており、原子炉格納容器内の環境下での使用実績がある。また、は融点が 1650℃の安定な物質で耐熱性に優れている。さらに、は本水素検出器の保温材としても使用されており、重大事故等時を模擬した環境条件で耐環境試験を行い、健全性を維持できることを確認している。

表 3-13 酸素特性試験の試験結果 (酸素対策後)

条件	水素濃度 (vol%)	判定基準 (vol%) *	測定値 (vol%)	誤差 (vol%)	評価結果
1	3.5	1.5~5.5	最大値: <input type="text"/> 最小値: <input type="text"/>	最大値: <input type="text"/> 最小値: <input type="text"/>	良
2	10.0	8.0~12.0	最大値: <input type="text"/> 最小値: <input type="text"/>	最大値: <input type="text"/> 最小値: <input type="text"/>	良

注記\* : 判定基準は水素濃度±2.0vol%とした。

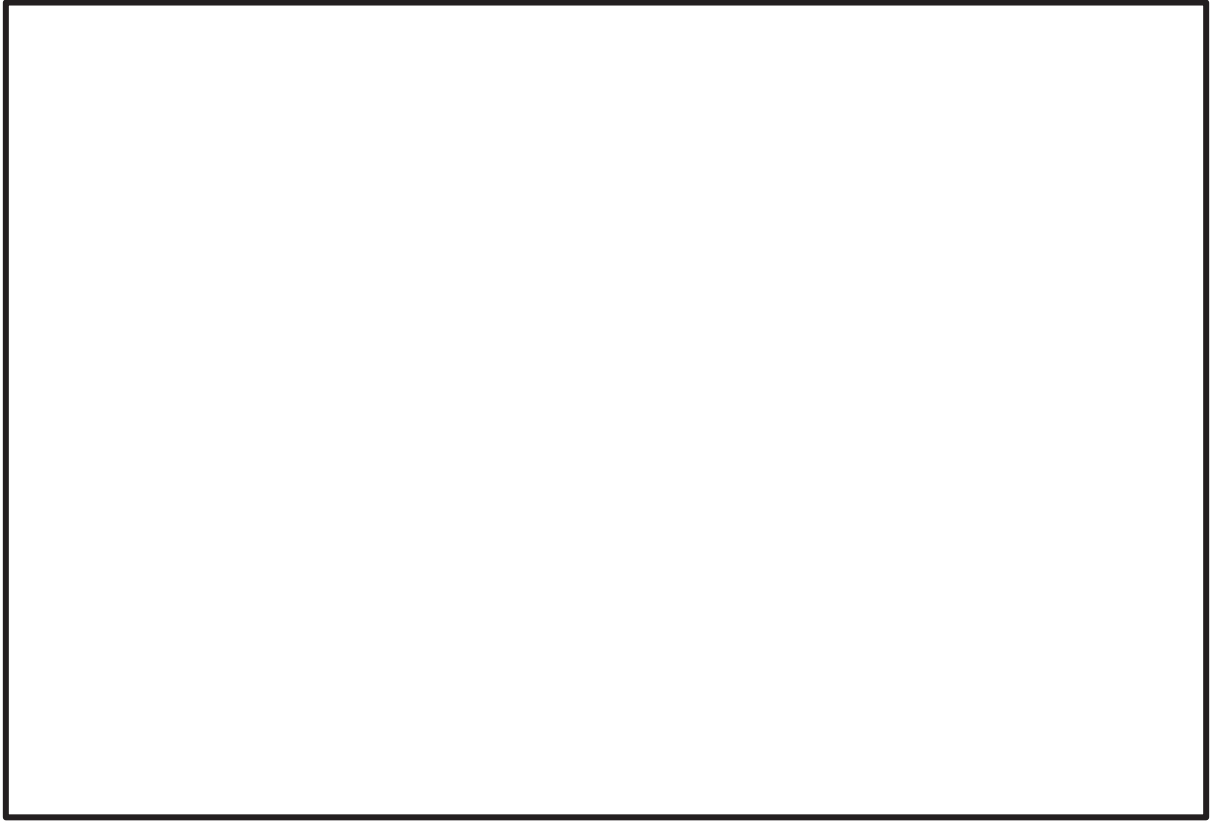


図 3-25 酸素特性試験（条件 1）の試験結果（酸素対策後）

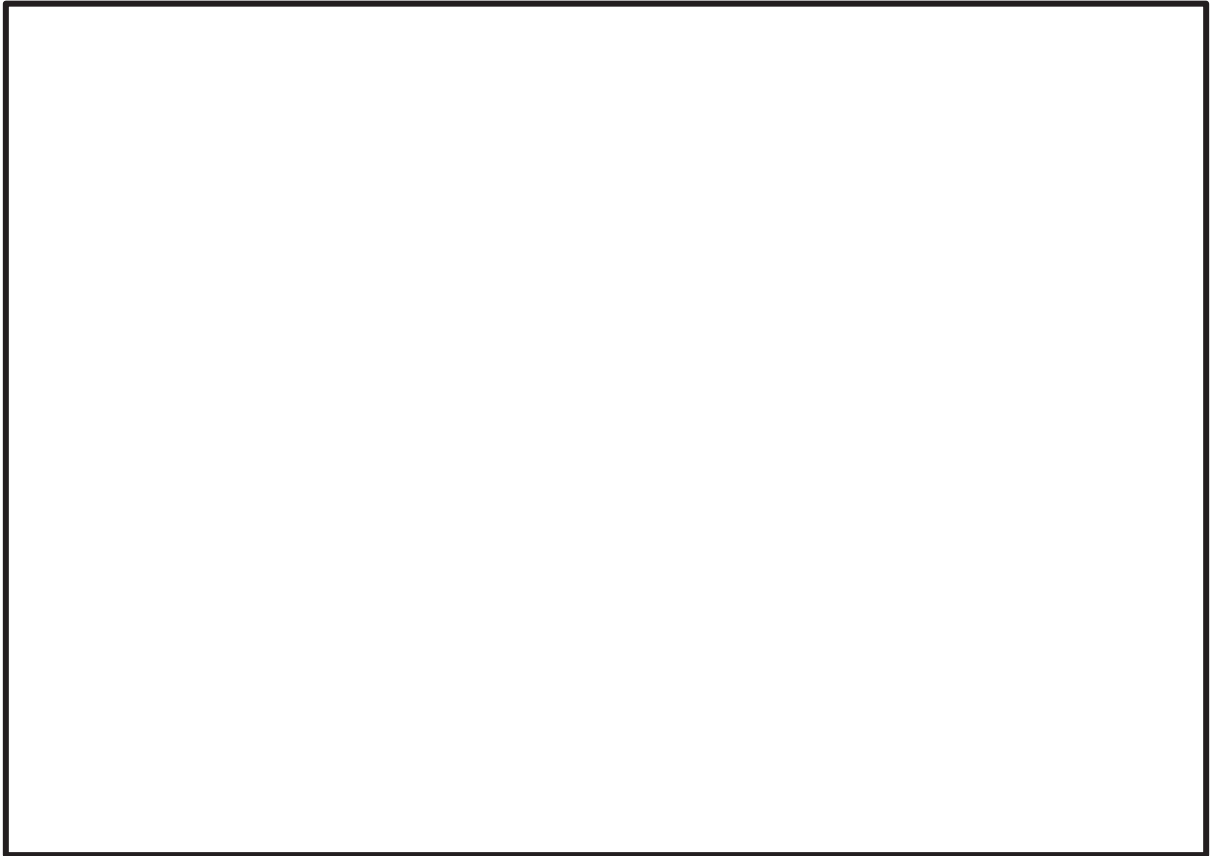


図 3-26 酸素特性試験（条件 2）の試験結果（酸素対策後）

### 3.5 被毒物質の影響

#### (1) 被毒物質の抽出

重大事故等時の原子炉格納容器内には、窒素、水素、水蒸気のほかに、酸素、核分裂生成物（ヨウ素等）の物質が含まれると考えられており、これらの物質が被毒として水素検出器の性能に与える影響を評価する必要がある。

これら原子炉格納容器内で想定される物質のうち、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)に用いるパラジウムのような貴金属触媒に対する被毒物質には、一酸化炭素、硫黄、ハロゲン、重金属、水、ダスト（粉塵）、エアロゾルがある。各々の被毒物質の影響について確認した。

##### a. 一酸化炭素

熔融炉心とコンクリートの反応により発生し、可燃性ガスの一部としてある程度存在していると考えられる。濃度や温度域によっては水素吸蔵に対する被毒性を有する。

従って、一酸化炭素を被毒物質として考慮し試験対象とした。

##### b. 硫黄

通常運転時においては、原子炉格納容器内は窒素置換され、かつ、密閉されていることから、これらの被毒物質が原子炉格納容器外より流入することは考えられない。

被毒物のうち、火災の際に発生しうる硫黄成分は、原子炉格納容器内に可燃性物質を極力使用しないこと及び通常運転中窒素置換されていることから発生の可能性はないとしている。

従って、硫黄は被毒物質として考慮しない。

##### c. ハロゲン、重金属

原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物又は重金属としては、ヨウ素(I)、臭素(Br)、クリプトン(Kr)、キセノン(Xe)、ウラン(U)、プルトニウム(Pu)等がある。これらのうち、パラジウム表面に吸着して被毒物質となるものは、ハロゲンであるヨウ素、臭素である。これらハロゲンについては、炉内内蔵量のうちハロゲンの約60%<sup>\*1</sup>が放出されると仮定しているため、そのうち約90%<sup>\*2</sup>を占めるヨウ素と約10%<sup>\*2</sup>を占める臭素による触媒への影響を考慮する必要がある。このうち、臭素はヨウ素より反応性が高いため化合物を作りやすく、粒子状の形態になると考えられ、格納容器スプレーによって水中に捕捉されるため、臭素の被毒物としての影響はヨウ素を想定することで包絡される。

従って、ヨウ素を被毒物質として考慮し試験対象とした。

注記\*1: NUREG-1465 (Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants, NUREG-1465, February 1995) に記載のハロゲンの放出割合

\*2: EPRI 報告書 (“Effects of Inhibitors and Poisons on the Performance of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible Gas Control in ALWRs”, the EPRI ALWR Program May (1997)) に記載の炉心損傷時に放出され

## るハロゲンのヨウ素と臭素の割合

### d. 水

異物のうち、水に対しては、水素検出器上部に被水防止カバーを設置しており、水素検出器は被水の影響を受けない設計としている。

なお、水は被毒物質として考慮し、蒸気環境を含む環境試験を実施しており健全性を維持していることを確認している。

### e. ダスト（粉塵）

ダスト（粉塵）に関しては冷却材喪失事故発生時に、破断配管からのジェット流によって保温材が破損し、ダスト（粉塵）が発生する可能性がある。原則、金属反射保温材を使用するため、ダスト（粉塵）の発生量は少量と考えられることから、固体粒子が一様にパラジウム表面を覆うことは考えられない。また、ダスト（粉塵）は格納容器スプレイによって水中に捕捉されることから、影響は少ないと考えられる。

従って、ダスト（粉塵）は被毒物質として考慮しない。

### f. エアロゾル

核分裂生成物のうち、エアロゾル（セシウム化合物他）として原子炉格納容器内に存在する物質は、格納容器スプレイによって水中に捕捉され、格納容器スプレイ作動後は速やかに濃度が低下するが、原子炉格納容器内の存在量の観点からその影響を考慮し、エアロゾルを試験対象とした。

以上より一酸化炭素、ヨウ素及びエアロゾルを反応阻害物質とし被毒影響を検討することとした。

(2) 被毒物質の影響評価

(1)のとおり、一酸化炭素、ヨウ素及びエアロゾルを被毒物質として選定した。

なお、ヨウ素については、NUREG-1465\*や文献等を参考に、ヨウ素の形態から派生する物質についても影響評価を実施する。

パラジウムの被毒影響を評価するため抽出した物質による浸漬又は暴露による評価を行い、水素濃度測定及び応答性を確認した結果、検出性能に与える影響が最も大きいものはヨウ素であることが分かったので、ヨウ素について対策を実施することとした。評価結果を表 3-14「被毒物質の抽出結果」に示す。

注記\* : Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants, NUREG-1465, February 1995

表 3-14 被毒物質の抽出結果 (1/2)

形態	抽出理由	評価対象	影響の有無 (評価結果)
一酸化炭素 (CO)	a. 一酸化炭素 溶融炉心とコンクリートの反応により発生し、可燃性ガスの一部としてある程度存在していると考えられる。濃度や温度域によっては白金触媒に対する被毒性を有することから被毒物質として選定した。	対象	影響無し ・一酸化炭素に暴露し、水素濃度測定、応答性を確認。 ・判定基準内であることから影響無しと評価した。
ヨウ素 (I <sub>2</sub> )	c. ハロゲン、重金属 CsI+H <sub>2</sub> O⇌CsOH+I+1/2H <sub>2</sub> の反応により生成され、スプレイ水の pH 調整が行われた場合は、格納容器内のヨウ素の 1～5%程度がこの形態と評価されている。一方、pH 調整が行えない場合は、元素状ヨウ素 (I <sub>2</sub> やHI) が多数を占めると評価されている。 白金触媒に対して被毒性を有することが知られており、被毒物質として選定した。	対象	影響有り ⇒対策実施 ・ヨウ素環境下において、水素濃度測定、応答性を確認。 ・判定基準を逸脱したことから影響有りと評価した。
ヨウ化メチル (CH <sub>3</sub> I)	c. ハロゲン、重金属 格納容器内の有機物と反応し、この物質が生成され、ヨウ素の 4%程度がこの形態と評価されている。 被毒影響のあるヨウ素より派生する化学形態であり、被毒物質として選定した。	対象	影響無し ・ヨウ化メチルに暴露し、水素濃度測定、応答性を確認。 ・判定基準内であることから影響無しと評価した。

表 3-14 被毒物質の抽出結果 (2/2)

形態	抽出理由	試験対象	影響の有無 (試験結果)
ヨウ化エチル (C <sub>2</sub> H <sub>5</sub> I) ジヨードメタン (CH <sub>2</sub> I <sub>2</sub> )	c. ハロゲン, 重金属 CH <sub>3</sub> I よりも発生量が少ないため (CH <sub>3</sub> I, C <sub>2</sub> H <sub>5</sub> I, CH <sub>2</sub> I <sub>2</sub> は約 80%, 約 5%, 約 15%の形態で存在するとされている), CH <sub>3</sub> I の試験により代表化することで 対象外とした。	対象外	—
ヨウ化水素 (HI)	c. ハロゲン, 重金属 CsI+H <sub>2</sub> O⇌CsOH+HI の反応により生成 され, スプレイ水の pH 調整が行われ た場合は, 格納容器内のヨウ素の 1~ 5%程度がこの形態と評価されている。 一方, pH 調整が行えない場合は, 元素 状ヨウ素 (I <sub>2</sub> や HI) が多数を占めると 評価されていることから被毒物質と して選定した。 なお, 揮発性であり, 毒性を有するこ とから取り扱いの観点からも, 揮発さ せた I <sub>2</sub> をサンプルガス (水素含む) に 混合させることで I <sub>2</sub> の試験により代 表化した。	(対象)*	—
ヨウ化セシウム (CsI)	f. エアロゾル 代表的な白金触媒に対する被毒物質 とは考えられないが, よう素の大部分 はCsI の形態で存在しているとされて おり, 存在量の観点からその影響が無 視できない可能性があると考え, 被毒 物質として選定した。	対象	影響少ない ・ヨウ化セシウム水溶液 に浸漬し, 水素濃度測 定, 応答性を確認。 ・水素濃度測定は判定基 準内であったが, 応答 性は若干の判定基準の 逸脱が確認されたた め, 影響少ないと評価 した。

注記\*: ( )は直接的に当該物質を対象とした試験を行わないが, ヨウ素の試験により代表化すること  
で対象とした物質を意味する。



(3) 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)のヨウ素対策について

パラジウムがヨウ素環境下にあるとヨウ素と反応してヨウ化パラジウムに変化し、水素の吸蔵性能が低下し、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の水素計測に影響を与えることを確認したことから、対策として水素検出器の容器本体にヨウ素を補集するヨウ素フィルタを設置した。ヨウ素フィルタ付き水素検出器の外観を図 3-27「ヨウ素フィルタ付き水素検出器外観」に示す。

ヨウ素フィルタは、水素検出器の容器本体の外周を覆うように設置され、雰囲気ガスを全周から取り込める構造としている。ヨウ素フィルタを設置することによる悪影響については、ダストによるヨウ素フィルタの目詰まりが想定されるが、水素などの気体を完全に遮断するものではないと考えられる。

なお、ダストは格納容器スプレイによって捕捉されるため、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)はダストの影響は受けないが、仮にダストが水素検出器上部の開口部に堆積した場合でも、開口部は水素検出器の容器本体の全周にあることから計測に悪影響を与えるものではない。

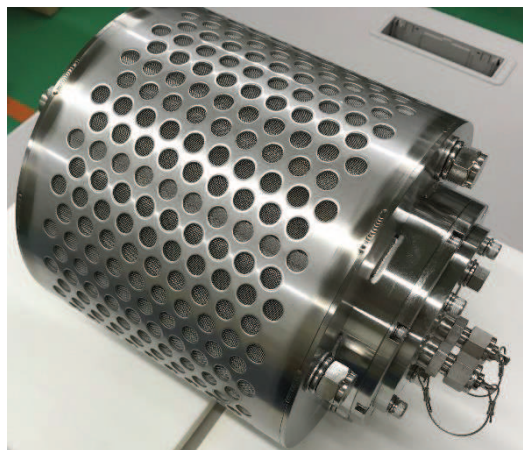


図 3-27 ヨウ素フィルタ付き水素検出器外観

ヨウ素フィルタの有効性を確認するためヨウ素フィルタ付き水素検出器に対しヨウ素試験を実施している。試験条件を表3-15「ヨウ素試験の試験条件」、試験構成を図3-28「ヨウ素試験の試験構成」に示す。ヨウ素を一定の流量で流した状態で水素ガスの導入と停止を繰り返し、水素検出器の計測精度を評価した。

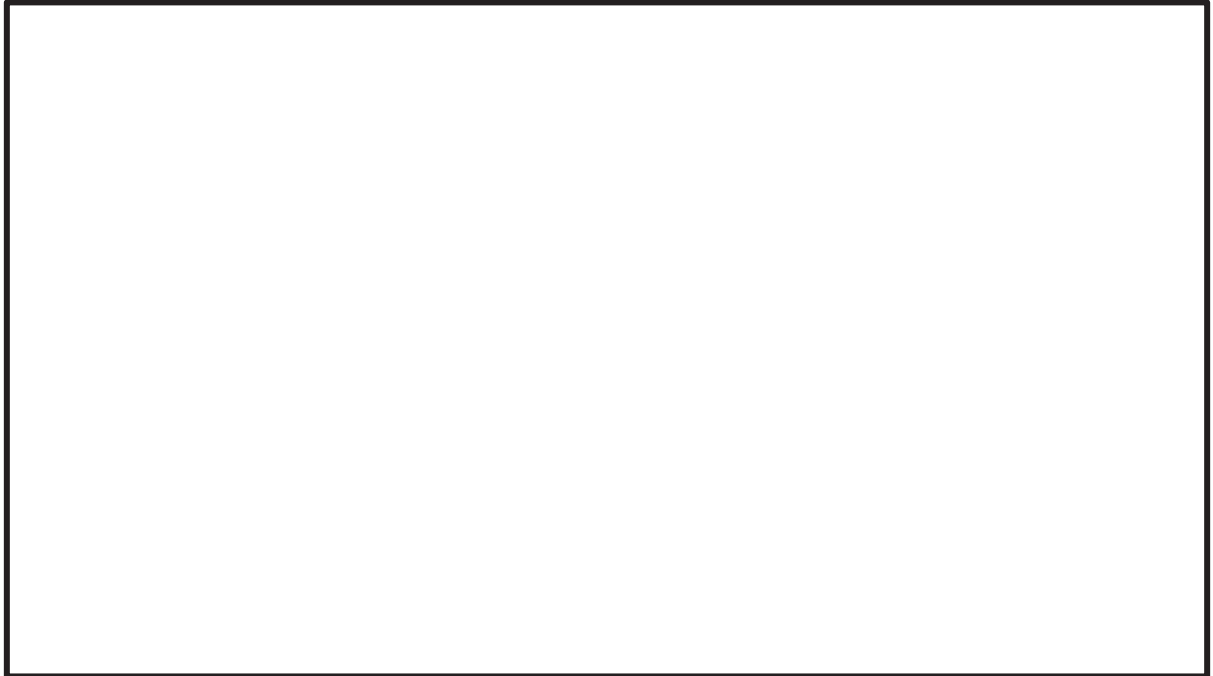


図3-28 ヨウ素試験の試験構成

表3-15 ヨウ素試験の試験条件

試験環境	100℃, 大気圧, 水蒸気
検出素子部の温度	□℃±□℃
ヨウ素積算流入量 (mg/m <sup>3</sup> ・時間)	□*
連続時間 (時間)	168
水素濃度 (vol%)	0.0, 4.0

注記\* : 「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置, 構造及び設備の基準に関する規則」審査資料(第五十条: 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備, 第五十九条: 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備)の記載値を考慮して設定しており, 重大事故等時の条件を包絡。

<試験条件の設定根拠>

- 100℃ : ヨウ素フィルタの温度特性試験において, 温度 100℃と 200℃では, ヨウ素フィルタの除去性能に差異がないことを確認しており, 本試験においては 100℃とした。なお, ヨウ素フィルタの温度特性試験の概要を「(4) ヨウ素フィルタの温度特性試験」に示す。
- 大気圧 : 圧力変動がなく一定であれば問題ないため本試験では大気圧とした。

- 水蒸気 : 重大事故等時の環境条件を模擬するため水蒸気とした。
- ヨウ素積算流入量 : 168 時間で重大事故等時に想定されるヨウ素の 7 日間の積算流入量を包絡する流入量とした。
- 水素濃度 : 可燃限界である 4.0vol%とした。

試験結果を表 3-16 「ヨウ素試験結果」に示す。表 3-16 に示すとおり、ヨウ素環境下においてもヨウ素曝露の前後で水素導入時にパラジウムの抵抗値が変化しており、指示値が精度内であることから、ヨウ素環境下でも水素検出が可能であることを確認した。

表 3-16 ヨウ素試験結果

項目	水素濃度 (vol%)	判定基準* (vol%)	測定値 (vol%)	誤差 (vol%)	評価結果
ヨウ素 曝露前	0.0	0.0~2.0	<input type="text"/>	<input type="text"/>	良
	4.0	2.0~6.0	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
ヨウ素 曝露後	0.0	0.0~2.0	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
	4.0	2.0~6.0	<input type="text"/>	<input type="text"/>	

注記\* : 判定基準は水素濃度±2.0vol%とした。

(4) ヨウ素フィルタの温度特性試験

ヨウ素フィルタの温度による吸着性能に関して、ヨウ素フィルタの温度特性試験を行っている。試験条件を表 3-17 「温度特性試験の試験条件」、試験構成を図 3-29 「温度特性試験の試験構成」に示す。ヨウ素フィルタをフィルタ充填塔へ充填し、ヨウ素及び水蒸気が導入可能な試験体系とした。

温度とヨウ素量を変えた状態で、ヨウ素フィルタのヨウ素除去性能を試験により確認した。



図 3-29 温度特性試験の試験構成

表 3-17 温度特性試験の試験条件

試験環境	窒素+水蒸気の混合ガス
試験温度	100℃/200℃/220℃
ヨウ素供給量 ( $\times 10^{-3}$ g/cm <sup>3</sup> )	約 10~80

試験結果を図 3-30「ヨウ素フィルタの温度影響試験結果」に示す。温度が 100℃, 200℃, 220℃の場合でヨウ素の除去性能が同等であることを確認した。

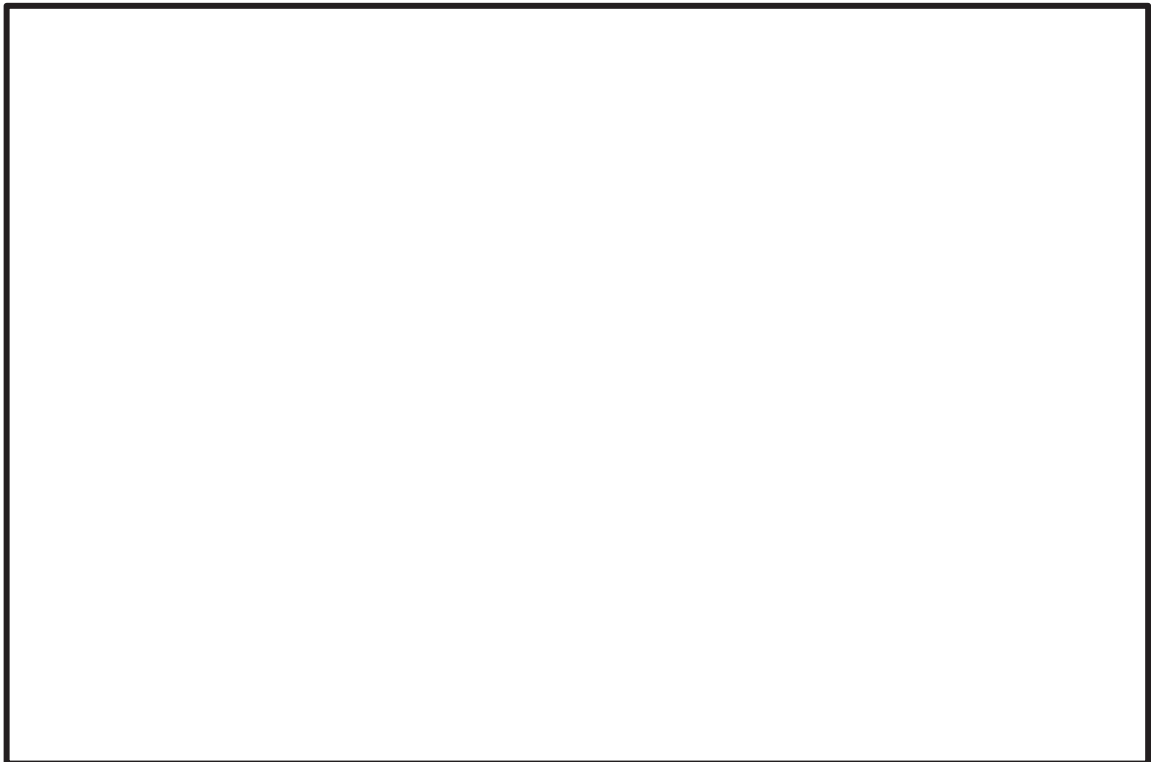




図 3-30 ヨウ素フィルタの温度影響試験結果

3.6 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の耐震性について

加振試験において、水素検出器を加振台に設置し、表3-18「水素検出器の加振試験の結果」に示す加速度を加えた後で水素検出器が機能的な健全性が確保されていることを確認している。

表3-18 水素検出器の加振試験の結果

方向	水素検出器
X 方向	
Y 方向	
Z 方向	

3.7 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の電源供給について

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)は、所内常設蓄電式直流電源設備である125V蓄電池(A)及び125V蓄電池(B)、常設代替直流電源設備である125V代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である電源車及び125V代替充電器から125V直流主母線盤を介して給電できる設計とする。

電源供給については図3-31「格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)の電源概略構成図」に示す。

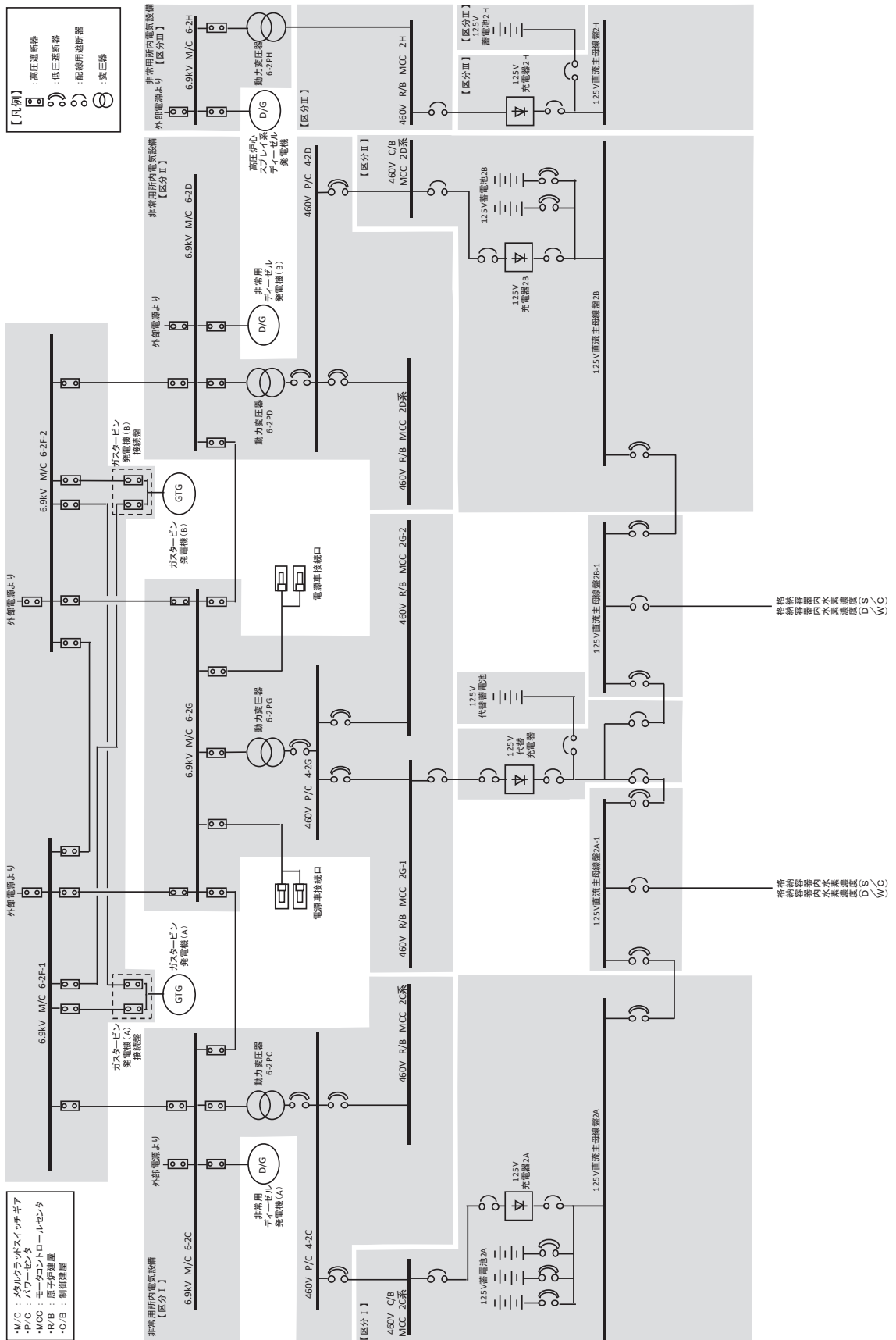


図 3-31 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) の電源概略構成図

VI-1-5-2 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書

## 目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	1
2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	3
3. 施設の詳細設計方針	3
3.1 その他の工学的安全施設	3
4. 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値根拠	6
4.1 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）	6
4.2 ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	8
4.3 ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）	10
4.4 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）	12



## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 35 条、第 59 条及び第 61 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる、工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠について説明する。

なお、設計基準対象施設に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

重大事故等対処設備に関しては、工学的安全施設等の自動作動信号を発信する設備として、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備及び原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備を設置したことから、本設備から発信される作動信号の設定値の根拠について説明する。

## 2. 基本方針

### 2.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

技術基準規則第 59 条及びその解釈に基づき、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させるため、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により、全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界に移行させる。

また、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により、原子炉再循環ポンプを自動停止させ原子炉再循環流量の低下により原子炉出力を抑制する。

ATWS が発生した場合において、自動減圧系又は代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が動作すると、高圧炉心スプレイ系からの注水に加え、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇につながることを防止するため、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）により、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止する。

#### (1) ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

運転時の異常な過渡変化のうち、「主蒸気隔離弁の誤閉止」のような原子炉が隔離される事象において ATWS が発生した場合、原子炉圧力の上昇に伴い、ボイドの減少による正の反応度が印加され、中性子束の上昇により平均表面熱流束が上昇し、燃料棒表面で沸騰遷移が生じることで燃料被覆管温度が上昇する。このような事象に対処するため、原子炉がスクラムする原子炉圧力高の信号とは別に ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）用として原子炉圧力高信号の検出器を新たに追加する。

また、原子炉水位が低下する過渡変化時において ATWS が発生する事象に対応するため、原子炉がスクラムする原子炉水位低（レベル 3）以下に ATWS 緩和設備（代

替制御棒挿入機能) 用として原子炉水位低 (レベル 2) の信号を新たに追加する。

ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) は, 原子炉圧力高, 原子炉水位低 (レベル 2) のいずれかの信号により起動 (作動) する。

なお, ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) は, 原子炉保護系からの信号によって作動する制御棒駆動水圧系のスクラムパイロット弁とは別の電磁弁からスクラム弁の空気を排出することでスクラム弁を開操作させる。原子炉保護系が動作後に ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) が動作した場合において, スクラム弁の空気はすでに原子炉保護系からの信号によって作動する制御棒駆動水圧系のスクラムパイロット弁より排出されていることから, ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) の動作による悪影響はない。

(2) ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)

運転時の異常な過渡変化のうち, 「主蒸気隔離弁の誤閉止」のような原子炉が隔離される事象において ATWS が発生した場合, 原子炉圧力の上昇に伴い, ボイドの減少による正の反応度が印加され, 中性子束の上昇により平均表面熱流束が上昇し, 燃料棒表面で沸騰遷移が生じることで燃料被覆管温度が上昇する。このような事象に対処するため, 原子炉がスクラムする原子炉圧力高の信号とは別に ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) 用として原子炉圧力高信号の検出器を新たに追加する。

また, 原子炉水位が低下する過渡変化時において ATWS が発生する事象に対応するため, 原子炉がスクラムする原子炉水位低 (レベル 3) 以下に ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) 用として原子炉水位低 (レベル 2) の信号を新たに追加する。

ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) は, 原子炉圧力高, 原子炉水位低 (レベル 2) のいずれかの信号により起動 (作動) する。

なお, ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) は, タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉再循環ポンプのトリップ機能とは別にトリップ信号を出力することにより原子炉再循環ポンプの遮断器を動作させ, 原子炉再循環ポンプ 2 台をトリップさせる。タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉再循環ポンプのトリップ機能が動作後に ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) が動作した場合において, 原子炉再循環ポンプはすでにトリップしていることから, ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) の動作による悪影響はない。

(3) ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能)

ATWS が発生し, 原子炉出力が維持されている状態で, 原子炉水位が異常に低下すると自動減圧系及び代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) が作動し, 残留熱除去

系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系によって多量の冷水が炉心に注入されるため、大きな正の反応度が印加される。このような事象に対処するため、原子炉がスクラムする中性子束高の信号とは別に ATWS 緩和設備用として中性子束高の信号を新たに追加する。また、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が作動する原子炉水位低（レベル 1）より上の原子炉水位低（レベル 2）の信号を新たに追加する。

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は中性子束高と原子炉水位低（レベル 2）の同時信号により起動（作動）する。

## 2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

技術基準規則第 61 条及びその解釈に基づき、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）により、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

### (1) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

原子炉減圧機能喪失の要因のひとつとして、高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下し、ドライウェル圧力高が発生しない場合がある。このような事象に対処するため、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプの出口圧力確立を条件に原子炉水位低（レベル 1）の信号を新たに追加する。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプの出口圧力確立を条件に原子炉水位低（レベル 1）の信号により起動（作動）する。

## 3. 施設の詳細設計方針

以下の設定方法により、計装誤差を考慮して規定した設定範囲における各施設の作動が保証される。なお、設定値、セット値等の用語の説明は「表 3-1 設定値根拠の用語の説明」のとおりである。

### 3.1 その他の工学的安全施設

#### (1) ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

以下のいずれかの信号により ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は作動する。

##### a. 原子炉圧力高

原子炉スクラム信号である原子炉圧力高 7.22MPa 以下及び主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能）第 1 段設定圧力（7.37MPa）以下を考慮し、本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し、かつ、確実に作動するように設定する。

b. 原子炉水位低（レベル 2）

原子炉水位低（レベル 3）による原子炉スクラムに失敗した場合に作動させることを考慮し、原子炉水位低（レベル 2）を設定値とし、本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し、かつ、確実に作動するように設定する。

(2) ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

以下のいずれかの信号により ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は作動する。

a. 原子炉圧力高

3.1(1)a. と同様。

b. 原子炉水位低（レベル 2）

3.1(1)b. と同様。

(3) ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）

以下の原子炉水位低（レベル 2）と中性子束高の同時信号により ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は作動する。

a. 原子炉水位低（レベル 2）

原子炉水位低（レベル 1）による自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止することを考慮し、原子炉水位低（レベル 2）を設定値とし、本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し、かつ、確実に作動するように設定する。

b. 中性子束高

自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が作動する原子炉水位低（レベル 1）での原子炉出力を考慮し、本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し、かつ、確実に作動するように設定する。

(4) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中に、以下の信号により代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は作動する。

a. 原子炉水位低（レベル 1）

自動減圧系の代替として原子炉を減圧させるため、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプの出口圧力確立を条件として、自動減圧系と同様の原子炉水位低（レベル 1）を設定値とし、本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し、かつ、確実に作動するように設定する。

表 3-1 設定値根拠の用語の説明

用 語	説 明
設 定 値	工学的安全施設等の起動（作動）信号の上限値又は下限値。
設定範囲	工学的安全施設等の起動（作動）信号の許容範囲。 セット値に対して計装誤差を差し引いた値から，セット値に対して計装誤差を加算した値までの範囲。
セット値	計装誤差を含めても設定値内で作動する値。 実機の計装設備にセットする値であり，設定値に計装誤差を加算あるいは差し引いたもの。
計装誤差	検出器の計器誤差に余裕を加算したもの。

4. 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値根拠

4.1 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

名 称	原子炉圧力高
目 的 / 機 能	運転時の異常な過渡変化時において，原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合に，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，制御棒挿入を行う。
設 定 値	7.35MPa 以下
設 定 範 囲	7.266MPa 以上かつ，7.35MPa 以下

【設定根拠】

・作動信号の設定値

設定値は，次の事項を考慮し 7.35MPa 以下に設定する。

1. 原子炉スクラム信号である原子炉圧力高より高い圧力であること。
2. 主蒸気逃がし安全弁からの蒸気によるサブプレッションプールへの熱負荷を考慮し，主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能）第 1 段設定値（7.37MPa）以下であること。

・設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 7.35MPa に計装誤差 0.042MPa を考慮した 7.308MPa とする。

設定範囲はセット値 7.308MPa に対して計装誤差 0.042MPa を差し引いた 7.266MPa から，計装誤差 0.042MPa を加算した 7.35MPa までの範囲とする。また，設定範囲は原子炉スクラム信号である原子炉圧力高の信号に対して本設備の不要な作動を防止するため，原子炉スクラム信号である原子炉圧力高の信号が最も遅れて発信される 7.22MPa 以上，かつ，主蒸気逃がし安全弁からの蒸気によるサブプレッションプールへの熱負荷を考慮し，可能な限り低い値とするため 7.35MPa 以下に設定する。

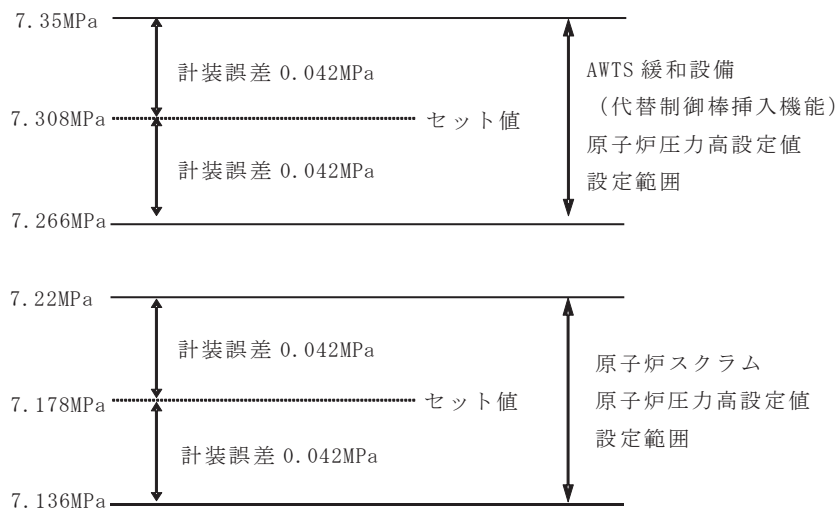


図 4.1-1 原子炉圧力高設定値の概要図



名 称	原子炉水位低（レベル 2）
目 的 / 機 能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、制御棒挿入を行う。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 1216cm 以上
設 定 範 囲	原子炉圧力容器零レベル*より 1216cm 以上、かつ、1223.6cm 以下

【設定根拠】

・ 作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し原子炉圧力容器零レベル\*より 1216cm 以上に設定する。

1. 原子炉水位低（レベル 3）による原子炉スクラムに失敗した場合に作動させることを考慮し、原子炉水位低（レベル 3）より低い水位であること。

・ 設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 1216cm に計装誤差 3.8cm を考慮した 1219.8cm とする。

設定範囲はセット値 1219.8cm に対して計装誤差 3.8cm を差し引いた 1216cm から、計装誤差 3.8cm を加算した 1223.6cm までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉スクラム信号である原子炉水位低（レベル 3）の信号に対して本設備の不要な作動を防止するため、原子炉水位低（レベル 3）の信号が最も遅れて発信される 1344cm より低く設定する。

注記\*：原子炉圧力容器零レベルは、セパレータスカート下端より 1278cm 下。

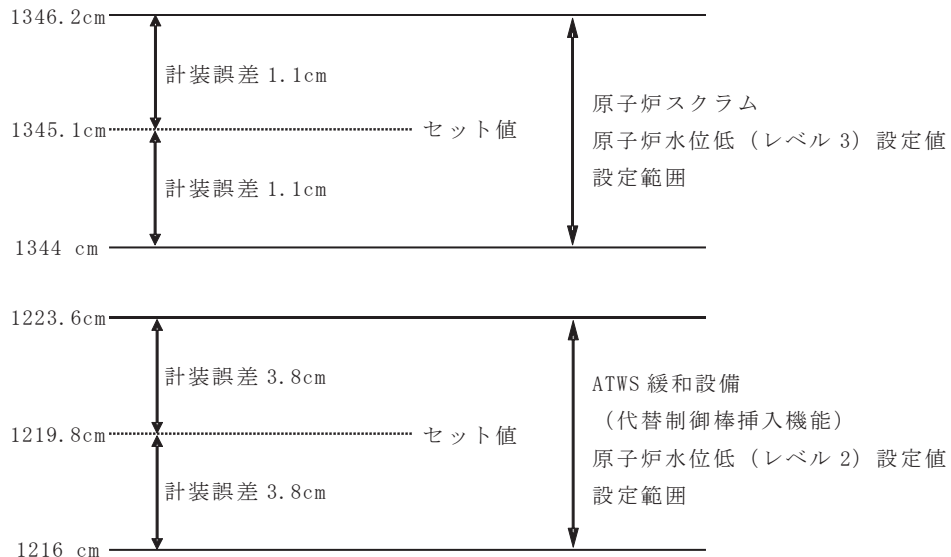


図 4.1-2 原子炉水位低（レベル 2）設定値の概要図

4.2 ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

名 称	原子炉圧力高
目 的 / 機 能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉再循環ポンプの停止を行う。
設 定 値	7.35MPa 以下
設 定 範 囲	7.266MPa 以上かつ、7.35MPa 以下

【設定根拠】

・ 作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し 7.35MPa 以下に設定する。

1. 原子炉スクラム信号である原子炉圧力高より高い圧力であること。
2. 主蒸気逃がし安全弁からの蒸気によるサブプレッションプールへの熱負荷を考慮し、主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能）第1段設定値（7.37MPa）以下であること。

・ 設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 7.35MPa に計装誤差 0.042MPa を考慮した 7.308MPa とする。

設定範囲はセット値 7.308MPa に対して計装誤差 0.042MPa を差し引いた 7.266MPa から、計装誤差 0.042MPa を加算した 7.35MPa までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉スクラム信号である原子炉圧力高の信号に対して本設備の不要な作動を防止するため、原子炉スクラム信号である原子炉圧力高の信号が最も遅れて発信される 7.22MPa 以上、かつ、主蒸気逃がし安全弁からの蒸気によるサブプレッションプールへの熱負荷を考慮し、可能な限り低い値とするため 7.35MPa 以下に設定する。

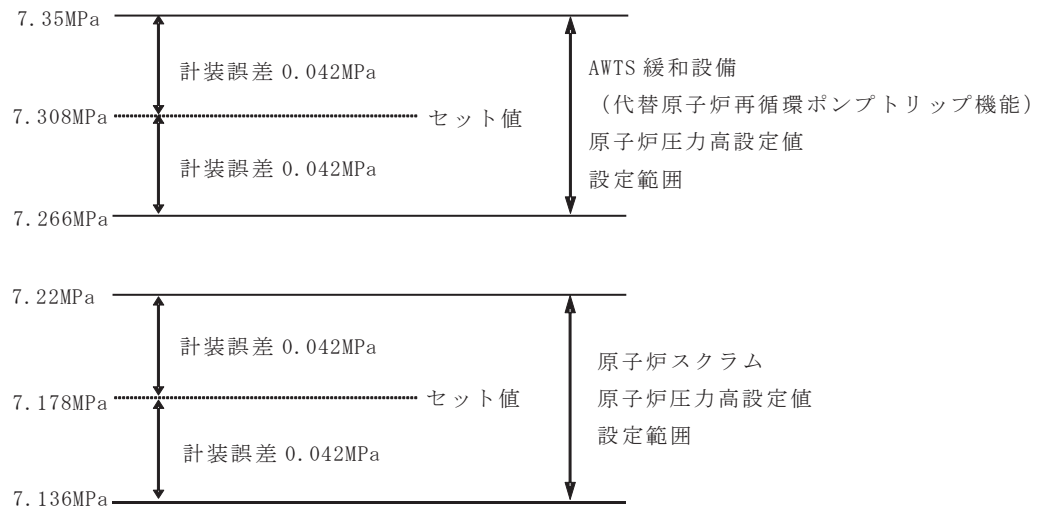


図 4.2-1 原子炉圧力高設定値の概要図



名 称	原子炉水位低（レベル 2）
目 的 / 機 能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉再循環ポンプの停止を行う。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 1216cm 以上
設 定 範 囲	原子炉圧力容器零レベル*より 1216cm 以上、かつ、1223.6cm 以下

【設定根拠】

・ 作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し原子炉圧力容器零レベル\*より 1216cm 以上に設定する。

1. 原子炉水位低（レベル 3）による原子炉スクラムに失敗した場合に作動させることを考慮し、原子炉水位低（レベル 3）より低い水位であること。

・ 設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 1216cm に計装誤差 3.8cm を考慮した 1219.8cm とする。

設定範囲はセット値 1219.8cm に対して計装誤差 3.8cm を差し引いた 1216cm から、計装誤差 3.8cm を加算した 1223.6cm までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉スクラム信号である原子炉水位低（レベル 3）の信号に対して本設備の不要な作動を防止するため、原子炉水位低（レベル 3）の信号が最も遅れて発信される 1344cm より低く設定する。

注記\*：原子炉圧力容器零レベルは、セパレータスカート下端より 1278cm 下。

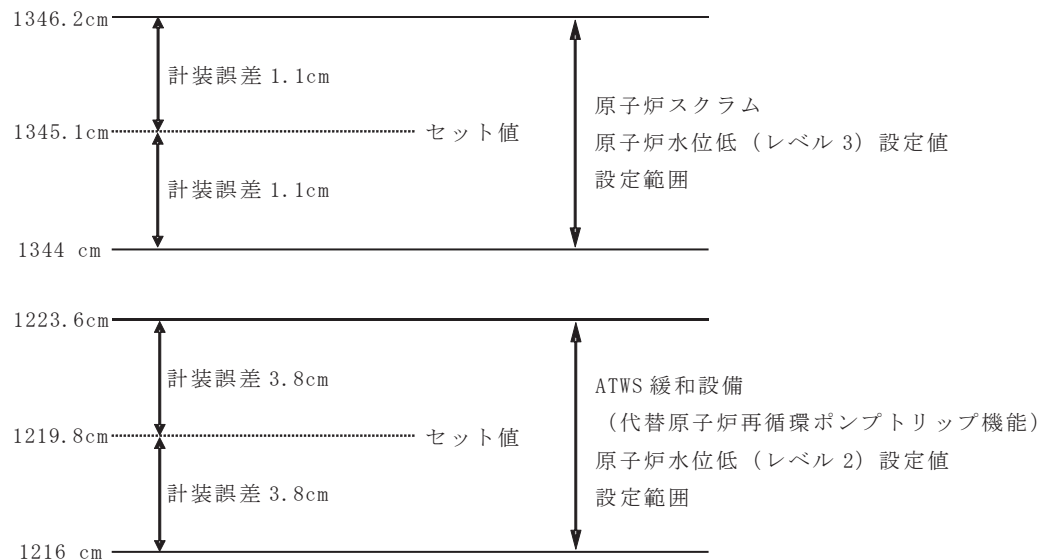


図 4.2-2 原子炉水位低（レベル 2）設定値の概要図

4.3 ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）

名 称	原子炉水位低（レベル 2）
目 的 / 機 能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合に、多量の残留熱除去系又は低圧炉心スプレイ系からの冷水の炉心注入に伴う大きな正の反応度印加を防止するため、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止する。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 1216cm 以上
設 定 範 囲	原子炉圧力容器零レベル*より 1216cm 以上、かつ、1223.6cm 以下
<p>【設定根拠】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 作動信号の設定値            設定値は、次の事項を考慮し原子炉圧力容器零レベル*より 1216cm 以上に設定する。            1. 原子炉スクラムに失敗し、原子炉水位が低下した場合に、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止するため、作動設定水位の原子炉水位低（レベル 1）より高い水位であること。</li> <li>・ 設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。            セット値は本設備の設定値 1216cm に計装誤差 3.8cm を考慮した 1219.8cm とする。            設定範囲はセット値 1219.8cm に対して計装誤差 3.8cm を差し引いた 1216cm から、計装誤差 3.8cm を加算した 1223.6cm までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉水位低（レベル 1）より早く作動させるため、原子炉水位低（レベル 1）の信号が最も早く発信される 954.6cm より高く設定する。</li> </ul> <p>注記*：原子炉圧力容器零レベルは、セパレータスカート下端より 1278cm 下。</p>	
<p>図 4.3-1 原子炉水位低（レベル 2）設定値の概要図</p>	

名 称	中性子束高
目 的 / 機 能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合に、多量の残留熱除去系又は低圧炉心スプレイ系からの冷水の炉心注入に伴う大きな正の反応度印加を防止するため、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止する。
設 定 値	10%*以下
設 定 範 囲	4%*以上、かつ、10%*以下

【設定根拠】

・ 作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し 10%\*以下に設定する。

1. 主蒸気隔離弁誤閉止時に全制御棒挿入に失敗した場合などの事象では、原子炉水位は原子炉水位低（レベル 1）を下回り自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動条件が成立するため、原子炉出力が維持されている場合は作動阻止を行う。レベル 1 での原子炉出力は 10%から 15%の範囲にあり、原子炉水位低（レベル 1）で作動する自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動阻止を行う原子炉出力（平均出力領域モニタの中性子束レベルに相当）として小さい値 10%\*とする。

・ 設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 10%\*に計装誤差 3%\*を考慮した 7%\*とする。

設定範囲はセット値 7%\*に対して計装誤差 3%\*を差し引いた 4%\*から、計装誤差 3%\*を加算した 10%\*までの範囲とする。

注記\*：定格出力時の値に対する比率で示す。

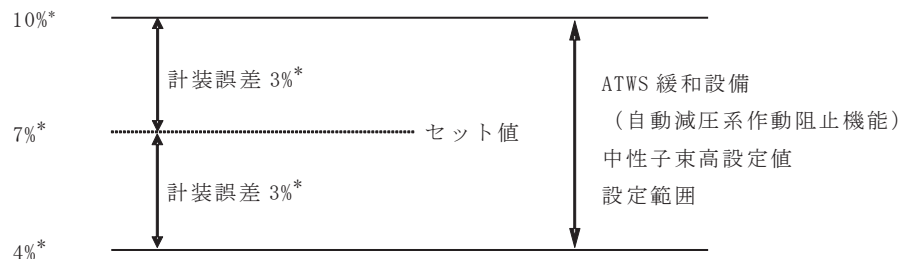


図 4.3-2 中性子束高設定値の概要図

4.4 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

名 称	原子炉水位低(レベル 1)
目 的 / 機 能	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転状態で主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させる。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 947cm 以上
設 定 範 囲	原子炉圧力容器零レベル*より 947cm 以上、かつ、954.6cm 以下

【設定根拠】

・ 作動信号の設定値

- 設定値は、次の事項を考慮し原子炉圧力容器零レベル\*より 947cm 以上に設定する。
1. 過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、ドライウェル圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、自動減圧系の代替として、原子炉を減圧させるため、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプの出口圧力確立を条件に、自動減圧系と同様の原子炉水位低（レベル 1）を設定値とする。
  2. 炉心の著しい損傷を防止するためのシステムであることを考慮し、炉心が露出しないように有効燃料棒上端より高い設定とする。

・ 設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 947cm に計装誤差 3.8cm を考慮した 950.8cm とする。  
 設定範囲はセット値 950.8cm に対して計装誤差 3.8cm を差し引いた 947cm から、計装誤差 3.8cm を加算した 954.6cm までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉水位低（レベル 2）の信号に対して不要な作動を防止するため、原子炉水位低（レベル 2）の信号が最も遅れて発信される 1216cm より低く設定する。

注記\*：原子炉圧力容器零レベルは、セパレータスカート下端より 1278cm 下。

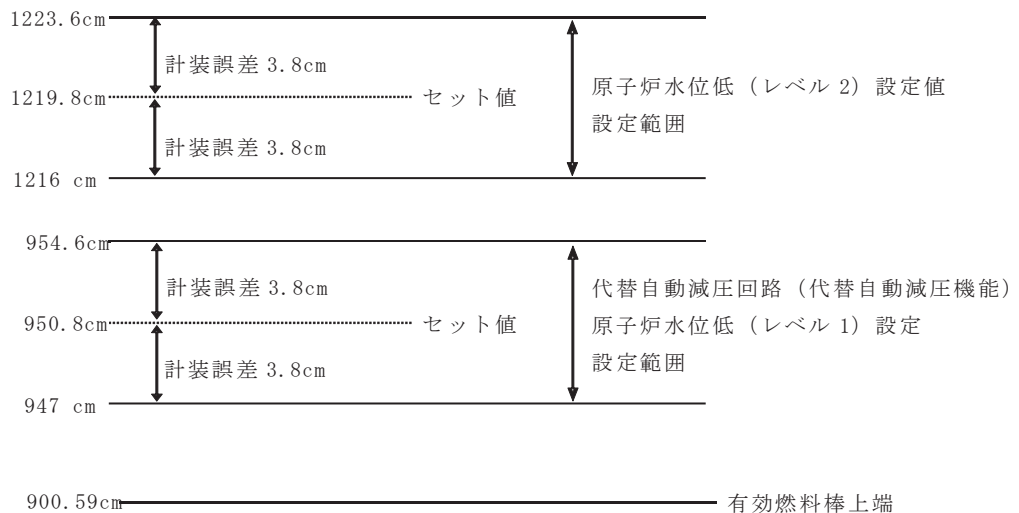


図 4.4-1 原子炉水位低（レベル 1）設定値の概要図

VI-1-5-3 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る  
制御方法に関する説明書

## 目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 中央制御室に係る制御方法	2
3.1 発電用原子炉の通常運転時の出力制御	3
3.1.1 起動手順	3
3.1.2 停止手順	4
3.2 発電用原子炉の負荷急変時の出力制御	4
3.3 発電用原子炉の緊急停止	4
3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等	5
3.4.1 原子炉出力制御	5
3.4.2 プロセス制御	6
3.4.3 安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の作動設備	7
3.4.4 その他の保護装置	9
4. 中央制御室外原子炉停止装置	28
4.1 制御機能	28
4.2 監視機能	28

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 38 条及び第 74 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる制御方式である中央制御方式による常時監視並びに手動及び自動制御としての発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法について説明するものである。併せて技術基準規則第 33 条、第 35 条～第 37 条、第 59 条及び第 61 条並びにそれらの解釈に関わる制御方式である発電用原子炉の出力制御（制御棒駆動制御系、原子炉再循環流量制御系）、プロセス制御（タービン制御系、原子炉給水制御系）、安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）、その他の工学的安全施設等の作動設備、発電用原子炉の起動及び停止等の発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法についても説明する。

なお、設計基準対象施設の機能に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法のうち、工学的安全施設等の起動信号を発信する設備（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）の制御方法について説明する。

## 2. 基本方針

女川原子力発電所第 2 号機は、原則として基底負荷用として高負荷運転を行う。発電用原子炉の出力変更は、中央給電指令所からの指令に基づく発電課長の指示により、運転員の原子炉再循環ポンプ速度設定操作又は運転員の負荷設定操作により発生する負荷要求偏差信号で原子炉出力を調整することにより行われる。

また、蒸気タービンの出力制御は、電気油圧式制御装置（速度制御、負荷制御、圧力制御、タービンバイパス弁制御及び流量制御）による出力の制御並びに発電用原子炉、蒸気タービン及び発電機の自動あるいは手動トリップによる制御を各制御設備により制御する。

また、発電用原子炉の起動及び停止においては適切な操作手順により制御するとともに、発電用原子炉の出力変更は原子炉再循環流量制御系の主制御器の自動あるいは手動による流量調整及び制御棒の位置調整によって行う。

中央制御室（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置）は、運転員が発電用原子炉の制御、発電用原子炉の起動及び停止に必要な操作ができる機能を有し、通常運転時（起動及び停止を含む。）、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等時に、中央制御室内に集中して中央制御方式による常時監視並びに手動及び自動制御に必要な機能として、操作、記録、表示及び警報機能等を有する表示装置及び操作器を設置した中央制御盤等を構成することで集中的に発電用原子炉を管理する。

万が一中央制御室が使用不能の場合には、中央制御室外からも発電用原子炉を冷温停止することができる。



また、通常運転時の熱的制限値の監視、プラント性能計算は、プロセス計算機により行われる。  
なお、その他の中央制御室の機能（中央制御盤等、外部状況把握、居住性の確保、通信連絡）については、添付書類「VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書」に示す。

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させるため、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により、全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界に移行させる設計とする。

また、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により、原子炉再循環ポンプを自動停止させ原子炉再循環流量の低下により原子炉出力を抑制する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）により、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）を動作させることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する設計とする。

ATWS が発生した場合において、自動減圧系又は代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が動作すると、高圧炉心スプレイ系からの注水に加え、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇につながることを防止するため、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する設計とする。

### 3. 中央制御室に係る制御方法

計測制御系統施設のうちプラント全体に係る制御方法は、様々な制御方式によって制御され、プラントの運転状況に応じた制御方法で自動又は手動操作により発電用原子炉の運転を管理する。

このため、プラントの運転状況に応じた制御方法である通常運転時の出力制御、その他発電用原子炉の主要な起動手順及び停止手順を「3.1 発電用原子炉の通常運転時の出力制御」、負荷急変時の出力制御を「3.2 発電用原子炉の負荷急変時の出力制御」、発電用原子炉に異常状態が生じた場合の原子炉スクラム及び蒸気タービン並びに発電機のトリップによる制御を「3.3 発電用原子炉の緊急停止」に示す。

これらの発電用原子炉の運転を制御するための設備構成等として、発電用原子炉の出力制御（制御棒駆動制御系、原子炉再循環流量制御系）、プロセス制御（タービン制御系、原子炉給水制御系）、安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）並びにその他の工学的安全施設等の作動設備を「3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等」に示す。また、発電用原子炉の出力制御設備を「図 3-1 発電用原子炉の出力制御設備」に示す。

なお、発電用原子炉の出力制御設備の制御能力については、平成 18 年 5 月 8 日付け平成 18・04・19 原第 29 号にて認可された工事計画の添付書類「IV-2-2 制御能力についての計算書」による。



### 3.1 発電用原子炉の通常運転時の出力制御

通常運転中の出力は、手動操作又は自動による原子炉再循環流量の調整あるいは手動操作による制御棒位置の調整により原子炉出力を変更することにより増減される。

また、発電用原子炉の主要な起動手順及び停止手順は以下に述べるとおりであり、初期条件、その他の要因により実際の運転操作に当たっては必ずしも以下の手順によらない場合がある。

#### 3.1.1 起動手順

冷温停止の状態から所内電源の切替え（定格の約 20%出力状態）までの起動手順は以下のとおりである。

- (1) 起動手前準備として各系統設備は次のような状態にあること。
  - a. 原子炉水位が、通常運転水位に保持された状態にあり、原子炉再循環系、原子炉冷却材浄化系が運転中である。
  - b. 復水器の真空度が確立された状態にある。
  - c. 低圧復水ポンプが運転中であり、発電用原子炉への給水が可能な状態にある。
- (2) 原子炉モードスイッチを「起動手」位置にし、制御棒操作シーケンスに従って、制御棒の引抜きを開始する。
- (3) 発電用原子炉が臨界に達したら、発電用原子炉の温度、圧力上昇を開始する。
- (4) 発電用原子炉の圧力上昇に伴い、下記の操作を実施する。
  - a. タービン発電機の保護装置をリセットし、蒸気タービンの暖機を行う。
  - b. タービングラウンドシールに用いるグラウンド蒸気発生器の加熱蒸気源を所内蒸気系蒸気より、主蒸気側に切替える。
  - c. 起動手停止用蒸気式空気抽出器から蒸気式空気抽出器に切替える。
  - d. 電動機駆動原子炉給水ポンプを起動手する。
  - e. 電気油圧式制御装置圧力制御機能の圧力設定値を原子炉圧力の上昇に合わせて上昇させ、最終的に原子炉定格圧力に調整する。
- (5) 引続き制御棒操作シーケンスに従って制御棒を引抜き、原子炉出力を増加させ、主蒸気をタービンバイパス弁を通して復水器にバイパスする。
- (6) 原子炉出力上昇の過程で、平均出力領域モニタの監視範囲に入ったら原子炉モードスイッチを「運転」位置に切替える。
- (7) タービン発電機初期負荷に必要な主蒸気流量が得られるまで原子炉出力が増加したら、タービン発電機を起動手し同期速度まで上昇させる。
- (8) タービン発電機を外部電源系統に並入し、タービンバイパス弁が閉じるまで、タービン発電機の出力を増加させる。
- (9) さらに制御棒操作シーケンスに従って制御棒を引抜き原子炉出力、タービン発電機出力を増加させ、タービン発電機出力が所内負荷以上になったら、所内電源を起動手変圧器側から所内変圧器側に切替える。

### 3.1.2 停止手順

所内電源の切替え（定格の約 20%出力状態）から冷温停止状態までの停止要領は以下のとおりである。

- (1) 所内電源を所内変圧器側から起動変圧器側に切替える。
- (2) 制御棒操作シーケンスに従って制御棒を挿入し、原子炉出力、タービン発電機出力を減少させる。
- (3) さらに制御棒操作シーケンスに従って制御棒を挿入し、タービン発電機出力が最小となった時点で、タービン発電機を外部電源系統より解列する。
- (4) タービン発電機を停止する。
- (5) 原子炉出力減少の過程で起動領域モニタの監視範囲に入ったら、原子炉モードスイッチを「起動」位置に切替える。
- (6) 引続き制御棒操作シーケンスに従って制御棒を挿入し、全制御棒を全挿入状態にする。全挿入となったら原子炉モードスイッチを「燃料取替」又は「停止」位置に切替える。
- (7) タービンバイパス弁を使用し、原子炉圧力の減少及び発電用原子炉の冷却を開始する。
- (8) 発電用原子炉の圧力減少に伴い下記の操作を実施する。
  - a. 電動機駆動原子炉給水ポンプを停止する。
  - b. 蒸気式空気抽出器から起動停止用蒸気式空気抽出器に切替える。
  - c. タービングランドシールに用いるグランド蒸気発生器の加熱蒸気源を主蒸気側から所内蒸気系蒸気に切替える。
- (9) 引き続き原子炉圧力の減少及び発電用原子炉の冷却を行い、原子炉圧力が低下したらタービンバイパス弁を閉じ残留熱除去系を停止時冷却モードで運転し、発電用原子炉を冷温停止状態に移行させる。

### 3.2 発電用原子炉の負荷急変時の出力制御

発電機が定格出力の 40%以上で運転中、例えば系統事故などにより発電機負荷遮断が生じると、出力負荷アンバランス検出回路からの信号によって蒸気加減弁が急速に閉鎖し、発電用原子炉はスクラムする。

また、タービンバイパス弁が急開するとともに、原子炉圧力上昇に伴い主蒸気逃がし安全弁が開き、蒸気をそれぞれ復水器及びサプレッションプールの中に出し、主蒸気圧力の調整を行う。

### 3.3 発電用原子炉の緊急停止

保護装置は、異常状態又は故障が生じた場合に、発電用原子炉、蒸気タービン及びタービン発電機を緊急停止する。また、必要に応じて運転員の判断によって発電用原子炉、蒸気タービン及びタービン発電機を緊急停止させることも可能である。

なお、原子炉保護系、タービン保護装置又は発電機保護装置が作動した場合、「図 3.3-1 プ

ラントインターロック」に示すように発電所の緊急停止を行う。

### 3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等

プラントの運転状況に応じた制御方式による制御設備である、制御棒の挿入位置を調節することによって反応度を制御する制御棒駆動制御系、原子炉再循環流量を調整することによって反応度を制御する原子炉再循環流量制御系、蒸気タービンの速度を制御するタービン制御系、原子炉水位を一定に保持するよう制御する原子炉給水制御系、発電用原子炉の停止等を制御する安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の作動設備について以下に示す。

#### 3.4.1 原子炉出力制御

##### 3.4.1.1 制御棒駆動制御系

制御棒位置の調整は、中央制御室から手動遠隔操作で行われる。すなわち、制御スイッチで制御棒駆動系の弁類を操作することによって行われ、通常の操作過程では制御スイッチの1回の操作ごとに、制御棒は1ノッチずつ動くようになっている。また、制御棒価値ミニマイザの許可範囲で専用スイッチにて連続引抜き・挿入が可能になるようになっている。

操作すべき制御棒は、選択スイッチで選択され、制御棒は同時に1本しか動かさないようなインターロックを有している。

なお、制御棒は次のような場合には制御棒引抜きが阻止される。

- (1) 原子炉モードスイッチ「停止」の位置にあるとき。
- (2) 原子炉モードスイッチ「燃料取替」の位置にある場合で、燃料交換機位置が原子炉上部にあり、荷重状態のとき。
- (3) 原子炉モードスイッチ「燃料取替」の位置にある場合で、引抜かれている制御棒本数が1本のとき。
- (4) 原子炉モードスイッチ「燃料取替」の位置にある場合で、スクラム排出容器水位高によるスクラム信号がバイパスされているとき。
- (5) スクラム排出容器水位高による制御棒引抜き阻止信号のあるとき。
- (6) 原子炉モードスイッチ「起動」の位置にある場合で、起動領域モニタの指示低、指示高、原子炉周期（ペリオド）短又は動作不能のとき。
- (7) 原子炉モードスイッチ「運転」の位置にある場合で、出力領域モニタの中性子束指示低又は動作不能のとき。
- (8) 出力領域モニタの指示高のとき。（ただし、ブロックは、任意の出力運転状態からの制御棒の引抜きによって、MCPR（最小限界出力比）が過渡時の限界値以下に低下することを防止するために設けられており、設定点は原子炉再循環流量の変化に対して自動的に変わるようになっている。）

(9) 制御棒価値ミニマイザによるブロック信号のあるとき。

また、原子炉再循環ポンプが1台以上トリップし、発電用原子炉が低炉心流量高出力領域（炉心流量45%相当以下、原子炉出力35%以上）に至った場合、自動的に選択制御棒をアキュムレータによる蓄圧駆動で挿入するインターロックを有している。この選択制御棒は、自然循環状態で原子炉出力約35%になるように選択されている。

#### 3.4.1.2 原子炉再循環流量制御系

原子炉再循環流量制御は、手動操作又は自動による原子炉再循環ポンプの速度調整によって行われるが、所要のポンプ速度は静止形原子炉再循環ポンプ電源装置を通し、原子炉再循環ポンプ駆動電動機の電源周波数及び電圧を変化させることにより調整される。また、原子炉高出力運転時（原子炉出力30%以上）におけるタービントリップ又は発電機負荷遮断時には、主蒸気止め弁閉又は蒸気加減弁急速閉の信号により原子炉再循環ポンプ2台を同時トリップし、タービントリップ又は発電機負荷遮断直後の原子炉出力の上昇を抑制する。

#### 3.4.2 プロセス制御

##### 3.4.2.1 タービン制御系

通常の出力行運転中において、原子炉圧力を一定に自動制御する系統であり、蒸気加減弁とタービンバイパス弁によって手動操作又は自動により制御する。

例えば、原子炉出力が上昇すると原子炉圧力がそれに伴って上昇する。この圧力上昇は、圧力検出器により、電気信号に変換されタービン電気油圧式制御装置の一部である圧力制御機能の出力信号増加となり、蒸気加減弁のサーボ弁に伝達され、この弁開度を調整し原子炉圧力を一定にするようタービン発電機出力を増加させる。したがって、通常運転時には、タービン発電機出力は原子炉出力に従属して制御されている。

##### 3.4.2.2 原子炉給水制御系

原子炉出力に応じ、可変速のタービン駆動原子炉給水ポンプの速度又は、給水調節弁の開度を手動操作又は自動により、原子炉水位を一定に保持するように制御される。

原子炉給水制御系が自動の場合、タービン駆動原子炉給水ポンプあるいは給水調節弁は、三要素（原子炉水位、主蒸気流量、給水流量）あるいは単要素（原子炉水位）の制御が行われる。

例えば、原子炉出力が上昇すると主蒸気流量が増大し原子炉水位が低下する。この水位低下を水位検出器により検出し、原子炉水位低下分に相当する水位制御器の出力を増加させ、この信号は、タービン駆動原子炉給水ポンプ制御装置又は給水調節弁制御装置に伝達され、タービン駆動原子炉給水ポンプの回転数の増大又は給水調節弁の

開度増大となり給水流量が増大し水位を一定に保持する。また、三要素制御の場合には原子炉出力の上昇による主蒸気流量の増大を流量検出器により検出し、主蒸気流量の増大に伴う給水流量との偏差を水位低下分として水位信号に加えることにより、給水流量の制御を行う。

### 3.4.3 安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の作動設備

発電用原子炉の異常状態を検知した場合に発電用原子炉を停止させ、必要に応じて非常用炉心冷却設備を作動させることにより燃料要素の許容損傷限界を超える等のことがない設計とする原子炉保護系及び工学的安全施設等の作動設備、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させる ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び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を減圧する代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）並びに ATWS が発生した場合において、自動減圧系又は代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が動作すると、高圧炉心スプレイ系からの注水に加え、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇につながることを防止するため、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）について以下に示す。

#### (1) 原子炉保護系

原子炉保護系は、発電用原子炉の安全性を損なうおそれのある運転時の異常な過渡変化あるいは設計基準事故が発生した場合又は発生が予想される場合に、それを抑制あるいは防止するため、異常を検知し発電用原子炉をスクラムさせる。

原子炉保護系は、基本的に二重の「1 out of 2」方式のトリップチャンネルとし、チャンネル相互間を分離した構成とする。

チャンネル相互間の分離は、ケーブル等を適切な隔離距離をとって分離配置、障壁の設置、電氣的に分離することによって独立性を確保する。

原子炉保護系は、2チャンネルで構成され各チャンネルには、1つの測定変数に対して少なくとも2つ以上の独立したトリップ接点があり、いずれかの接点の動作でそのチャンネルがトリップし、両チャンネルの同時のトリップに対して、原子炉がスクラムされるようになっている。

原子炉スクラム信号一覧表を「表 3.4.3-1 原子炉スクラム信号一覧表」に示すととも



に、安全評価の条件である応答時間及びその内訳を「表 3.4.3-2 解析に使用する原子炉スクラム信号の応答時間」に示す。

(2) 工学的安全施設作動回路

工学的安全施設作動回路は、原子炉冷却材喪失あるいは主蒸気管破断等に際して、事故の拡大の防止及び環境への放射性物質の放出を抑制するため、異常を検知し工学的安全施設を作動させる。

工学的安全施設として、原子炉格納容器隔離弁、主蒸気隔離弁、非常用ガス処理系、高压炉心スプレイ系、低压炉心スプレイ系、低压注水系、自動減圧系、格納容器スプレイ冷却系の機器を作動させる回路を設ける。

工学的安全施設起動信号一覧表を「表3.4.3-3 工学的安全施設の起動信号一覧表」、安全評価の条件である応答時間及びその内訳を「表3.4.3-4 解析に使用する工学的安全施設の起動信号の応答時間」に示す。

(3) ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、ATWS が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させるため、ATWS 緩和設備用として原子炉保護系とは独立した原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 2）の信号により、全制御棒を全挿入させる。あるいは、操作スイッチを手動で操作することで作動させる。

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の起動信号を「表 3.4.3-5 工学的安全施設等（ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能））の起動信号一覧表」に示す。

(4) ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、ATWS が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉再循環ポンプを自動停止させ原子炉再循環流量の低下により原子炉出力を抑制するため、ATWS 緩和設備用として原子炉保護系とは独立した原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 2）の信号により、原子炉再循環ポンプをトリップさせる。あるいは、操作スイッチを手動で操作することで代替原子炉再循環ポンプトリップ遮断器を開放させ、原子炉再循環ポンプを停止させる。

ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の起動信号を「表 3.4.3-6 工学的安全施設等（ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能））の起動信号一覧表」に示す。

(5) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合におい

でも炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）6 個のうち 2 個を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させる。代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、自動減圧系が不動作時に期待される機能であるため、自動減圧系本来の安全機能と干渉しないよう、自動減圧系の減圧信号より遅く動作する必要があることから、信号発信後に自動減圧系起動信号が成立する 120 秒（タイマ動作時間のバラツキ及びセット誤差を考慮し、セット値は  秒）に起動阻止の判断操作の時間的余裕を考慮し、10 分の時間遅れを設ける。

ただし、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）が作動した場合には、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の起動信号は発信されない。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の起動信号を「表 3.4.3-7 工学的安全施設等（代替自動減圧回路（代替自動減圧機能））の起動信号一覧表」に示す。

(6) ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、ATWS が発生した場合において、自動減圧系又は代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が動作すると、高圧炉心スプレイ系からの注水に加え、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇につながるため、原子炉水位低（レベル 2）及び中性子束高の同時信号により、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の起動を阻止する。あるいは、操作スイッチを手動で操作することで自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の起動を阻止させる。

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の起動信号を「表 3.4.3-8 工学的安全施設等（ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能））の起動信号一覧表」に示す。

### 3.4.4 その他の保護装置

(1) タービン保護装置

タービン保護装置は、タービン設備が異常な状態へ接近することを検知して、非常調速機又はマスタートリップ電磁弁により非常トリップ油をドレンし、主蒸気止め弁、中間止め弁、蒸気加減弁及びインタセプト弁を閉鎖することによりタービンをトリップさせる。

タービントリップ信号一覧表を「表 3.4.4-1 タービントリップ信号一覧表」に示す。

なお、原子炉起因のタービントリップ信号として、原子炉水位高（レベル 8）信号により、タービンをトリップする。

(2) 発電機保護装置

発電機保護装置は、発電機設備が異常な状態へ接近するのを検知して、発電機ロックアウトリレー 86G1 又は 86G2 により発電機用遮断器及び界磁遮断器を開くことにより、発電機を系統より自動遮断させる。

発電機トリップ信号一覧表を「表 3.4.4-2 発電機トリップ信号一覧表」に示す。

表3.4.3-1 原子炉スクラム信号一覧表 (1/2)

原子炉非常停止 信号の種類	検出器及び起動信号				原子炉非常停止信号 を発信させない条件
	検出器の 種類	個数	原子炉非常停止 に要する信号の 個数	設定値	
原子炉圧力高	原子炉圧力 検出器	4	2 <sup>*1</sup>	7.22MPa 以下	—
原子炉水位低 (レベル 3)	原子炉水位 検出器	4	2 <sup>*1</sup>	原子炉圧力容器 零レベル <sup>*2</sup> より 1344cm 以上	—
ドライウエル 圧力高	ドライウエル 圧力検出器	4	2 <sup>*1</sup>	13.7kPa 以下	—
中性子束高	出力領域 中性子束 検出器	6 <sup>*3</sup>	2 <sup>*4</sup>	原子炉モードスイ ッチ「運転」位置 で定格出力の 120%以下	—
				原子炉モードスイ ッチ「運転」位置 以外で定格出力の 15%以下	
				自動可変設定 (図 3.4.3-1 参照)	
原子炉周期 (ペリオド) 短	起動領域 中性子束 検出器	8	2 <sup>*5</sup>	10 秒以上	原子炉モードスイ ッチ「運転」位置
スクラム排出 容器水位高	スクラム 排出容器 レベル スイッチ	4	2 <sup>*6</sup>	68.5ℓ/個に相当 するレベル (合計 137ℓ)	原子炉モードスイ ッチ「燃料取替」又は 「停止」位置, かつ スクラム排出容器水 位高バイパススイ ッチ「バイパス」位置
	スクラム 排出容器 水位検出器	4			



表3.4.3-1 原子炉スクラム信号一覧表 (2/2)

原子炉非常停止信号の種類	検出器及び起動信号				原子炉非常停止信号を 発信させない条件
	検出器の 種類	個数	原子炉非常停止 に要する信号の 個数	設定値	
核計装装置 動作不能	出力領域 中性子束 検出器	6 <sup>*3</sup>	2 <sup>*4</sup>	—	—
	起動領域 中性子束 検出器	8	2 <sup>*5</sup>	—	原子炉モードスイッチ 「運転」位置
主蒸気管 放射能高	主蒸気管 放射能 検出器	4	2 <sup>*1</sup>	通常運転時の放 射能の10倍以下	—
主蒸気隔離弁 閉	主蒸気隔離弁 位置検出器	16	4 <sup>*7</sup>	開度90%以上	原子炉圧力4.14MPa以下, かつ原子炉モード スイッチ「運転」位置 以外
主蒸気止め弁 閉	主蒸気止め弁 位置検出器	8	4 <sup>*8</sup>	開度90%以上	原子炉出力30%以下
蒸気加減弁急速 閉	蒸気加減弁 制御油圧 検出器	4	2 <sup>*6</sup>	4.12MPa以上	原子炉出力30%以下
	蒸気加減弁 位置検出器	4		急速作動 電磁弁 励磁位置	
原子炉モード スイッチ 「停止」	原子炉モード スイッチ	1	1	—	—
手動	手動スイッチ	2	2	—	—
地震加速度大	地震加速度 検出器	4	2 <sup>*9</sup>	水平方向 (O.P. -8.10m) 200Gal以下	—
		4		水平方向 (O.P. 6.00m) 400Gal以下	—
		4		鉛直方向 (O.P. -8.10m) 100Gal以下	—

- 注記\*1：スクラム回路は、2個の検出器からなるA、B2系統のチャンネルで構成され、A、B各々に属する最低1個の検出器が同時に動作すれば、発電用原子炉はスクラムされる。
- \*2：原子炉压力容器零レベルは、セパレータスカート下端より1278cm下。
- \*3：個数は平均出力領域モニタのチャンネル数を示す。
- \*4：スクラム回路は、3個の検出器からなるA、B2系統のチャンネルで構成され、A、B各々に属する最低1個の検出器が同時に動作すれば、発電用原子炉はスクラムされる。
- \*5：スクラム回路は、4個の検出器からなるA、B2系統のチャンネルで構成され、A、B各々に属する最低1個の検出器が同時に動作すれば、発電用原子炉はスクラムされる。
- \*6：スクラム回路は、各検出器2個ずつからなるA、B2系統のチャンネルで構成され、A、B各々に属する最低1個の検出器が同時に動作すれば、発電用原子炉はスクラムされる。
- \*7：スクラム回路は、8個の検出器からなるA、B2系統のチャンネルで構成され、A、B各々に属する最低2個の検出器が同時に動作すれば、発電用原子炉はスクラムされる。
- \*8：スクラム回路は、4個の検出器からなるA、B2系統のチャンネルで構成され、A、B各々に属する最低2個の検出器が同時に動作すれば、発電用原子炉はスクラムされる。
- \*9：スクラム回路は、水平方向4個、鉛直方向2個の検出器からなるA、B2系統のチャンネルで構成され、A、B各々に属する最低1個の検出器が同時に動作すれば、発電用原子炉はスクラムされる。

表 3.4.3-2 解析に使用する原子炉スクラム信号の応答時間

原子炉非常停止信号	応答時間 (秒)				
	T1*1	T2*2	合計 (T1+T2) *3	T3*4	合計 (T1+T2+T3)
原子炉圧力高			0.55	1.62	2.17
原子炉水位低			1.05	1.62	2.67
中性子束高			0.09	1.62	1.71
原子炉周期 (ペリオド) 短			0.20	1.62	1.82
主蒸気隔離弁閉			0.06	1.62	1.68
主蒸気止め弁閉			0.06	1.62	1.68
蒸気加減弁急速閉			0.08	1.62	1.70

注記\*1：プロセス量が設定値に達してから検出器が検知し、アナログ回路の信号がスクラム論理回路に発信されるまでの検出遅れ時間

\*2：スクラム論理回路及び原子炉スクラム用電磁接触器での信号処理遅れ時間

\*3：設置許可添付資料十「運転時の異常な過渡変化の解析」における解析条件

\*4：原子炉スクラム用電磁接触器の動作から制御棒が全ストロークの75%に至るまでの時間

表 3.4.3-3 工学的安全施設の起動信号一覧表 (1/3)

工学的安全施設等の起動信号の種類		検出器及び起動信号				工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件
		検出器の種類	個数	工学的安全施設等の起動に要する信号の個数	設定値	
主蒸気隔離弁	原子炉水位低 (レベル2)	原子炉水位 検出器	4	2 <sup>*1</sup>	原子炉圧力容 器零レベル <sup>*2</sup> よ り 1216cm 以上	—
	主蒸気管 圧力低	主蒸気管 圧力検出器	4	2 <sup>*1</sup>	5.86MPa 以上	原子炉モードスイ ッチ「運転」位置以外
	主蒸気管 放射能高	主蒸気管 放射能 検出器	4	2 <sup>*1</sup>	通常運転時の 放射能の10倍 以下	—
	主蒸気管 トンネル 温度高	主蒸気管 トンネル 温度検出器	44	2 <sup>*3</sup>	通常運転最高 温度の1.5倍 以下	—
	主蒸気管 流量大	主蒸気管 流量検出器	16	2 <sup>*4</sup>	定格流量の 140%以下	—
	復水器 真空度低	復水器 真空度 検出器	4	2 <sup>*1</sup>	-28.8kPa 以下	主蒸気止め弁開度 90%以下, かつ原子 炉圧力4.14MPa 以 下, かつ復水器真空 度低バイパススイ ッチ「バイパス」位置 かつ原子炉モードス イッチ「運転」位置 以外

表 3.4.3-3 工学的安全施設の起動信号一覧表 (2/3)

工学的安全施設等の 起動信号の種類		検出器及び起動信号				工学的安全施設等 の起動信号を発信 させない条件	
		検出器の 種類	個数	工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	設定値		
その他の原子炉格納容器隔離弁	*5 (1)	ドライウエル 圧力高	ドライウエル 圧力検出器	4	2*6	13.7kPa 以下	—
		原子炉水位低 (レベル3)	原子炉水位 検出器	4		原子炉圧力容器 零レベル*2より 1344cm 以上	—
	*7 (2)	原子炉水位低 (レベル3)	原子炉水位 検出器	4	2*8	原子炉圧力容器 零レベル*2より 1344cm 以上	—
		原子炉水位低 (レベル2)	原子炉水位 検出器	4		原子炉圧力容器 零レベル*2より 1216cm 以上	—
非常用ガス処理系		原子炉建屋 原子炉棟 放射能高	原子炉建屋 原子炉棟 放射能 検出器	8	2*10	通常運転時の 放射能の 10 倍以下	—
		ドライウエル 圧力高	ドライウエル 圧力検出器	4	2*11	13.7kPa 以下	—
		原子炉水位低 (レベル3)	原子炉水位 検出器	4		原子炉圧力容器 零レベル*2より 1344cm 以上	—
高圧炉心スプレイ系		ドライウエル 圧力高	ドライウエル 圧力検出器	4	2*12	13.7kPa 以下	—
		原子炉水位低 (レベル2)	原子炉水位 検出器	4	2*12	原子炉圧力容器 零レベル*2より 1216cm 以上	—

表 3.4.3-3 工学的安全施設の起動信号一覧表 (3/3)

工学的安全施設等の 起動信号の種類		検出器及び起動信号				工学的安全施設等 の起動信号を発信 させない条件	
		検出器の 種類	個数	工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	設定値		
低圧炉心スプレ イ系	ドライウエル 圧力高	ドライウエル 圧力検出器	2	2*13	13.7kPa 以下	—	
	原子炉水位低 (レベル1)	原子炉水位 検出器	2		原子炉圧力容 器零レベル*2 より 947cm 以上	—	
残留熱除去系	低圧注水系	ドライウエル 圧力高	ドライウエル 圧力検出器	4	2*14	13.7kPa 以下	—
		原子炉水位低 (レベル1)	原子炉水位 検出器	4		原子炉圧力容 器零レベル*2 より 947cm 以上	—
	格納容器スプレ イ冷却系	手動	—	—	—	—	
自動減圧系	原子炉水位低 (レベル1) とドライウエ ル圧力高の同 時信号	ドライウエル 圧力検出器	4	2*15	13.7kPa 以下	ATWS 緩和設備 (自 動減圧系作動阻止 機能) が作動した 場合	
		原子炉水位 検出器	4	2*16	原子炉圧力容 器零レベル*2 より 947cm 以上		

注記\*1: 主蒸気隔離弁の作動回路は、2 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され、A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば、主蒸気隔離弁は閉となる。

\*2: 原子炉圧力容器零レベルは、セパレータスカート下端より 1278cm 下。

\*3: 主蒸気隔離弁の作動回路は、22 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され、A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば、主蒸気隔離弁は閉となる。

\*4: 主蒸気隔離弁の作動回路は、8 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され、A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば、主蒸気隔離弁は閉となる。

- \*5: 本信号により、原子炉系、残留熱除去系、原子炉格納容器調気系、格納容器内雰囲気モニタ系、原子炉核計装系、非常用ガス処理系、可燃性ガス濃度制御系、放射線ドレン移送系に属する格納容器隔離弁が作動する。
- \*6: 内側及び外側隔離弁の各作動回路は、各検出器1個ずつからなるA、B2系統のチャンネルで構成され、A、B各々に属する最低1個の検出器が同時に動作すれば、隔離弁は閉となる。
- \*7: 本信号により、残留熱除去系に属する格納容器隔離弁が作動する。
- \*8: 内側及び外側隔離弁の各作動回路は、検出器1個からなるA、B2系統のチャンネルで構成され、A、B各々に属する1個の検出器が同時に動作すれば、隔離弁は閉となる。
- \*9: 本信号により、原子炉冷却材浄化系、計装用圧縮空気系に属する格納容器隔離弁が作動する。
- \*10: 非常用ガス処理系A、Bの各作動回路は、燃料取替エリア放射線モニタ及び原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタそれぞれ1個ずつの検出器からなるA、B2系統のチャンネルで構成され、A、B各々に属する最低1個の検出器が同時に動作すれば、非常用ガス処理系起動となる。
- \*11: 非常用ガス処理系A、Bの各作動回路は、各検出器1個ずつからなるA、B2系統のチャンネルで構成され、A、B各々に属する最低1個の検出器が同時に動作すれば、非常用ガス処理系起動となる。
- \*12: 高圧炉心スプレイ系の作動回路は、4個の検出器からなる並列の論理和回路で構成され、最低2個の検出器が同時に動作すれば、高圧炉心スプレイ系起動となる。
- \*13: 低圧炉心スプレイ系の作動回路は、各検出器2個ずつの計4個の検出器からなる並列の論理和回路で構成され、最低2個の検出器が同時に動作すれば、低圧炉心スプレイ系起動となる。
- \*14: 残留熱除去系低圧注水モードの作動回路は、各検出器2個ずつからなるA、B2系統のチャンネルで構成され、同じチャンネルに属する最低2個の検出器が同時に動作すれば、1系統以上の残留熱除去系低圧注水モード起動となる。
- \*15: 自動減圧系の作動回路は、2個の検出器からなるA、B2系統のチャンネルで構成され、同じチャンネルに属する2個の検出器及び「原子炉水位低（レベル1）」が同時に動作すれば、自動減圧系起動となる。
- \*16: 自動減圧系の作動回路は、2個の検出器からなるA、B2系統のチャンネルで構成され、同じチャンネルに属する2個の検出器及び「ドライウェル圧力高」が同時に動作すれば、自動減圧系起動となる。

表 3.4.3-4 解析に使用する工学的安全施設の起動信号の応答時間

工学的安全施設の起動信号		応答時間 (秒)		
		T1' *1	T2' *2	合計 (T1' + T2' ) *3
主蒸気隔離弁	主蒸気管流量大			0.50
	主蒸気管放射能高			0.50

注記\*1：プロセス量が設定値に達してから検出器が検知し、アナログ回路の信号がロジック回路に発信されるまでの検出遅れ時間

\*2：ロジック回路部での信号処理遅れ時間

\*3：設置許可添付資料十「事故解析」における解析条件



表 3.4.3-5 工学的安全施設等（ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能））の起動信号一覧表

工学的安全施設等の起動信号の種類		検出器及び起動信号				工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件
		検出器の種類	個数	工学的安全施設等の起動に要する信号の個数	設定値	
A T W S 緩和設備 （代替制御棒挿入機能）	原子炉圧力高	原子炉圧力検出器	4	2*1	7.35MPa 以下	—
	原子炉水位低 （レベル2）	原子炉水位検出器	4		原子炉圧力容器零レベル*2 より 1216cm 以上	

注記\*1：ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動回路は、各検出器2個ずつからなる A, B2 系統のチャンネルで構成され、A, B 各々に属する最低2個の検出器が同時に動作すれば、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）作動となる。

\*2：原子炉圧力容器零レベルは、セパレータスカート下端より 1278cm 下。

表 3.4.3-6 工学的安全施設等 (ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) の起動信号一覧表

工学的安全施設等の 起動信号の種類	検出器及び起動信号				工学的安全施設等の 起動信号を発信 させない条件
	検出器の 種類	個 数	工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	設 定 値	
A T W S 緩 和 設 備 (代 替 原 子 炉 再 循 環 ポ ン プ ト リ ッ プ 機 能)	原子炉圧力高	原子炉圧力 検出器	4	2*1	7.35MPa 以下
	原子炉水位低 (レベル 2)	原子炉水位 検出器	4		原子炉圧力容 器零レベル*2 より 1216cm 以上

注記\*1: ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) の作動回路は、各検出器 2 個ずつからなる A, B2 系統のチャンネルで構成され、A, B 各々に属する最低 2 個の検出器が同時に動作すれば、ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) 作動となる。

\*2: 原子炉圧力容器零レベルは、セパレータスカート下端より 1278cm 下。

表 3.4.3-7 工学的安全施設等（代替自動減圧回路（代替自動減圧機能））の起動信号一覧表

工学的安全施設等の 起動信号の種類	検出器及び起動信号				工学的安全施設等の 起動信号を発信 させない条件	
	検出器 の種類	個 数	工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	設 定 値		
代替自動減圧回路 （代替自動減圧機能）	原子炉水位低 （レベル1）	原子炉水位 検出器	4	2*1	原子炉圧力容 器零レベル*2 より 947cm 以上	ATWS 緩和設備（自 動減圧系作動阻止 機能）が作動した 場合

注記\*1：代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動回路は、2個の検出器からなる A、B2 系統のチャンネルで構成され、同じチャンネルに属する2個の検出器が同時に動作すれば、1系統以上の代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）作動となる。

\*2：原子炉圧力容器零レベルは、セパレータスカート下端より 1278cm 下。

表 3.4.3-8 工学的安全施設等（ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能））の起動信号一覧表

工学的安全施設等の 起動信号の種類		検出器及び起動信号				工学的安全施設等の 起動信号を発信 させない条件
		検出器の 種類	個 数	工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	設 定 値	
A T W S 緩 和 設 備 （ 自 動 減 圧 系 作 動 阻 止 機 能 ）	原子炉水位低 （レベル2） と中性子束高 の同時信号	原子炉水位 検出器	6	4*1	原子炉圧力容 器零レベル*2 より 1216cm 以上	—
		出力領域 中性子束 検出器	6*3	4*4	10%*5 以下	

注記\*1：ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の作動回路は、3 個の検出器からなる A、B2 系統のチャンネルで構成され、A、B 各々に属する最低 2 個の検出器及び「中性子束高」が同時に動作すれば、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）作動となる。

\*2：原子炉圧力容器零レベルは、セパレータスカート下端より 1278cm 下。

\*3：個数は平均出力領域モニタのチャンネル数を示す。

\*4：ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の作動回路は、3 個の検出器からなる A、B2 系統のチャンネルで構成され、A、B 各々に属する最低 2 個の検出器及び「原子炉水位低（レベル2）」が同時に動作すれば、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）作動となる。

\*5：定格出力時の値に対する比率で示す。

表 3.4.4-1 タービントリップ信号一覧表

タービントリップ信号	検出器
バックアップ過速度大	バックアップ過速度検出器
主復水器真空度低	主復水器圧力検出器
スラスト軸受摩耗	スラスト軸受摩耗検出装置
振動大	軸振動検出器
排気室温度高	排気室温度検出器
湿分分離加熱器水位高	湿分分離加熱器水位検出器
主油ポンプ出口圧力低	主油ポンプ出口圧力検出器
高圧制御油圧力低	高圧制御油圧力検出器
発電機トリップ	発電機ロックアウトリレー
原子炉水位高 (レベル 8)	原子炉水位検出器

表 3.4.4-2 発電機トリップ信号一覧表

発電機トリップ信号	検出器
発電機比率差動	発電機比率差動継電器
発電機・主変圧器比率差動	発電機・主変圧器比率差動継電器
発電機逆電力	発電機逆電力継電器
発電機地絡	発電機地絡継電器
発電機界磁喪失	発電機界磁喪失継電器
発電機過励磁	発電機過励磁継電器
発電機逆相電流	発電機逆相電流継電器
発電機脱調	発電機脱調継電器
励磁変圧器比率差動	励磁電源変圧器比率差動継電器
励磁変圧器過電流	励磁電源変圧器過電流継電器
タービントリップ	主蒸気止め弁全閉位置検出器 中間止め弁全閉位置検出器 インタセプト弁全閉位置検出器

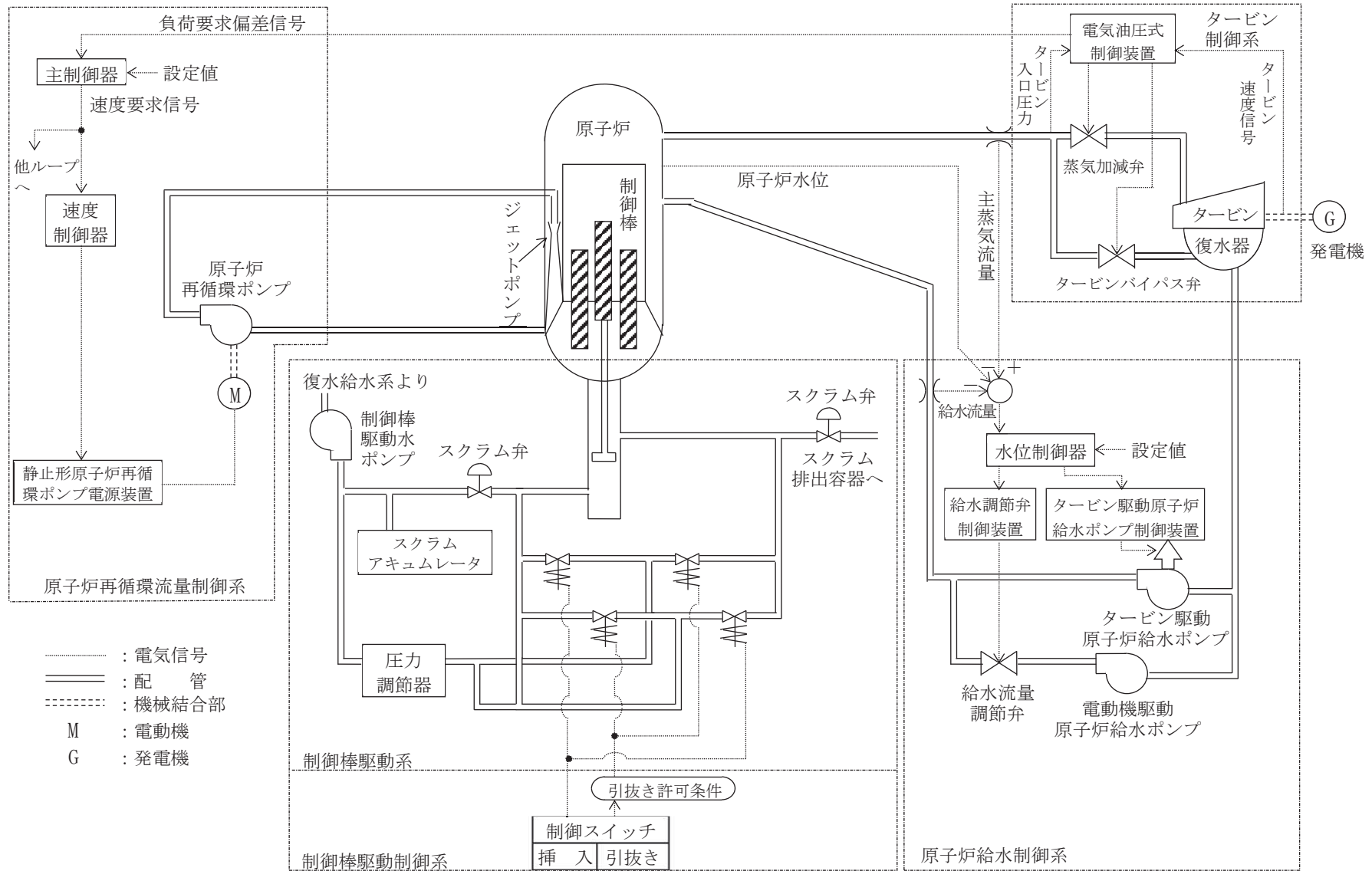
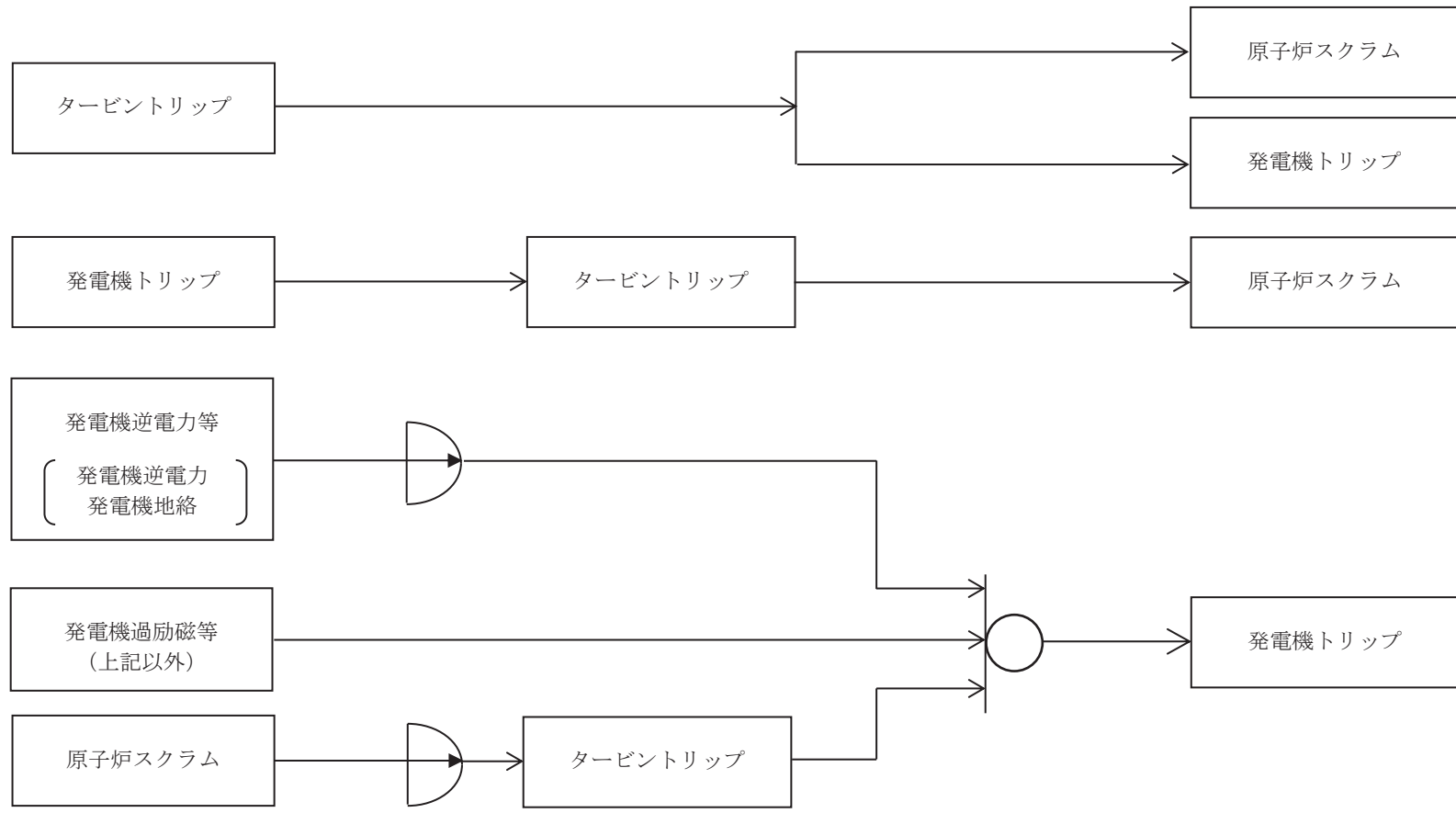


図 3-1 発電用原子炉の出力制御設備



記号説明



図 3.3-1 プラントインターロック



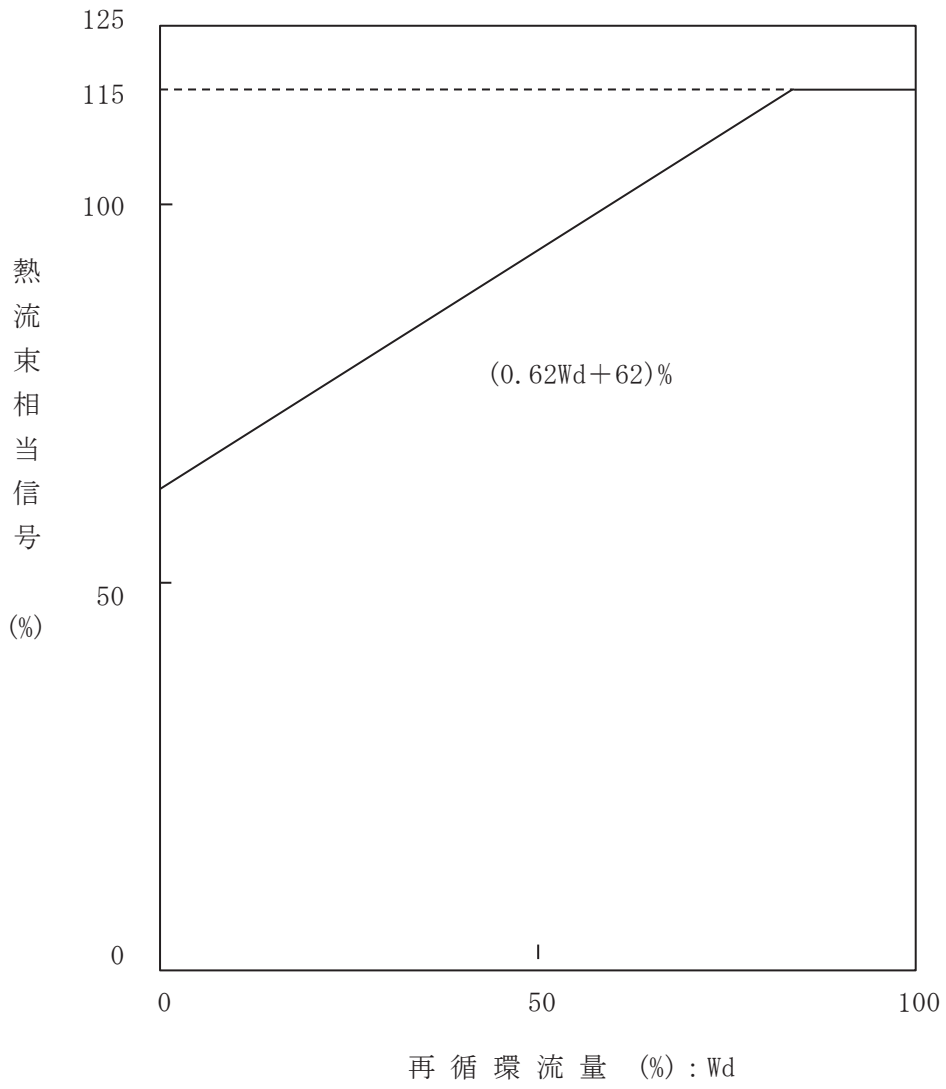


図 3.4.3-1 中性子束高—自動可変設定（熱流束相当）の原子炉非常停止信号の設定値

4. 中央制御室外原子炉停止装置

万が一中央制御室が使用不能の場合には、中央制御室外において原子炉保護系作動回路の電源を遮断すること等により発電用原子炉をスクラムさせる。

発電用原子炉を急速に停止した後、中央制御室外原子炉停止装置により発電用原子炉をスクラム後の高温状態からその後の低温状態に導く。

4.1 制御機能

発電用原子炉をスクラム後の高温状態から、その後の低温状態に導くため、原子炉冷却系統設備による残留熱除去、減圧、水位の保持を行うが、それらに必要な系統及び操作場所を表 4.1-1 に示す。

4.2 監視機能

発電用原子炉をスクラム後の高温状態から、その後の低温状態に導くために必要な計装及び指示場所を表 4.2-1 に示す。

表 4.1-1 中央制御室外原子炉停止装置系統一覧表

系 統	系統数	操 作 場 所	機 能
原子炉隔離時冷却系 主蒸気系逃がし安全弁 残留熱除去系	1 3 弁 1	中央制御室外原子炉停止装置盤	発電用原子炉をスクラム後の高温状態からその後の低温状態に導く
原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系	2 2	中央制御室外原子炉停止装置盤	補機冷却
所内非常用電源系	2	中央制御室外原子炉停止装置盤, 現場制御盤	外部電源喪失時の非常用電源確保

表 4.2-1 中央制御室外原子炉停止装置計装一覧表

計 装	指示場所	機 能
原子炉圧力指示計	中央制御室外原子炉停止装置盤	発電用原子炉をスクラム後の高温状態から、その後の低温状態に導く場合の主要変数の監視
原子炉水位指示計		
サブプレッションプール水位指示計		
サブプレッションプール温度指示計		
ドライウエル圧力指示計		
ドライウエル温度指示計		
原子炉隔離時冷却系流量指示調節計		
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン速度指示計		
残留熱除去系流量指示計		
残留熱除去系熱交換器入口温度指示計		
復水貯蔵タンク水位指示計		
6.9kV 6-2C 非常用母線電圧計		
6.9kV 6-2D 非常用母線電圧計		

#### VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書

## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 中央制御室制御盤等	1
2.2 外部状況把握	1
2.3 居住性の確保	2
2.4 通信連絡	2
3. 中央制御室の機能に係る詳細設計	3
3.1 中央制御室制御盤等	3
3.1.1 中央制御室制御盤の構成	3
3.1.2 誤操作防止	3
3.1.3 試験及び検査	4
3.1.4 信頼性	4
3.2 外部状況把握	4
3.2.1 監視カメラ	4
3.2.2 気象観測設備等	5
3.2.3 公的機関からの気象情報入手	5
3.3 居住性の確保	5
3.3.1 換気設備	5
3.3.2 生体遮蔽装置	7
3.3.3 照明	7
3.3.4 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	7
3.3.5 チェンジングエリア	8
3.3.6 データ表示装置（待避所）	8
3.3.7 衛星電話設備（固定型）及び無線連絡設備（固定型）	8
3.4 通信連絡	8

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第 38 条及び第 74 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「解釈」という。）」に関わる原子炉制御室（以下「中央制御室」という。）のうち、中央制御室の機能について説明するものである。併せて技術基準規則第 47 条第 4 項及び第 5 項、第 77 条及びそれらの解釈に関わる中央制御室の通信連絡設備について説明する。

なお、技術基準規則第 38 条及びその解釈に係る発電用原子炉施設の外部の状況を把握する機能及び中央制御室に施設する酸素濃度計以外は要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、中央制御室の機能のうち、中央制御室制御盤等に関する機能、外部状況把握に関する機能、居住性を確保する機能及び通信連絡に関する機能について説明する。

## 2. 基本方針

### 2.1 中央制御室制御盤等

中央制御室制御盤は、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する機能、非常用炉心冷却設備等非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する機能、発電用原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要な機器の動作状態を表示する機能、主要計測装置の計測結果を表示する機能及びその他の発電用原子炉を安全に運転するために必要な機能を有し、当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失又は全交流動力電源喪失並びに中央制御室外の火災等により発生した燃焼ガスや、ばい煙、有毒ガス、降下火砕物及び凍結による操作雰囲気悪化）を想定しても、誤操作することなく容易に運転操作することができる設計とする。

また、中央制御室の火災への防護としては、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないように火災の発生防止、火災の感知及び消火対策並びに火災の影響軽減対策を講じるとともに、内部溢水への防護としては、内部溢水により安全機能を損なわないために溢水源となる機器を設けない設計とする。

具体的な、火災に対する防護措置については、添付書類「VI-1-1-7 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」、内部溢水に対する防護措置については、添付書類「VI-1-1-8 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」に示す。

### 2.2 外部状況把握

中央制御室は、発電用原子炉施設に迫る津波等の自然現象を監視カメラの映像等により昼夜にわたり監視できる装置、気象観測設備（「第 1 号機設備、第 1, 2, 3 号機

共用」(以下同じ。))等及び公的機関から地震、津波、竜巻情報等入手することにより発電用原子炉施設の外部の状況を把握できる機能を有する設計とする。

なお、監視カメラのうち津波監視カメラは、地震荷重等を考慮し必要な強度を有する設計とするとともに、非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備から給電できる設計とする。

### 2.3 居住性の確保

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、中央制御室の気密性、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質並びに中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスや、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じる。

炉心の著しい損傷が発生した場合において運転員がとどまるために必要な設備である中央制御室換気空調系、中央制御室待避所加圧空気供給系、中央制御室しゃへい壁、中央制御室待避所遮蔽、差圧計(中央制御室待避所用)、可搬型の酸素濃度計(中央制御室用)及び二酸化炭素濃度計(中央制御室用)、並びに可搬型照明(SA)等により居住性を確保する。また、中央制御室の居住性を確保するために、原子炉建屋原子炉棟に設置された原子炉建屋ブローアウトパネルが開放した場合に、容易かつ確実に原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により閉止できる設計とするとともに、現場においても人力により閉止操作が可能な設計とする。

中央制御室への汚染の持込みを防止するための身体の汚染検査、作業服の着替え等を行うための区画(以下「チェンジングエリア」という。)を設ける。

### 2.4 通信連絡

中央制御室の機能に関する通信連絡設備として、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常の際に、操作等の指示、連絡を行うことができる警報装置及び多様性を確保した通信連絡設備(発電所内)並びに重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うことができる通信連絡設備(発電所内)により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡ができる機能を有する設計とする。

また、設計基準事故その他の異常の際並びに重大事故等が発生した場合において、発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡を行うことができる通信連絡設備(発電所外)により、発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができる機能を有する設計とする。

### 3. 中央制御室の機能に係る詳細設計

#### 3.1 中央制御室制御盤等

##### 3.1.1 中央制御室制御盤の構成

中央制御室制御盤は、発電用原子炉及び主要な関連設備の監視操作を可能とした中央制御室主制御盤（原子炉冷却制御盤 ESS-I・III，原子炉冷却制御盤 ESS-II，原子炉補機制御盤，原子炉制御盤，所内補機制御盤，タービン・発電機制御盤，所内電源制御盤）及び中央制御室補助盤（放射線モニタ記録計盤，常用換気空調系盤，非常用換気空調系盤等）で構成する。

中央制御室主制御盤及び中央制御室補助盤は、プラントの起動／停止，トリップ等に関連する運転上重要な設備の監視操作，又は通常運転時において監視操作の頻度が高い設備についての監視及び操作ができる設計とする。

中央制御室補助盤は、放射線モニタの監視や、換気空調系（常用及び非常用）等の監視及び操作ができる設計とする。

主要な監視及び操作の対象を第 1-1 表に示す。

また、重大事故等対処設備の遠隔監視及び操作を行うための SA 制御盤として、重大事故時監視盤，HPAC\*<sup>1</sup> 制御盤，代替注水制御盤，DCLI\*<sup>2</sup> 制御盤，SFP\*<sup>3</sup> 監視盤，フィルタベント系制御盤，R/B 水素ベント・PAR\*<sup>4</sup> 温度監視盤，代替電源制御盤を中央制御室内に設置する。対象となる補機・弁などの制御を行うとともに、監視及び操作できる設計とする。

重大事故等時の主要な監視及び操作の対象（設計基準事故対処設備と兼用する中央制御室制御盤を含む。）を第 1-2 表に示す。

注記\*1：HPAC は高圧代替注水系（High Pressure Alternate Coolant system）

\*2：DCLI は直流駆動低圧注水系（Direct Current driven Low pressure Injection system）

\*3：SFP は使用済燃料プール（Spent Fuel Pool）

\*4：PAR は静的触媒式水素再結合装置（Passive Autocatalytic Recombiner）

##### 3.1.2 誤操作防止

中央制御室の環境条件\*<sup>1</sup>，中央制御室の配置及び作業空間に留意するとともに中央制御室の盤面機器（操作器，指示計，警報表示）をシステム毎にグループ化した配列及び色分けによる識別や操作器のコーディング（色，形状，大きさ等の視覚的要素での識別）等を行うことで，通常運転，運転時の異常な過渡変化，設計基準事故時及び重大事故等時において運転員の誤操作を防止するとともに容易に操作ができる設計とする。

また，地震による中央制御室制御盤及び SA 制御盤への誤接触を防止し，安全を確保できるよう，中央制御室主制御盤に手摺を設ける設計とするとともに緊急



時対策所との情報伝達に不備等が生じないように、必要な情報を運転員を介さずとも確認できる装置（安全パラメータ表示システム（SPDS））を緊急時対策所に設ける設計とする。

なお、中央制御室補助盤のうち、地下水位低下設備の監視制御盤は、VDU\*<sup>2</sup>を使用したタッチオペレーション方式とし、タッチ式を一貫（選択スイッチ及び補機の操作はダブルアクション方式）することにより、運転員の誤操作を防止するとともに容易に操作ができる設計とする。

現場盤の盤面機器も中央制御室制御盤及び SA 制御盤と同様に、システム毎にグループ化した配列及び色分けによる識別や操作器のコーディング等を行うことで、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止し、容易に操作ができる設計とするとともに、設計基準事故時に操作が必要な箇所は環境条件を想定し、操作環境及び照明の確保を行うことにより容易に操作することができる設計とする。

誤操作することなく適切に運転操作するための対策を第 2 表に示す。

注記\*1：通常運転時の環境条件，当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震，内部火災，内部溢水，外部電源喪失又は全交流動力電源喪失並びに燃焼ガスや，ばい煙，有毒ガス，降下火砕物及び凍結による操作雰囲気悪化）

\*2：VDU はビジュアルディスプレイユニット（Visual Display Unit）

### 3.1.3 試験及び検査

中央制御室制御盤，SA 制御盤及び現場盤は，中央制御室制御盤，SA 制御盤及び現場盤で監視又は操作を行う試験及び検査ができる設計とする。

### 3.1.4 信頼性

中央制御室制御盤，SA 制御盤及び現場盤に設置する警報機能は，一部の機能が故障した場合においても，その機能がすべて喪失しない設計とする。また，その機能が喪失したことを把握できる設計とするとともに，現場盤の警報は中央制御室に一括警報を発する設計とする。

## 3.2 外部状況把握

### 3.2.1 監視カメラ

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある自然現象や発電所構内の状況（海側，山側）等を監視するため，屋外に暗視機能等を持った自然現象監視カメ

ラ及び津波監視カメラを設置し、中央制御室にて遠隔操作することにより昼夜にわたり把握することができる設計とする。

津波監視カメラは耐震Sクラスの設備とし、地震、積雪、降下火砕物、降雨及び風の荷重を適切に考慮し必要な強度を有する設計とするとともに非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備から受電する設計とする。

自然現象監視カメラについて、想定する自然現象等に対して損傷した場合には、公的機関、気象観測設備又は取水ピット水位計等の代替設備及び措置（運転員による確認）により、原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある自然現象等を把握することが可能である。監視カメラ以外の設備等による把握手段を第3表に示す。

監視カメラで把握可能な自然現象等を第3表、監視カメラの仕様を第4-1表及び第4-2表、監視カメラの配置を第1図に示す。

具体的な監視カメラの強度及び給電の機能は、添付書類「VI-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」に示す。

### 3.2.2 気象観測設備等

発電所構内の状況の把握に有効なパラメータは、気象観測設備等で測定し中央制御室にて確認できる設計とする。

中央制御室で入手できる外部状況把握可能なパラメータ及び計測範囲を第5表に示す。

なお、その他重大事故等時の対応として、第2保管エリア及び第4保管エリアに保管している代替気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を測定し、その結果を記録することができる設計とする。

### 3.2.3 公的機関からの気象情報入手

中央制御室に電話、FAX等を設置し、公的機関からの地震、津波、竜巻情報等を入手できる設計とする。

## 3.3 居住性の確保

### 3.3.1 換気設備

中央制御室換気空調系は、設計基準事故及び重大事故等が発生した場合において、フィルタを通る事故時運転モードとし、運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とするとともに、運転操作に適した室温（21℃～26℃）に調整可能な設計とする。

中央制御室外の火災等により発生した燃焼ガスや、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対しても外気取入ダンパを閉止し、事故時運転モードに切り替えることにより、外部雰囲気から隔離できる設計とする。

また、事故時運転モードによる酸欠防止を考慮して外気取り入れの再開が可能な設計とするが、設計基準事故時 30 日間空気の取り込みを一時的に停止した場合においても、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない濃度を確保できるとともに、中央制御室の気密性及び中央制御室しゃへい壁の機能とあいまって、居住性に係る判断基準 100mSv を超えない設計とする。

さらに、重大事故等時 7 日間空気の取り込みを一時的に停止した場合においても、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない濃度を確保できるとともに、中央制御室の気密性及び中央制御室しゃへい壁、中央制御室待避所遮蔽の機能とあいまって、居住性に係る判断基準 100mSv を超えない設計とする。なお、原子炉格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時に、中央制御室待避所を中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）により正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避所に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とするとともに、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため非常用ガス処理系を設ける設計とする。中央制御室待避所と中央制御室との間の正圧化に必要な差圧が確保できていることを把握するため、差圧計（中央制御室待避所用）を使用する。原子炉建屋原子炉棟に設置された原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放した場合に容易かつ確実に原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により閉止できる設計とするとともに、現場においても人力により閉止操作が可能な設計とする。これらにより、中央制御室の居住性を確保する設計とする。

具体的な、換気設備の機能については、添付書類「VI-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書」に、また、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の機能・設計については、添付書類「VI-1-1-6-別添 4 ブローアウトパネル関連設備の設計方針」に示す。

中央制御室換気空調系は、地震、竜巻、風（台風）、積雪、落雷、外部火災及び降下火砕物の降下に伴い外部電源が喪失した場合に、非常用ディーゼル発電機が起動することにより電源が確保される設計とする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合においても必要な換気設備は、中央制御室換気空調系により確保できる設計とするとともに、非常用ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から給電できる設計とする。原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、全交流動力電源喪失時においても、ガスタービン発電機から給電できる設計とする。

具体的な、中央制御室換気空調系への給電の機能は、添付書類「VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」に示す。

### 3.3.2 生体遮蔽装置

中央制御室しゃへい壁は、設計基準事故が発生した場合においては事故後 30 日間とどまっても中央制御室の気密性及び中央制御室換気空調系の機能とあいまって、居住性に係る判断基準 100mSv を超えない設計とする。また、中央制御室しゃへい壁及び中央制御室待避所遮蔽は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室の気密性、中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）の機能とあいまって、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

具体的な、中央制御室の遮蔽設計、その他の適切な防護の妥当性評価は、添付書類「VI-4-2-1 中央制御室の生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」及び添付書類「VI-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書」に示す。

### 3.3.3 照明

操作に必要な照明は、地震、竜巻、風（台風）、積雪、落雷、外部火災及び降下火砕物の降下に伴い外部電源が喪失した場合に、非常用ディーゼル発電機が起動することにより照明用電源が確保されるとともに、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給がガスタービン発電機から開始される前までの間においても、中央制御室の直流照明兼非常用照明又は直流照明により、運転操作に必要な照明を確保できる設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても、必要な照明は可搬型照明（SA）により確保できる設計とするとともに、全交流動力電源喪失時においても、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から給電できる設計とする。

具体的な、中央制御室照明及び中央制御室用可搬型照明の機能、照明設備への給電の機能は、添付書類「VI-1-1-12 非常用照明に関する説明書」に示す。

### 3.3.4 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

設計基準事故時及び重大事故等時の対応として、中央制御室及び中央制御室待避所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を確認する乾電池を電源とした可搬型の酸素濃度計（中央制御室用）及び二酸化炭素濃度計（中央制御室用）は、活動に支障がない範囲にあることの測定が可能なものを、それぞれ 1 個を 1 セットとし、1 セット使用する。保有数は、設計基準事故時及び重大事故等時に必要な 2 セットに加えて故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として 1 セットを加えた合計 3 セットをバックアップも含めて保管する設計とする。また、酸素濃度計（中央制御室用）及び二酸化炭素濃度計（中央制御室用）は、付属のスイッチにより容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

可搬型の酸素濃度計（中央制御室用）及び二酸化炭素濃度計（中央制御室用）の仕様を第 6 表に示す。

具体的な中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価については、添付書類「VI-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書」に示す。

### 3.3.5 チェンジングエリア

炉心の著しい損傷が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下において、中央制御室への汚染の持込みを防止することができるよう身体の汚染検査、作業服の着替え等を行うための区画を設けることができる設計とする。

具体的な、チェンジングエリアの機能については、添付書類「VI-1-7-2 管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」に示す。

### 3.3.6 データ表示装置（待避所）

炉心の著しい損傷が発生した場合においても、中央制御室待避所に待避した運転員が、データ表示装置（待避所）により中央制御室待避所の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うことができる設計とする。データ表示装置（待避所）は、全交流動力電源喪失時においても、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。

### 3.3.7 衛星電話設備（固定型）及び無線連絡設備（固定型）

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために、衛星電話設備（固定型）及び無線連絡設備（固定型）により、中央制御室待避所に待避した運転員が、緊急時対策所と通信連絡できる設計とする。衛星電話設備（固定型）及び無線連絡設備（固定型）は、全交流動力電源喪失時においても、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。

具体的な通信連絡設備については、添付書類「VI-1-1-10 通信連絡設備に関する説明書」に示す。

## 3.4 通信連絡

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常の際に、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の人に操作、作業、退避の指示、事故対策のための集合等の連絡をサイレン及び音声により行う警報装置及び音声等により行う多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）により、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設計とする。重

大事故等が発生した場合において、衛星電話設備、無線連絡設備等の通信連絡設備（発電所内）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡ができる設計とする。

設計基準事故その他の異常の際並びに重大事故等が発生した場合において、発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡を行うことができる通信連絡設備（発電所外）により、発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができる設計とする。

具体的な通信連絡設備については、添付書類「VI-1-1-10 通信連絡設備に関する説明書」に示す。



第 1-1 表 通常運転，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の主要な監視及び操作の対象(1/2)

機能	監視及び操作の対象
反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備の操作機能	制御棒駆動系の手動操作，原子炉スクラムの手動操作
非常用炉心冷却設備等，非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備の操作機能	非常用炉心冷却系設備作動の手動操作，原子炉格納容器スプレイ冷却系作動の手動操作，主蒸気ライン隔離の手動操作，原子炉格納容器隔離の手動操作，冷温停止への移行の手動操作
発電用原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要な機器又は器具の動作状態表示機能	制御棒の動作状態，発電用原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要なポンプの動作状態，発電用原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要な弁の開閉状態
主要計測装置の計測結果表示機能	中性子束，制御棒位置，原子炉スクラム用電磁接触器の状態，原子炉圧力，原子炉水位（広帯域，燃料域），圧力抑制室水位，サプレッションプール水温度，復水貯蔵タンク水位，原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量，高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量，残留熱除去系ポンプ出口流量，低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量，ドライウェル圧力，格納容器内雰囲気水素濃度，格納容器内雰囲気酸素濃度，格納容器内雰囲気放射線モニタ，非常用ガス処理系流量，可燃性ガス濃度制御系流量等
発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが生じた場合，放射性物質の濃度若しくは線量当量率が著しく上昇した場合又は流体上の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じた場合に当該異常状態を警報表示する機能	原子炉水位（広帯域，燃料域）の低及び高警報，原子炉圧力の高警報，中性子束レベルの高警報，プロセスモニタリング設備の高警報，エリアモニタリング設備の高警報，ドレンサンプの水位警報，使用済燃料プール水位の低及び水温の高警報等
安全保護装置及びそれにより駆動又は制御される機器の状態表示機能	原子炉スクラム信号の各チャンネルの状態表示* <sup>1</sup> ，工学的安全施設作動信号の各チャンネルの状態表示* <sup>1</sup> ，原子炉スクラム信号により動作する機器の状態表示* <sup>2</sup> ，工学的安全施設作動信号により動作する機器の状態表示

注記\*1：バイパス状態を含む。

\*2：使用不能状態を含む。

第 1-1 表 通常運転，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の主要な監視及び操作の対象(2/2)

機能	監視及び操作の対象
発電用原子炉施設の外部の状況の把握機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等（風（台風），竜巻，降水，積雪，落雷，火山の影響，外部火災（森林火災，近隣工場等の火災を含む），船舶の衝突，地震及び津波）の影響や発電用原子炉施設の外部状況</li> <li>・ 津波，風（台風），竜巻，凍結，降水等による発電用原子炉施設内の状況の把握に有効なパラメータ（取水ピット水位，風向，風速，気温，降水量等）</li> <li>・ 公的機関からの地震，津波，竜巻，落雷等の気象情報</li> </ul>



第 1-2 表 重大事故等時の主要な監視及び操作の対象

機能	監視及び操作の対象
重大事故等対処設備の表示機能	原子炉圧力容器温度，原子炉圧力，原子炉圧力（SA），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA 広帯域），原子炉水位（SA 燃料域），高圧代替注水系ポンプ出口流量，残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量），残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量），直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量，代替循環冷却ポンプ出口流量，原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量，高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量，残留熱除去系ポンプ出口流量，低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量，原子炉格納容器代替スプレイ流量，原子炉格納容器下部注水流量，ドライウエル温度，圧力抑制室内空気温度，サプレッションプール水温度，原子炉格納容器下部温度，ドライウエル圧力，圧力抑制室圧力，圧力抑制室水位，原子炉格納容器下部水位，ドライウエル水位，格納容器内水素濃度（D/W），格納容器内水素濃度（S/C），格納容器内雰囲気水素濃度，格納容器内雰囲気酸素濃度，格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W），格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C），起動領域モニタ，出力領域モニタ，フィルタ装置水位（広帯域），フィルタ装置入口圧力（広帯域），フィルタ装置出口圧力（広帯域），フィルタ装置水温度，フィルタ装置出口放射線モニタ，フィルタ装置出口水素濃度，耐圧強化ベント系放射線モニタ，残留熱除去系熱交換器入口温度，残留熱除去系熱交換器出口温度，原子炉補機冷却水系系統流量，残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量，復水貯蔵タンク水位，高圧代替注水系ポンプ出口圧力，直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力，代替循環冷却ポンプ出口圧力，原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力，高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力，残留熱除去系ポンプ出口圧力，低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力，復水移送ポンプ出口圧力，原子炉建屋内水素濃度，静的触媒式水素再結合装置動作監視装置，格納容器内雰囲気酸素濃度，使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式），使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式），使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量），使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量），使用済燃料プール監視カメラ，GTG 発電機電力，GTG 発電機周波数等
重大事故等対処設備の操作機能	ATWS 緩和設備，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系，高圧代替注水系，低圧代替注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系，代替循環冷却系，原子炉格納容器フィルタベント系，耐圧強化ベント系，ガスタービン発電機等

第2表 誤操作することなく適切に運転操作するための対策 (1/3)

項目	対策
環境条件	(1) 中央制御室換気空調系により，運転操作に適した室温（21℃～26℃），湿度（40～60%RH）に調整可能な設計とする。 (2) 中央制御室の照明は，運転操作に必要な照度として，200ルクス以上を確保し，照明反射によるインターフェイス機器監視の阻害要因を排除する。 (3) 運転員同士の会話が阻害されるような騒音を防止する。
配置及び作業空間	(1) 中央制御室の運転・操作エリアは，すべての運転状態において，運転員がそれぞれの運転タスクを適切に行えるよう，区分等を考慮する。 (2) 中央制御室は，運転員相互の視認性及び運転員間のコミュニケーションを考慮して配置する。 (3) 動作範囲は，運転員動線と運転員同士の輻輳回避を考慮する。
制御盤の盤面配置	(1) 警報窓は，運転・操作エリアから監視できるようにする。 (2) 操作頻度の高い制御機器及び緊急時に操作を必要とする制御機器は，容易に手の届く範囲に配置する。操作に関連する指示計及び表示装置は，操作を行う位置から監視できるようにする。 (3) 表示装置及び制御機器は，系統区分に従ったグループにまとめる。 (4) 系統区分に従ったグルーピングと異なるグルーピングを同時に用いる場合は，異なるグルーピングが混乱の原因とならないよう配慮する。 (5) コーディングの考え方を中央制御室全体で統一する。 (6) ラベリングは，同一プラント内で整合性をもつようにする。
表示システム	(1) 情報機能 運転員への情報提供として以下を考慮する。 a. 通常時及び事故時の運転に必要な情報や，安全上必要な情報は，網羅して表示する。また，事故時においても，あらかじめ定められた精度及び範囲で表示する。 b. 情報の表示は，理解し易い適切な表示方法とする。 (a) 指示計，記録計を用いる場合 イ. 系統区分に従ったグループにまとめる。異なるグルーピングを同時に用いる場合は，異なるグルーピングが混乱の原因とならないよう配慮する。 ロ. コーディングの考え方を中央制御室全体で統一する。 ハ. ラベリングは，同一プラント内で整合性を持たせる。

第2表 誤操作することなく適切に運転操作するための対策 (2/3)

項目	対策
表示システム	<p>(b) CRT等を用いる場合</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>イ. 安全上重要な設備や、重大事故等対処設備に関する監視機能を適切な場所に設置する。</li> <li>ロ. 情報の配置、形状などの設定を一貫して適用し、個々の表示目的にふさわしい表示形式を選定する。また、タスク分析などに基づいて情報の適切な使われ方を考慮した形式で表示する。</li> <li>ハ. 運転員の慣習に適合した情報表示を行う。</li> </ul> <p>二. 機能分析及びタスク分析から必要とされる情報のまとまりを、極力一つの画面に表示する。</p> <p>ホ. 情報は、表示機能又は情報のまとまりごとにグループ分けする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>c. 制御盤や表示装置にミミックを用いる場合は、プロセスの流れ、事象の流れと整合性をとる。</li> <li>d. 検出器などの不作動又は除外により、情報を提供できない場合は、運転員がそのことを知ることができる。</li> <li>e. データ収集及びデータ処理において、入力信号のサンプリング周期及び処理速度が、プロセスの変化速度に十分追従できる。</li> <li>f. 表示データの更新が、運転操作に対して十分な速度で行われる。</li> </ul> <p>(2) 警報機能</p> <p>運転員への警報提供として以下を考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 警報発生に伴い、その確認と操作が運転員の負荷を過度に増加させないように考慮する。</li> <li>b. プラント運転状態に応じた不要な警報の発生を防止し、新たに発生した警報の確認を阻害しないようにする。</li> <li>c. 警報は、警報原因の速やかな運転対応操作ができるような場所に表示する。</li> <li>d. 新たに発生した警報が音、点滅光等で認識できるようにする。</li> <li>e. 警報は、確認操作により、点滅光から連続点灯等、点灯状況が変わる。</li> <li>f. 警報原因が消滅した場合は、警報は、元の状態に復帰できる。</li> </ul>

第2表 誤操作することなく適切に運転操作するための対策 (3/3)

項目	対策
制御機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>a. 制御機器の大きさ，操作に要する力，触覚フィードバック等を考慮する。</li> <li>b. 制御機器の操作方法は，運転員の慣習に基づく動作・方向感覚に合致したものとする。</li> <li>c. 制御機器の色，形，大きさのコーディング方法や操作方法について一貫性を持たせる。また，安全上の重要な制御機器は，他の制御機器と識別する。</li> <li>d. タッチオペレーション方式による制御の場合は以下とする。 <ul style="list-style-type: none"> <li>(a) タッチ領域は枠などを表示することにより，その領域がタッチ領域であることが区別された表示とする。</li> <li>(b) タッチを受け付けたことを示す打ち返し表示を行う。また，その打ち返し表示は，運転員の認知的特性に対して長すぎない時間内に行う。</li> <li>(c) プラント設備の操作にかかわるタッチ領域には，タッチミスが発生しないような大きさ及び間隔を確保する。</li> <li>(d) 原則として，一貫したタッチ方式を用いる。</li> <li>(e) タッチ操作器の呼び出しによって表示される制御器及び操作器の数は，原則として1つとする。</li> <li>(f) 画面上に予め制御器及び操作器を配置しておく場合には，タッチ領域の大きさ及びタッチ領域間の距離を考慮して制御器及び操作器を配置する。</li> </ul> </li> <li>e. 情報の表示が制御の結果生じる状態と符合する。</li> <li>f. 非安全な操作ができないための対応 <ul style="list-style-type: none"> <li>(a) 操作器具は，不安全な操作や運転員の意図しない操作を防止するよう，操作器具の適切な配置（操作時に対象外の操作器具に触れることがないよう配置），保護カバーの設置，鍵操作型スイッチの設置，ボタン型スイッチを設置する。</li> <li>(b) 操作器具の操作方法は，運転員の慣習に基づく動作・方向感覚に合致させる。</li> <li>(c) 操作器具は，大きさ，形状等，操作性を考慮して選定し，操作器具の色，形状，操作方法は一貫性を持ち，用途に応じて統一性を持たせた設計とする。また，安全上の重要な操作器具はほかの操作器具と色分けによる識別が可能な設計とする。</li> </ul> </li> </ul>

第3表 監視カメラにより把握可能な自然現象等

自然現象等	監視カメラにより把握できる発電用原子炉施設の外の状況	監視カメラ以外の設備等による把握手段
地震	地震による発電所構内及び原子炉施設の損壊状況	公的機関（地震速報）
津波	津波の襲来状況や発電所構内の浸水状況	取水ピット水位計 公的機関（津波警報・注意報）
風（台風）	風（台風）・竜巻（飛来物含む）による発電所構内及び原子炉施設の損壊状況	気象観測設備（風向，風速）
竜巻		公的機関（台風，竜巻注意報）
降水	発電所構内の浸水状況	気象観測設備（降水量）
積雪	発電所構内及び原子炉施設の積雪状況	気象観測設備（降水量）
落雷	発電所構内及び原子炉施設周辺の落雷状況	公的機関（雷注意報）
火山の影響	発電所構内及び原子炉施設の降下火砕物堆積状況	目視確認 <sup>*1</sup>
生物学的事象	発電所前方の海面における海生生物（クラゲ等）の襲来状況	取水ピット水位計 <sup>*2</sup>
森林火災	火災状況，ばい煙の方向確認	目視確認 <sup>*1</sup>
飛来物（航空機落下）	飛来物による発電所構内及び原子炉施設の損壊状況	目視確認 <sup>*1</sup>
近隣工場等の火災	火災状況，ばい煙の方向確認	目視確認 <sup>*1</sup>
船舶の衝突	船舶の衝突による原子炉施設の損壊状況	目視確認 <sup>*1</sup>

注記\*1：建屋外で状況確認

\*2：取水口が閉塞した場合，取水ピットの水位が低下するため把握可能

第 4-1 表 監視カメラ（津波監視カメラ）の仕様

設置場所	2号機原子炉建屋屋上，防潮堤北側エリア
暗視機能	あり（赤外線カメラ）
ズーム	可視光カメラ／光学ズーム 10 倍程度 赤外線カメラ／デジタルズーム 4 倍程度
遠隔可動	水平 360° 垂直 ±90°

第 4-2 表 監視カメラ（自然現象監視カメラ）の仕様

設置場所	2号機タービン建屋屋上，1号機排気筒，事務建屋屋上
暗視機能	あり（赤外線カメラ）
ズーム	可視光カメラ／光学ズーム 10 倍程度 赤外線カメラ／デジタルズーム 4 倍程度
遠隔可動	水平 360° 垂直 ±90°

第 5 表 中央制御室で入手できる外部状況把握可能なパラメータ及び計測範囲

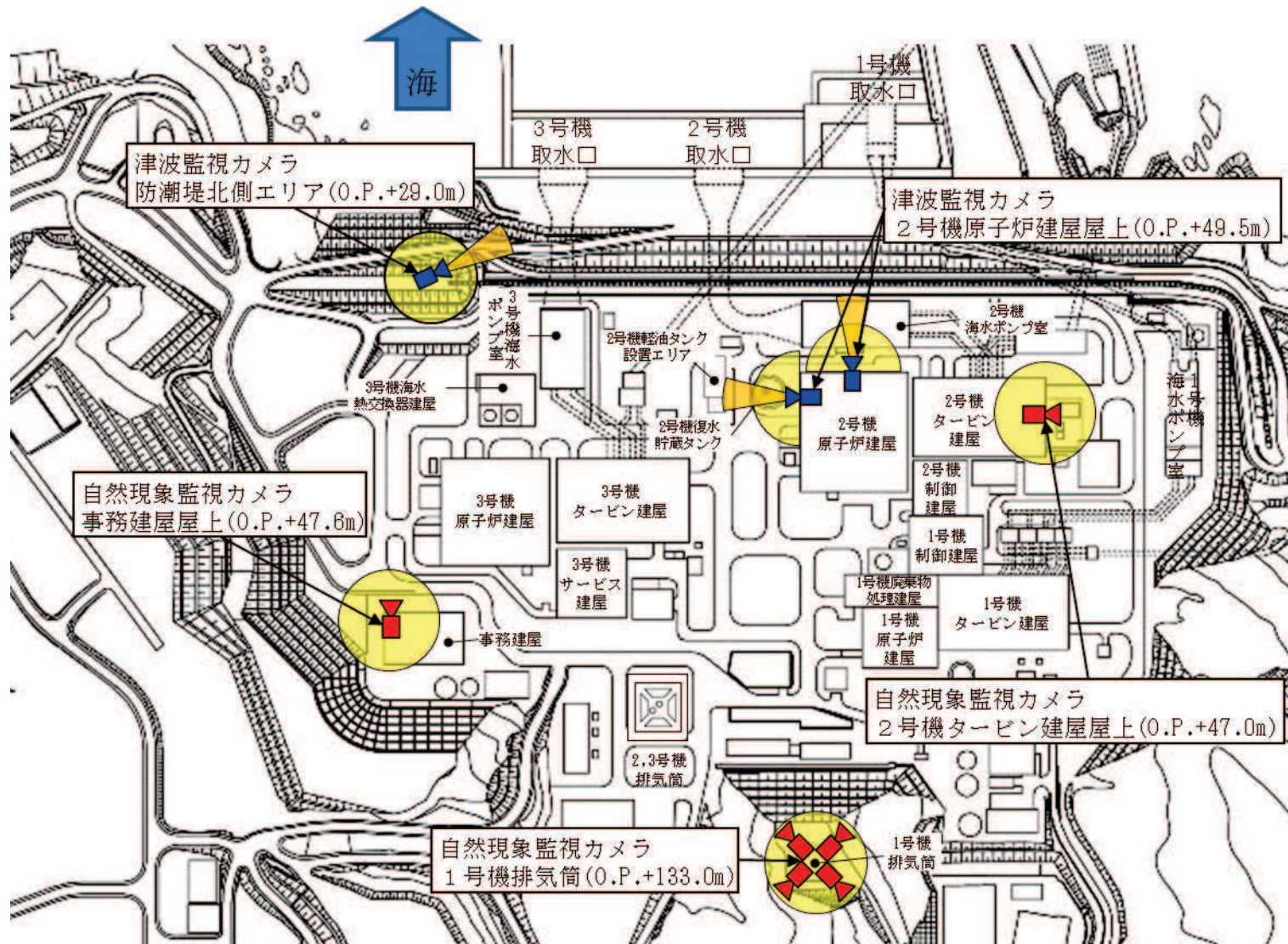
設備名	パラメータ			計測範囲
気象観測設備	温度			-20.0～40.0℃
	降水量			0.0～99.5 mm
	風向（地上高 10m）			16 方位
	風速（地上高 10m）			0.0～60.0m/s
	風向（標高 175m）			16 方位
	風速（標高 175m）			0.0～30.0m/s
	日射量			0.00～1.50kW/m <sup>2</sup>
	放射収支量			-0.350～ 1.400kW/m <sup>2</sup>
津波監視設備	取水ピット水位			0.P. -10.25m ～+20.00m*
固定式周辺モニタリング設備	モニタリングポスト	空間放射線量率	低レンジ（NaI（Tl）シンチレーション）	0～2×10 <sup>4</sup> nGy/h
			高レンジ（イオンチェンバ）	10 <sup>4</sup> ～10 <sup>8</sup> nGy/h

注記\*：平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震による地殻変動に伴い、牡鹿半島全体で約 1m の沈降が発生していることを考慮した設計

第6表 酸素濃度計（中央制御室用）及び二酸化炭素濃度計（中央制御室用）の仕様

名称	仕様等
酸素濃度計（中央制御室用）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 検知範囲：0～100%</li> <li>・ 表示精度：±0.5%（0.0～25.0%），±3.0%（25.1%以上）</li> <li>・ 電源：乾電池（交換により容易に電源が確保できるもの）</li> </ul>
二酸化炭素濃度計（中央制御室用）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 検知範囲：0.04%～5.0%</li> <li>・ 表示精度：±10%rdg 又は 0.01%のうち大きいほう</li> <li>・ 電源：乾電池（交換により容易に電源が確保できるもの）</li> </ul>





第1図 監視カメラの配置

VI-1-6 放射性廃棄物の廃棄施設の説明書

目 次

VI-1-6-1 排気筒の基礎に関する説明書

VI-1-6-1 排気筒の基礎に関する説明書

排気筒の基礎に関しては、添付書類「VI-2-2-26 排気筒基礎の耐震性についての計算書」で説明する。

VI-1-7 放射線管理施設の説明書

## 目 次

- VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書
- VI-1-7-2 管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書
- VI-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書

VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲  
及び警報動作範囲に関する説明書



## 目 次

1.	概要	1
2.	基本方針	1
2.1	設計基準対象施設に関する計測	1
2.2	重大事故等対処設備に関する計測	2
2.2.1	最終ヒートシンクの確保の監視に必要なパラメータの計測	2
2.2.2	使用済燃料プールの監視に必要なパラメータの計測	2
2.2.3	重大事故等の対処に必要なパラメータの計測又は推定	2
2.2.4	重大事故等時における周辺モニタリング設備	3
2.2.5	重大事故等時における緊急時対策所内外のモニタリング設備	4
3.	放射線管理用計測装置の構成	4
3.1	プロセスモニタリング設備	5
3.1.1	原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置	5
3.1.2	放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置	9
3.2	エリアモニタリング設備	16
3.2.1	緊急時対策所の線量当量率を計測する装置	16
3.2.2	使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置	18
3.3	固定式周辺モニタリング設備	25
3.4	移動式周辺モニタリング設備	28
3.4.1	可搬型モニタリングポスト	28
3.4.2	$\beta$ 線サーベイメータ	30
3.4.3	$\gamma$ 線サーベイメータ	32
3.4.4	$\alpha$ 線サーベイメータ	34
3.4.5	電離箱サーベイメータ	36
3.5	放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存	38
3.5.1	計測結果の指示又は表示	38
3.5.2	設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存	38
3.5.3	重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存	38
3.6	その他	43
3.6.1	海上モニタリングについて	43
3.6.2	放射線計測器の保有等について	43

4.	放射線管理用計測装置の計測範囲及び警報動作範囲	44
4.1	放射線管理用計測装置の計測範囲	44
4.2	放射線管理用計測装置の警報動作範囲	44

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第34条，第47条，第67条，第69条，第73条，第75条及び第76条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置の構成，計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。併せて，技術基準規則第34条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録，保存及び外部電源が喪失した場合の計測についても説明する。

なお，技術基準規則第34条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置のうち設計基準対象施設としてのみ使用する計測装置の構成，計測範囲及び技術基準規則第47条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置の警報機能に関しては，周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率を計測するための固定式周辺モニタリング設備の伝送系以外の要求事項に変更がないため，今回の申請において変更は行わない。

今回は，設計基準対象施設に関する放射線管理用計測装置の計測結果の表示，電源，記録の保存及びデータ伝送系の多様化並びに重大事故等対処設備に関する放射線管理用計測装置について説明する。

## 2. 基本方針

### 2.1 設計基準対象施設に関する計測

周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率を計測するための固定式周辺モニタリング設備は，非常用交流電源設備に接続するとともに，専用の無停電電源装置を有し，電源の供給元の切替時に発生する短時間の停電時においても電源を供給できる設計とする。指示値は中央制御室及び緊急時対策所へ表示し，中央制御室及び緊急時対策建屋までの伝送は多様性を有する設計とする。

管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率を計測するためのエリアモニタリング設備のうち，燃料交換フロア放射線モニタ，プロセスモニタリング設備のうち，燃料取替エリア放射線モニタ及び原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタは，外部電源が喪失した場合でも計測できるよう，非常用交流電源設備から給電できる設計とする。

技術基準規則第34条及びその解釈に基づく計測装置の計測結果は，中央制御室に原則表示し，確実に記録計にて継続的に記録し，記録紙は取り替えて保存できる設計とする。ただし，断続的な試料の分析を行う場合は，従事者が測定結果を記録し保存できる設計とする。

## 2.2 重大事故等対処設備に関する計測

### 2.2.1 最終ヒートシンクの確保の監視に必要なパラメータの計測

技術基準規則第67条及びその解釈に基づき、炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉格納容器外に水素ガスを排出する場合の排出経路における放射性物質濃度を計測するための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置出口配管近傍にフィルタ装置出口放射線モニタを設け、計測結果は中央制御室に表示し、緊急時対策所にて記録及び保存できる設計とする。また、直流電源が必要な場合には、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

### 2.2.2 使用済燃料プールの監視に必要なパラメータの計測

技術基準規則第69条及びその解釈に基づき、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時\*に使用済燃料プールの上部線量当量率の監視に必要な設備として、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）を設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に変動する可能性のある範囲にわたり計測可能な設計とし、計測結果は中央制御室に表示し、緊急時対策所にて記録及び保存できる設計とする。また、直流電源が必要な場合には、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

### 2.2.3 重大事故等の対処に必要なパラメータの計測又は推定

技術基準規則第73条及びその解釈に基づき、重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして、格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)、格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)、フィルタ装置出口放射線モニタ、耐圧強化ベント系放射線モニタ、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）を設ける設計とするとともに、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置する設計とする。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策及び使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとする。

炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策及び使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置は、設計基準事故時に想定される変動範囲の最大値を考慮し、適切に対応す

るための計測範囲を有する設計とするとともに、重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉格納容器内の放射線量率、最終ヒートシンクの確保の監視及び使用済燃料プールの監視に必要なパラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に、代替パラメータによる推定の対応手段等により推定できる設計とする。

また、重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（計測可能範囲）の明確化をするとともに、パラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に、代替パラメータによる推定の対応手段等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定めて管理する。

原子炉格納容器内の放射線量率、最終ヒートシンクの確保の監視及び使用済燃料プールの監視に必要なパラメータは想定される重大事故等の対応に必要となる炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策及び使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータは、計測又は監視できる設計とする。また、計測結果は中央制御室に表示し、緊急時対策所にて記録及び保存できる設計とする。

重大事故等の対応に必要となるパラメータは、データ収集装置、SPDS伝送装置及びSPDS表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）に電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。

#### 2.2.4 重大事故等時における周辺モニタリング設備

技術基準規則第75条及びその解釈に基づき、重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために、移動式周辺モニタリング設備を保管する。

移動式周辺モニタリング設備の計測範囲は、重大事故等時の放射線量を計測可能な設計とし、現場にて指示又は表示する設計とする。また、測定結果は記録及び保存できる設計とする。発電所の周辺海域の海上モニタリングを行うために海上を移動できる設備を保管する。なお、移動式周辺モニタリング設備のうち、可搬型モニタリングポストは、固定式周辺モニタリング設備の機能が喪失しても、代替しうる原子力災害対策特別措置法第10条及び第15条に定められた事象の判断に必要な十分な個数を含み、原子炉格納施設を囲む8方位における放射線量の測定が可能な個数を保管する。

固定式周辺モニタリング設備は、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備から電源供給ができる電源構成とする。また、発電所の周辺海域の海上モニタリングを行うために海上を移動できる小型船舶を保管する。

#### 2.2.5 重大事故等時における緊急時対策所内外のモニタリング設備

技術基準規則第76条及びその解釈に基づき、緊急時対策所内の放射線量を監視、計測及び記録するために緊急時対策所可搬型エリアモニタを設け、計測結果を記録及び保存できる設計とする。

注記＊：燃料貯蔵設備に係る重大事故等は以下のとおり。

- a. 「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」第37条及びその解釈の3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1（使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）及び想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故）において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下
- b. 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽内の水位が異常に低下した場合

### 3. 放射線管理用計測装置の構成

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の放射線管理用計測装置における検出器から測定値の指示、表示及び記録に至るシステム構成及び電源構成については、「3.1 プロセスモニタリング設備」、「3.2 エリアモニタリング設備」、「3.3 固定式周辺モニタリング設備」、「3.4 移動式周辺モニタリング設備」に示す。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の放射線管理用計測装置による計測結果の表示、記録及び保存については、「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」にてとりまとめる。

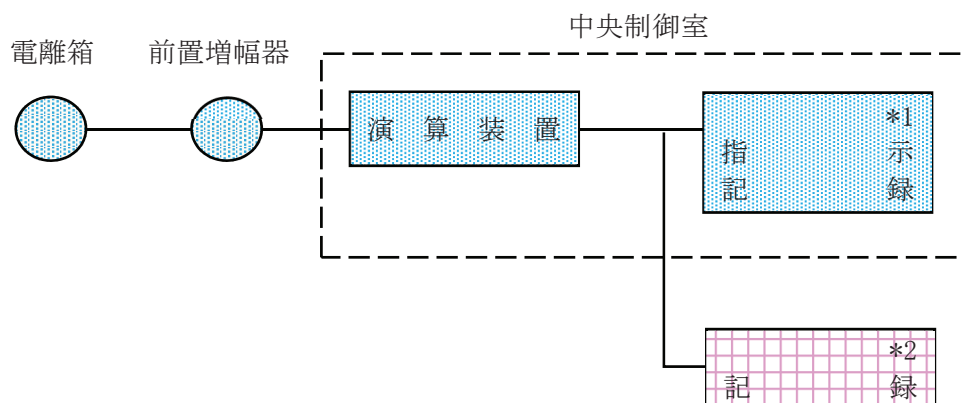
### 3.1 プロセスモニタリング設備

#### 3.1.1 原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置

##### (1) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)

格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の検出信号は、電離箱からの電気信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録及び保存する。また、SPDS 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(「図3-1 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の概略構成図」及び「図3-2 検出器の構造図 (格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W))」参照。)



注記\*1：記録計  
\*2：SPDS 伝送装置

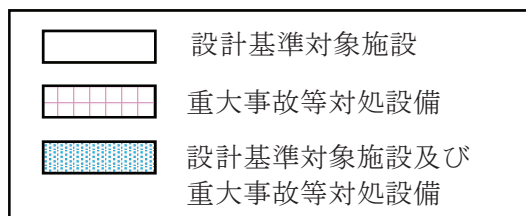
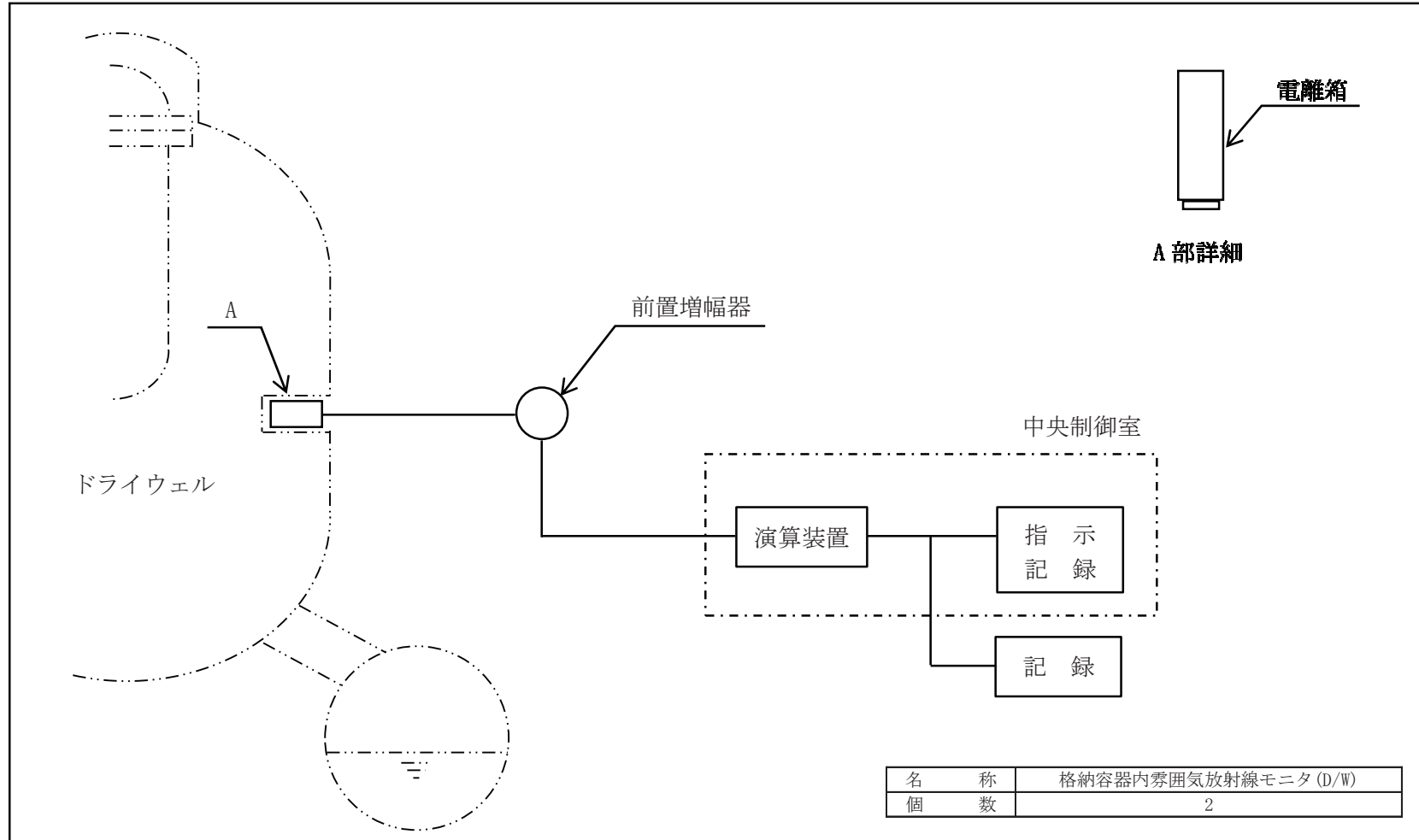


図3-1 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の概略構成図





9

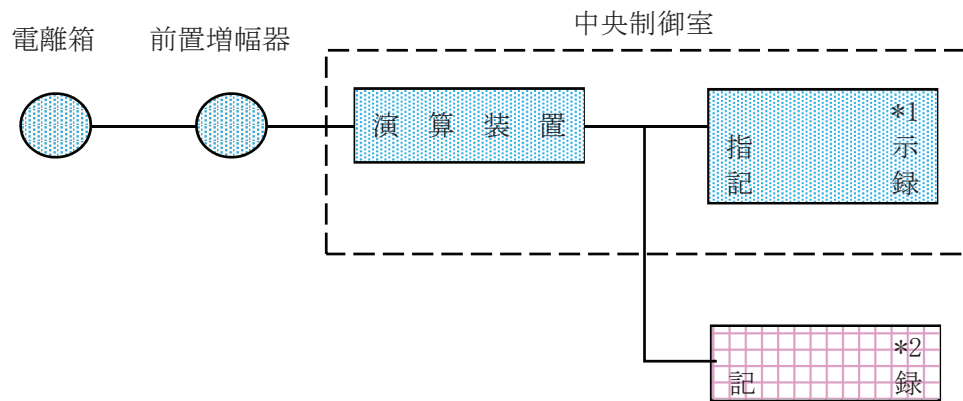
図3-2 検出器の構造図 (格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W))



(2) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)

格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)の検出信号は、電離箱からの電気信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録及び保存する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(「図3-3 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)の概略構成図」及び「図3-4 検出器の構造図(格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C))」参照。)



注記\*1：記録計  
\*2：SPDS 伝送装置

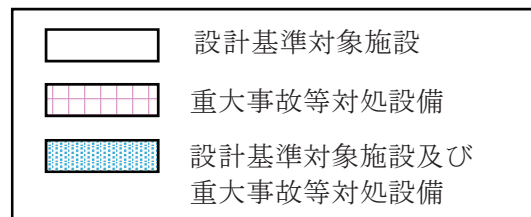
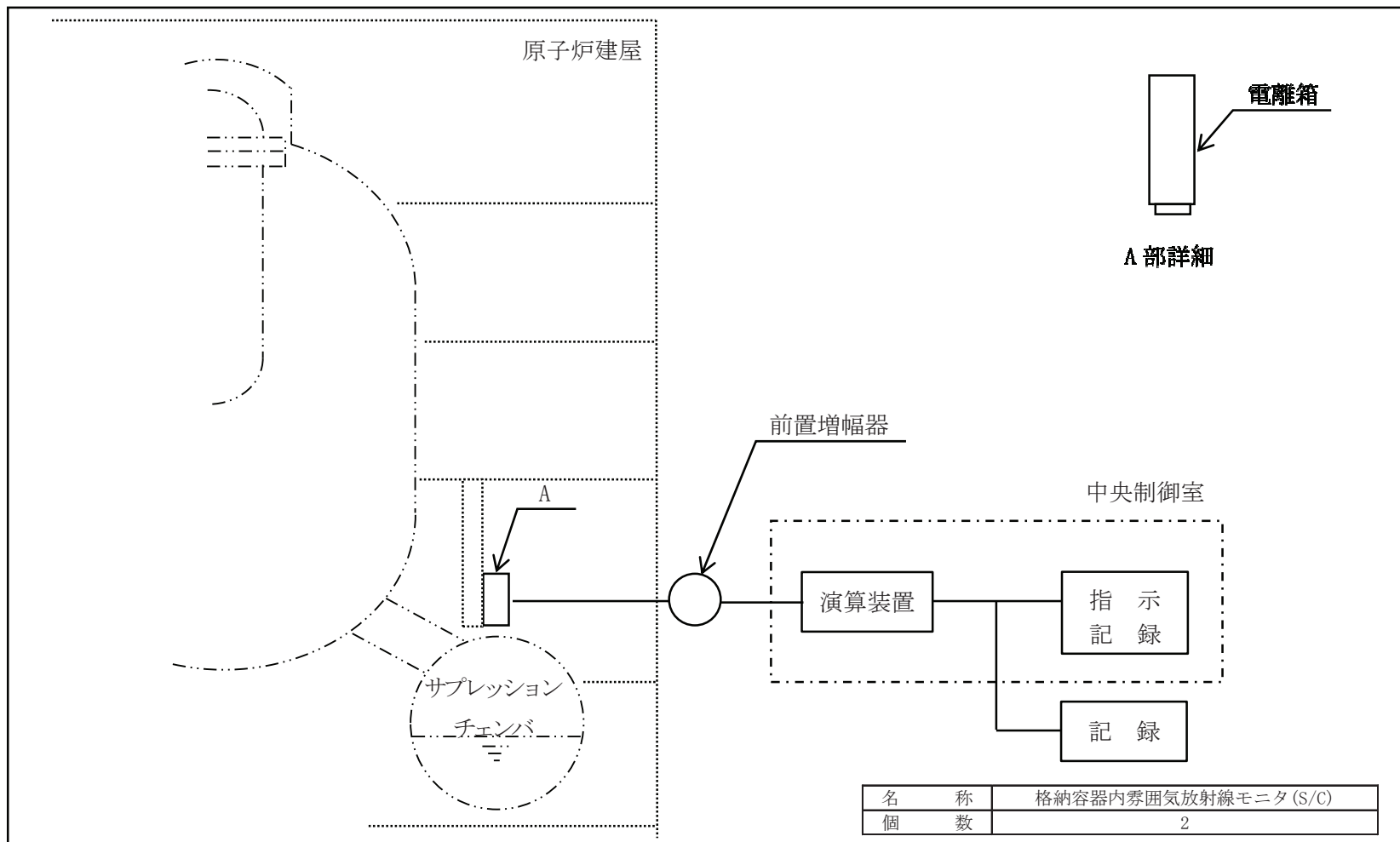


図3-3 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)の概略構成図



8

図3-4 検出器の構造図 (格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C))

3.1.2 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置

(1) 燃料取替エリア放射線モニタ

設計基準対象施設に関する計測として、管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率を計測するための燃料取替エリア放射線モニタは、外部電源が喪失した場合、非常用交流電源設備からの給電により、使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測することができる。

（「図3-5 燃料取替エリア放射線モニタ及び原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタの概略電源系統図(交流電源)」参照。）

(2) 原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタ

設計基準対象施設に関する計測として、管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率を計測するための原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタは、外部電源が喪失した場合、非常用交流電源設備からの給電により、使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測することができる。

（「図3-5 燃料取替エリア放射線モニタ及び原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタの概略電源系統図(交流電源)」参照。）

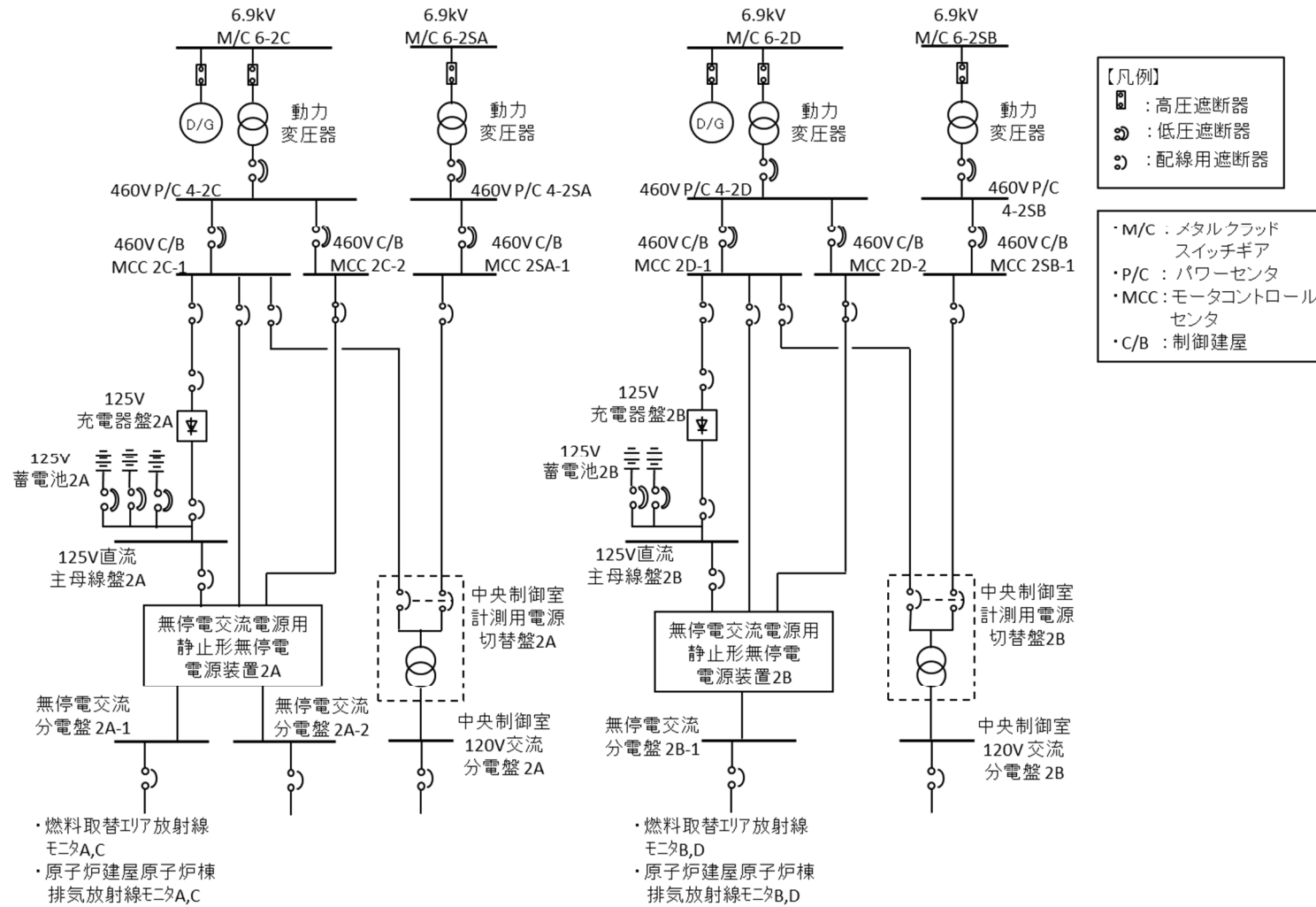


図 3-5 燃料取替エリア放射線モニタ及び原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタの概略電源系統図(交流電源)

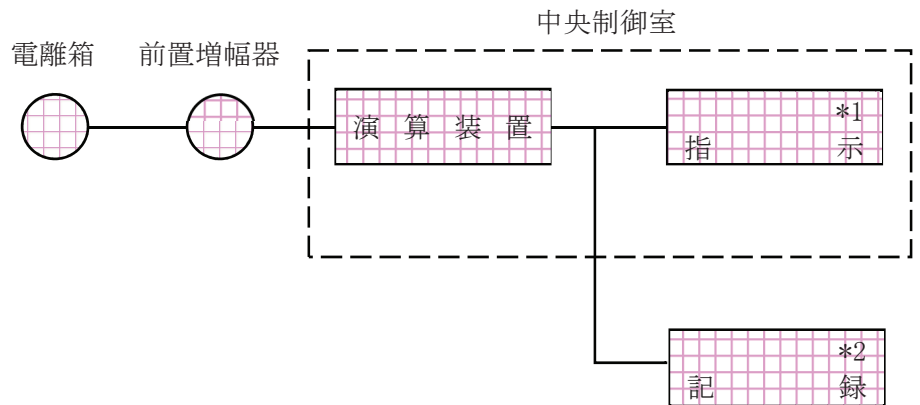
(3) フィルタ装置出口放射線モニタ

フィルタ装置出口放射線モニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置出口放射線モニタの検出信号は、電離箱からの電気信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(「図3-6 フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図」及び「図3-7 検出器の構造図 (フィルタ装置出口放射線モニタ)」参照。)

直流電源が必要な場合には、所内常設蓄電式直流電源設備である125V蓄電池2A及び125蓄電池2B、常設代替直流電源設備である125V代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である電源車及び125V代替充電器から125V直流主母線盤を介して供給する。

(「図3-8 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置の概略電源系統図 (直流電源)」参照。)



注記\*1：記録計  
\*2：SPDS 伝送装置

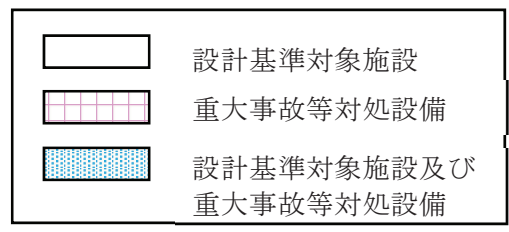


図3-6 フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図

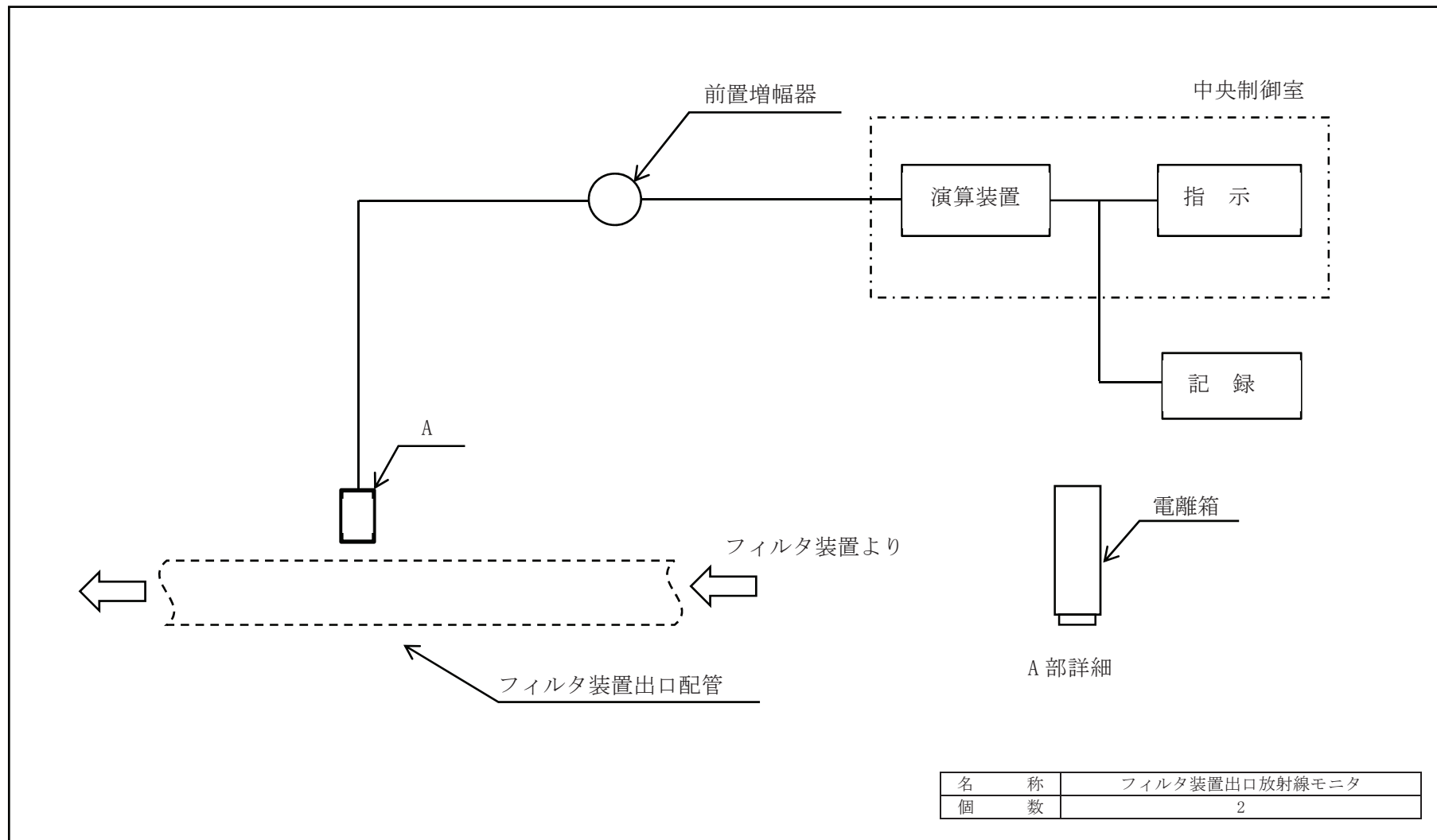


図3-7 検出器の構造図 (フィルタ装置出口放射線モニタ)

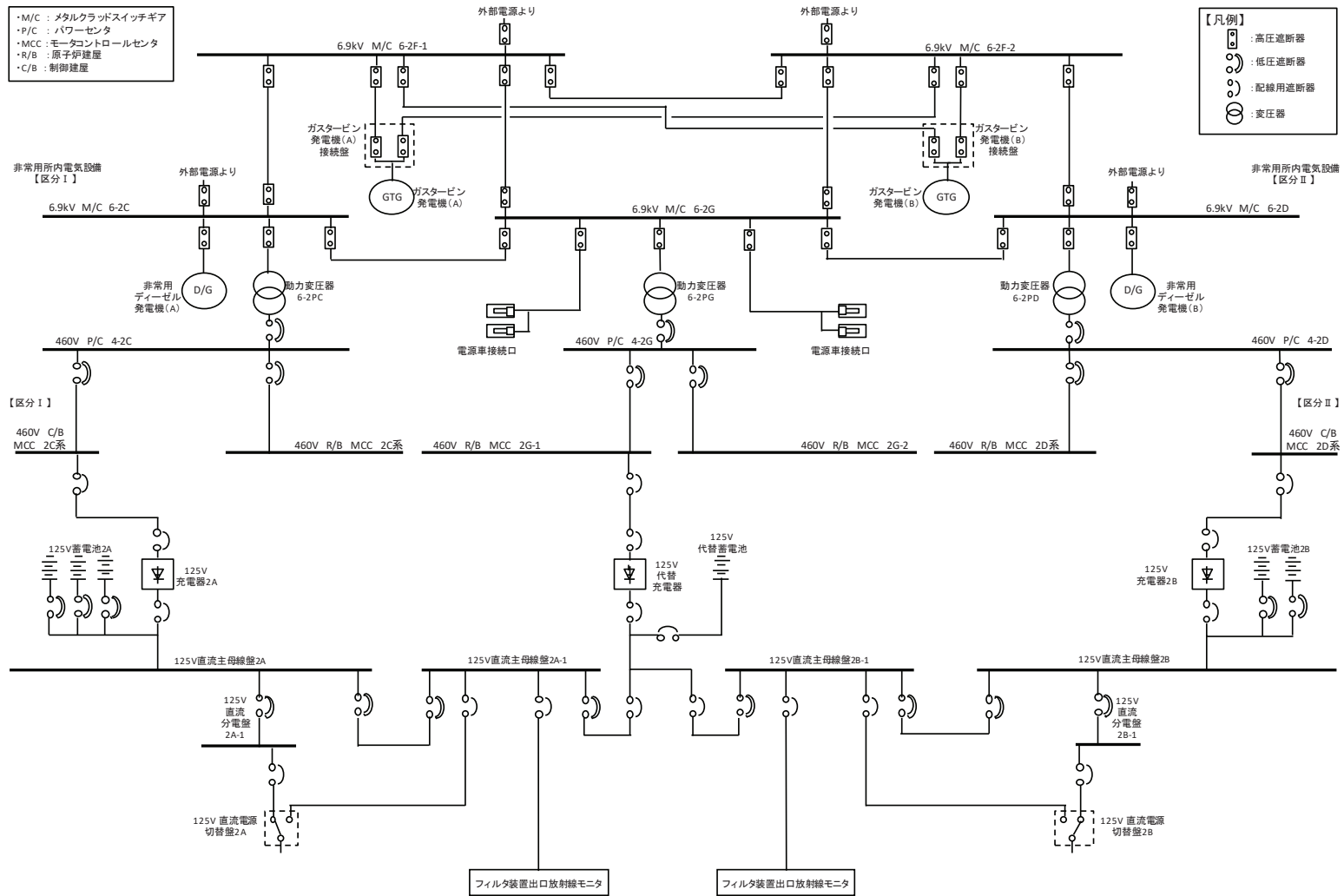
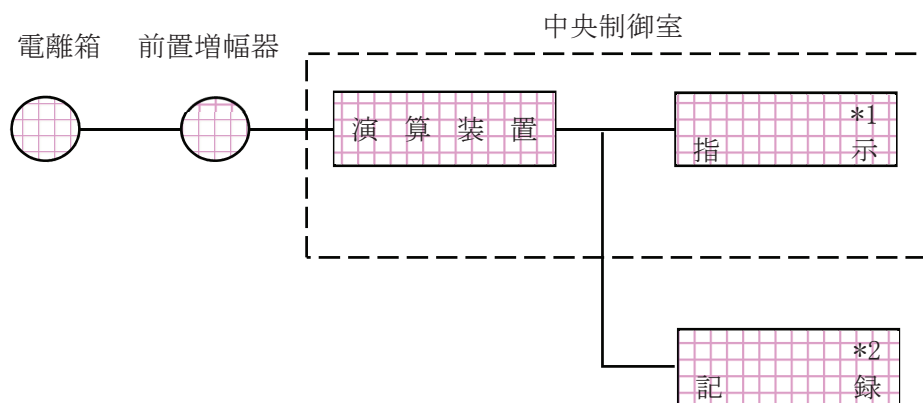


図3-8 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置の概略電源系統図（直流電源）

(4) 耐圧強化ベント系放射線モニタ

耐圧強化ベント系放射線モニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、耐圧強化ベント系放射線モニタの検出信号は、電離箱からの電気信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(「図3-9 耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図」及び「図3-10 検出器の構造図(耐圧強化ベント系放射線モニタ)」参照。)



注記\*1：記録計  
\*2：SPDS 伝送装置

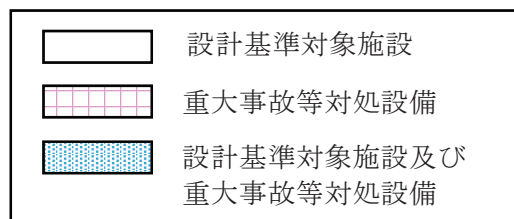


図3-9 耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図



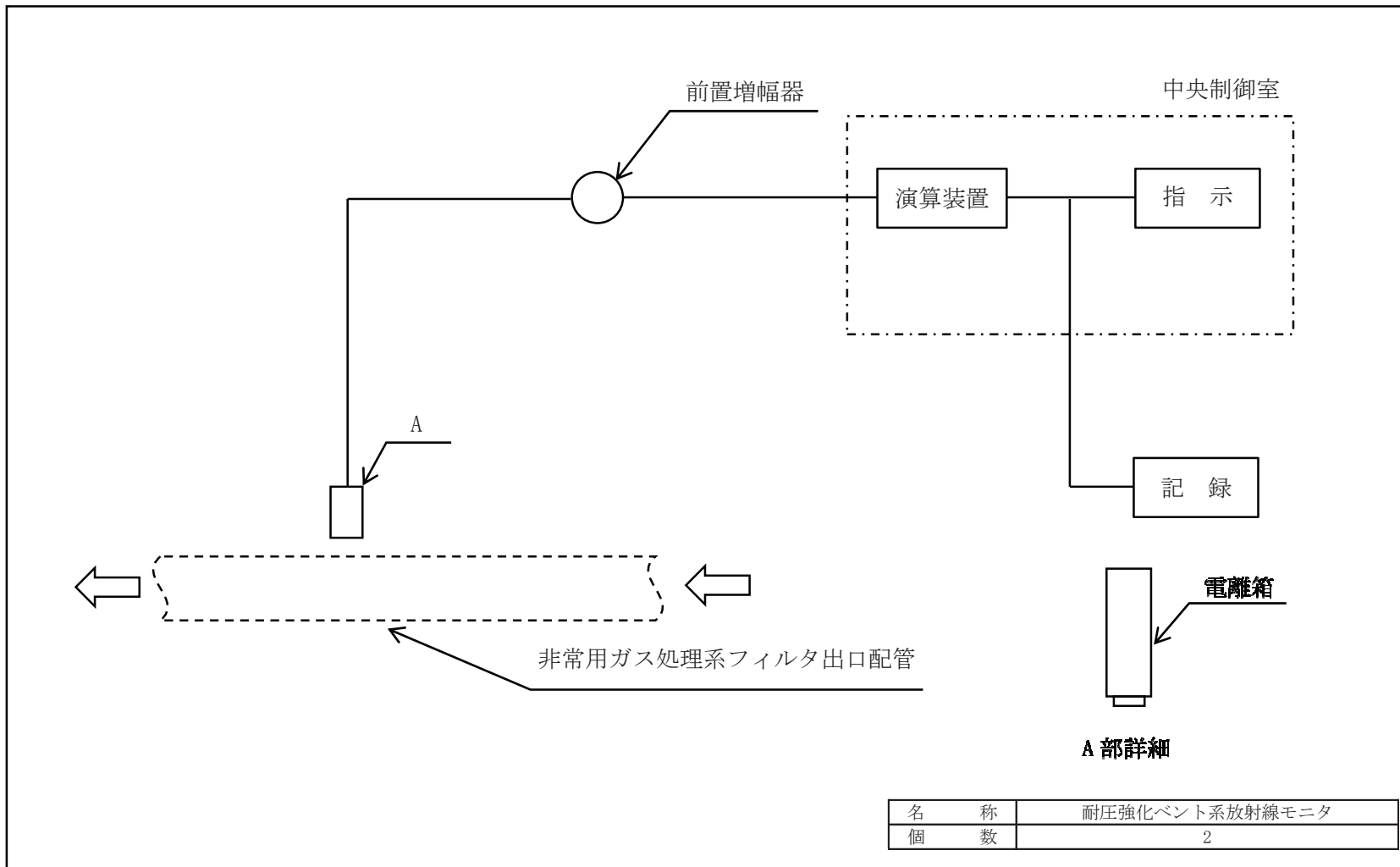


図3-10 検出器の構造図 (耐圧強化ベント系放射線モニタ)

### 3.2 エリアモニタリング設備

#### 3.2.1 緊急時対策所の線量当量率を計測する装置

##### (1) 緊急時対策所可搬型エリアモニタ

重大事故等時に使用する緊急時対策所可搬型エリアモニタは、緊急時対策所内の線量当量率を半導体式を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を測定装置にて線量当量率へ変換する処理を行った後、線量当量率を表示する。計測結果は電磁的に記録し、保存する。記録及び保存については、「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(「図3-11 緊急時対策所可搬型エリアモニタの概略構成図」及び「図3-12 検出器の構造図(緊急時対策所可搬型エリアモニタ)」参照。)

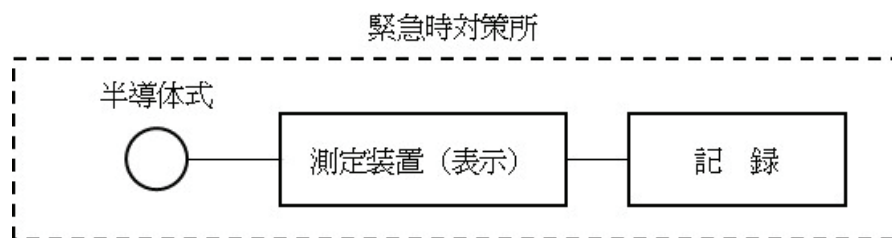


図3-11 緊急時対策所可搬型エリアモニタの概略構成図

緊急時対策所

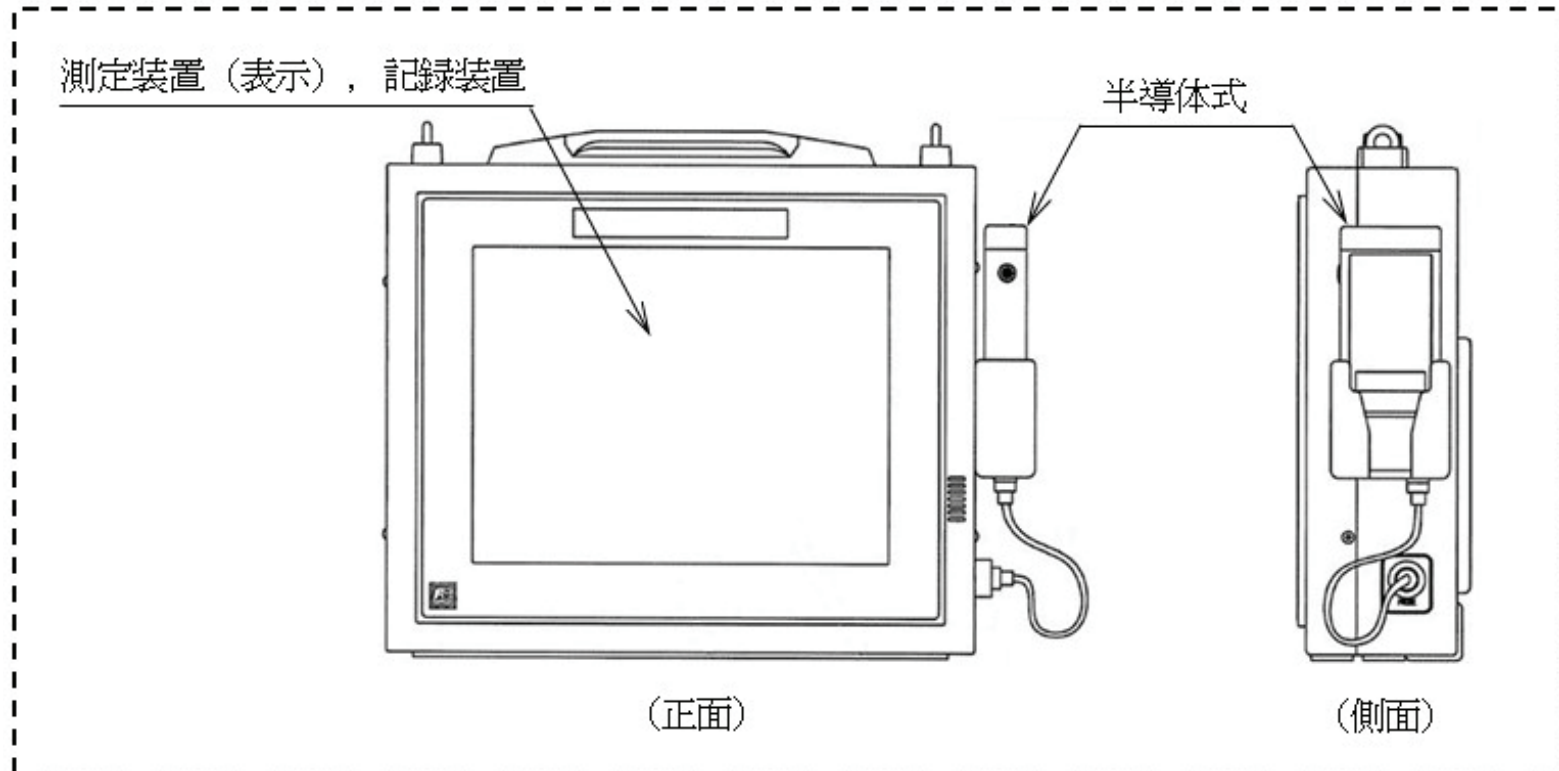


図 3-12 検出器の構造図 (緊急時対策所可搬型エリアモニタ)

### 3.2.2 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置

#### (1) 燃料交換フロア放射線モニタ

設計基準対象施設に関する計測として、管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率を計測するための燃料交換フロア放射線モニタは、外部電源が喪失した場合、非常用交流電源設備からの給電により、使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測することができる。

（「図3-13 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を監視する装置の概略電源系統図（交流電源）」参照。）

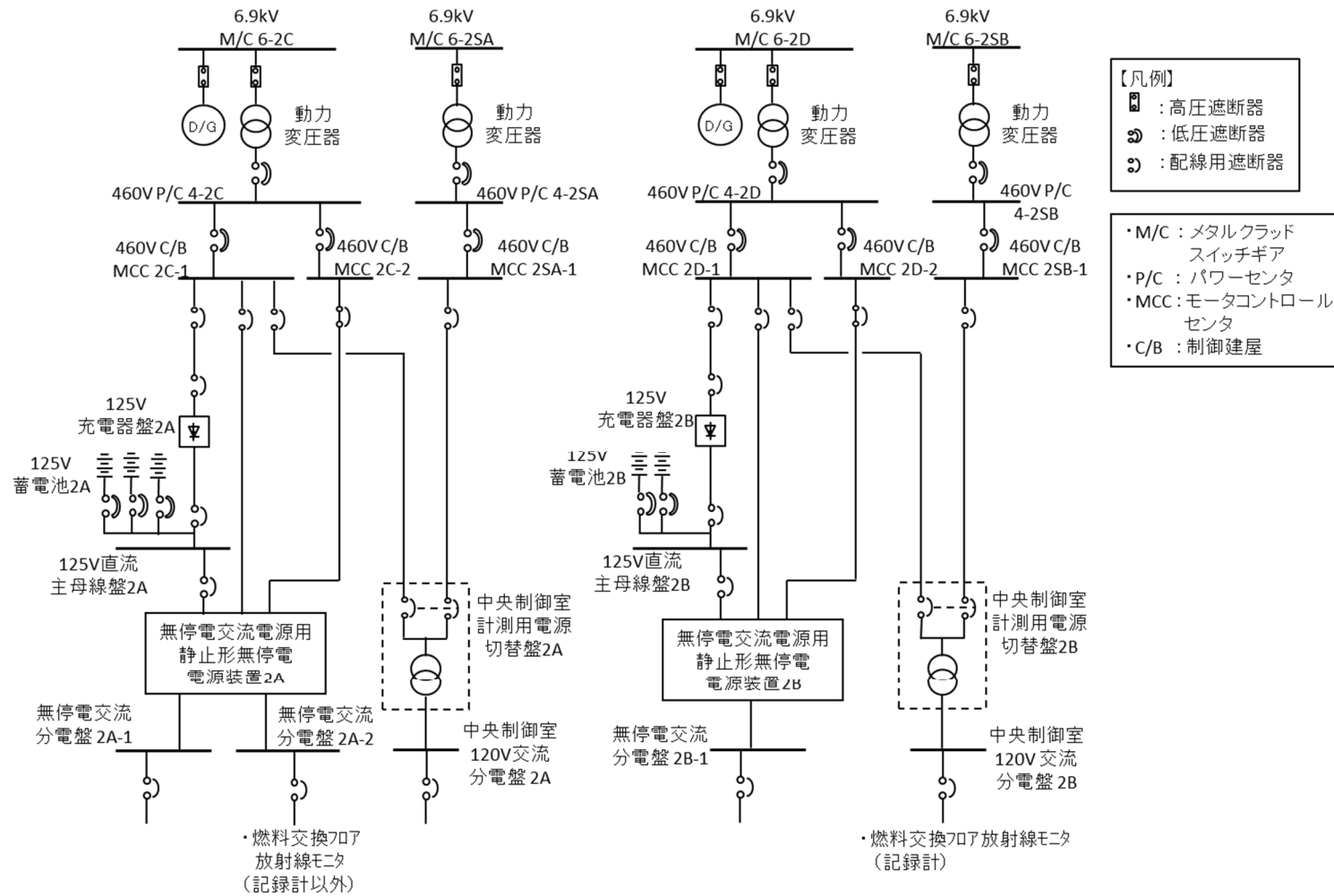


図 3-13 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を監視する装置の概略電源系統図 (交流電源)

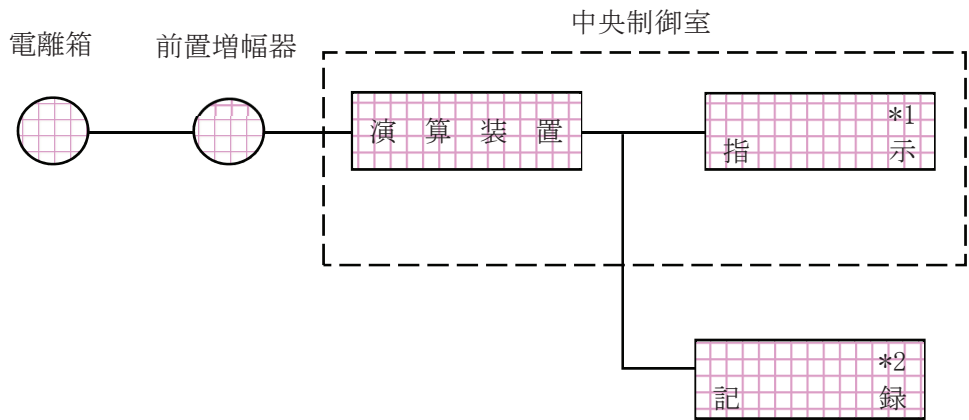
(2) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）

使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）の検出信号は、電離箱からの電気信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（「図3-14 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）の概略構成図」及び「図3-15 検出器の構造図（使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）」参照。）

直流電源が必要な場合には、所内常設蓄電式直流電源設備である125V蓄電池2A、常設代替直流電源設備である125V代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である電源車及び125V代替充電器から125V直流主母線盤を介して供給する。

（「図3-18 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を監視する装置の概略電源系統図（直流電源）」参照。）



注記\*1：記録計  
\*2：SPDS 伝送装置

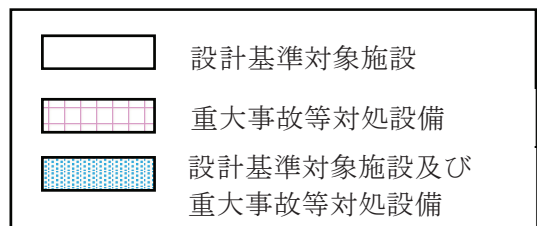


図3-14 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）の概略構成図

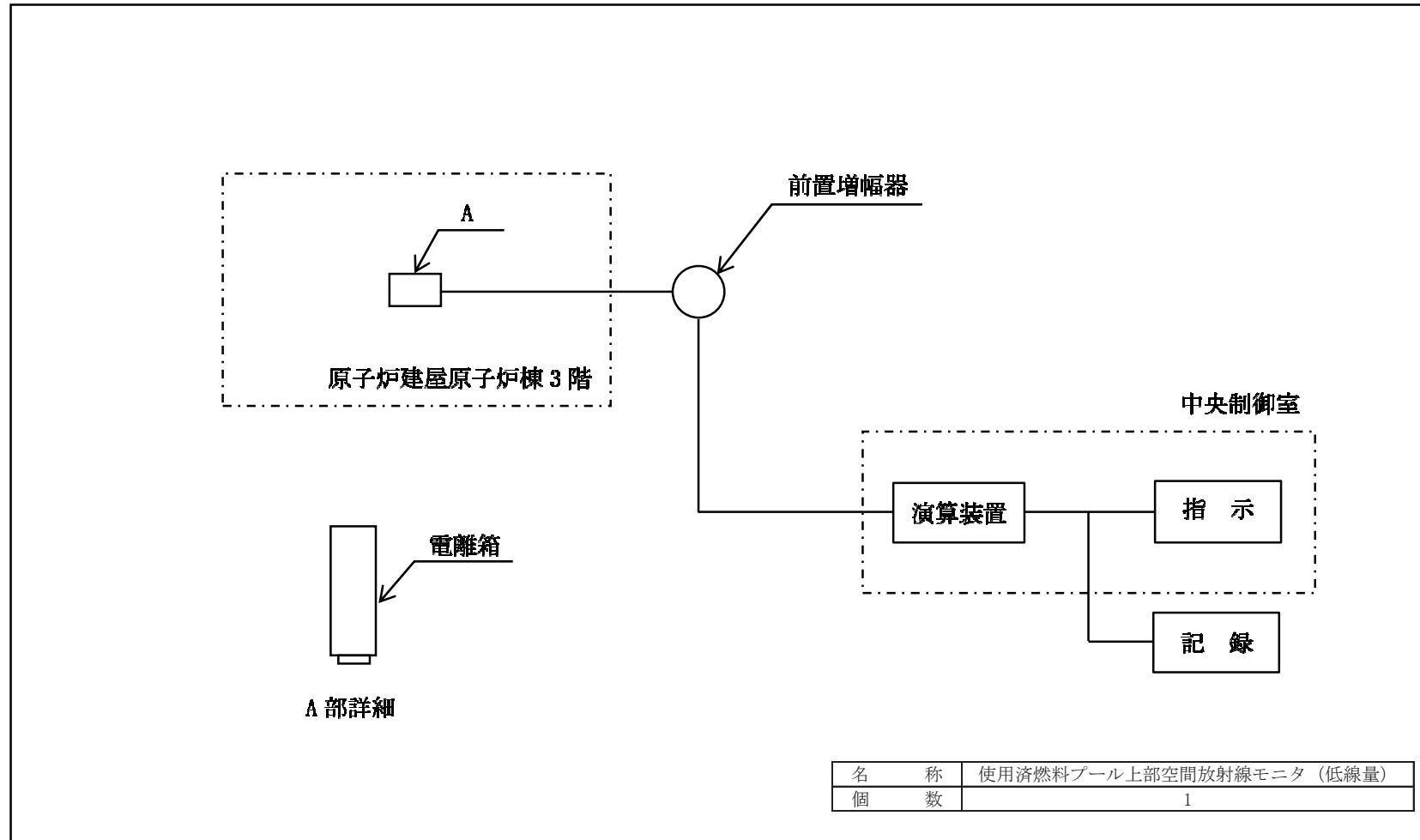


図3-15 検出器の構造図 (使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (低線量))

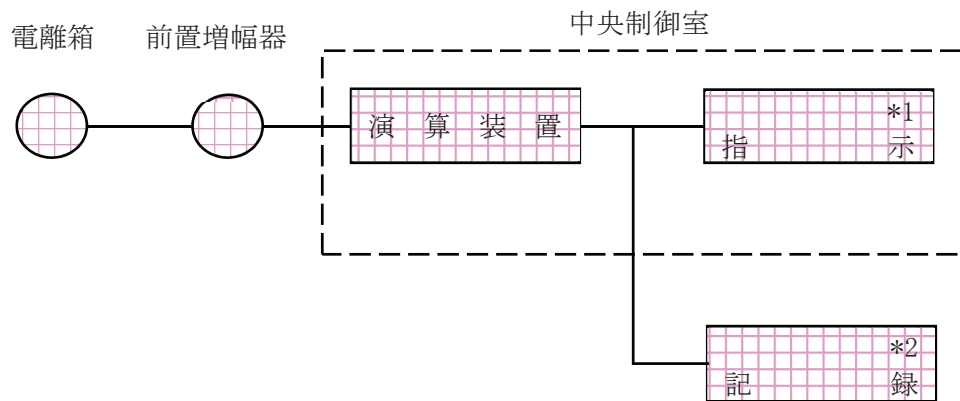
(3) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）

使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）の検出信号は、電離箱からの電気信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示する。また、SPDS伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（「図3-16 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）の概略構成図」及び「図3-17 検出器の構造図（使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）」参照。）

直流電源が必要な場合には、所内常設蓄電式直流電源設備である125V蓄電池2A、常設代替直流電源設備である125V代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である電源車及び125V代替充電器から125V直流主母線盤を介して供給する。

（「図3-18 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を監視する装置の概略電源系統図（直流電源）」参照。）



注記 \*1 : 記録計  
\*2 : SPDS 伝送装置

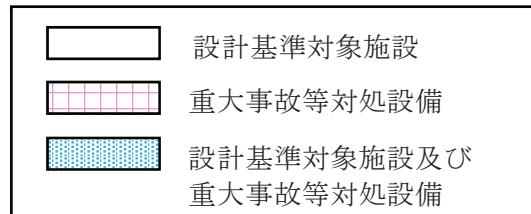


図3-16 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）の概略構成図



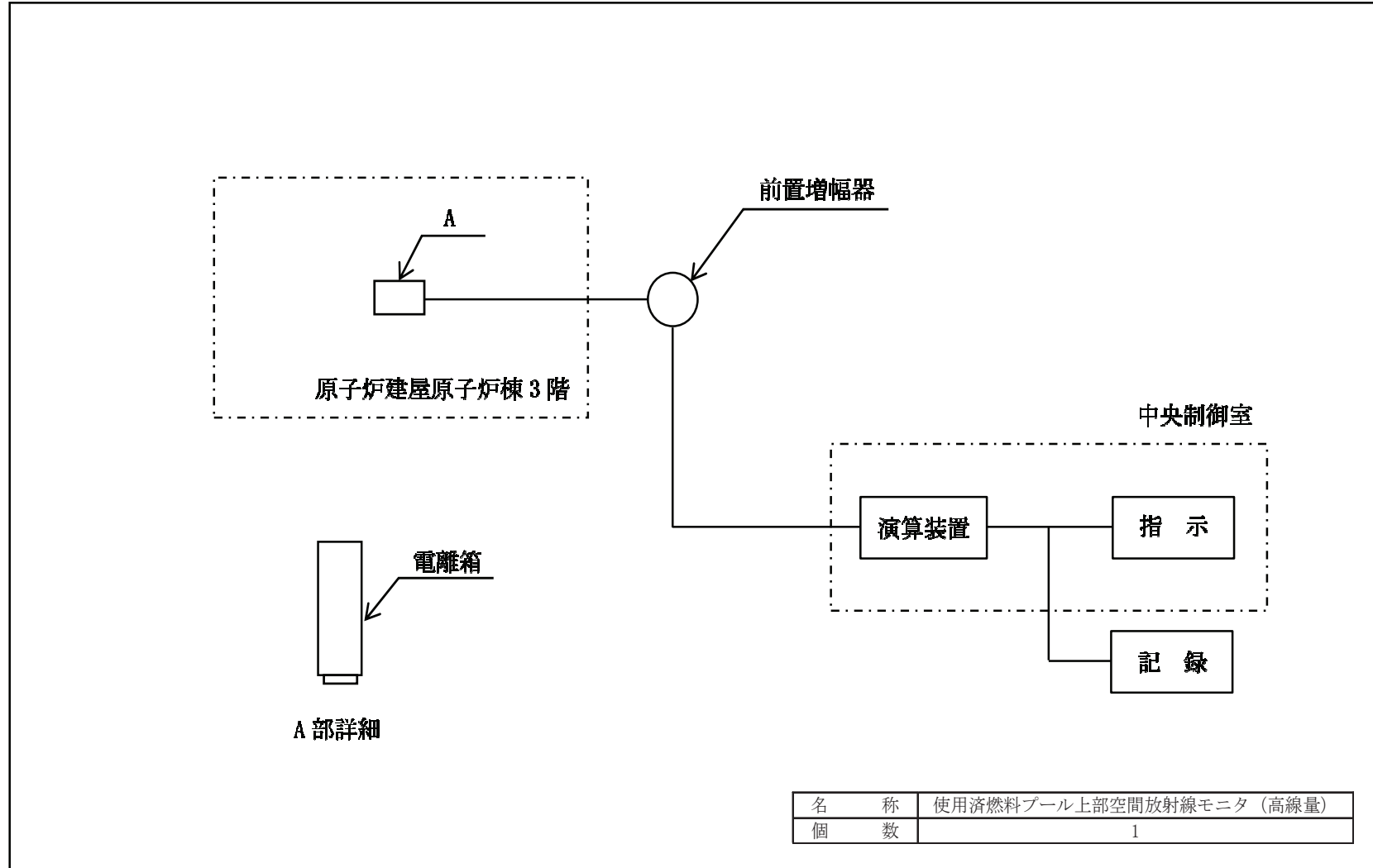


図 3-17 検出器の構造図 (使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量))

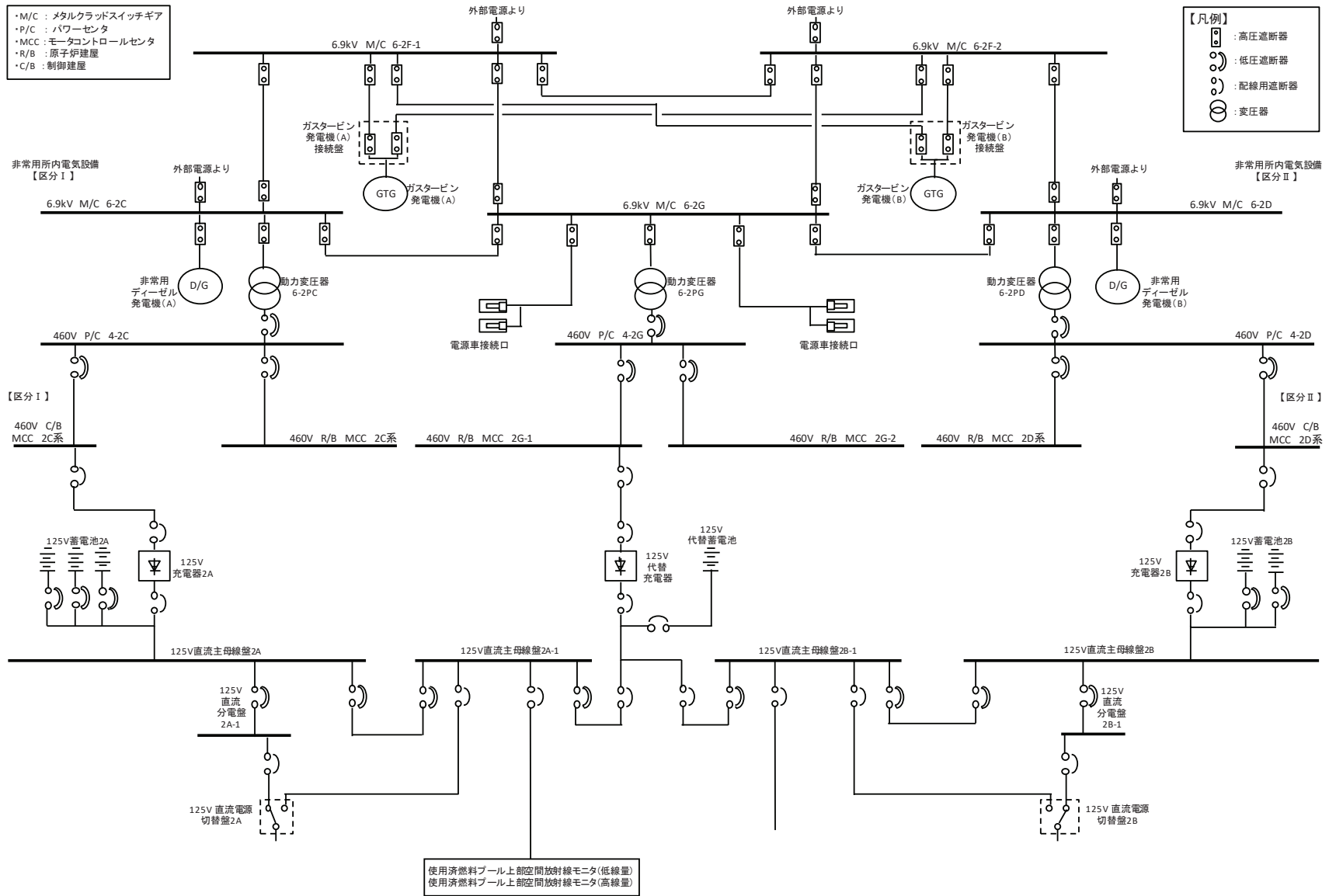


図 3-18 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を監視する装置の概略電源系統図 (直流電源)

### 3.3 固定式周辺モニタリング設備

周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率を監視，測定及び記録するために設置する固定式周辺モニタリング設備は，設計基準対象施設として，非常用交流電源設備に接続し，外部電源喪失時においても電源が復旧するまでの間，電源を供給できる設計とし，さらに専用の無停電電源装置（電源容量：約3.0kVA）を有し，電源の供給元の切替時に発生する短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。重大事故等が発生した場合，全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備から電源供給ができる設計とする。

なお，設計基準対象施設として，中央制御室までのデータ伝送系及び緊急時対策建屋までのデータ伝送系は多様性を有する設計とする。指示値は中央制御室及び緊急時対策所に表示し，監視できる設計とする。計測結果は，現場等の記録計にて継続的に記録し，保存できる設計とする。記録及び保存については，「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図3-19 固定式周辺モニタリング設備の概略構成図」及び「図3-20 固定式周辺モニタリング設備の概略電源系統図」参照。）

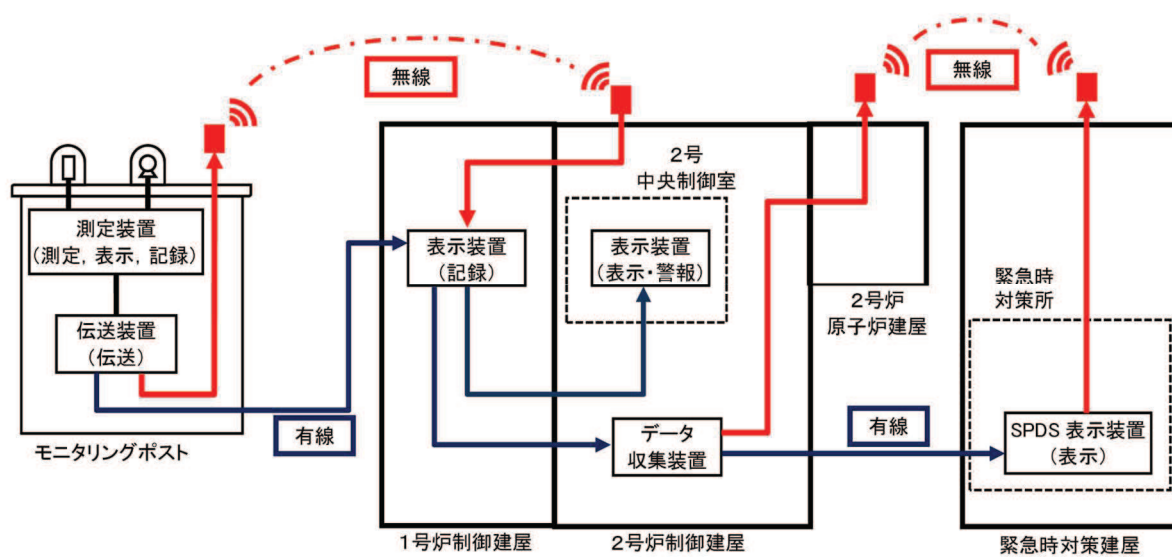


図 3-19 固定式周辺モニタリング設備の概略構成図

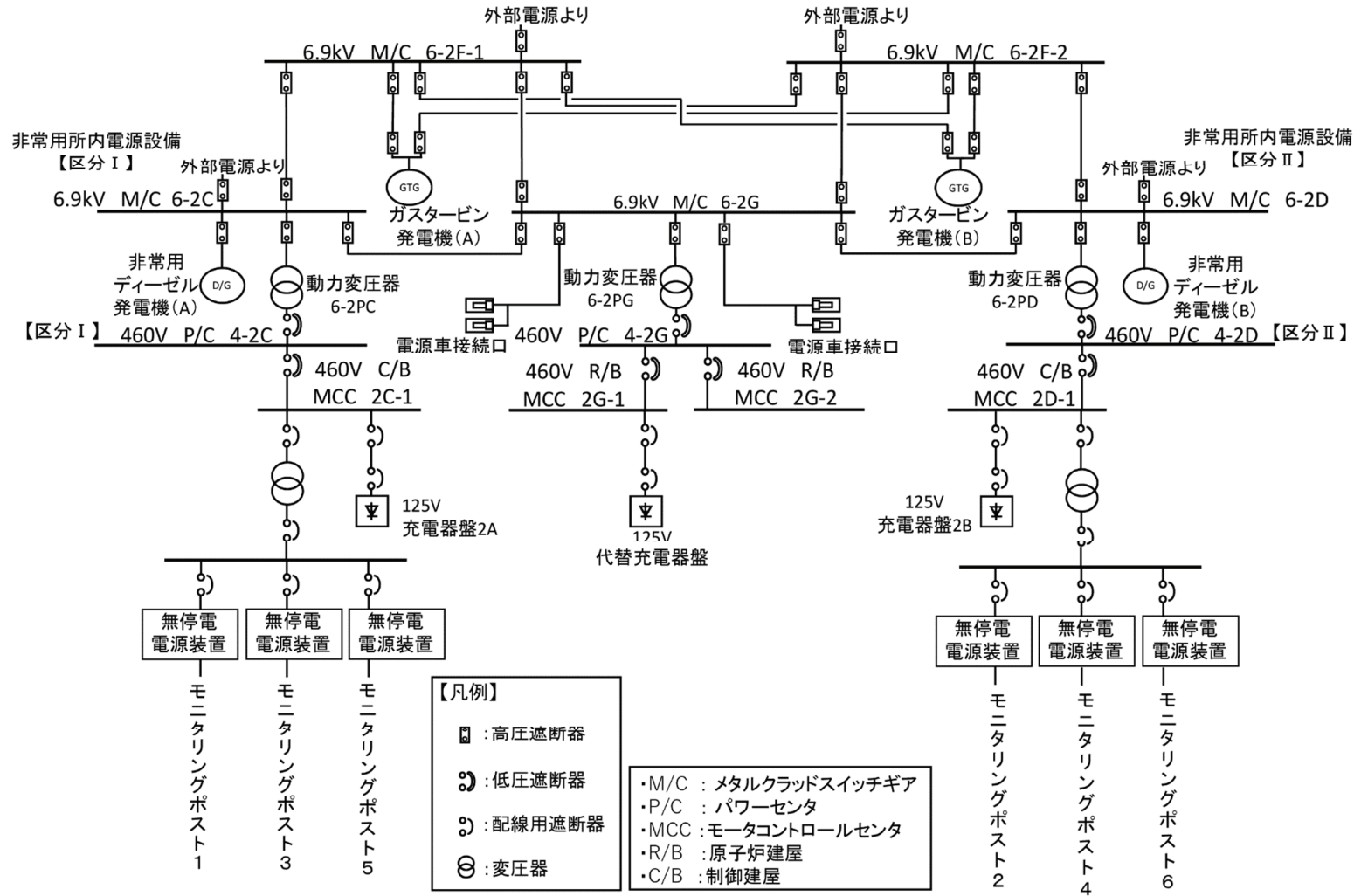


図 3-20 固定式周辺モニタリング設備の概略電源系統図

### 3.4 移動式周辺モニタリング設備

#### 3.4.1 可搬型モニタリングポスト

重大事故等が発生した場合に、固定式周辺モニタリング設備が機能喪失した場合の代替及び発電用原子炉施設周囲の空間線量率の監視、測定及び記録するための可搬型モニタリングポストは、2種類の検出器を用いて空気吸収線量率を測定する。

NaI(Tl)シンチレーションは、検出器に入射したガンマ線により発生した光電子を光電子増倍管にて電気信号に変換、増幅した後、測定装置にて空気吸収線量率へ変換し表示する。

半導体式は、空間線量率を半導体式を用いて電気信号として検出し、検出した電気信号を測定装置にて空間線量率へ変換し表示する。また、表示される測定値は電磁的に記録し、保存する。

なお、測定値は伝送装置（衛星系回線）により、緊急時対策所へ伝送でき、緊急時対策所にて電磁的に記録し、保存できる設計とする。記録及び保存については、「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

可搬型モニタリングポストは、重大事故等対処設備として、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視するために必要な個数である緊急時対策建屋で1台、屋外で8台及び故障時のバックアップ用として予備2台を保管する。

（「図3-21 可搬型モニタリングポストの概略構成図」及び「図3-22 検出器の構造図（可搬型モニタリングポスト）」参照。）

可搬型モニタリングポストは、緊急時対策所の加圧判断用と一部兼用とし、その使用目的等については、添付書類「VI-1-9-3-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書」にて示し、設備の構成及び測定範囲に関する内容については、本資料にて示す。

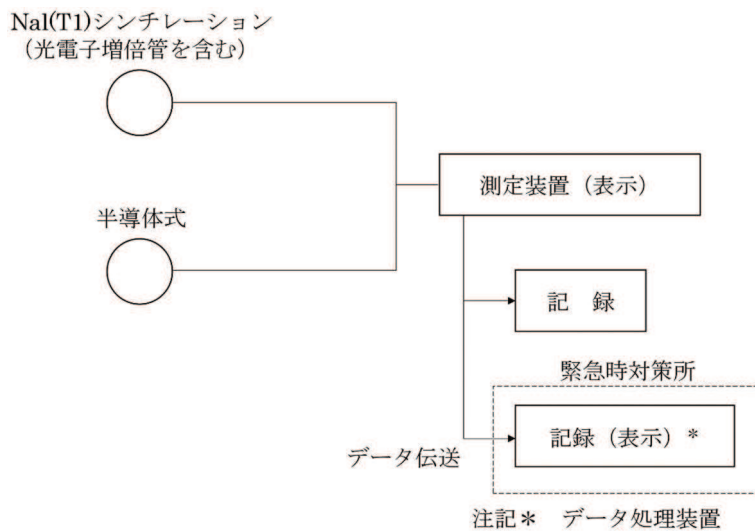


図3-21 可搬型モニタリングポストの概略構成図

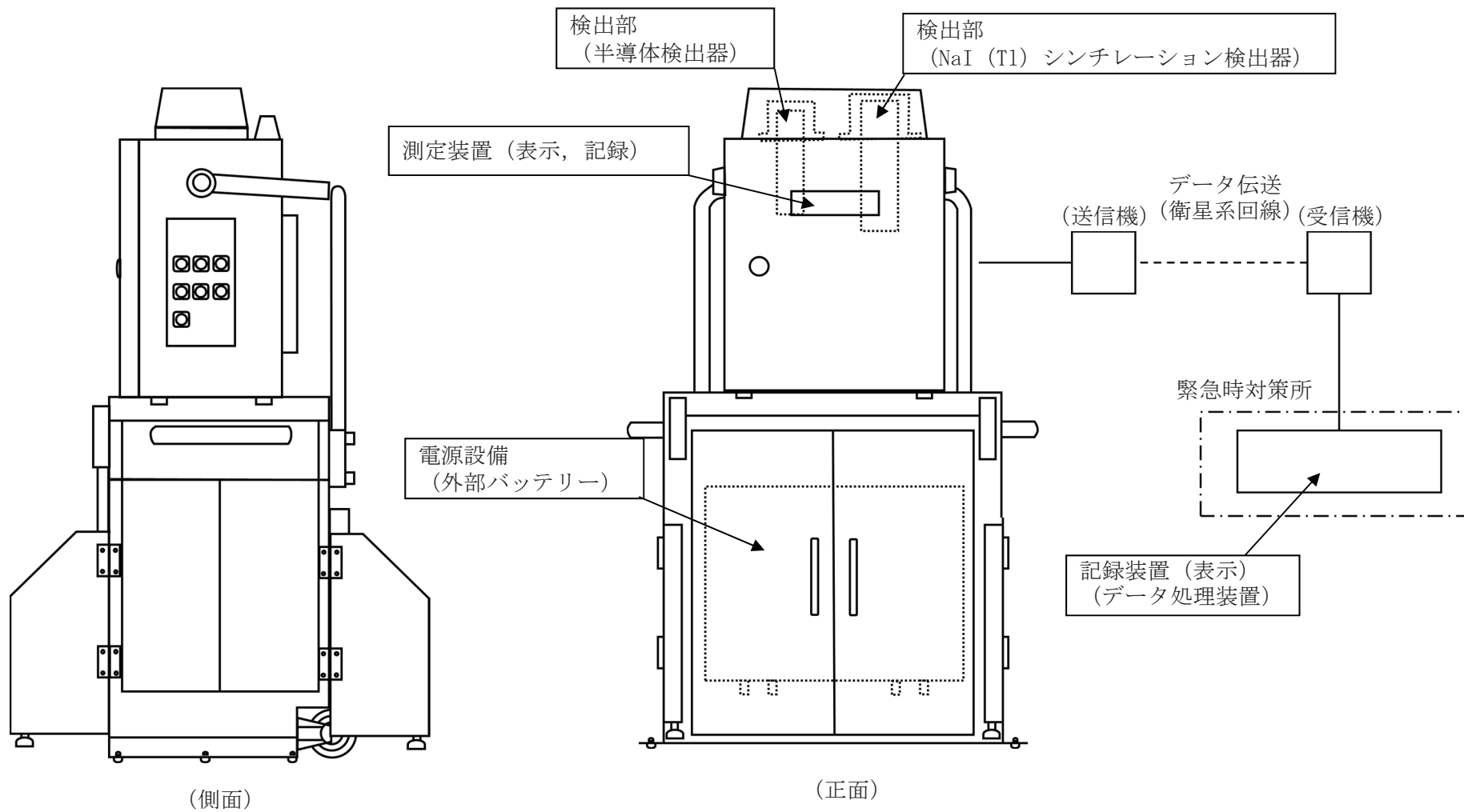


図 3-22 検出器の構造図 (可搬型モニタリングポスト)

### 3.4.2 $\beta$ 線サーベイメータ

重大事故等が発生した場合に、空气中、水中及び土壌中の放射性物質の濃度を監視、測定及び記録するための $\beta$ 線サーベイメータは、ベータ線をGM管で検出し、ベータ線の入射によりGM管内に封入された不活性ガスが電離され、発生した電気信号を測定装置にて計数率に変換して表示する。測定結果は従事者が記録し、保存する。記録及び保存については、「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

$\beta$ 線サーベイメータは、2台に予備1台を含めた合計3台を、緊急時対策建屋に保管する。

(「図 3-23  $\beta$ 線サーベイメータの概略構成図」及び「図 3-24 検出器の構造図 ( $\beta$ 線サーベイメータ)」参照。)

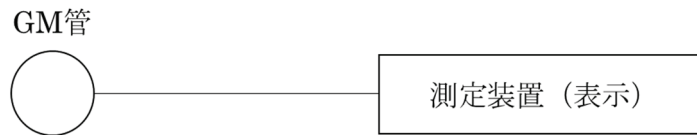


図 3-23  $\beta$ 線サーベイメータの概略構成図



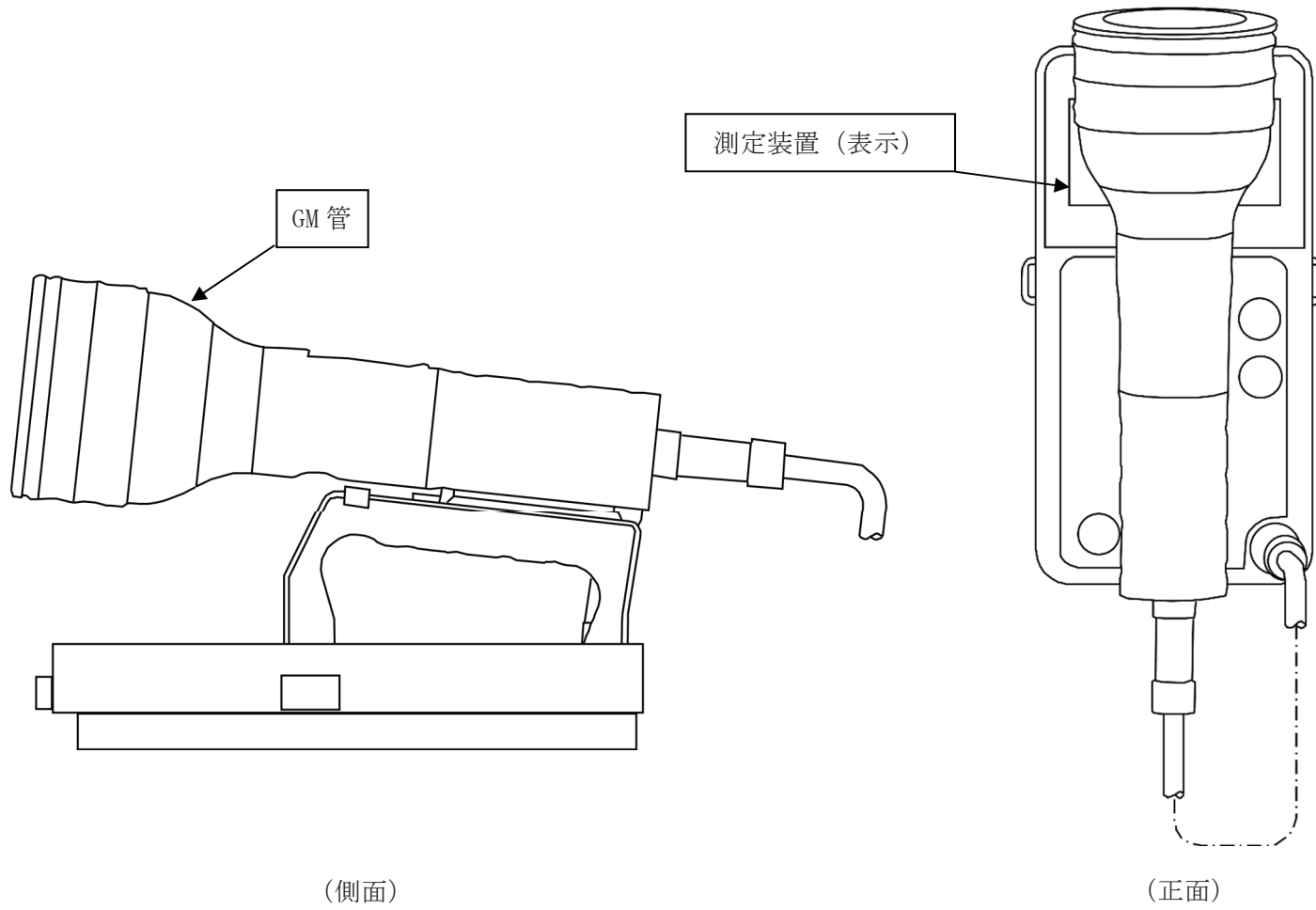


図3-24 検出器の構造図 (β線サーベイメータ)

### 3.4.3 $\gamma$ 線サーベイメータ

重大事故等が発生した場合に、空气中、水中及び土壌中の放射性物質の濃度を監視、測定及び記録するための $\gamma$ 線サーベイメータは、NaI (Tl) シンチレーションに入射したガンマ線により発生した光電子を光電子増倍管にて電気信号に変換、増幅した後、測定装置にて計数率に変換して表示する。測定結果は従事者が記録し、保存する。記録及び保存については、「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

$\gamma$ 線サーベイメータは、2台に予備1台を含めた合計3台を、緊急時対策建屋に保管する。

(「図 3-25  $\gamma$ 線サーベイメータの概略構成図」及び「図 3-26 検出器の構造図 ( $\gamma$ 線サーベイメータ)」参照。)

NaI(Tl)シンチレーション  
(光電子増倍管を含む)

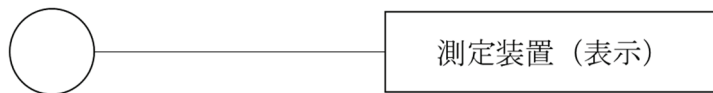


図 3-25  $\gamma$ 線サーベイメータの概略構成図

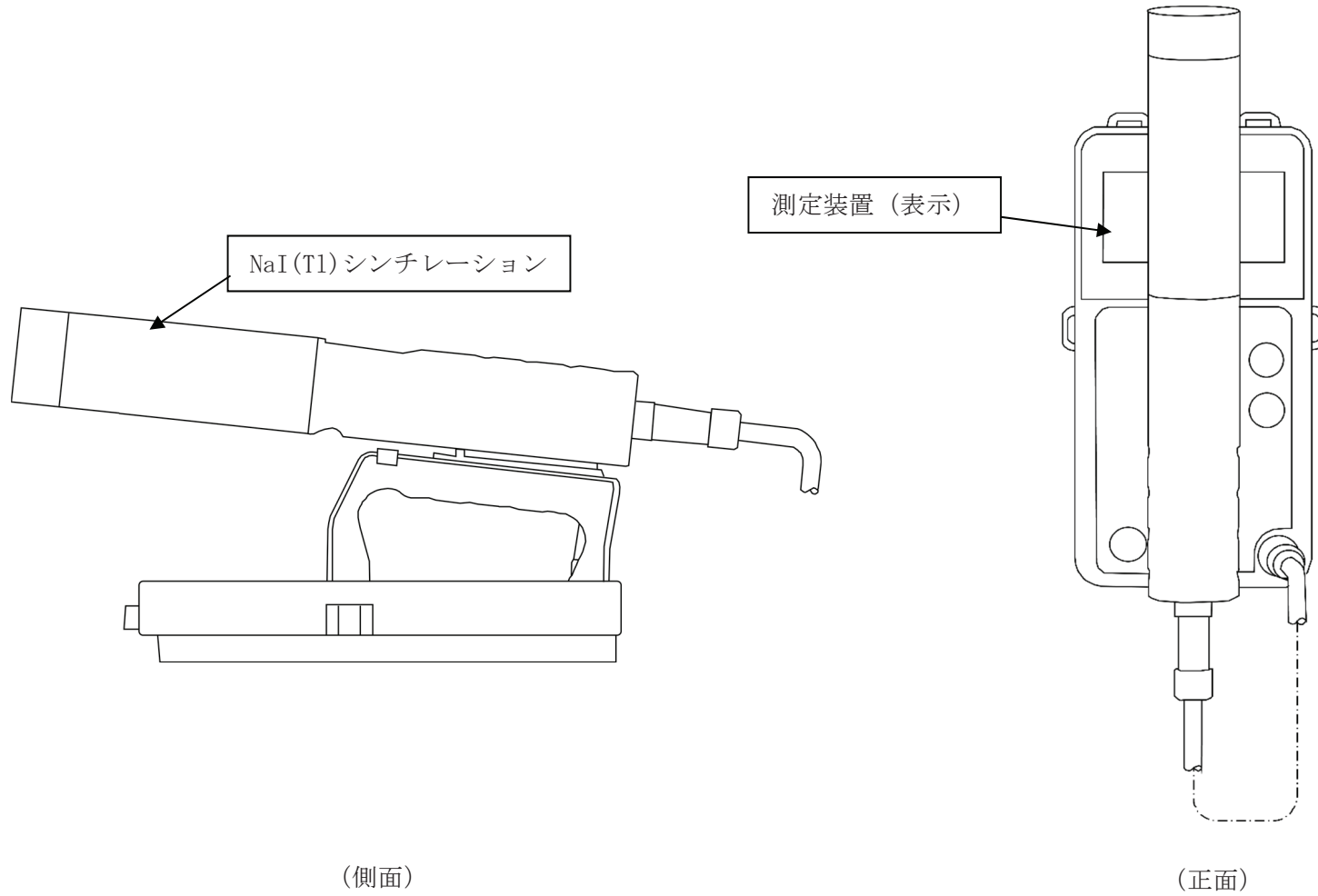


図 3-26 検出器の構造図 (γ線サーベイメータ)

#### 3.4.4 $\alpha$ 線サーベイメータ

重大事故等が発生した場合に、空气中、水中及び土壌中の放射性物質の濃度を監視、測定及び記録するための $\alpha$ 線サーベイメータは、ZnS(Ag)シンチレーションに入射したアルファ線により発生した光電子を光電子増倍管にて電気信号に変換、増幅した後、電気信号を測定装置にて計数率に変換し表示する。測定結果は従事者が記録し、保存する。記録及び保存については、「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

$\alpha$ 線サーベイメータは、1台に予備1台を含めた合計2台を、緊急時対策建屋に保管する。

(「図 3-27  $\alpha$ 線サーベイメータの概略構成図」及び「図 3-28 検出器の構造図 ( $\alpha$ 線サーベイメータ)」参照。)

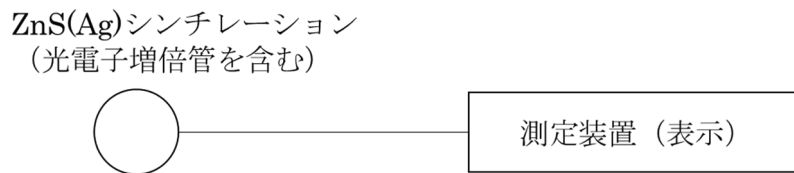


図 3-27  $\alpha$ 線サーベイメータの概略構成図

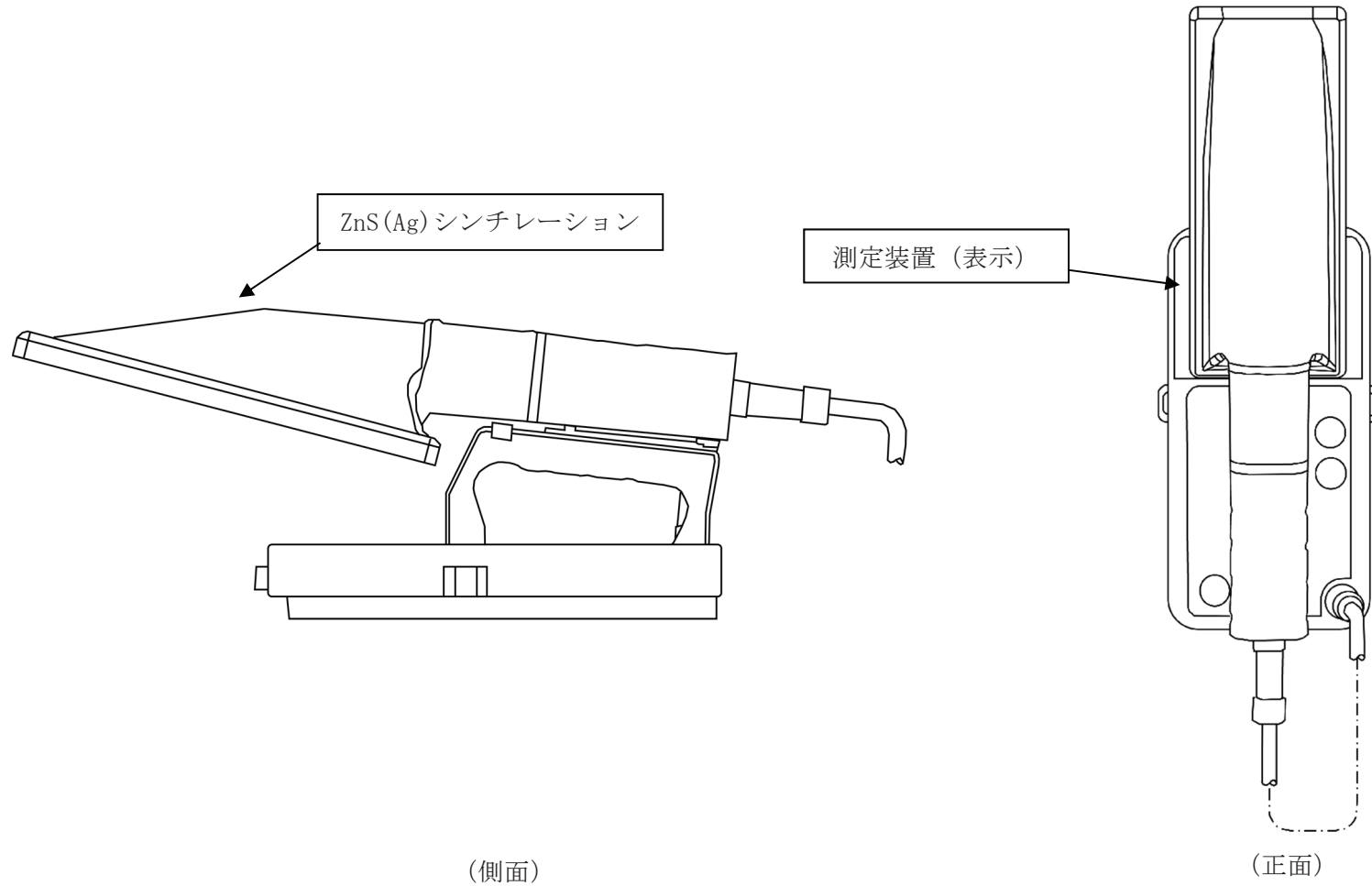


図 3-28 検出器の構造図 ( $\alpha$ 線サーベイメータ)

### 3.4.5 電離箱サーベイメータ

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）の線量当量率を監視、測定及び記録するための電離箱サーベイメータは、線量当量率を電離箱を用いて電流信号として検出し、検出した電気信号を測定装置にて線量当量率へ変換し、表示する。測定結果は従事者が記録し、保存する。記録及び保存については、「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

電離箱サーベイメータは、2台に予備1台を含めた合計3台を、緊急時対策建屋に保管する。

（「図 3-29 電離箱サーベイメータの概略構成図」及び「図 3-30 検出器の構造図（電離箱サーベイメータ）」参照。）

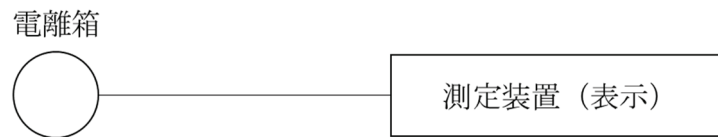


図 3-29 電離箱サーベイメータの概略構成図

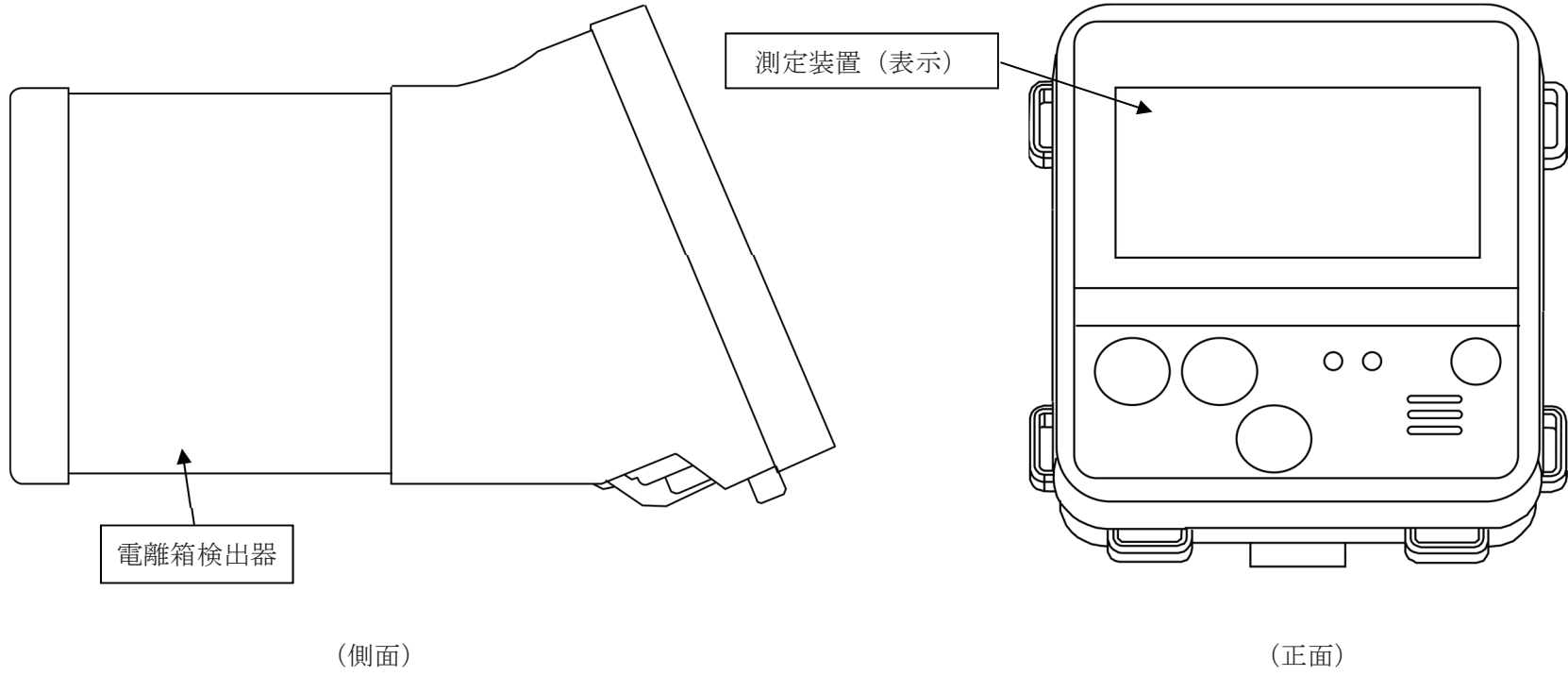


図 3-30 検出器の構造図 (電離箱サーベイメータ)

### 3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存

#### 3.5.1 計測結果の指示又は表示

プロセスモニタリング設備，エリアモニタリング設備の計測結果は，中央制御室あるいは緊急時対策所に指示又は表示し，記録する設計とする。固定式周辺モニタリング設備の計測結果は，中央制御室あるいは緊急時対策所に指示又は表示し，現場等で記録する設計とする。移動式周辺モニタリング設備については，現場にて指示又は表示し，記録する設計とする。「表3-1 放射線管理用計測装置の計測結果の指示，表示及び記録」に放射線管理用計測装置の計測結果の指示，表示及び記録場所を示す。

#### 3.5.2 設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存

技術基準規則第34条第4項及びその解釈に関わる計測結果は，原則，確実に記録計にて継続的に記録し，記録紙は取り替えて保存できる設計とする。

原子炉冷却材の放射性物質の濃度，排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度，排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度及び周辺監視区域境界付近の放射性物質の濃度については，断続的な試料の分析を行い，従事者が測定結果を記録し，保存できる設計とする。

記録を保存する計測項目と計測装置等を「表3-2 記録を保存する計測項目と計測装置等」に示す。

#### 3.5.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存

重大事故等時における各計測装置の計測結果は，計測装置に応じた記録方法により記録し，保存できる設計とする。

格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)，格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)，フィルタ装置出口放射線モニタ，耐圧強化ベント系放射線モニタ，使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）の計測結果は，SPDS伝送装置に電磁的に記録，保存し，電源喪失時においても保存した記録が失われないとともに，帳票として出力し保存できる設計とする。また，その計測結果は，プラント状態の推移を把握するためにデータ収集周期は1分とするとともに記録の保存容量は計測結果を取り出すことで継続的なデータを得ることができるよう，14日以上保存できる設計とする。

緊急時対策所可搬型エリアモニタの計測結果は記録装置にて電磁的に記録，保存し，電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。



可搬型モニタリングポストによる計測結果は、プラント状態を適切に把握するためにデータ収集周期を1分とする。記録の保存容量は外部支援を受けるまでの期間、記録できるように7日間以上可搬型モニタリングポストの記録装置に電磁的に記録し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また、計測結果は伝送装置（衛星系回線）により、緊急時対策所へ伝送でき、緊急時対策所にて電磁的に記録し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。

$\beta$ 線サーベイメータ、 $\gamma$ 線サーベイメータ、 $\alpha$ 線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータによる測定は、従事者が測定結果を記録し、保存できる設計とする。

表3-1 放射線管理用計測装置の計測結果の指示、表示及び記録

放射線管理用計測装置		指示又は表示	記録
プロセス モニタリング設備	格納容器内雰囲気放射線 モニタ (D/W)	中央制御室	中央制御室(記録計) 緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
	格納容器内雰囲気放射線 モニタ (S/C)	中央制御室	中央制御室(記録計) 緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
	フィルタ装置出口 放射線モニタ	中央制御室	緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
	耐圧強化ベント系 放射線モニタ	中央制御室	緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
エリア モニタリング設備	緊急時対策所可搬型エリア モニタ	緊急時対策所	緊急時対策所 (電磁的 記録)
	使用済燃料プール上部空間 放射線モニタ (低線量)	中央制御室	緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
	使用済燃料プール上部空間 放射線モニタ (高線量)	中央制御室	緊急時対策所 (SPDS 伝送装置)
固定式周辺 モニタリング設備	モニタリングポスト	中央制御室	現場等 (記録計)
		緊急時対策所	
移動式周辺 モニタリング設備	可搬型モニタリングポスト	現場	現場 (電磁的記録)
		緊急時対策所	緊急時対策所 (電磁的 記録)
	$\beta$ 線サーベイメータ	現場	現場 (従事者が記録)
	$\gamma$ 線サーベイメータ	現場	現場 (従事者が記録)
	$\alpha$ 線サーベイメータ	現場	現場 (従事者が記録)
	電離箱サーベイメータ	現場	現場 (従事者が記録)

表3-2 記録を保存する計測項目と計測装置等 (1/2)

計測項目	計測装置等
原子炉冷却材の放射性物質の濃度	試料放射能測定装置
原子炉格納容器内放射性物質の濃度及び線量当量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
	格納容器内ダスト放射線モニタ
主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン又は復水器に接続する設備であって放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度	主蒸気管放射線モニタ
	空気エゼクタオフガス放射線モニタ
排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度	スタック放射線モニタ
	非常用ガス処理系放射線モニタ
	試料放射能測定装置
排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	液体廃棄物処理系排水放射線モニタ
	試料放射能測定装置
放射性物質により汚染するおそれがある管理区域（管理区域のうち、その場所における外部放射線に係る線量のみが実用炉規則第二条第二項第四号に規定する線量を超えるおそれがある場所を除いた場所をいう。）内に開口部がある排水路の出口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	該当なし
管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率	燃料取替エリア放射線モニタ
	原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタ
	燃料交換フロア放射線モニタ

表3-2 記録を保存する計測項目と計測装置等 (2/2)

計測項目	計測装置等
周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率	モニタリングポスト (1・2・3号機共用)
周辺監視区域に隣接する地域における放射性物質の濃度	放射能観測車 (1・2・3号機共用)
	構内ダストモニタ (1・2・3号機共用)
敷地内における風向及び風速	気象観測設備 風向 (地上高10m, 標高175m) (1・2・3号機共用)
	気象観測設備 風速 (地上高10m, 標高175m) (1・2・3号機共用)

技術基準規則第34条第4項及びその解釈に関わるその他の計測項目については、添付書類「VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」及び添付書類「VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に示す。

### 3.6 その他

#### 3.6.1 海上モニタリングについて

「3.4 移動式周辺モニタリング設備」の設備にて、重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺における放射性物質の濃度及び線量当量率を測定する際、周辺海域においても測定するために、小型船舶を保管する。小型船舶の保管場所は「図3-31 小型船舶の保管場所」に示すとおりとする。

#### 3.6.2 放射線計測器の保有等について

重大事故等が発生した場合、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）のモニタリングを拡充する場合に備えて、放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する計測器を重大事故等対処設備以外にも保有しておくとともに、他の機関とも適切な連携を構築する。

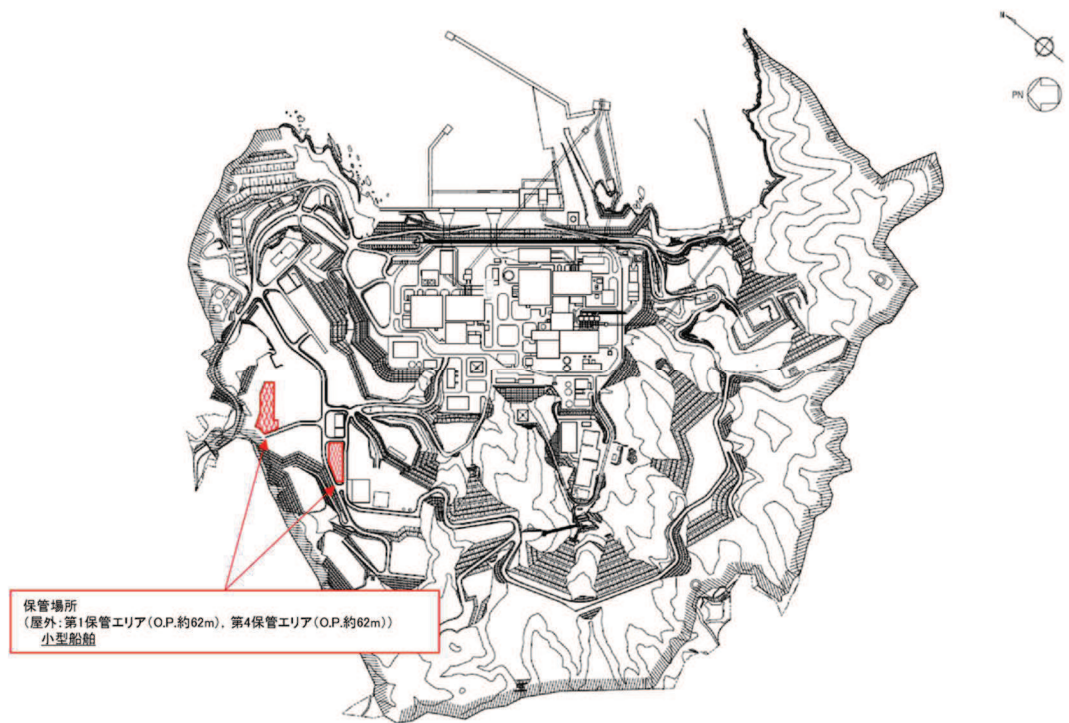


図3-31 小型船舶の保管場所

#### 4. 放射線管理用計測装置の計測範囲及び警報動作範囲

##### 4.1 放射線管理用計測装置の計測範囲

放射線管理用計測装置の計測範囲は、バックグラウンドレベルを包絡し、監視上必要な線量当量率を考慮し、設定する。

監視上必要な線量当量率の考慮として、以下に示すものが挙げられる。

「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」（昭和56年7月23日原子力安全委員会決定、以下「事故時放射線計測指針」という。）にて測定上限値の要求があるものについては、これを満足する設計とする。

計測対象の監視範囲が広い場合には、複数のものによりオーバーラップさせて計測が可能となるように設計する。

各放射線管理用計測装置の計測範囲を「表4-1 放射線管理用計測装置の計測範囲」に示す。

重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉格納容器内の放射線量率、最終ヒートシンクの確保及び使用済燃料プールの監視に必要なパラメータを計測することが困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の対応におけるパラメータの推定手段及び推定方法については、添付書類「VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」の「3.3 計測制御系統施設」に示す。重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（計測可能範囲）、パラメータの計測が困難となった場合のパラメータの推定の対応手段等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に明確にし、確実に運用及び遵守できるよう手順として定めて管理する。

##### 4.2 放射線管理用計測装置の警報動作範囲

重大事故等対処設備については、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり計測する設計としていること及び技術基準規則の要求に該当しないことから警報装置を設ける必要はない。

表4-1 放射線管理用計測装置の計測範囲 (1/3)

(プロセスモニタリング設備)

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
格納容器内雰囲気 放射線モニタ(D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。計測上限値は、「事故時放射線計測指針（放射能障壁の健全性の把握）」を満足するように設定する。
格納容器内雰囲気 放射線モニタ(S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。計測上限値は、「事故時放射線計測指針（放射能障壁の健全性の把握）」を満足するように設定する。
フィルタ装置出口 放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	原子炉格納容器ベント実施時（炉心損傷している場合）に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率（ $1.9 \times 10^3 \text{mSv/h}$ ）を計測できる範囲として設定する。
耐圧強化ベント系 放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	耐圧強化ベント実施時（炉心損傷していない場合）に、想定される排気ラインの最大放射線量率（約 $2.0 \times 10^2 \text{mSv/h}$ ）を計測できる範囲として設定する。

表4-1 放射線管理用計測装置の計測範囲 (2/3)

(エリアモニタリング設備)

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
緊急時対策所可搬型 エリアモニタ	0.01 $\mu$ Sv/h $\sim$ 999.9mSv/h	緊急時対策所可搬型エリアモニタは、プルーム放出後の緊急時対策所への放射性物質到達による指示値上昇 (0.1mSv/h) を検知できる設定とする。
使用済燃料プール上部 空間放射線モニタ (低線量)	10 <sup>-2</sup> $\sim$ 10 <sup>5</sup> mSv/h	重大事故等時における使用済燃料プールの変動範囲について放射線量を監視可能である。計測上限値は、重大事故等時における計測に対して使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量) の計測下限値とオーバーラップするよう設定する。
使用済燃料プール上部 空間放射線モニタ (高線量)	10 <sup>1</sup> $\sim$ 10 <sup>8</sup> mSv/h	重大事故等時における使用済燃料プールの変動範囲について放射線量を監視可能である。計測下限値は、重大事故等時における計測に対して使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (低線量) の計測上限値とオーバーラップするよう設定する。



表4-1 放射線管理用計測装置の計測範囲 (3/3)

(移動式周辺モニタリング設備)

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
可搬型モニタリングポスト	0～10 <sup>9</sup> nGy/h	計測下限値は、通常運転時のバックグラウンドを包絡するように設定する。 計測上限値は、「事故時放射線計測指針」を満足するように設定する。
β線サーベイメータ	0～100k min <sup>-1</sup>	計測下限値は、通常運転時のバックグラウンドを包絡するように設定する。 計測上限値は、放射性物質の放出があった場合にバックグラウンドレベルからの指示上昇を有意に検知できる範囲を包絡するように設定する。
γ線サーベイメータ	0～30k s <sup>-1</sup>	計測下限値は、通常運転時のバックグラウンドを包絡するように設定する。 計測上限値は、放射性物質の放出があった場合にバックグラウンドレベルからの指示上昇を有意に検知できる範囲を包絡するように設定する。
α線サーベイメータ	0～100k min <sup>-1</sup>	計測下限値は、通常運転時のバックグラウンドを包絡するように設定する。 計測上限値は、放射性物質の放出があった場合にバックグラウンドレベルからの指示上昇を有意に検知できる範囲を包絡するように設定する。
電離箱サーベイメータ	0.001～1000 mSv/h	計測下限値は、作業従事者に対する放射線防護の観点より管理区域境界における線量当量率限度（遮蔽区分Ⅰの上限線量当量率）から計測できるように設定する。 計測上限値は、「事故時放射線計測指針」を満足するように設定する。

VI-1-7-2 管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する

説明書

## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 施設の詳細設計方針	1
3.1 出入管理設備	1
3.1.1 中央制御室チェンジングエリア	1
3.1.2 緊急時対策所チェンジングエリア	2
3.2 可搬型放射線計測装置，小型船舶及び環境試料分析装置	2
3.2.1 環境試料の種類及び測定頻度	2
3.2.2 可搬型放射線計測装置及び小型船舶	2
3.2.3 環境試料分析装置	3

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）第8条、第74条及び第76条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「解釈」という。）」に係る放射線管理施設のうち、管理区域、中央制御室及び緊急時対策所の出入管理設備について、説明するものである。また、技術基準規則第75条及びその解釈並びに設置（変更）許可を受けた放出管理目標値の管理状況の確認に関わる環境試料分析装置について説明する。併せて環境試料の放射能測定に用いる可搬型放射線計測装置及び小型船舶についても説明する。

なお、設計基準対象施設として使用する出入管理設備、環境試料分析装置に関しては、要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、重大事故等時に使用する出入管理設備、可搬型放射線計測装置、小型船舶及び環境試料分析装置について説明する。

## 2. 基本方針

技術基準規則第74条及び第76条並びにそれらの解釈に基づき、重大事故等が発生し中央制御室及び緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室及び緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、身体の汚染検査及び作業服の着替え等を行う区画を含む出入管理設備を設置する。

技術基準規則第75条及びその解釈に基づき、重大事故等が発生した場合において、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において発電所から放出される放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、可搬型放射線計測装置、小型船舶及び環境試料分析装置を配備する。

## 3. 施設の詳細設計方針

### 3.1 出入管理設備

#### 3.1.1 中央制御室チェンジングエリア

中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染持ち込みを防止するため、制御建屋内、かつ中央制御室バウンダリに隣接した場所にチェンジングエリアを設置する。中央制御室チェンジングエリアの設置場所及び配置を図3-1「中央制御室チェンジングエリア設置場所及び配置」に示す。

チェンジングエリア内は、靴等を着脱する下足エリア、防護具の脱衣エリア、放射性物質による汚染を確認するためのサーベイエリア及び運転員等に放射性物質による汚染が確認された場合にウェットティッシュによる拭取りや簡易シャワーで除染を行う除染エリアで構成される。なお、除染で発生した汚染水は、排水を受ける資機材及びウエスで受け、使用したウエスは固体廃棄物として処理する。

チェンジングエリアはチェンジングエリア用資機材で区画し、表面汚染密度測定用サーベイメータ、除染用資機材、乾電池内蔵型照明を配備し、チェンジングエリア用資機材、防護具、表面汚染密度測定用サーベイメータ、除染用資機材、乾電池内蔵型照明は、迅速な対応を行うために制御建屋内に保管する。

乾電池内蔵型照明の電源、照度については、添付書類「VI-1-1-12 非常用照明に関する説明書」に示す。

### 3.1.2 緊急時対策所チェンジングエリア

緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、緊急時対策建屋内にチェンジングエリアを設置する。緊急時対策所チェンジングエリアの設置場所及び配置を図 3-2「緊急時対策所チェンジングエリア設置場所及び配置」に示す。チェンジングエリア内は、靴等を着脱する下足エリア、防護具の脱衣エリア、放射性物質による汚染を確認するためのサーベイエリア及び要員等に放射性物質による汚染が確認された場合にウェットティッシュによる拭取りや簡易シャワーで除染を行う除染エリアで構成される。なお、除染で発生した汚染水は、排水を受ける資機材及びウエスで受け、使用したウエスは固体廃棄物として処理する。

チェンジングエリアはチェンジングエリア用資機材で区画し、除染用資機材、表面汚染密度測定用サーベイメータ、乾電池内蔵型照明を配備し、チェンジングエリア用資機材、防護具、除染用資機材、表面汚染密度測定用サーベイメータ、乾電池内蔵型照明は、迅速な対応を行うために緊急時対策建屋内に保管する。

## 3.2 可搬型放射線計測装置、小型船舶及び環境試料分析装置

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において発電所から放出される放射性物質の濃度を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、可搬型放射線計測装置、小型船舶及び環境試料分析装置を配備する。可搬型放射線計測装置、小型船舶及び環境試料分析装置は、重大事故等時に迅速に対応するために緊急時対策建屋、第 1 保管エリア又は第 4 保管エリアに保管する。（図 3-3「可搬型放射線計測装置、小型船舶及び環境試料分析装置の保管場所」参照。）

### 3.2.1 環境試料の種類及び測定頻度

採取する環境試料の種類及び測定頻度は表 3-1「環境試料の種類及び測定頻度」に示すとおりとする。

### 3.2.2 可搬型放射線計測装置及び小型船舶

環境試料の放射性物質の濃度を測定するために可搬型放射線計測装置及び小型船舶を配備する。

空気中の放射性物質の濃度を測定するために、可搬型ダスト・よう素サンプラ（個数 2（予備 1））により環境試料を採取した後、 $\gamma$ 線サーベイメータにてガンマ線、 $\beta$ 線サーベイメータにてベータ線、 $\alpha$ 線サーベイメータにてアルファ線を監視・測定する。また、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

海水、排水に含まれる放射性物質の濃度を測定するために、採取用資機材により海水、排水を採取した後、 $\gamma$ 線サーベイメータにてガンマ線、 $\beta$ 線サーベイメータにてベータ線、 $\alpha$ 線サーベイメータにてアルファ線を監視・測定する。また、測定結果をサンプリング記

録用紙に記録し、保存する。

なお、周辺海域においては小型船舶を使用する。

土壌に含まれる放射性物質の濃度を測定するために、土壌を採取した後、 $\gamma$ 線サーベイメータにてガンマ線、 $\beta$ 線サーベイメータにてベータ線、 $\alpha$ 線サーベイメータにてアルファ線を監視・測定する。また、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

上記の可搬型放射線計測装置及び小型船舶の種類並びに使用目的を表 3-2「可搬型放射線計測装置及び小型船舶の種類並びに使用目的」に示す。

可搬型放射線計測装置の計測範囲及び測定結果の記録については、添付書類「VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に示す。

### 3.2.3 環境試料分析装置

海水、排水に含まれる放射性物質濃度測定の前処理を行うための環境試料分析装置の種類及び使用目的は表 3-3「環境試料分析装置の種類及び使用目的」に示す。

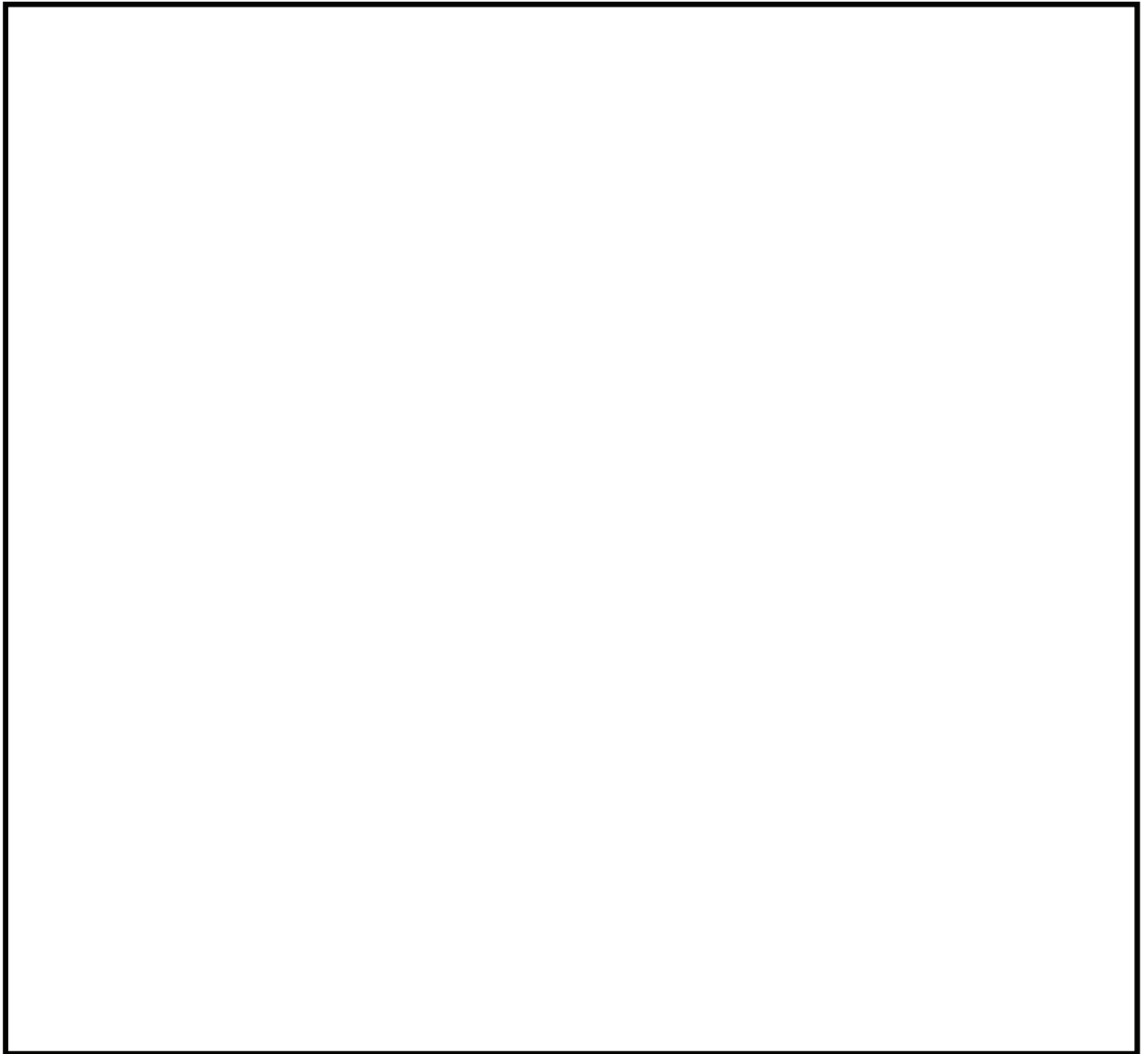


図 3-1 中央制御室チェンジングエリア設置場所及び配置

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

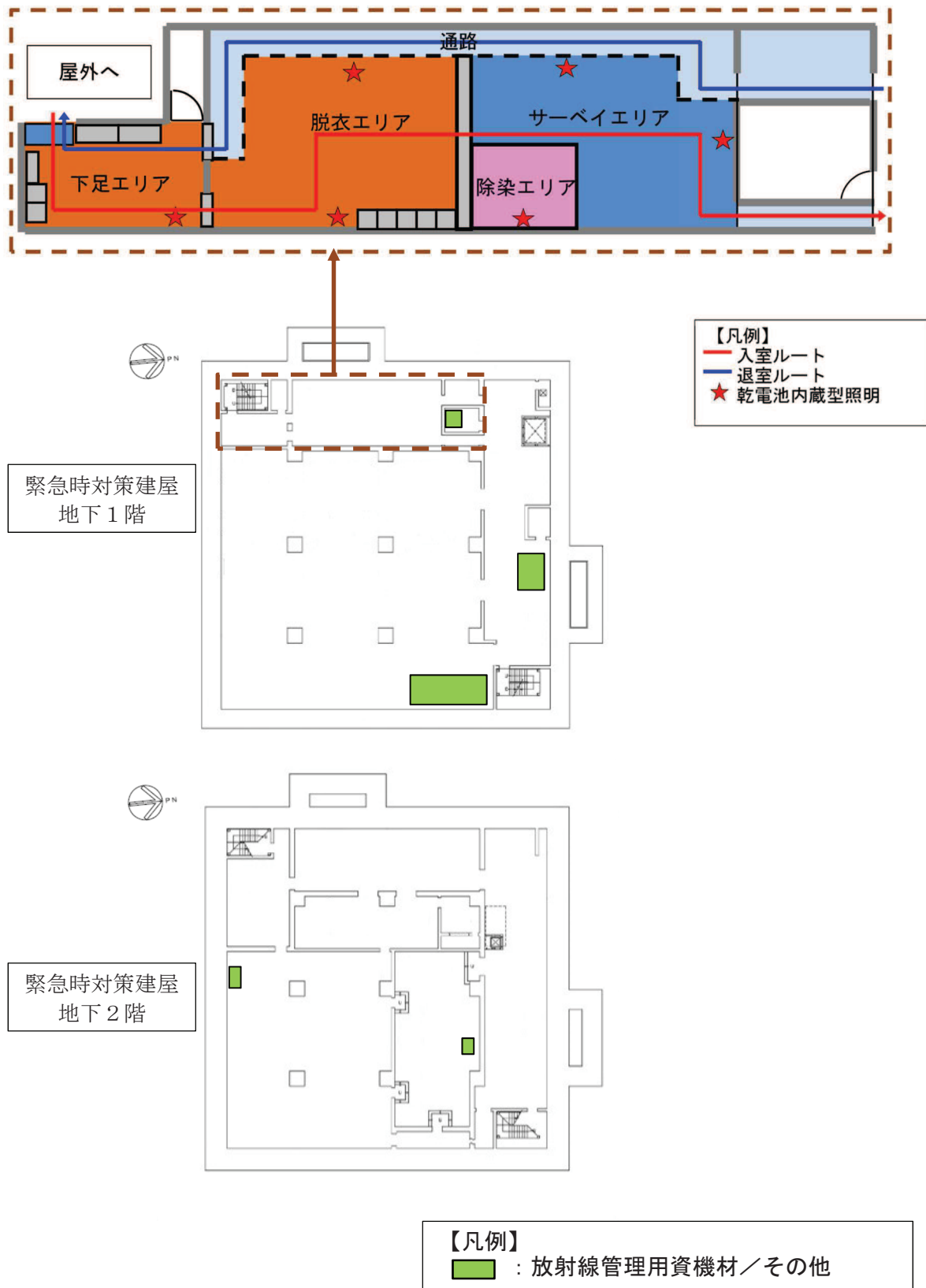


図 3-2 緊急時対策所チェンジングエリア設置場所及び配置



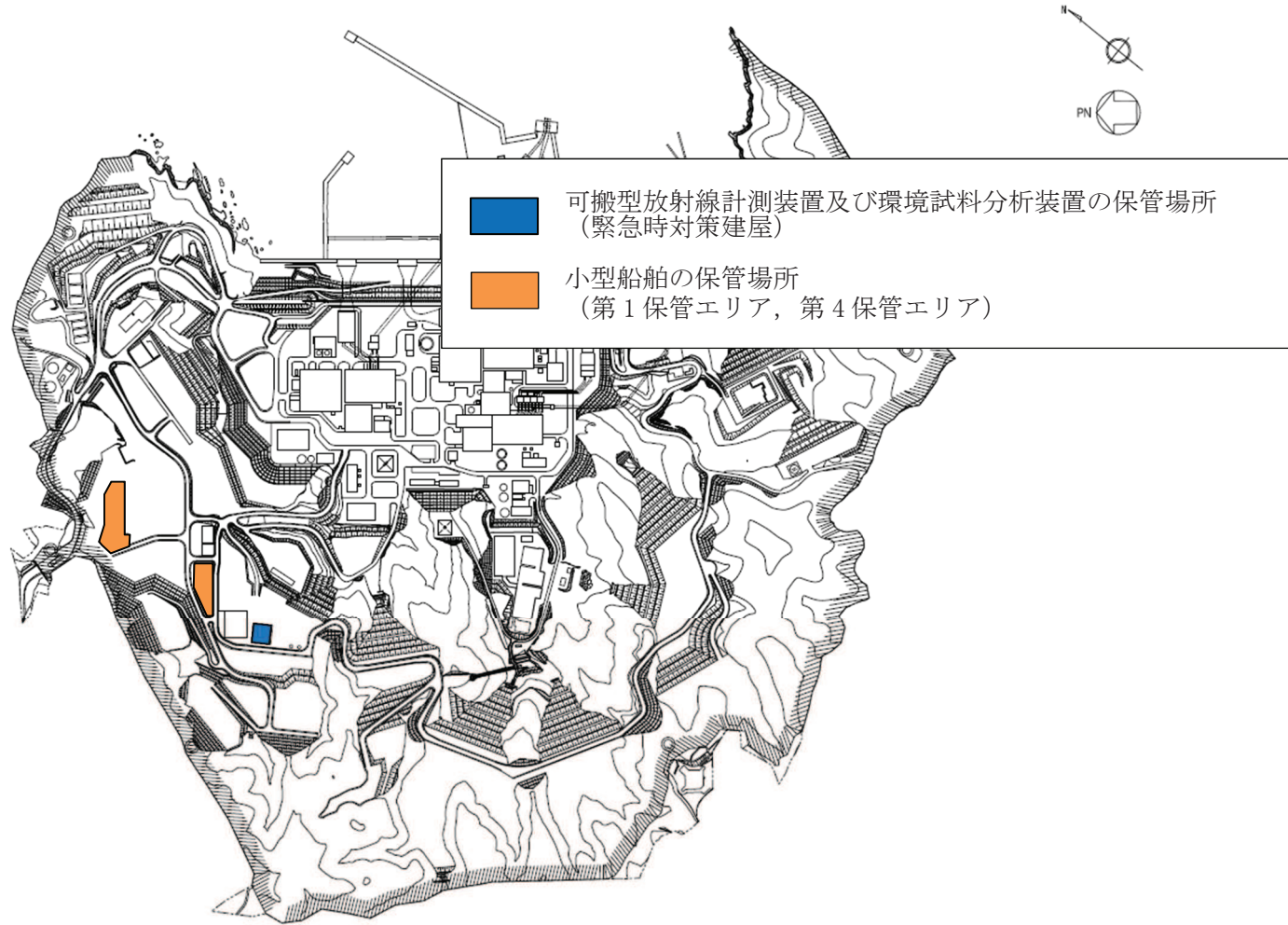


図 3-3 可搬型放射線計測装置, 小型船舶及び環境試料分析装置の保管場所

表 3-1 環境試料の種類及び測定頻度

種 類	測 定 頻 度
空気中の放射性ダスト及び放射性よう素, 海水, 排水, 土壌	1 回/日以上*

注記 \* : 測定頻度は発電所の状態及び放射性物質の放出状況を考慮し変更する。

表 3-2 可搬型放射線計測装置及び小型船舶の種類並びに使用目的

種 類	使 用 目 的
可搬型ダスト・よう素サンプラ	放射性物質採取
$\gamma$ 線サーベイメータ	放射性よう素測定 全ガンマ放射能測定
$\beta$ 線サーベイメータ	全ベータ放射能測定
$\alpha$ 線サーベイメータ	全アルファ放射能測定
小型船舶	放射性物質採取

表 3-3 環境試料分析装置の種類及び使用目的

種 類	使 用 目 的
ろ過装置 (ろ紙含む。)	海水, 排水のろ過

VI-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書

## 目 次

1.	概要	1
2.	中央制御室の居住性に関する基本方針	2
2.1	基本方針	2
2.2	適用基準，適用規格等	3
3.	中央制御室の居住性を確保するための防護措置	5
3.1	換気設備	5
3.2	生体遮蔽装置	8
3.3	酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	8
3.4	資機材，要員の交替等	8
3.5	可搬型照明	8
3.6	代替電源	8
4.	中央制御室の居住性評価	10
4.1	線量評価	10
4.1.1	評価方針	10
4.1.2	評価条件及び評価結果	32
4.2	酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価	45
4.2.1	設計基準事故時における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価方針	45
4.2.2	設計基準事故時における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価結果	46
4.2.3	炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価方針	48
4.2.4	炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価結果	49
4.2.5	炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避所内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価方針	50
4.2.6	炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避所内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価結果	52

4.3	中央制御室の居住性評価のまとめ	53
5.	熱除去の評価	54
5.1	中央制御室しゃへい壁の熱除去の評価	54
5.1.1	中央制御室しゃへい壁の入射線量の設定方法	54
5.1.2	中央制御室しゃへい壁の温度上昇の計算方法	54
5.2	2次しゃへい壁及び補助しゃへいの熱除去の評価	54
5.2.1	2次しゃへい壁及び補助しゃへいにおける入射線量の設定方法	54
5.2.2	2次しゃへい壁及び補助しゃへいの温度上昇の計算方法	54
5.3	温度上昇のまとめ	55
別添1	中央制御室換気空調系のフィルタ除去性能の維持について	
別添2	中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価における原子炉建屋ブローアウトパネルの取扱いについて	
別添3	運転員の交替要員体制について	
別添4	中央制御室待避所遮蔽に係るストリーミングの考慮について	

## 1. 概要

本説明書は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第38条及び第74条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づく中央制御室の居住性について、居住性を確保するための基本方針，居住性に係る設備の設計方針，放射線防護措置の有効性を示す評価等を含めて説明するものである。

## 2. 中央制御室の居住性に関する基本方針

### 2.1 基本方針

(1) 冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、中央制御室の気密性、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質並びに中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じる。

(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を施設する。

中央制御室は、換気設備(中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧空気供給系)及び生体遮蔽装置(中央制御室しゃへい壁、中央制御室待避所遮蔽、補助しゃへい及び2次しゃへい壁)により居住性を確保する。

また、その他の居住性に係る設備として、計測制御系統施設の可搬型の中央制御室用の酸素濃度計(中央制御室用)及び二酸化炭素濃度計(中央制御室用)により、中央制御室内及び中央制御室待避所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握する。さらに、計測制御系統施設の可搬型照明(SA)により、炉心の著しい損傷が発生した場合に必要な照度を確保する。なお、中央制御室換気空調系及び可搬型照明(SA)は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機からの給電が可能な設計とする。

これら居住性を確保するための設備及び防護具の配備、着用等運用面の対策を考慮して被ばく評価並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価を行い、その結果から、中央制御室の居住性確保について評価する。

設計基準事故時における居住性評価のうち被ばく評価に当たっては、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」(平成21・07・27原院第1号 平成21年8月12日原子力安全・保安院制定)(以下「被ばく評価手法(内規)」という。)に従って放射性物質等の評価条件及び評価手法を考慮し、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足できることを評価する。炉心の著しい損傷が発生した場合における居住性評価のうち被ばく評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」(平成25年6月19日 原規技発第13061918号)(以下「審査ガイド」という。)を参照して、放射性物質等の評価条件及び評価手法を考慮し、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足できることを評価する。

また、居住性評価のうち中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価に当たっては、「労働安全衛生法(昭和47年法律第57号)労働安全衛生規則」(昭和47年9月30日労働省令第32号)(以下「労働安全衛生規則」という。),「労働安全衛生法(昭和47年法律第57号)酸素欠乏症等防止規則」(昭和47年9月30日労働省令第42号)(以下「労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則」という。)の労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準に準拠し、許容基準を満足できることを評価する。

## 2.2 適用基準，適用規格等

中央制御室の居住性に適用する基準，規格等は，以下のとおりとする。

- ・ 解釈
- ・ 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈について（平成17年12月16日 平成17・12・15原院第5号）
- ・ 被ばく評価手法(内規)
- ・ 労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則
- ・ 労働安全衛生規則
- ・ 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(昭和51年9月28日 原子力委員会決定)
- ・ 被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について(平成元年3月27日 原子力安全委員会了承)
- ・ 発電用軽水型原子炉施設の安全評価 に関する審査指針（平成2年8月30日 原子力安全委員会決定）
- ・ 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針(昭和57年1月28日 原子力安全委員会決定)
- ・ 原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（J E A C 4 6 2 2-2009）
- ・ 技術基準規則
- ・ Compilation of Fission Product Yields (NEDO-12154-1, M. E. Meek and B. F. Rider, Vallecitos Nuclear Center, 1974)
- ・ 空気調和・衛生工学便覧(平成22年2月第14版 空気調和・衛生工学会)
- ・ 沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について TLR-032 改訂5 株式会社東芝, 平成18年2月
- ・ ICRP Publication 71, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients", 1995
- ・ ICRP Publication 72, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients", 1996
- ・ 空気調和・衛生工学会規格 SHASE-S 116-2003(2004)
- ・ 審査ガイド
- ・ BNWL-1244, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays - Containment Systems Experiment Interim Report", February 1970
- ・ L. Soffer, et al., "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", NUREG-1465, February 1995
- ・ NUPEC 平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成10年3月）
- ・ NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99
- ・ J.L. Sprung, et al., "Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters", NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990



- R. G. I. 195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors”
- Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007
- Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007
- R. K. HILLIARD, A. K. POSTMA, J. D. McCORMACK and L. F. COLEMAN, “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment”, Nuclear Technology, Vol. 10, p. 499-519, 1971
- JAEA-Technology 2011-026 「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」
- 土木学会 2007年 コンクリート標準示方書[構造性能照査編]
- K. Shibata, et al., “Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3”, J. Nucl. Sci. Technol., 39, 1125 (2002)
- K. Kosako, N. Yamano, T. Fukahori, K. Shibata and A. Hasegawa, “The Libraries FSXLIB and MATXSLIB based on JENDL-3.3”, JAERI-Data/Code 2003-011 (2003)

### 3. 中央制御室の居住性を確保するための防護措置

中央制御室は、冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室しゃへい壁を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室の気密性並びに中央制御室換気空調系及び中央制御室しゃへい壁、2次しゃへい壁及び補助しゃへいの機能とあいまって事故後30日間で100mSvを超えない設計とする。

また、炉心の著しい損傷の発生を想定した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を施設し、中央制御室しゃへい壁を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、全面マスク等の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室の気密性並びに中央制御室換気空調系、中央制御室待避所加圧空気供給系及び中央制御室しゃへい壁、中央制御室待避所遮蔽、2次しゃへい壁及び補助しゃへいの機能とあいまって事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。

さらに、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が、事故対策のための活動に支障がない濃度に維持及び抑制ができる設計とする。

中央制御室の居住性を確保するための設備及び防護具の配備、着用等運用面の対策を以下のとおり講じる。

#### 3.1 換気設備

中央制御室の換気設備は、通常時、中央制御室送風機及び中央制御室排風機により中央制御室の換気を行う設計とする。事故時は、外気を遮断し、中央制御室再循環フィルタ装置を通る事故時運転モードとし、インリークにより放射性物質が中央制御室内に取り込まれた場合においても、運転員を放射性物質による外部被ばく及び内部被ばくから防護することで、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足する設計とする。

中央制御室送風機及び再循環送風機は、設計上の空気の流入率を1.0回/hを維持する設計とする。

インリークによる中央制御室内への空気流入率は、試験結果を踏まえ、基準地震動 $S_s$ による地震力によるせん断ひずみを上回る建屋の最大せん断ひずみが許容限界に達した場合における空気流入率の増加を考慮しても、1.0回/hを下回るように維持及び管理を行う。耐震に関する気密性の維持の基本方針を添付書類「VI-2-1-1 耐震設計の基本方針」に示す。また、中央制御室内への空気流入率の増加の詳細については、添付書類「VI-2-8-4-3 中央制御室しゃへい壁の耐震性についての計算書」に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合における格納容器ベント時の運転員の被ばくを低減する対策として、中央制御室内に中央制御室待避所を設置する。ベント実施時には中央制御室待避所内に待機可能とし、中央制御室待避所内は中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）により10時間加圧する設計とする。中央制御室待避所の正圧化された室内と中央制御室との差圧を監視できる計測範囲として0～200Paを有する差圧計（中央制御室待避所用）を1個設置する。

中央制御室待避所は、中央制御室待避所内への放射性物質の流入を防ぐため設計上の圧力値を隣接区画に対して+20Pa[gage]に設定する。

中央制御室換気空調系は、外部電源が喪失した場合、非常用電源設備から給電される。また、炉心の著しい損傷が発生した場合にも、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から給電できる設計とする。その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機2A及び非常用ディーゼル発電機2Bを重大事故等対処設備として使用する。

中央制御室換気空調系は、中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物を想定しても中央制御室換気空調系の外気取入れを手動で遮断し、事故時運転モードに切り換えることにより、運転員その他従事者を外部からの自然現象等から防護できる設計とする。

また、中央制御室換気空調系は、事故時運転モードによる酸欠防止を考慮して外気取入れの再開が可能な設計とするが、設計基準事故時の被ばく評価期間であり、かつ、火災等により発生する燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物の継続時間を上回る30日間の中央制御室への中央制御室換気空調系による空気の取込みを一時的に停止した場合においても、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない濃度に維持及び抑制できる設計とする。

さらに、炉心の著しい損傷が発生した場合においても同様に、中央制御室換気空調系の事故時運転モードにより、炉心の著しい損傷が発生した場合の被ばく評価期間である7日間の中央制御室への中央制御室換気空調系による空気の取込みを一時的に停止した場合においても、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない濃度に維持及び抑制できる設計とする。

#### (1) 中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタ

中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタのろ材は、ガラス繊維をシート状にしたもので、エアロゾルを含んだ空気がろ材を通過する際に、エアロゾルがガラス繊維に衝突・接触することにより捕集される。

中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタによる微粒子の除去効率は、99.9%となるよう設計する。この除去効率(設計値)は、線量の評価に用いるため、適切に維持及び管理を行う。

中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタの除去効率が、炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性に係る被ばく評価条件下においても適用できることを以下に確認する。

##### a. 温度及び湿度条件

中央制御室は、原子炉格納容器から離れた位置にあるため、温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。

##### b. 保持容量

中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタの保持容量は約2500gである。(別添1参照)

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・過温破損)」で想定される事故シーケンス「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」シナリオにおいて大気中へ放出され、中央制御室内に流入する微粒子は約 $3.7 \times 10^{-3} \text{g}$ である。

これは、安定核種も踏まえて、保守的に原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置による除去効果を見逃して評価したものである。また、微粒子は原子炉格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建屋から放出されるものとして、大気拡散効果を考慮し、中央制御室内に取り込まれた微粒子は、全量がフィルタに捕集されるものとした。

以上のとおり、炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性に係る被ばく評価条件下においても中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタには、微粒子を十分に捕集できる容量があるので、粒子状放射性物質に対するフィルタ除去効率99.9%は確保できる。

## (2) 中央制御室再循環フィルタ装置チャコールエアフィルタ

中央制御室再循環フィルタ装置チャコールエアフィルタによる有機よう素及び無機よう素の除去効率は90%となるよう設計する。この除去効率(設計値)は、線量の評価に用いるため、適切に維持及び管理を行う。

上記の中央制御室再循環フィルタ装置チャコールエアフィルタの除去効率は、炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性に係る被ばく評価条件下においても適用できることを以下に確認する。

### a. 温度及び湿度条件

中央制御室は、原子炉格納容器から離れた位置にあるため、温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。

### b. 保持容量

中央制御室再循環フィルタ装置チャコールエアフィルタの保持容量は約649gである。(別添1 参照)

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・過温破損)」で想定される事故シーケンス「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」シナリオにおいて大気中へ放出され、中央制御室内に流入するよう素は約1.8gである。これは、「(1) 中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタ」と同様の評価手法で評価したものである。ただし、よう素の化学形態はすべて無機よう素及び有機よう素とし、中央制御室内に取り込まれたよう素は、全量が中央制御室再循環フィルタ装置チャコールエアフィルタに捕集されるものとした。

以上のとおり、炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性に係る被ばく評価条件下においても、中央制御室再循環フィルタ装置チャコールエアフィルタには、よう素を十分に捕集できる容量があるので、フィルタ除去効率90%は確保できる。

### 3.2 生体遮蔽装置

中央制御室しゃへい壁，中央制御室待避所遮蔽，2次しゃへい壁及び補助しゃへいは，中央制御室にとどまる運転員を放射線から防護するために十分な遮蔽厚さを有する設計とし，居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足する設計とする。

中央制御室遮蔽（中央制御室待避所遮蔽を含む。），2次しゃへい壁及び補助しゃへいの放射線の遮蔽及び熱除去の評価については，「5. 熱除去の評価」に示す。

### 3.3 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

計測制御系統施設の酸素濃度計（中央制御室用）及び二酸化炭素濃度計（中央制御室用）により，中央制御室内及び中央制御室待避所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が設計基準事故時及び重大事故等時の対策のための活動に支障がない範囲にあることを把握できるようにする。

酸素濃度計（中央制御室用）及び二酸化炭素濃度計（中央制御室用）の詳細については，添付書類「VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書」に示す。

### 3.4 資機材，要員の交替等

資機材は，運転員の人員を考慮した数量の防護具類を配備し，原子炉格納容器内のガンマ線線量率等により炉心損傷が予想される事態になった場合又は炉心損傷の微候が見られた場合は，運転員の被ばく低減のため，発電課長の指示により全面マスク等を着用する。

炉心損傷が予測される事態となった場合又は炉心損傷の微候が見られた場合は，運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため，また，長期的な保安の観点から運転員の交替要員体制を整備する。具体的には，通常時と同様の勤務形態を継続する。運転員の交替要員体制の詳細については，別添3「運転員の交替要員体制について」に示す。

また，運転員の当直交替に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリアにおける汚染管理を行うことで運転員の被ばく低減を図る。

チェンジングエリアの詳細については添付書類「VI-1-7-2 管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」に示す。

### 3.5 可搬型照明

計測制御系統施設の可搬型照明(SA)により，炉心の著しい損傷が発生した場合に常設の照明が使用できなくなった場合においても，中央制御室の制御盤での監視操作に必要な照度を確保する。また，乾電池内蔵型照明により，チェンジングエリアでの身体の汚染検査，防護具の着替え等に必要な照度を確保する。

可搬型照明(SA)及び乾電池内蔵型照明の詳細については，添付書類「VI-1-1-12 非常用照明に関する説明書」に示す。

### 3.6 代替電源

中央制御室換気空調系は、外部電源が喪失した場合、非常用電源設備から給電される。また、炉心の著しい損傷が発生した場合にも、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から給電できる設計とする。その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機2A及び非常用ディーゼル発電機2Bを重大事故等対処設備として使用する。

可搬型照明(SA)は、炉心の著しい損傷が発生した場合にも、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から給電できる設計とする。

代替電源の詳細については、添付書類「VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」に示す。



#### 4. 中央制御室の居住性評価

中央制御室の居住性について、「被ばく」及び「酸素濃度及び二酸化炭素濃度」の観点から評価する。

##### 4.1 線量評価

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価を実施し、中央制御室が居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足することを示す。

評価対象は、「女川原子力発電所第2号機」とする。中央制御室の遮蔽構造を図4-1に、設計基準事故時に期待する換気設備の系統図を図4-2に、炉心の著しい損傷が発生した場合に期待する換気設備の系統図を図4-3に示す。

設計基準事故時の中央制御室の居住性に係る被ばく評価は、被ばく評価手法（内規）に基づき実施する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価は、審査ガイドに基づき実施する。設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価の判断基準は、それぞれの評価期間において、運転員の実効線量が100mSvを超えないこととする。

##### 4.1.1 評価方針

###### (1) 評価の概要

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の評価事象を選定し、そのソースタームの設定により、被ばく経路ごとに中央制御室の居住性を確保するための設備及び運用面の対策を考慮した線量評価を行い、中央制御室に入り、とどまる運転員の実効線量の計算結果を、居住性に係る被ばく評価の判断基準と比較する。

具体的な居住性に係る被ばく評価の手順は以下のとおりであり、図4-4に示す。

- a. 評価事象は、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合について運転員の線量結果が厳しくなるよう選定する。
- b. 評価事象に対して、原子炉施設に滞留する又は放出される放射性物質によって、中央制御室に入り、とどまる運転員の放射線被ばくをもたらす経路を選定する。
- c. 評価事象に対して、建屋内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量を計算する。
- d. 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質の存在量分布から線源強度を計算する。
- e. 発電所敷地内の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。
- f. 中央制御室内及び入退域時の運転員の被ばくを計算する。

設計基準事故時の評価では、被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を計算し、これを運転員の中央制御室内の滞在時間及び入退域に要する時間の割合で配分して計算する。

炉心の著しい損傷が発生した場合の評価では、中央制御室滞在及び入退域ごとの被ばく線量を計算し、これを合算することで評価期間中の積算線量を計算する。

- (a) 中央制御室内での被ばく

- イ. d.の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを、中央制御室しゃへい壁による遮蔽効果を考慮して計算する。
- ロ. c.及びe.の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばくを、中央制御室しゃへい壁による遮蔽効果を考慮して計算する。炉心の著しい損傷が発生した場合の評価においては、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばくについても計算する。
- ハ. c.及びe.の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質の濃度を、中央制御室換気系設備による室内放射性物質の低減効果を考慮して計算し、放射性物質による被ばく(ガンマ線による外部被ばく及び呼吸による吸入摂取による内部被ばく)を計算する。

(b) 入退域時の被ばく

- イ. d.の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを計算する。
- ロ. c.及びe.の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく(ガンマ線による外部被ばく及び呼吸による吸入摂取による内部被ばく)を計算する。炉心の著しい損傷が発生した場合の評価においては、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばくについても計算する。
- g. f.の被ばく経路ごとの線量を合算し、判断基準と比較する。

(2) 評価事象の選定

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉施設の構造及び特性並びに安全上及び格納容器破損防止の諸対策の観点から、評価事象を選定する。具体的には以下のとおりとする。

a. 設計基準事故時

設置許可を受けた際の評価において、発電用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知見から、沸騰水型である本発電用原子炉施設の安全設計の基本方針に照らし、代表的な事象を「設計基準事故」と選定し、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がなく、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2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ている。

この評価結果を参考に、それらの設計基準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象として、原子炉格納容器内放出に係る事故は「冷却材喪失」を、原子炉格納容器外放出に係る事故は「主蒸気管破断」を選定し、被ばく評価手法(内規)に従い、中央制御室の重要性に鑑みて、設計基準事故より放射性物質の放出量が多くなる仮想事故相当のソースタームを想定する。なお、これらの事故は個別に評価する。



また、評価期間は、被ばく評価手法(内規)に従い事故後30日間とする。

b. 炉心の著しい損傷が発生した場合

「技術基準規則」第37条の「解釈」の想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを想定する。

中央制御室等の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとしては、炉心損傷が早く、また、原子炉格納容器内の圧力が高く推移する「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「格納容器過圧破損」とする。具体的には、「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失したシーケンス」とする。本発電用原子炉施設では、本事故シーケンスにおいても、格納容器ベントの実施を遅延することができるよう、代替循環冷却系を整備する。しかし、被ばく評価においては、中央制御室の居住性評価を厳しくする観点から、代替循環冷却系を使用した場合のみならず、格納容器ベントを実施した場合も想定する。

また、評価期間は、解釈に従い事故後7日間とする。

評価事象に係る設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の共通の条件を表4-1に示す。

(3) 被ばく経路の選定

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員は、中央制御室にとどまり必要な操作、措置を行う。この時、大気中に放出された放射性物質が中央制御室内に取り込まれることなどにより、中央制御室内に滞在している運転員は被ばくする。また、運転員の当直交替に伴い入退域の移動が生じ、この入退域時にも運転員は被ばくする。

以上より、運転員の被ばく経路は、以下の被ばく経路①～⑤を考慮する。

また、評価事象ごとの対象とする被ばく経路は、それぞれの事故の形態、規模、事象進展、運転員の交替要員体制等を考慮して選定する。

運転員の被ばく経路及び中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージを図4-5及び図4-6に示す。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

想定事故時に建屋内に放出された放射性物質から直接的に施設周辺に到達してくるガンマ線(以下「直接ガンマ線」という。)及び空気中で散乱されて施設周辺に到達してくるガンマ線(以下「スカイシャインガンマ線」という。)が、中央制御室しゃへい壁を透過して中央制御室内の運転員に与える線量。

(b) 被ばく経路② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく

大気中へ放出された放射性物質が大気中を拡散して生ずる放射性雲からのガンマ線(以下「クラウドシャインガンマ線」という。)及び大気中へ放出され地表面に沈着した

放射性物質からのガンマ線(以下「グランドシャインガンマ線」という。)が、中央制御室しゃへい壁を透過して中央制御室内の運転員に与える線量。ただし、グランドシャインガンマ線が中央制御室しゃへい壁を透過して中央制御室内の運転員に与える線量は、設計基準事故においては、炉心溶融に至っておらず、放射性物質の大気中への放出の規模を踏まえると、線量への寄与はわずかと考えられるため考慮しない。

(c) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

大気中へ放出された放射性物質が、中央制御室内に取り込まれて中央制御室内の運転員に与える線量(ガンマ線による外部被ばく及び呼吸による吸入摂取による内部被ばく)。

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線が、入退域時の運転員に与える線量。

(b) 被ばく経路⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線が、入退域時の運転員に与える線量及び吸入摂取による内部被ばく線量。ただし、グランドシャインガンマ線が入退域時の運転員に与える線量は、設計基準事故時においては、炉心溶融に至っておらず、放射性物質の大気中への放出の規模を踏まえると、線量への寄与はわずかと考えられるため考慮しない。

(4) 建屋内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量の計算

建屋内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量の計算は、設計基準事故及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、それぞれの事故の形態、規模により、運転員の被ばくへの影響度合いを考慮して適切に設定する。

a. 事故発生直前の状態

設計基準事故時の評価においては、事象発生直前まで、原子炉は定格出力の約105%で長期間にわたって運転されていたものとする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合の評価においては、事象発生直前まで、定格出力で長期間にわたって運転されていたものとする。炉内内蔵量計算条件を表4-2に示す。

(a) 設計基準事故時

冷却材喪失時においては炉心内に蓄積する放射性物質の放出を考慮する。評価で使用する炉内内蔵量は、原子炉は事故発生直前まで定格出力の約105%(熱出力2540MW)で十分長時間(2000日)運転していたものとし、以下の式により算出する。事故発生直前の炉内内蔵量を表4-3に示す。

$$q_0^i = 3.2 \times 10^{14} \cdot P_0 \cdot Y_i \cdot \left\{ 1 - e^{-\lambda_R^i \cdot T_{OP}} \right\} \dots \dots \dots (4.1)$$

ここで、

$q_0^i$  : 核種iの炉内内蔵量 (Bq)

- $P_0$  : 原子炉熱出力 (MWt)  
 $T_{OP}$  : 原子炉運転時間 (s)  
 $Y_i$  : 核種iの核分裂収率 (%)  
 $\lambda_R^i$  : 核種iの崩壊定数 ( $s^{-1}$ )

また、主蒸気管破断時においては、原子炉を停止したときにピンホールを有する燃料棒から原子炉圧力の低下に伴い、原子炉冷却材中に放出される放射性物質の放出を考慮する。評価で使用する原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は、I-131 については先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んで  $7.4 \times 10^{13}$  Bq が原子炉冷却材中へ放出されるものとする。追加放出されるその他の放射性物質についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについては、よう素の 2 倍の放出があるものとし、以下の式により算出する。燃料棒からの追加放出量を表 4-4 に示す。

$$q_f^i = Q_{I131} \cdot \frac{Y_i}{Y_{I131}} \cdot \frac{1 - e^{-\lambda_R^i \cdot T_{OP}}}{1 - e^{-\lambda_{I131} \cdot T_{OP}}} \dots \dots \dots (4.2)$$

ここで、

- $q_f^i$  : 核種iの追加放出量 (Bq)  
 $Q_{I131}$  : I-131の追加放出量 (Bq)  
 $Y_i$  : 核種iの核分裂収率 (%)  
 $Y_{I131}$  : I-131の核分裂収率 (%)  
 $\lambda_R^i$  : 核種iの崩壊定数 ( $s^{-1}$ )  
 $\lambda_{I131}$  : I-131 の崩壊定数 ( $s^{-1}$ )  
 $T_{OP}$  : 原子炉運転時間 (s)

上記のうち、 $\lambda_R^i$  及び  $Y_i$  は、「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」(平成元年 3 月 27 日 原子力安全委員会了承) 記載値を用いる。

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合

事故発生直前まで、原子炉は定格熱出力で長期間にわたって運転されていたものとする。事故直前の炉内内蔵量は、電力共同研究報告書「立地審査指針改定に伴うソースタームに関する研究 (BWR) (平成 24 年度最終報告書)」に記載されている単位熱出力当たりの炉内内蔵量に対し、原子炉熱出力 2436MW を掛け合わせて計算する。

同報告書において、炉心の著しい損傷が発生した場合の評価で使用する炉内内蔵量は、ウラン燃料の 9×9 燃料炉心を条件に、燃焼計算コード ORIGEN2 コードにより算出する。事故発生直前の炉内内蔵量を表 4-5 に示す。

計算に当たっては、9×9 燃料炉心の代表的な燃焼度、比出力、初期濃縮度及び運転履歴を考慮する。

燃焼度	: 55000 MWd/t (燃焼期間は、5サイクルの平衡炉心を想定)
比出力	: 26 MW/t
初期濃縮度	: 3.8 %
核データライブラリ	: JENDL 3.2 (BWR STEP-3 VR=0 %, 60 GWd/t)

b. 評価の対象とする放射性核種

(a) 設計基準事故時

イ. 冷却材喪失

運転員の被ばくに有意に寄与すると考えられる放射性希ガス(以下「希ガス」という。)及び放射性よう素(以下「よう素」という。)を対象とする。よう素は、有機よう素及び無機よう素を考慮する。

ロ. 主蒸気管破断

運転員の被ばくに有意に寄与すると考えられる希ガス及び放射性ハロゲン等(以下「ハロゲン等」という。)を対象とする。よう素は、有機よう素及び無機よう素を考慮する。

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合

(a)に加え、炉心損傷を想定していることを踏まえ、粒子状放射性物質も含めた放射性核種を対象とする。よう素は、有機よう素、無機(元素状)よう素及び粒子状よう素を考慮する。

c. 大気中への放出過程

対象核種ごとに、大気中への放出過程上における放射性物質の低減効果を適切に考慮し、大気中への放出量を計算する。

(5) 建屋内の線源強度の計算

建屋内の放射性物質の存在量分布から計算する線源強度及びその計算結果を用いた被ばく経路①(中央制御室滞在時における建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく)及び被ばく経路④(入退域時における建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく)の計算については、設計基準事故時においては被ばく評価手法(内規)に従い、炉心の著しい損傷が発生した場合については審査ガイドを参照する。

(6) 大気拡散の計算

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価に使用する相対濃度及び相対線量は、被ばく評価手法(内規)及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針(昭和57年1月28日 原子力安全委員会決定)」(以下「気象指針」という。)に基づき評価する。

a. 大気拡散評価モデル

放出点から放出された放射性物質が大気中を拡散して評価点に到達するまでの計算は、ガウスプルームモデルを適用する。

(a) 相対濃度

相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに評価点ごとに以下の式のとおり計算する。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \cdot \delta_i^d \quad \dots \dots \dots (4.3)$$

ここで、

$\chi/Q$  : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

$T$  : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi/Q)_i$  : 時刻*i*における相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

$\delta_i^d$  : 時刻*i*において風向が当該方位*d*にあるとき  $\delta_i^d=1$   
 : 時刻*i*において風向が他の方位にあるとき  $\delta_i^d=0$

(高所放出の場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \cdot \sum_{yi} \cdot \sum_{zi} \cdot U_i} \cdot e^{\left(-\frac{y_i^2}{2 \cdot \sum_{yi}^2}\right)} \left[ 1 + e^{\left\{-\frac{(2H)^2}{2 \cdot \sum_{zi}^2}\right\}} \right] \quad \dots \dots \dots (4.4)$$

$$\sum_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{C \cdot A}{\pi}} \quad , \quad \sum_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{C \cdot A}{\pi}}$$

(地上放出の場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \sum_{yi} \cdot \sum_{zi} \cdot U_i} \cdot e^{\left(-\frac{y_i^2}{2 \cdot \sum_{yi}^2}\right)} \quad \dots \dots \dots (4.5)$$

ここで、

$U_i$  : 時刻*i*の放出源を代表する風速 (m/s)

$H$  : 放出源高さ (m)

$\sum_{yi}$  : 時刻*i*の建屋の影響を加算した濃度の水平方向(y方向)の拡がりのパラメータ (m)

$\sum_{zi}$  : 時刻*i*の建屋の影響を加算した濃度の鉛直方向(z方向)の拡がりのパラメータ (m)

$\sigma_{yi}$  : 時刻*i*の濃度のy方向の拡がりパラメータ (m)

$\sigma_{zi}$  : 時刻*i*の濃度のz方向の拡がりパラメータ (m)

$C$  : 形状係数 (-)

$A$  : 建屋の風向方向の投影面積 (m<sup>2</sup>) \*1

上記のうち、気象項目(風向、風速及び $\sigma_{yi}$ 、 $\sigma_{zi}$ を求めるために必要な大気安定度)については、「b. 気象データ」に示すデータを、建屋の投影面積については「e. 建屋投影面積」に示す値を、形状係数については「f. 形状係数」に示す値を用いることとし、これらは設計基準事故及び炉心の著しい損傷が発生した場合の共通の条件である。実効放出継続時間及び放出源高さは事故シーケンスに応じて求める条件であることから、個別に設定する。

$\sigma_{yi}$ 及び $\sigma_{zi}$ については、気象指針における関連式を用いて計算する。

注記\*1：全ての方位の投影面積の中で最小面積を全ての方位の計算の入力として共通に適用する

(b) 相対線量

クラウドシャインガンマ線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を毎時刻の気象項目と実効放出継続時間をもとに、評価点ごとに以下の式で計算する。

$$D/Q = (K_1/Q) \cdot E \cdot \mu_0 \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \dots \dots \dots (4.6)$$

ここで、

- $D/Q$  : 評価地点 $(x, y, 0)$ における相対線量 ( $\mu$  Gy/Bq)
  - $K_1/Q$  : 単位放出率当りの空気カーマ率への換算係数  $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}\right)$
  - $E$  : ガンマ線の実効エネルギー (MeV/dis)
  - $\mu_0$  : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)
  - $\mu$  : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)
  - $r$  :  $(x', y', z')$ から $(x, y, 0)$ までの距離 (m)
  - $B(\mu r)$  : 空気に対するガンマ線の再生係数 (-)
- $$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3 \dots \dots \dots (4.7)$$

ただし、 $\mu_0$ 、 $\mu$ 、 $\alpha$ 、 $\beta$ 、 $\gamma$ については、0.5 MeVのガンマ線に対する値\*を用い、以下のとおりとする。

$$\mu_0 = 3.84 \times 10^{-3}(\text{m}^{-1}), \mu = 1.05 \times 10^{-2}(\text{m}^{-1}),$$

$$\alpha = 1.000, \beta = 0.4492, \gamma = 0.0038$$

$$\chi(x', y', z') : \text{放射性雲中の点}(x', y', z') \text{における濃度 (Bq/m}^3\text{)}$$

注記\*：「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（昭和51年9月28日 原子力委員会決定）」

b. 気象データ



2012年1月～2012年12月の1年間における気象データを使用する。なお、当該データの使用に当たっては、風向、風速データが不良標本の棄却検定により、過去の気象データ（設置変更許可申請時の10年間の最新気象データ（2002年1月～2011年12月）と最新10年間の気象データ（2008年1月～2018年12月））と比較して異常でないことを確認している。

c. 相対濃度及び相対線量の評価点

相対濃度及び相対線量の評価点は以下とする。

(a) 中央制御室内滞在時

事故時には外気取入ライン及び排気ラインを隔離すると同時に、室内空気の全量を再循環する。このとき再循環空気の一部は再循環フィルタ装置にて処理された後、空気調和装置に戻る。隔離後、運転員の判断によって少量の外気を連続的に取入れながら、その全量を再循環の還気とともに再循環フィルタ装置で処理できるようにする。中央制御室が属する建屋の屋上面を代表面として選定し、建屋巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室が属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様であるので、相対濃度の評価点は中央制御室中心とする。また、相対濃度の評価点は再循環フィルタ装置を通過した空気が直接室内へ流入すると設定するため、中央制御室換気空調系給気口とする。

また、相対線量の評価点も同様に中央制御室中心及び中央制御室換気空調系給気口とする。

(b) 入退域時

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界から出入管理所までの移動については出入管理所を代表評価点とし7分間滞在するとし、出入管理所から中央制御室までは制御建屋出入口を代表評価点とし5分間滞在するものとする。

設計基準事故時の放射性物質の放出源と評価点の位置関係を図4-7に示し、炉心の著しい損傷が発生した場合の放射性物質の放出源と評価点の位置関係を図4-8に示す。

d. 評価対象方位

中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著になると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して拡散の計算を行う。

中央制御室の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、以下の条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。放出点から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離を用いる。

(a) 放出源の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合

(b) 放出源と評価点を結んだ直線と平行で放出源を風上とした風向 $n$ について、放出源の位置が風向 $n$ と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図4-9の領域 $A_n$ ）の中にある場合

(c) 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下にある場合

設計基準事故時の被ばく評価における想定放出源である「原子炉建屋ブローアウトパネル」及び「タービン建屋ブローアウトパネル」、炉心の著しい損傷が発生した場合の想定放出源である「原子炉格納容器フィルタベント装置系排気管」及び「原子炉建屋」は、上記の条件に該当することから、建屋巻き込みの影響があるものとして評価を行う。

巻き込みを生じる代表建屋として、上記の想定放出源から近く、影響が大きいと考えられる建屋（原子炉建屋又はタービン建屋）を選定する。そのため評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の巻き込み現象の影響を受けて拡散する方位及び建屋の巻き込み現象の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届く方位の両方に該当する方位とする。具体的には、全16方位のうち以下の(a)～(c)の条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。

(a) 放出点が評価点の風上にあること。

(b) 放出点から放出された放射性物質が、建屋（原子炉建屋又はタービン建屋）の風下側に巻き込まれるような範囲に、放出点が存在すること。

(c) 建屋（原子炉建屋又はタービン建屋）の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

評価対象とする方位は、建屋（原子炉建屋又はタービン建屋）を見込む方位の範囲の両端が、それぞれの方位に垂直な投影形状の左右に $0.5L$ （ $L$ は対象となる複数の方位の投影面積の中の最小面積での高さ又は幅の小さい方とする）だけ幅を広げた部分を見込む方位を仮定する。

上記選定条件(b)の条件に該当する風向の方位の選定には、放出点が評価点の風上となる範囲が対象となるが、放出点は建屋（原子炉建屋又はタービン建屋）に近接し、 $0.5L$ の拡散領域の内部にあるため、放出点が風上となる $180^\circ$ を対象とする。その上で、選定条件(c)の条件に該当する風向の方位の選定として、評価点から建屋（原子炉建屋又はタービン建屋） $+0.5L$ を含む方位を対象とする。

設計基準事故時の各放出源について、選定条件(a)～(c)の条件にすべて該当し、評価対象とする方位を図4-11及び図4-12に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合の各放出源について、選定条件(a)～(c)の条件にすべて該当し、評価対象とする方位を図4-11及び図4-13に示す。

なお、放出源が排気筒の場合においては、放出源の高さが原子炉建屋の高さの2.5倍以上となることから建屋の影響を受けないものとして評価する。この場合、設計基準事故時においては、評価点が中央制御室中心、中央制御室換気空調系給気口及び制御建屋出入口ではともにESE方位、評価点が出入管理所ではSE方位となり、炉心の著しい損傷が発生し



た場合においては、評価点が中央制御室中心、中央制御室換気空調系給気口及び制御建屋出入口ではともに ESE 方位、評価点が出入管理所では SE 方位となる。評価対象とする方位を図 4-10 に示す。

e. 建屋投影面積

建屋投影面積は小さい方が厳しい結果となるため、対象となる複数の方位の投影面積の中で最小面積を全ての方位の計算の入力として共通に適用する。

原子炉建屋及びタービン建屋の投影面積を図 4-14 及び図 4-15 に示す。

f. 形状係数

建屋の形状係数は $1/2^*$ とする。

g. 累積出現頻度

中央制御室の居住性に係る被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べたとき累積出現頻度 $97\%^*$ に当たる値を用いる。

注記\*：気象指針を基に設定

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の共通の大気拡散評価条件を表 4-6 に示す。

(7) 線量計算

設計基準事故時の線量計算に当たっては、交替要員体制を考慮し、被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を運転員の中央制御室内の滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分し、実効線量を評価する。

一方、炉心の著しい損傷が発生した場合の線量計算に当たっては、運転員の勤務体制（5直3交替）を想定し、班ごとに評価期間中（事故発生から7日間）の被ばく線量を評価する。班ごとの評価期間中の積算線量は、被ばく経路ごとに、評価期間中の中央制御室滞在及び入退域ごとの被ばく線量を評価し、合算することで算出する。想定する勤務体系を表 4-26 に示す。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界から中央制御室出入口までの移動を考慮して、出入管理所に7分、制御建屋出入口に5分間滞在するものとする。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋原子炉棟内に浮遊する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による運転員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置及び形状等から評価する。

イ. 評価条件

(イ) 線源強度

設計基準事故時における想定事故時の線源強度は、次のとおりとする。

- i. 冷却材喪失時においては、事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に放出され、原子炉

建屋原子炉棟内の放射性物質は自由空間内に均一に分布するものとする。この原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。計算対象とする核種及び原子炉建屋原子炉棟内への放出量の計算条件は、大気中への放出量の計算条件と同じとする。原子炉建屋原子炉棟内へ放出された放射性物質に対しては、崩壊による減衰及び原子炉建屋原子炉棟内の非常用ガス処理系による除去効果を考慮する。

主蒸気管破断時においては、事故時主蒸気隔離弁閉止前に主蒸気管破断口から放出された放射性物質及び主蒸気隔離弁閉止後に主蒸気隔離弁からの漏えいにより放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、保守的にタービン建屋（管理区域）内の自由空間内に均一に分布するものとする。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、タービン建屋からの漏えいを無視すること以外は、大気中への放出量の計算条件と同じとする。ここで、タービン建屋内に移行した放射性物質は、崩壊による減衰を考慮する。

- ii. 事故後30日間の積算線源強度は、建屋内の放射性物質によるガンマ線を複数のガンマ線エネルギー範囲（エネルギー群）に区分して計算する。

一方、炉心の著しい損傷が発生した場合における想定事故時の線源強度は、次のとおりとする。

- i. 炉心の著しい損傷が発生した場合に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に放出され、原子炉建屋原子炉棟内の自由空間内に均一に分布するものとする。この原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。

原子炉建屋原子炉棟内に移行した放射性物質は、原子炉建屋原子炉棟内からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出によって除去される効果は考慮せず、全量が原子炉建屋原子炉棟内に留まるものとする。

計算対象とする核種及び原子炉建屋原子炉棟内への放出量の計算条件は、原子炉建屋原子炉棟からの漏えいを無視すること以外は、大気中への放出量の計算条件と同じとし、原子炉建屋原子炉棟内への放出量として評価事故シーケンスのソースターム解析結果を用いる。ここで、原子炉建屋原子炉棟内に移行した放射性物質は、崩壊による減衰を考慮する。

評価に使用する積算線源強度は、事故発生時点から168時間（7日）経過時点まで24時間ごとに算出し、建屋内の放射性物質によるガンマ線を複数のガンマ線エネルギー範囲（エネルギー群）に区別して計算する。

ガンマ線エネルギー群構造は評価済核データライブラリ JENDL-3.3<sup>\*1</sup>から作成した輸送計算用ライブラリ MATXSLLIB-J33<sup>\*2</sup>の42群とする。

注記\*1: K. Shibata, et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3", J. Nucl. Sci. Technol., 39, 1125 (2002)

\*2: K. Kosako, N. Yamano, T. Fukahori, K. Shibata and A. Hasegawa, "The Libraries FSXLIB and MATXSLLIB based on JENDL-3.3", JAERI-Data/Code 2003-011 (2003)

#### (ロ) 幾何条件

設計基準事故時における冷却材喪失時の中央制御室内での被ばく評価に係る直接ガンマ線の評価モデルを図4-16及び図4-17に、スカイシャインガンマ線の評価モデルを図4-17及び図4-18に示す。直接ガンマ線の線源範囲は、原子炉建屋原子炉棟の地上1階以上<sup>\*1</sup>とし、階層ごとの幅を保持して設定する。スカイシャインガンマ線の線源範囲は、原子炉建屋燃料取替床以上のみ<sup>\*2</sup>とする。

原子炉建屋は保守的に2次しゃへい壁及び補助しゃへいを、中央制御室は中央制御室しゃへい壁を考慮する。2次しゃへい壁、補助しゃへい及び中央制御室しゃへい壁において、評価で考慮する壁及び天井は、公称値からマイナス側許容差 (-5mm) を引いた値とする。

注記\*1: 地下階は外壁厚さが厚く、地面にも遮られるため十分無視できる。

\*2: 原子炉建屋燃料取替床はコンクリート厚さが厚く、下層階からの放射線を十分に遮蔽している。したがって、建屋天井から放射されるガンマ線を線源とするスカイシャインガンマ線の評価では、下層階に存在する放射性物質からの放射線の影響は十分小さいため、線源として無視できる。

設計基準事故時における主蒸気管破断時の中央制御室内での被ばく評価に係る直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデルをそれぞれ図4-19及び図4-20に示す。なお、中央制御室の評価モデルは冷却材喪失時と同一であり、図4-17に示す。直接ガンマ線の線源範囲は、タービン建屋の地上1階以上<sup>\*3</sup>とし、階層ごとの幅を保持して設定する。スカイシャインガンマ線の線源範囲は、タービン建屋地上2階床上から建屋天井まで<sup>\*4</sup>とする。中央制御室は中央制御室しゃへい壁を考慮し、タービン建屋は建屋の躯体を遮蔽として考慮する。

なお、2次しゃへい壁、補助しゃへい、中央制御室しゃへい壁及びタービン建屋躯体は鉄筋コンクリートであるが、評価上コンクリートのみとし、コンクリート密度は2.15g/cm<sup>3</sup>とする。また、評価で考慮する壁及び天井は、公称値からマイナス側許容差 (-5mm) を引いた値とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合の室内作業時の直接ガンマ線評価モデル及びスカイシャインガンマ線評価モデルは、原子炉建屋については設計基準事故時の冷却

材喪失時と同一であり，制御建屋については設計基準事故時の冷却材喪失時のモデルに加え，図4-21に示す中央制御室待避所の壁及び天井を考慮する。

注記\*3：地下階は外壁厚さが厚く，地面にも遮られるため十分無視できる。

\*4：建屋天井から放射されるガンマ線を線源とするスカイシャインガンマ線の評価では，地上2階の床により，下層階に存在する放射性物質からの放射線の影響は十分小さいため，線源として無視できる。

(ハ) 評価点

設計基準事故時の冷却材喪失時及び主蒸気管破断時における室内作業時の評価点は，線量結果が厳しくなるよう，直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線量合計値が最大となる図4-17に示す位置とした。

炉心の著しい損傷が発生した場合の室内作業時の評価点は，設計基準事故時の冷却材喪失時と同様に，直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線量合計値が最大となる位置であり，図4-21に示す位置とした。

(ニ) 計算機コード

直接ガンマ線については，QAD-CGGP2Rコードを用い，スカイシャインガンマ線は，ANISN及びG33-GP2Rコードを用いる。なお，評価に用いる計算機コードの検証，妥当性評価については，添付書類「VI-5 計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

(b) 被ばく経路② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく

大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での運転員の外部被ばくは，放射性物質の放出量，大気拡散の効果及び中央制御室遮蔽によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し，以下により計算する。

イ. 線量計算

(イ) 冷却材喪失時

冷却材喪失時の大気中放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内作業時の実効線量は，以下により評価する。

$$H_{\gamma} = \int_0^T K \cdot D/Q \cdot Q_{\gamma}(t) \cdot F dt \quad \dots \dots \dots (4.8)$$

ここで，

$H_{\gamma}$  : 時刻Tまでの放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく (Sv)

$K$  : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1 Sv/Gy) \*

$D/Q$  : 相対線量 (Gy/Bq)

$Q_{\gamma}(t)$  : 時刻tにおける大気への放射能放出率 (Bq/s)  
(ガンマ線実効エネルギー0.5 MeV 換算値)

$F$  : 中央制御室しゃへい壁厚さにおける減衰率 (—)

$T$  : 評価対象期間 (s)

注記\* : 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)に基づき設定。以降、空気カーマから実効線量への換算係数は同様の設定。

(ロ) 主蒸気管破断時

主蒸気管破断時の大気中放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内作業時の実効線量は、以下により評価する。

① 主蒸気隔離弁閉止前

主蒸気隔離弁閉止前は、破断口から放出された蒸気雲が中央制御室外側を通る間の被ばくを考慮するものとし、以下により評価する。

$$H_{\gamma 1} = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma 1}}{V} \cdot E_{\gamma} \cdot \frac{\alpha}{u} \cdot \left\{ 1 - e^{-\mu \frac{\alpha}{2}} \right\} \cdot F \quad \dots \dots \dots (4.9)$$

ここで、

$H_{\gamma 1}$  : 放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく線量 (Sv)

$Q_{\gamma 1}$  : 主蒸気隔離弁閉止前の半球状雲中の放射性物質質量 (Bq)  
(ガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算値)

$V$  : 半球状雲の体積 ( $m^3$ )

$E_{\gamma}$  : ガンマ線実効エネルギー (0.5MeV)

$\alpha$  : 半球状雲の直径 (m)

$u$  : 半球状雲の移動の評価のための風速 (1m/s)

$\mu$  : 空気に対するガンマ線のエネルギー吸収係数 ( $3.9 \times 10^{-3} m^{-1}$ )

$F$  : 中央制御室しゃへい壁厚さにおける減衰率 (-)

② 主蒸気隔離弁閉止後

主蒸気隔離弁閉止後の大気中放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内作業時の実効線量は、以下により評価する。

$$H_{\gamma 2} = \int_0^T K \cdot D/Q \cdot Q_{\gamma 2}(t) \cdot F dt \quad \dots \dots \dots (4.10)$$

ここで、

$H_{\gamma 2}$  : 時刻Tまでの放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく線量 (Sv)

$K$  : 空気カーマから実効線量への換算係数 ( $K=1 Sv/Gy$ )

$D/Q$  : 相対線量 (Gy/Bq)

$Q_{\gamma 2}(t)$  : 時刻tにおける大気への放射能放出率 (Bq/s)  
(ガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算値)

$F$  : 中央制御室しゃへい壁厚さにおける減衰率 (-)

$T$  : 評価対象期間 (s)

(ハ) 炉心の著しい損傷が発生した場合

炉心の著しい損傷が発生した場合のクラウドシャインガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、以下の式を用いて評価する。

遮蔽体の減衰率  $B_\gamma \cdot \exp(-\mu_\gamma \cdot X)$  の評価にはQAD-CGGP2Rを用いた。

$$H = \sum_k \int_0^T h_k(t) dt$$

$$h_k(t) = K \cdot (D/Q) \cdot q_k(t) \cdot \sum_\gamma p_{k\gamma} \cdot B_\gamma \cdot \exp(-\mu_\gamma \cdot X) \quad \dots \dots (4.11)$$

ここで、

- $H$  : クラウドシャインガンマ線による実効線量(Sv)
- $h_k(t)$  : クラウドシャインガンマ線のうち、核種kからのガンマ線による単位時間当たりの実効線量 (Sv/s)
- $K$  : 空気カーマから実効線量への換算係数(1) (Sv/Gy)
- $D/Q$  : 相対線量 (Gy/Bq)
- $q_k(t)$  : 時刻tにおける核種kの大気中への放出率 (Bq/s)  
(ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値)
- $P_{k\gamma}$  : 核種kが放出するphotonのうち、エネルギー $\gamma$ のphotonの割合\*1 (-)
- $B_\gamma$  : エネルギー $\gamma$ のphotonにおけるビルドアップ係数\*2 (-)
- $\mu_\gamma$  : エネルギー $\gamma$ のphotonにおける遮蔽体に対する線減衰係数 (1/m)
- $X$  : 遮蔽体厚さ (m)
- $T$  : 評価期間 (s)

注記\*1 : 核種 k が放出する photon のうち、エネルギー  $\gamma$  の photon の割合は、ベータ線放出核種の水中における制動放射を考慮した ORIGEN2 ライブラリ (gxuo2brm.lib) 値から求める。また、ORIGEN2 のガンマ線ライブラリの群構造 (18 群) は MATXSLIB-J33 (42 群) に変換し、変換方法は「日本原子力学会標準 低レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準：2008」(2009年9月 社団法人日本原子力学会) の『附属書 H (参考) 遮へい設計におけるエネルギー群構造の取扱い (図 H.2)』の方法を用いる。

\*2 : ビルドアップ係数は GP 法を用いて計算する。

(c) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は以下により評価する。

イ. 中央制御室内の放射性物質濃度計算



(イ) 計算式

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下の式を用いて、中央制御室換気系設備等を考慮した評価を実施する。

i. 設計基準事故時

$$\frac{d(V \cdot C_i(t))}{dt} = (1 - \eta) \cdot C_i^0(t) \cdot f_1 + C_i^0(t) \cdot f_2 - C_i(t) \cdot (f_1 + f_2 + \eta \cdot F_F) - \lambda_i \cdot V \cdot C_i(t) \quad \dots \dots \dots (4.12)$$

ここで、

- $V$  : 中央制御室内バウンダリ体積 (m<sup>3</sup>)
- $C_i(t)$  : 時刻tにおける中央制御室内の核種iの濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)
- $\eta$  : チャコールエアフィルタの除去効率 (-)
- $C_i^0(t)$  : 時刻tにおける中央制御室換気系給気口での核種iの濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)  
 $C_i^0(t) = Q_i(t) \cdot \chi/Q$
- $Q_i(t)$  : 時刻tにおける大気への核種iの放出率 (Bq/s)
- $\chi/Q$  : 相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)
- $f_1$  : 中央制御室への外気取込量 (m<sup>3</sup>/s)
- $f_2$  : 中央制御室への外気リークイン量 (m<sup>3</sup>/s)
- $F_F$  : 再循環フィルタを通る流量 (m<sup>3</sup>/s)
- $\lambda_i$  : 核種iの崩壊定数(s<sup>-1</sup>)

ii. 炉心の著しい損傷が発生した場合

中央制御室の雰囲気中に浮遊する放射性物質量の時間変化は、中央制御室換気空調系の効果を考慮し、以下の①、②に示す式を用いて評価する。なお、保守的な想定として、中央制御室待避所内の放射性物質の濃度は、中央制御室待避所加圧設備による正圧化が終了した直後に中央制御室内の放射性物質の濃度と同一になるものとし、かつ加圧設備からの空気供給に伴う放射性物質濃度の低減効果は見込まないものとする。

①中央制御室に滞在している期間

$$m_{1k}(t) = \frac{M_{1k}(t)}{V_1}$$

$$\frac{dM_{1k}(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_{1k}(t) - \left( G_1 + \alpha + \frac{G_2 \cdot E_k}{100} \right) \cdot \frac{M_{1k}(t)}{V_1} + \left( 1 - \frac{E_k}{100} \right) \cdot G_1 \cdot S_k(t) + \alpha \cdot S_k(t)$$

$$S_k(t) = (\chi/Q) \cdot Q_k(t) \quad \dots \dots \dots (4.13)$$

ここで、

- $m_{1k}(t)$  : 時刻tにおける核種kの中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)
- $M_{1k}(t)$  : 時刻tにおける核種kの中央制御室内の放射能量 (Bq)
- $V_1$  : 中央制御室バウンダリ内容積 (m<sup>3</sup>)
- $\lambda_k$  : 核種kの崩壊定数 (1/s)
- $G_1$  : 中央制御室換気空調系の外気取入量 (m<sup>3</sup>/s)
- $G_2$  : 中央制御室換気空調系の再循環風量のうちフィルタ通過量(m<sup>3</sup>/s)
- $E_k$  : 中央制御室換気空調系の非常用再循環フィルタ装置の除去効率 (%)
- $S_k(t)$  : 時刻tにおける核種kの放射能濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)
- $\alpha$  : 中央制御室バウンダリへの空気流入量 (m<sup>3</sup>/s)  
(=空気流入率×中央制御室バウンダリ内容積)
- $\chi/Q$  : 相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)
- $Q_k(t)$  : 時刻tにおける核種kの放出率 (Bq/s)

②中央制御室待避所に滞在する期間

$$m_{0k}(t) = \frac{M_{0k}(t)}{V_0}$$

$$\frac{dM_{lk}(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_{0k}(t) \quad \dots \dots \dots (4.14)$$

ここで,

- $m_{0k}(t)$  : 時刻tにおける核種kの中央制御室待避所内の放射能濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)
- $M_{0k}(t)$  : 時刻tにおける核種kの中央制御室待避所内の放射能量 (Bq)
- $V_0$  : 中央制御室待避所バウンダリ内容積 (m<sup>3</sup>)
- $\lambda_k$  : 核種kの崩壊定数 (1/s)

(ロ) 事故時運転

冷却材喪失時においては、原子炉棟換気空調系排気放射線モニタ高の信号で、外気取入ライン及び排気ラインを隔離すると同時に、室内空気の全量を再循環する。このとき再循環空気の一部は再循環フィルタ装置にて処理された後、空気調和装置に戻るようにする。

一方、主蒸気管破断時においては、事故後運転員が手動で中央制御室の通常時換気系の隔離弁を閉止し、中央制御室再循環送風機を起動する。

以上より、中央制御室は、事故後速やかに隔離が可能であるが、被ばく評価上は、保守的に運転員による手動隔離操作を仮定し、隔離操作に要する時間を十分に見込んだ後に、通常運転モードから事故時運転モードに切換わるものと仮定する。事故



時運転モードへの切換時間は、運転員が事故を検知してから操作を開始するまでの時間的余裕（10分）を見込んで事故発生後20分とし、その間は通常時換気系により外気を取り込むものと仮定する。

炉心の著しい損傷が発生した場合、事故時運転モードの作動開始時間は、電源喪失を考慮した起動遅れ時間を見込んで事故発生後30分とする。

(ハ) 中央制御室バウンダリ体積

中央制御室バウンダリ体積は、中央制御室、計算機室の中央制御室換気空調系設備の処理対象となる区画の体積を合計して、中央制御室内の放射性物質による外部被ばくの影響をうける区画の合計を保守的に切り上げて8900m<sup>3</sup>とする\*。また、中央制御室内待避所体積は148m<sup>3</sup>とする。バウンダリ体積を図4-22に示す。

注記\*：バウンダリ体積が増加すると、中央制御室へのインリーク量（流量換算）が増加するのに対し、再循環流量は一定のため、室内の放射性物質がフィルタで除去されにくくなり、評価上保守的となる。

(ニ) フィルタ除去効率

i. 設計基準事故時

中央制御室換気空調系設備のチャコールエアフィルタの効率は、設計上期待できる90%とする。

ii. 炉心の著しい損傷が発生した場合

(i) 中央制御室換気空調系設備のチャコールエアフィルタの効率は、設計上期待できる90%とする。

(ii) 中央制御室換気空調系設備の高性能エアフィルタの効率は、設計上期待できる99.9%とする。

(ホ) 中央制御室再循環フィルタ装置のフィルタ流量

中央制御室再循環送風機の起動により、流量は設計上期待できる値として8000m<sup>3</sup>/hとする。

(ヘ) 空気流入量

中央制御室へのインリーク量は、換気率換算で設計上期待できる値として1.0回/hとする。ただし、中央制御室待避所を正圧化している期間は、中央制御室待避所への流入はないものとする。

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の共通の中央制御室内放射性物質濃度評価条件を表4-7に示す。

ロ. 線量計算

中央制御室内の放射性物質濃度により、以下の式を用いて外部被ばく及び内部被ばく線量を計算する。

(イ) 中央制御室内の放射性物質による外部被ばく

中央制御室は、体積が等価な半球状とし、半球の中心に運転員がいるものとする。中央制御室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による実効線量は、次式で計算する。評価に当たり想定した評価モデルを図4-23に示す。

$$H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} \cdot E_{\gamma} \cdot C_{\gamma}(t) \cdot (1 - e^{-\mu r}) dt \quad \dots \dots (4.15)$$

ここで、

$H_{\gamma}$  : 時刻Tまでの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量 (Sv)

$E_{\gamma}$  : ガンマ線実効エネルギー (0.5 MeV)

$C_{\gamma}(t)$  : 時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)  
(ガンマ線実効エネルギー0.5 MeV 換算値)

$\mu$  : 空気に対するガンマ線のエネルギー吸収係数 (3.9×10<sup>-3</sup>m<sup>-1</sup>)

$r$  : 中央制御室内バウンダリ体積と等価な半球の半径 (m)

$$r = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V}{2 \cdot \pi}}$$

$V$  : ガンマ線による全身に対する外部被ばく線量評価時の自由体積 (m<sup>3</sup>)

$T$  : 評価対象期間 (s)

なお、設計基準事故時の主蒸気管破断時の主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出された放射性物質による被ばく評価モデルは、蒸気雲が中央制御室換気系給気口付近を風速1m/sの速度で通過する間、中央制御室換気系を通して蒸気雲中の放射性物質を直接中央制御室内に取り込むものと仮定し、この取込み空気による被ばくを考慮する。この際、破断口から放出された蒸気雲が中央制御室換気系給気口付近まで移動する際の放射性物質の減衰は保守的に無視するものとする。

(ロ) 中央制御室内の放射性物質の吸入摂取による内部被ばく

中央制御室内の放射性物質の吸入摂取による内部被ばくは、次式で計算する。

$$H_I = \int_0^T R \cdot H_{\infty} \cdot C_I(t) dt \quad \dots \dots (4.16)$$

ここで、

$H_I$  : 吸入摂取による内部被ばく線量 (Sv)

$R$  : 呼吸率 (m<sup>3</sup>/s) (成人活動時の呼吸率 1.2m<sup>3</sup>/h)

$H_{\infty}$  : よう素(I-131)を1Bq 吸入摂取した場合の成人の実効線量  
(2.0×10<sup>-8</sup> Sv/Bq)

$C_I(t)$  : 時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)  
(I-131等価量-成人実効線量係数換算)

$T$  : 評価対象期間 (s)

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内の放射性物質の吸入による内部被ばくは、次式で計算する。内部被ばくの評価に当たってはマスクの着用による防護効果を考慮する。

$$H = \frac{1}{PF} \sum_k \int_0^T R \cdot H_{k\infty} \cdot C_k(t) dt \quad \dots \dots \dots (4.17)$$

ここで、

- $H$  : 放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量 (Sv)
- $R$  : 呼吸率 (m<sup>3</sup>/s) (成人活動時の呼吸率 1.2m<sup>3</sup>/h)
- $H_{k\infty}$  : 核種kの吸入摂取時の実効線量への換算係数 (Sv/Bq)
- $C_k(t)$  : 時刻tにおける核種kの室内の放射能濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)
- $T$  : 評価対象期間 (s)
- $PF$  : マスクの防護係数 (-)

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

入退域時における建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばくの評価方法は、被ばく経路①と同様である。ただし、入退域時は屋外を移動するため、中央制御室しゃへい壁のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。また、炉心の著しい損傷が発生し、格納容器ベントを実施した場合における原子炉格納容器フィルタベント系の屋外配管に付着した放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばくの評価方法も、上記と同様である。評価点位置は制御建屋出入口及び出入管理所とし、評価点高さは地面から1.2mである図4-24に示す位置とする。

(b) 被ばく経路⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

入退域時における大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばくは以下により計算する。

イ. 線量計算

(イ) 放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、以下により計算する。

$$H_\gamma = \int_0^T K \cdot D/Q \cdot Q_\gamma(t) dt \quad \dots \dots \dots (4.18)$$

ここで、

- $H_\gamma$  : 時刻Tまでの放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく線量 (Sv)
- $K$  : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1Sv/Gy)
- $D/Q$  : 相対線量 (Gy/Bq)
- $Q_\gamma(t)$  : 時刻tにおける大気への放射能放出率 (Bq/s)

(ガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算値)

$T$  : 評価対象期間 (s)

(ロ) 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく

設計基準事故時における大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばくは、次式で計算する。なお、マスクの着用は考慮しない。

$$H_I = \int_0^T R \cdot H_{\infty} \cdot \chi/Q \cdot Q_I(t) dt \quad \dots \dots (4.19)$$

ここで、

$H_I$  : 時刻Tまでの放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量 (Sv)

$R$  : 呼吸率 (m<sup>3</sup>/s)  
(成人活動時の呼吸率 1.2m<sup>3</sup>/h)

$H_{\infty}$  : よう素(I-131)を1Bq吸入摂取した場合の成人の実効線量  
(2.0×10<sup>-8</sup>Sv/Bq)

$\chi/Q$  : 相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

$Q_I(t)$  : 時刻tにおける大気への放射性物質の放出率(Bq/s)  
(I-131等価量-成人実効線量係数換算)

$T$  : 評価対象期間 (s)

炉心の著しい損傷が発生した場合における大気中へ放出された放射性物質の吸入による内部被ばくは、次式で計算する。内部被ばくの評価に当たってはマスクの着用による防護効果を考慮する。

$$H = \frac{1}{PF} \sum_k \int_0^T R \cdot H_{k\infty} \cdot \chi/Q \cdot Q_k(t) dt \quad \dots \dots (4.20)$$

ここで、

$H$  : 放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量(Sv)

$R$  : 呼吸率 (m<sup>3</sup>/s)  
(成人活動時の呼吸率 1.2m<sup>3</sup>/h)

$H_{k\infty}$  : 核種kの吸入摂取時の実効線量への換算係数(Sv/Bq)

$\chi/Q$  : 相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

$Q_k(t)$  : 時刻tにおける核種kの環境放出率 (Bq/s)

$T$  : 評価対象期間 (s)

$PF$  : マスクの防護係数 (-)

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合における共通の線量計算条件を表4-8に示す。

(8) 線量の合算及び判断基準との比較

被ばく経路ごとの線量を合算し、居住性に係る被ばく評価の判断基準100mSvと比較する。

#### 4.1.2 評価条件及び評価結果

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合における共通の条件は、「4.1.1 評価方針」に示すとおりであるが、各々の評価事象の選定等に起因して、大気中への放射性物質の放出過程、中央制御室内の滞在期間及び入退域に要する時間並びに中央制御室換気空調設備の起動時間等の条件が異なる。

したがって、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、それぞれ共通条件に加えて個別の条件を考慮して、線量を評価する。

##### 4.1.2.1 設計基準事故時における線量評価

設計基準事故時における線量評価においては、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合における共通条件に加えて、以下の条件を考慮する。

##### (1) 大気中への放出量の評価

##### a. 冷却材喪失

希ガス及びよう素の大気放出過程を図4-25及び図4-26に示す。放射性物質の大気中への放出量評価に関する条件を以下に示す。

- (a) 原子炉は事故発生直前まで定格出力の約105%（熱出力2540MW）で十分長時間（2000日）運転していたものとする。
- (b) 事故発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉内内蔵量に対して希ガス100%、よう素50%の割合とする。
- (c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。
- (d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器から漏えいしないものとする。有機よう素及び希ガスについてはこの効果を見捨てるものとする。
- (e) 格納容器スプレイによりサブプレッションチェンバ内のプール水に無機よう素が溶解する効果は、分配係数（気相濃度と液相濃度の比）で100とする。有機よう素及び希ガスについてはこの効果を見捨てるものとする。
- (f) 原子炉格納容器内での放射性物質の崩壊を考慮する。
- (g) 通常運転時に作動している原子炉建屋の常用換気系は、原子炉水位低、ドライウェル圧力高又は原子炉建屋放射能高の信号により非常用ガス処理系に切り替えられる。原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質については、床、壁等に沈着することによる除去効果は見捨てる、崩壊のみを考える。
- (h) 格納容器スプレイ冷却系の作動により、原子炉格納容器内圧力が低下するため原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への希ガス及びよう素の漏えいは減少するが、評価上の漏えい率は、設計上定められた最大値（0.5%/日）で一定とする。なお、非常用炉心冷却系により原子炉格納容器外へ導かれたサブプレッションチェンバ内のプール水の漏

えいによる放射性物質の放出量は、原子炉格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さく、有意な寄与はないためその評価を省略する。

- (i) 非常用ガス処理系チャコールエアフィルタの設計よう素除去効率は、99%以上であるが、ここでは余裕をとり、よう素の除去効率を95%とする。
  - (j) 非常用ガス処理系の容量は、設計で定められた値（0.5回/日）とする。
  - (k) 原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質は、非常用ガス処理系で処理された後、排気筒から大気中へ放出されるものとする。
- b. 主蒸気管破断

希ガス及び放射性ハロゲン等（以下「ハロゲン等」という。）の大気放出過程を図4-27及び図4-28に示す。放出経路における放射性物質の移行に関する条件を以下に示す。

- (a) 主蒸気隔離弁が全閉するまでに破断口を通して流出する蒸気及び水の量は、事故解析により得られた次の値を使用する。

蒸気	$1.1 \times 10^4$ kg
水	$2.0 \times 10^4$ kg

- (b) 液相として放出される原子炉冷却材中に含まれるハロゲン等の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度である $1.8 \times 10^3$ Bq/gに相当するものとし、その組成を拡散組成とする。また、気相として放出される原子炉冷却材中に含まれるハロゲンの濃度は、液相中の濃度の1/50とする。
- (c) 原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は、I-131については先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んで $7.4 \times 10^{13}$ Bqが原子炉冷却材中へ放出されるものとする。追加放出されるその他の放射性物質についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについては、よう素の2倍の放出があるものとする。
- (d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出されるものとする。
- (e) 蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出に関しては、主蒸気隔離弁閉止直後にこれらのすべての放射性物質が原子炉冷却材中に放出されるものとする。
- (f) 主蒸気隔離弁閉止後の主蒸気系からの漏えいは、120%/日の漏えい率で事故評価期間中一定と仮定する。
- (g) 主蒸気隔離弁閉止後、逃がし安全弁等を通じて崩壊熱相当の蒸気がサプレッションチェンバ内のプール水中に移行するものとし、その蒸気流量は原子炉圧力容器気相体積の100倍/日とする。この蒸気に含まれる放射性物質は被ばくには寄与しないものとする。
- (h) 燃料棒から追加放出される放射性物質のうち、希ガスはすべて瞬時に気相部へ移行するものとする。放出されたよう素のうち、有機よう素の割合は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部へ移行するものとする。有



機よう素が分解したよう素，無機よう素及びよう素以外のハロゲンが気相部にキャリアオーバーされる割合は2%とする。

- (i) 主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出された原子炉冷却材は，完全蒸発し，同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるものと仮定する。主蒸気隔離弁閉止後に主蒸気系から漏えいした放射性物質は，大気中に地上放散されるものとする。

なお，タービン建屋内で，床，壁等に沈着することによる除去効果は考慮しない。

大気中への放出量評価条件の詳細について，表4-9及び表4-10に示す。また，これらの条件による大気中への放出量評価結果を表4-11に示す。

## (2) 大気拡散の評価

放射性物質の大気拡散評価に関する条件を以下に示す。

### a. 冷却材喪失時

- (a) 実効放出継続時間は，希ガスについてガンマ線エネルギー0.5MeV換算値及びよう素についてI-131等価量（成人実効線量係数換算）について計算した結果より，30日間の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値として，希ガス24時間，よう素24時間とする。

- (b) すべての放射性物質は，排気筒から放出されるとする。放出源高さは，排気筒高さである地上80mとする。なお，放出源高さは放出エネルギーによる影響は考慮しない。

### b. 主蒸気管破断時

- (a) 実効放出継続時間は，希ガス及びハロゲン等についてガンマ線エネルギー0.5MeV換算値及びよう素についてI-131等価量（成人実効線量係数換算）について計算した結果より，30日間の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値として，希ガス及びハロゲン等1時間，よう素1時間とする。

- (b) すべての放射性物質は，原子炉建屋又はタービン建屋のブローアウトパネルから放出されるとする。放出源高さは，保守的に地上0mとする。

大気拡散評価条件の詳細について，表4-12に示す。

また，これらの条件による相対濃度及び相対線量の評価結果を表4-13及び表4-14に示す。

## (3) 線量評価

運転員の勤務形態としては5直3交替を仮定し，運転員一人当たりの評価期間中の平均的な実効線量を評価する。直交替を考慮した場合の具体的な計算方法は，以下による。運転員交替考慮条件を表4-15に示す。

### ① 中央制御室内での被ばく評価方法

直交替を考慮した場合の室内作業時の実効線量は，中央制御室内に30日間連続滞在した場合の線量を求め，その値に直交替による滞在時間割合を掛け合わせるにより計算す

る。ただし、被ばく評価手法（内規）に基づき、主蒸気管破断時の主蒸気隔離弁閉止前に放出される半球状雲による線量（クラウドシャインガンマ線及び室内に取り込まれた放射性物質による被ばく）は、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質に起因するため、滞在時間割合を掛け合わせない。

30日間の積算線量×直交替による滞在時間割合\*1

注記\*1：実際の交替勤務（5直3交替）の30日間勤務での最大勤務直の滞在時間割合（約0.27870）を使用する。

② 入退域での被ばく評価方法

直交替を考慮した場合の入退域時の実効線量は、中央制御室内への制御建屋出入口及び出入管理所に30日間連続滞在した場合の線量を求め、その値に入退域所要時間割合を掛け合わせるにより計算する。

なお、被ばく評価手法（内規）に基づき、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲）による線量については、入退域時の線量としては評価しない。

30日間の積算線量×入退域所要時間割合\*2

注記\*2：実際の交替勤務（5直3交替）の30日間勤務での最大勤務直の滞在時間割合（約 0.01111）を使用する。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく

冷却材喪失時及び主蒸気管破断時の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に使用する線源強度を表4-16及び表4-17に示す。

(b) 被ばく経路② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

クラウドシャインガンマ線による外部被ばく評価に使用する中央制御室しゃへい壁によるコンクリート減衰率 (F) は、以下の通りとする。

コンクリート厚さの減衰率は、QAD-CGGP2Rコードに基づき計算する。

中央制御室しゃへい壁での減衰効果は、以下の条件により求める。

表 中央制御室しゃへい壁の減衰効果の評価条件

項目	数 値
コンクリート厚さ	□ cm*3
コンクリート密度	2.15 g/cm <sup>3</sup>
ガンマ線エネルギー	1.5 MeV

注記\*3：評価で考慮する壁は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値とする。



これらより、被ばく評価に使用する中央制御室しゃへい壁厚さにおける減衰率は、 $F = 3.45 \times 10^{-1}$ とする。

(c) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

評価期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた希ガスのガンマ線による外部被ばく及びよう素の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価する。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下に示す中央制御室換気空調系設備等の効果を考慮して評価を実施する。中央制御室換気空調系設備等条件を表4-18に示す。また、中央制御室換気空調系の運転モードを図4-29に示す。運転モードは、事故時運転モード（少量外気取入時）を想定する。

イ. 事故時運転への切り替えは、保守的に運転員による手動隔離操作を仮定し、隔離操作に要する時間を十分に見込んだ後に、中央制御室換気空調系（事故時運転モード）が作動するものと仮定する。中央制御室換気空調系（非常用再循環運転）作動開始時間は、運転員が事故を検知してから操作を開始するまでの時間的余裕（10分）を見込んで事故発生後20分とし、その間は通常時換気系により外気を取り込むものと仮定する。

ロ. 「3.4 資機材、要員の交替等」に示すとおり、事故の状況に応じて全面マスク等を着用することとしているが、設計基準事故時においては、保守的に評価期間中マスク着用は行わないものとして評価する。

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④ 建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく

評価期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばく評価手法は、被ばく経路①と同様であるが、入退域時は屋外を移動するため、中央制御室しゃへい壁のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。

(b) 被ばく経路⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

クラウドシャインガンマ線による入退域時の外部被ばくの評価手法は、被ばく経路②と同様であるが、入退域時は中央制御室しゃへい壁外を移動するため、中央制御室しゃへい壁を含めた建屋壁のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。また、放射性物質の吸入摂取による内部被ばく評価手法は、被ばく経路③と同様であるが、入退域時は中央制御室外を移動するため、大気中の放射性物質の吸入摂取による内部被ばくを計算する。

## (4) 被ばく評価結果

設計基準事故時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果を表4-19及び表4-20に示す。被ばく評価結果は、実効線量で冷却材喪失時において約1.2mSv、主蒸気管破断時において約1.2mSvであり、居住性に係る被ばく評価の判断基準100mSvを超えない。

表 設計基準事故時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果

事故時における中央制御室の 運転員の実効線量 (mSv)	
冷却材喪失 (仮想事故)	主蒸気管破断 (仮想事故)
約 1.2	約 1.2

## 4.1.2.2 炉心の著しい損傷が発生した場合における線量評価

炉心の著しい損傷が発生した場合における線量評価においては、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合における共通条件に加えて、以下の条件を考慮する。

## (1) 大気中への放出量の評価

大気中に放出される放射性物質の量は、審査ガイドに従い設定する。放射性物質の大気放出過程を図4-30～図4-33に示す。放射性物質の大気中への放出量評価に関する条件を表4-21に示す。また、各放出源からの放出時間帯を示すタイムチャートを図4-34に示す。

## a. 有効性評価におけるソースターム解析結果

有効性評価におけるソースターム解析結果として、4.1.1(2)項の想定事象で示した事故シーケンス「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」を想定し、代替循環冷却系による事故の収束を想定した場合と格納容器ベントを想定した場合のMAAP解析結果を使用する。

有効性評価のMAAP解析結果の原子炉格納容器内圧力及び温度の変化を図4-35～図4-38に示す。

被ばく評価においては、本評価から得られるMAAP解析結果の、原子炉格納容器への放出割合、原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合及び原子炉格納容器フィルタベント系を用いた放出割合のトレンドに対してNUREG-1465<sup>\*1</sup>の知見を適用して使用する<sup>\*2</sup>。

注記\*1：NUREG-1465 "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", 1995

\*2：それぞれの割合は、停止時炉内内蔵量に対する割合。

## b. よう素の化学形態

よう素の化学形態は、下記を使用する。

表 よう素の化学形態

	よう素の化学形態*3
有機よう素	4 %
無機よう素	91 %
粒子状よう素	5 %

注記\*3 : R. G. 1. 195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors”

c. 原子炉格納容器内での自然沈着

CSE実験\*4及びStandard Review Plan 6. 5. 2\*5に基づき、無機よう素の原子炉格納容器内での自然沈着率を $9 \times 10^{-4}$  (1/s)と設定し、カットオフDF200後は自然沈着の効果を見込まない評価とする。

注記\*4 : R. K. HILLIARD, A. K. POSTMA, J. D. McCORMACK and L. F. COLEMAN, “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment”, Nuclear Technology, Vol. 10, p. 499-519, April 1971

\*5 : Standard Review Plan 6. 5. 2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

d. サプレッションチェンバ内のプール水による除去

サプレッションチェンバ内のプール水による無機よう素の除染係数は、Standard Review Plan 6. 5. 5\*6を参考としてDF=5を仮定する。

注記\*6 : Standard Review Plan 6. 5. 5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”

e. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置による除去性能

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置による放射性物質の除染係数は、下記を使用する。

表 放射性物質の除染係数

	除染係数
エアロゾル粒子	1000
無機よう素	500
有機よう素	50

上記により評価した、原子炉建屋原子炉棟から大気中への放出量及び原子炉格納容器フィルタベント系を経由した放出量を表4-22及び表4-23に示す。

## (2) 大気拡散の評価

放射性物質の大気拡散評価に関する条件を以下に示す。

- a. 実効放出継続時間は、評価結果が厳しくなるように、全核種1時間とする。
- b. 放出源高さは、事故シーケンスに応じて、排気筒放出時は排気筒高さ、原子炉格納容器フィルタベント系からの放出時は排気口高さ、原子炉建屋漏えい時は地上とする。

大気拡散評価条件の詳細について、表4-24に示す。また、これら条件による相対濃度及び相対線量の評価結果を表4-25に示す。

## (3) 線量評価

運転員勤務体系としては、5直3交替とし、被ばく線量が厳しくなる運転員の勤務体系を踏まえて中央制御室の滞在期間及び入退域に要する時間を考慮して評価する。想定する勤務体系を表4-26に示す。

## a. 中央制御室内での被ばく

- (a) 被ばく経路① 建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく

炉心の著しい損傷が発生した場合の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に使用する線源強度を表4-27及び表4-28に示す。

- (b) 被ばく経路② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャインガンマ線）

中央制御室しゃへい壁厚さ（コンクリート   cm）における減衰率は、大気中への放出量を線源として、QAD-CGGP2Rコードにより計算する。

遮蔽モデルは図4-39のとおりであり、被ばく評価に使用する減衰率（F）を下表に示す。

表 中央制御室による減衰率

（代替循環冷却系による事故の収束を想定した場合）

	原子炉建屋からの放出	排気筒からの放出	格納容器フィルタベント系からの放出
コンクリートの減衰率	$3 \times 10^{-1}$	$8 \times 10^{-2}$	-

（格納容器ベントを想定した場合）

	原子炉建屋からの放出	排気筒からの放出	格納容器フィルタベント系からの放出
コンクリートの減衰率	$3 \times 10^{-1}$	$1 \times 10^{-1}$	$5 \times 10^{-2}$

- (c) 被ばく経路② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャインガンマ線）

大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（グランドシャイン）による中央制御室内での運転員の実効線量は、評価期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果、地表沈着効果及び中央制御室しゃへい壁による減衰効果を考慮して評価する。

イ. 地表面沈着濃度の計算

(イ) 計算式

$$\frac{d}{dt}S_i(t) = Q_i(t) \cdot V_G \cdot \chi/Q \cdot f - \lambda \cdot S_i(t) \quad \dots \dots \dots (4.21)$$

ここで、

$S_i(t)$  : 時刻 t における核種 i の地表面沈着濃度 (Bq/m<sup>2</sup>)

$V_G$  : 沈着速度 (m/s)

$\chi/Q$  : 相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

$f$  : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (1.0)

$Q_i(t)$  : 時刻 t における大気への核種 i の放出率 (Bq/s)

$\lambda_i$  : 核種 i の崩壊定数 (s<sup>-1</sup>)

(ロ) 地表面への沈着速度

放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。地表面への沈着速度の条件を表 4-29 に示す。

沈着速度は、有機よう素はNRPB-R322\*1を参考として0.001cm/s、有機よう素以外はNUREG/CR-4551\*2を参考として0.3cm/sと設定し、湿性沈着を考慮した沈着速度は、線量目標値評価指針の記載（降水時における沈着率は乾燥時の2～3倍大きい値となる。）を参考に、保守的に乾性沈着速度の4倍として、有機よう素は0.004cm/s、有機よう素以外は1.2cm/sを設定する。

注記\*1: NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

\*2: J.L. Sprung 等: Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

ロ. 線量計算

(イ) 線源強度

炉心の著しい損傷が発生した場合に、大気中へ放出され制御建屋屋上及び制御建屋周囲の地表面に沈着した放射性物質を線源とし、線源は制御建屋屋上及び制御建屋周囲の地表面に均一分布しているものとする。

評価に使用する積算線源強度を算出し、大気中へ放出され制御建屋屋上及び制御建屋周囲の地表面に沈着した放射性物質によるガンマ線を複数のガンマ線エネルギー範囲（エネルギー群）に区別して計算する。事故後7日間のグランドシャインガンマ線の積算線源強度を表4-30及び表4-31に示す。

(ロ) 幾何条件

グランドシャインガンマ線評価モデルを図4-40に示す。グランドシャインガンマ線の線源は、制御建屋屋上と制御建屋周囲の地表面に沈着した放射性物質である。なお、地表面の線源の大きさは2000m×2000m\*とし、高さは保守的に評価点の高さと同じ高さとする。中央制御室しゃへい壁で考慮する天井及び壁は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値とする。

注記\*：JAEA-Technology 2011-026「汚染土壤の除染領域と線量低減効果の検討」において評価対象から400m離れた位置の線源が及ぼす影響度は1%以下である。これより、保守的に評価点から片側1000mまで線源領域とし、グランドシャインガンマ線を面線源からの被ばくと想定する場合は、全体の線源領域として2000m×2000mを設定する。

(ハ) 評価点

評価点は、地表面の線源からのグランドシャインガンマ線と制御建屋屋上の線源からのグランドシャインガンマ線のそれぞれに対し評価結果が最も大きくなる箇所を選定し、図4-41に示す位置とする。

(ニ) 計算コード

グランドシャインガンマ線は、QAD-CGGP2Rコードを用い評価する。

(d) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

評価期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれたガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価する。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下に示す中央制御室換気系設備等の効果を考慮して評価を実施する。中央制御室換気系設備等条件を表4-32に示す。

イ. 中央制御室換気空調系の起動時間については、全交流電力電源喪失及び電源回復操作並びに現場での手動による隔離弁開操作を想定した起動遅れ（事故発生後30分）を考慮し、流量8000m<sup>3</sup>/hの中央制御室再循環送風機の起動を想定する。

ロ. 「3.4 資機材、要員の交替等」に示すとおり、炉心損傷が予測される状態となった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合は、全面マスク等を着用するため、一部の期間についてマスク着用しているものとして評価する。このとき、事故後1日目のみマスクの除染係数は1000とし、それ以外はマスクの除染係数は50とする。



ハ. 格納容器ベント時の運転員の被ばくを低減する対策として、中央制御室内に中央制御室待避所を設置する。ベント実施時には中央制御室待避所内に待避する。また、中央制御室待避所内は空気ポンベにより10時間加圧する。

なお、中央制御室待避所による減衰率は、事故時の中央制御室バウンダリ内の放射能濃度を用いて、QAD-CGGP2Rコードにより計算する。

表 中央制御室待避所による減衰率

	中央制御室待避所 (コンクリート <input type="text" value=""/> cm)
減衰率*	$2 \times 10^{-2}$

注記\*：積算線量における減衰率（減衰効果）

b. 入退域時の被ばく

- (a) 被ばく経路④ 建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく

炉心の著しい損傷が発生した場合の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に使用する線源強度は被ばく経路①の評価と同一であり、同様な手法で評価する。また、格納容器ベントを実施した場合は、原子炉格納容器フィルタベント系の屋外配管に付着した放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばくも上記と同様な手法で実効線量を評価する。

- (b) 被ばく経路⑤ 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

入退域時におけるクラウドシャインガンマ線による外部被ばくの評価手法は、被ばく経路②と同様であるが、入退域時は中央制御室しゃへい壁外を移動するため、中央制御室しゃへい壁を含めた建屋壁のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。放射性物質の吸入による内部被ばく評価手法は、被ばく経路③と同様であるが、入退域時は中央制御室外を移動するため、大気中の放射性物質の吸入摂取による内部被ばくを計算する。また、グランドシャインガンマ線による外部被ばくの評価方法は、被ばく経路②と同様であるが、入退域時は中央制御室しゃへい壁外を移動するため、中央制御室しゃへい壁のガンマ線の遮蔽効果は考慮しない。異なる条件を以下に示す。

- ① 大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質を線源とし、線源は地表面に均一分布しているものとする。

なお、評価に使用する積算線源強度は、入退域時の評価点である制御建屋出入口及び出入管理所それぞれについて算出する。グランドシャインガンマ線の評価に使用する線源強度を表4-33～表4-36に示す。

- ② 各建屋によるグラウンドシャインガンマ線の遮蔽効果を期待しない。入退域時の被ばく評価時におけるグラウンドシャインガンマ線評価モデルを図4-42に示す。
- ③ 評価点は図4-42に示す線源領域の中心上とする。

(4) 被ばく評価結果

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る各班直毎の被ばく評価結果を下表に示す。各班直毎の被ばく経路の明細を、代替循環冷却系による事象の収束を想定した場合を表4-37（マスク着用あり）、表4-38（マスク着用なし）に、格納容器ベントの実施を想定する場合を表4-39（マスク着用あり）、表4-40（マスク着用なし）に示す。また、各班7日間の被ばく評価結果を、代替循環冷却系による事象の収束を想定した場合を表4-41（マスク着用あり）、表4-42（マスク着用なし）に、格納容器ベントの実施を想定する場合を表4-43（マスク着用あり）、表4-44（マスク着用なし）に示す。

これに示すように、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の運転員に及ぼす実効線量は、マスク着用の防護措置を講じる場合で約51mSvである。

したがって、評価結果は判断基準の「運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足している。



表 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る各班直毎の被ばく評価結果  
(代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合 マスク着用あり) (単位：mSv)

	実効線量							
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約6.2	約2.7	約1.4		約1.3	約1.2		約13
B班	約5.3		約1.9	約1.5			約0.87	約9.5
C班								0
D班	約46	約2.9			約1.1	約1.2	約0.47	約51
E班			約1.6	約1.6	約0.92		約1.3	約5.3

(代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合 マスク着用なし) (単位：mSv)

	実効線量							
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約7.1	約4.8	約2.3		約3.2	約2.9		約21
B班	約6.1		約3.8	約3.5			約2.0	約16
C班								0
D班	約520	約4.6			約2.4	約3.1	約1.2	約530
E班			約3.0	約3.8	約1.8		約2.9	約12

(格納容器ベント系を用いて事象を収束する場合 マスク着用あり) (単位：mSv)

	実効線量							
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約6.2	約21	約1.4		約1.1	約0.84		約31
B班	約5.3		約1.8	約1.4			約0.65	約9.0
C班								0
D班	約46	約2.9			約0.88	約0.84	約0.34	約51
E班			約1.6	約1.3	約0.79		約0.98	約4.7

(格納容器ベント系を用いて事象を収束する場合 マスク着用なし) (単位：mSv)

	実効線量							
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約7.1	約26	約2.0		約1.6	約1.2		約37
B班	約6.1		約3.0	約2.4			約0.75	約13
C班								0
D班	約520	約4.8			約1.2	約1.1	約0.39	約520
E班			約2.7	約2.2	約0.97		約1.2	約7.0

## 4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価

### 4.2.1 設計基準事故時における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価方針

#### (1) 評価の概要

技術基準規則第38条第5項の解釈13に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」として、中央制御室換気空調系は、外気から遮断する事故時運転モードとすることができる。

事故時運転モードにより、中央制御室への空気の取込みを一時的に停止した場合の室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が、事故対策のための活動に支障がない濃度であることを確認する。

本評価における滞在人数、体積、評価期間等は、被ばく評価条件を参考に、保守的な結果となるよう設定する。また、酸素消費量、二酸化炭素吐出し量等は、中央制御室内にとどまる運転員の活動状況等を想定し、設定する。

#### (2) 酸素許容濃度及び二酸化炭素許容濃度の設定

酸素許容濃度及び二酸化炭素許容濃度は、表4-45に示すとおり、中央制御室内で想定される労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準に準拠する。

中央制御室の酸素許容濃度は、労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則に定める18 vol%以上、二酸化炭素許容濃度は、労働安全衛生規則に記載の「坑内の作業場における炭酸ガス濃度を、一・五パーセント以下としなければならない。」に余裕をみて1.0 vol%以下とする。

#### (3) 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の計算

中央制御室内の事故時の滞在人数及び酸素消費量及び二酸化炭素吐出し量等は、中央制御室内にとどまる運転員の活動状況等を想定し、呼吸率等を踏まえ、中央制御室換気空調系隔離時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を以下の計算式を基に計算する。

中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の計算条件を表4-46に示す。

中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価モデルを図4-43に示す。

各室の酸素濃度/二酸化炭素濃度を算出する式を以下に示す。

室XにおけるY秒後の酸素濃度/二酸化炭素濃度 $C_{XY}$ を、酸素/二酸化炭素収支バランス式を用いて単位時間毎に計算することにより、経時変化を求める。通常時、空調停止時及び事故時運転モード時（外気遮断又は少量外気取入）における中央制御室の酸素濃度/二酸化炭素濃度は、評価開始1秒後を例として、以下で求められる。

$$C_{11} = \{C_{10} \times (V_1 + V_3) \div 100 + (Q_{SA1} \times C_{SA1} - Q_{RA1} \times C_{10} - Q_{EX1} \times C_{10}) \div 3600 \div 100 + Ge \times P \div 3600\} \div (V_1 + V_3) \times 100 \quad \dots \dots (4.22)$$

また、中央制御室計算機室の酸素濃度/二酸化炭素濃度は、評価開始1秒後を例として、以下で求められる。

$$C_{21} = \{C_{20} \times V_2 \div 100 + (Q_{SA2} \times C_{SA1} - Q_{RA2} \times C_{20} - Q_{EX2} \times C_{20}) \div 3600 \div 100\} \div V_2 \times 100 \quad \dots \dots (4.23)$$

ここで、

$C_{XY}$  : 室 X における Y 秒後の酸素濃度/二酸化炭素濃度 (vol%)  
 但し、  
 室 1 : 中央制御室  
 室 2 : 中央制御室計算機室

$$C_{SA1} = \{C_{10} \times Q_{RA1} \div 100 + C_{20} \times Q_{RA2} \div 100 + C_{\text{外気}} \times Q_{OA} \div 100\} \div (Q_{RA1} + Q_{RA2} + Q_{OA}) \times 100 \quad \dots \dots (4.24)$$

- $V_1$  : 中央制御室の容積 [m<sup>3</sup>]
- $V_2$  : 中央制御室計算機室の容積 [m<sup>3</sup>]
- $Q_{OA}$  : 外気取り込み風量 [m<sup>3</sup>/h]
- $Q_{SA1}$  : 中央制御室の給気風量 [m<sup>3</sup>/h]
- $Q_{SA2}$  : 中央制御室計算機室の給気風量 [m<sup>3</sup>/h]
- $Q_{RA1}$  : 中央制御室の還気風量 [m<sup>3</sup>/h]
- $Q_{RA2}$  : 中央制御室計算機室の還気風量 [m<sup>3</sup>/h]
- $Q_{EX1}$  : 中央制御室の排気風量 [m<sup>3</sup>/h]
- $Q_{EX2}$  : 中央制御室計算機室の排気風量 [m<sup>3</sup>/h]
- $C_{SA1}$  : 給気中の酸素濃度/二酸化炭素濃度 [%]
- $P$  : 在室人員 [人]
- $Ge$  : 1人あたりの二酸化炭素発生量又は酸素消費量[m<sup>3</sup>/h/人]

#### 4.2.2 設計基準事故時における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価結果

##### (1) 酸素濃度

事故時に中央制御室換気空調系を外気から遮断した場合、酸素濃度が18%を下回るおそれがある場合には、中央制御室換気空調系を事故時運転モード（少量外気取入）とし、外気をフィルタにて浄化しながら取り入れ、中央制御室内の酸素濃度を改善する。

この場合において、事故時運転モード（少量外気取入）による酸素の供給量及び中央制御室内の運転員による酸素の消費量の比較により、室内の酸素濃度を確実に改善できる結果となった。

## a. 評価条件

- ・換気風量 500 m<sup>3</sup>/h
- ・外気の酸素濃度 20.95%
- ・酸素消費量 0.066 m<sup>3</sup>/h/人

(「空調調和・衛生工学便覧」における歩行時の呼吸量24L/minに基づき算出)

- ・在室人員 7 名
- ・空気流入はないものとする

## b. 評価

事故時運転モード（少量外気取入）による酸素供給量

$$500 \text{ [m}^3\text{/h]} \times 0.2095 = 104.75 \text{ [m}^3\text{/h]}$$

中央制御室内の運転員による酸素の消費量

$$0.066 \text{ [m}^3\text{/h]} \times 7 \text{ [名]} = 0.462 \text{ [m}^3\text{/h]}$$

酸素供給量 > 酸素消費量であることから事故時運転モード（少量外気取入）により、室内の酸素濃度を改善することが可能。

## (2) 二酸化炭素濃度

事故時に中央制御室換気空調系を外気から遮断した場合、二酸化炭素濃度が1.0%を上回るおそれがある場合には、中央制御室換気空調系を事故時運転モード（少量外気取入）とし、外気をフィルタにて浄化しながら取り入れ、中央制御室内の二酸化炭素濃度を改善する。

この場合において、事故時運転モード（少量外気取入）による二酸化炭素の排気量及び中央制御室内の運転員による二酸化炭素の吐出量の比較により、室内の二酸化炭素濃度を確実に改善できる結果となった。

## a. 評価条件

- ・換気風量 500 m<sup>3</sup>/h
- ・室内の二酸化炭素濃度 1.0%（二酸化炭素濃度の管理値）
- ・二酸化炭素吐出量 0.030 m<sup>3</sup>/h/人

(「空調調和・衛生工学便覧」における軽作業時の二酸化炭素吐出量)

- ・在室人員 7 名
- ・空気流入はないものとする

## b. 評価

事故時運転モード（少量外気取入）による二酸化炭素排気量

$$500 \text{ [m}^3\text{/h]} \times 0.01 = 5 \text{ [m}^3\text{/h]}$$

中央制御室内の運転員による二酸化炭素吐出量

$$0.030 \text{ [m}^3\text{/h]} \times 7 \text{ [名]} = 0.210 \text{ [m}^3\text{/h]}$$

二酸化炭素排気量 > 二酸化炭素吐出量であることから事故時運転モード（少量外気取入）により，室内の二酸化炭素濃度を改善することが可能。

#### 4.2.3 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価方針

##### (1) 評価の概要

技術基準規則第74条の解釈に規定する「運転員が原子炉制御室にとどまるために必要な設備」として，中央制御室換気空調系は，外気から遮断する事故時運転モードとすることができる。

事故時運転モードにより，中央制御室への空気の入込みを一時的に停止した場合の室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度が，事故対策のための活動に支障がない濃度である事を確認する。

本評価における滞在人数，体積，評価期間等は，被ばく評価条件を参考に，保守的な結果となるよう設定する。また酸素消費量，二酸化炭素吐出し量等は，設計基準事故時の評価と同様に，中央制御室内にとどまる運転員の活動状況等を想定し，評価する。

##### (2) 酸素許容濃度及び二酸化炭素許容濃度の設定

酸素許容濃度及び二酸化炭素許容濃度は，設計基準事故時の評価と同様に，表4-45に示すとおり，中央制御室内で想定される労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準に準拠する。

##### (3) 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の計算

中央制御室内の事故時の滞在人数，酸素消費量，二酸化炭素吐出し量等は室内にとどまる運転員の活動状況等を想定し，呼吸率等を踏まえ，中央制御室換気空調系隔離時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を設計基準事故時の評価と同様に計算する。

ただし，本評価においては，事故後 0.5 時間のファンの停止を想定し，事故後 0.5 時間以降はファンの運転を想定する。中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の計算条件を表4-46に示す。炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の酸素濃度/二酸化炭素濃度は，評価開始 1 秒後を例として，以下で求められる。

$$C_{11} = \left\{ C_{10} \times V_1 \div 100 + (Q_{SA1} \times C_{SA1} - Q_{RA1} \times C_{10} - Q_{EX1} \times C_{10} + Q_{加圧} \times C_{30} - Q_{加圧} \times C_{10}) \div 3600 \div 100 + Ge \times P \div 3600 \right\} \div V_1 \times 100 \quad \dots \dots (4.25)$$

また，中央制御室計算機室の酸素濃度/二酸化炭素濃度は，評価開始 1 秒後を例として，以下で求められる。

$$C_{21} = \{C_{20} \times V_2 \div 100 + (Q_{SA2} \times C_{SA1} - Q_{RA2} \times C_{20} - Q_{EX2} \times C_{20}) \div 3600 \div 100\} \div V_2 \\ \times 100 \quad \dots \dots \dots (4.23)$$

ここで、

$C_{XY}$  : 室 X における Y 秒後の酸素濃度/二酸化炭素濃度 (vol%)  
 但し、  
 室 1 : 中央制御室  
 室 2 : 中央制御室計算機室

$$C_{SA1} = \{C_{10} \times Q_{RA1} \div 100 + C_{20} \times Q_{RA2} \div 100 + C_{\text{外気}} \times Q_{OA} \div 100\} \div (Q_{RA1} + Q_{RA2} + Q_{OA}) \\ \times 100 \quad \dots \dots \dots (4.24)$$

$V_1$  : 中央制御室の容積 [m<sup>3</sup>]

$V_2$  : 中央制御室計算機室の容積 [m<sup>3</sup>]

$Q_{OA}$  : 外気取り込み風量 [m<sup>3</sup>/h]

$Q_{SA1}$  : 中央制御室の給気風量 [m<sup>3</sup>/h]

$Q_{SA2}$  : 中央制御室計算機室の給気風量 [m<sup>3</sup>/h]

$Q_{RA1}$  : 中央制御室の還気風量 [m<sup>3</sup>/h]

$Q_{RA2}$  : 中央制御室計算機室の還気風量 [m<sup>3</sup>/h]

$Q_{EX1}$  : 中央制御室の排気風量 [m<sup>3</sup>/h]

$Q_{EX2}$  : 中央制御室計算機室の排気風量 [m<sup>3</sup>/h]

$C_{SA1}$  : 給気中の酸素濃度/二酸化炭素濃度 [%]

P : 在室人員 [人]

Ge : 1 人あたりの二酸化炭素発生量又は酸素消費量 [m<sup>3</sup>/h/人]

$Q_{\text{加圧}}$  : 中央制御室待避所加圧設備 (空気ポンベ) による加圧風量 [m<sup>3</sup>/h]

#### 4.2.4 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価結果

##### (1) 酸素濃度

###### a. 事故後0.5 時間

計算の結果、0.5 時間後の酸素濃度は、20.9 vol%となる。

###### b. 0.5 時間～7 日間

計算の結果、中央制御室換気空調系隔離時の被ばく評価上の使用期間における酸素濃度は約 19.5 vol%となり、労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則に定める許容基準濃度である 18 vol%以上を満足しているため中央制御室での作業環境に影響を与えないと評価する。

## (2) 二酸化炭素濃度

### a. 事故後0.5 時間

計算の結果、0.5 時間後の二酸化炭素濃度は、0.04 vol%となる。

### b. 0.5 時間～7 日間

計算の結果、中央制御室換気空調系隔離時の被ばく評価上の使用期間における二酸化炭素濃度は0.67 vol%となり、「労働安全衛生規則」に余裕を考慮（坑内の炭酸ガス濃度の基準1.5%に余裕を考慮）した1.0 vol%以下を満足しているため中央制御室での作業環境に影響を与えないと評価する。

## 4.2.5 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避所内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価方針

### (1) 評価の概要

中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）による加圧を実施した場合において、中央制御室待避所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない濃度であることを評価する。

本評価における滞在人数、体積、評価期間等は、被ばく評価条件を基に、保守的な結果となるよう設定する。また、酸素消費量及び二酸化炭素吐出し量等は、中央制御室の評価と同様に加圧設備の使用時における中央制御室待避所内にとどまる要員の活動状況等を想定し、設定する。

### (2) 酸素許容濃度及び二酸化炭素許容濃度の設定

酸素許容濃度及び二酸化炭素許容濃度は、中央制御室の評価と同様に、表4-45に示すとおり、中央制御室待避所で想定される労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準に準拠する。

中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）による加圧は、希ガス等の放射性物質を含む外気が中央制御室待避所内に侵入しないように実施する防護措置であり、加圧時は、中央制御室待避所内を密閉するという限られた環境である。このため、中央制御室の評価条件と同様に、酸素許容濃度は、労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則に定める18 vol%以上、二酸化炭素許容濃度は、労働安全衛生規則に記載の「坑内の作業場における炭酸ガス濃度を、一・五パーセント以下としなければならない。」に余裕をみて1.0 vol%以下を設計値とする。

### (3) 酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量の計算

中央制御室待避所内を加圧し、中央制御室待避所内の酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量を計算し、その結果から酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価を行う。中央制御室待避所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件を表4-47に示す。



なお、被ばく評価にて、原子炉格納容器フィルタベント系使用開始から10時間までポンベにて加圧した中央制御室待避所内に滞在することとしているため、加圧時間は10時間とする。

10時間連続で空気ポンベにて加圧する場合において、中央制御室待避所内の圧力維持並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持及び抑制するための条件を満足する必要がある。

a. 中央制御室待避所内の正圧維持

(a) 目標圧力の設定

中央制御室待避所は、配置上、風の影響を直接受けない屋内に設置されているため、中央制御室待避所内へのインリークは、隣接区画との温度差によるものが考えられる。

炉心の著しい損傷が発生した場合の室内の温度を、中央制御室のある制御建屋の設計最高温度 40.0℃、隣接区画を屋外の設計最低温度-4.9℃と仮定すると、中央制御室待避所の階層高さは最大 3.3m であることから、温度の影響を無視できる圧力差を下式により計算する。

$$\begin{aligned} \Delta P &= \{(-4.9^\circ\text{Cの乾き空気の密度}) - (+40.0^\circ\text{Cの乾き空気の密度})\} \times (\text{階層高さ}) \\ &= (1.316 - 1.127) \times 3.3 \\ &= 0.189 \times 3.3 \\ &= 0.6237 \text{ (kg/m}^3\text{)} \\ &\approx 7.0 \text{ (Pa)} \end{aligned}$$

計算の結果、温度の影響を無視できる圧力差は約 7.0Pa であるが、余裕を見込み、目標圧力は 20 Pa[gage]に設定する。

(b) 必要最低換気量

中央制御室待避所内に供給する換気量は、次項に示す酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な最低換気流量として 30.0m<sup>3</sup>/h に設定するとともに、30.0m<sup>3</sup>/h の流量を流した場合、目標圧力に達し正圧維持を可能とする設計とする。

b. 中央制御室待避所内酸素濃度維持

酸素濃度を維持するために必要な最低換気流量を下式により計算する。

$$Q = \frac{k}{P_1 - P_0} \dots \dots \dots (4.26)$$

- Q : 必要換気流量 (m<sup>3</sup>/h)
- k : 酸素消費量 (m<sup>3</sup>/h)
- P<sub>1</sub> : 初期酸素濃度 (vol%)
- P<sub>0</sub> : 許容酸素濃度 (vol%)

計算の結果、必要な最低換気流量は 9.0m<sup>3</sup>/h となる。



c. 中央制御室待避所内二酸化炭素濃度抑制

二酸化炭素濃度の抑制に必要な最低換気流量を下式により計算する。

$$L = \frac{M}{C - C_0} \quad \dots \dots \dots (4.27)$$

- L : 必要換気流量 (m<sup>3</sup>/h)
- M : 二酸化炭素発生量 (m<sup>3</sup>/h)
- C : 許容二酸化炭素濃度 (vol%)
- C<sub>0</sub> : 初期二酸化炭素濃度 (vol%)

計算の結果、必要な最低換気流量は 27.2m<sup>3</sup>/h となる。

(4) 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の計算

中央制御室待避所内空気の空気ポンプ使用時における酸素濃度及び二酸化炭素濃度は、以下の計算式を基に計算する。

中央制御室待避所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価条件を表4-47に示す。

$$C_{31} = \left\{ C_{30} \times V_3 \div 100 + (Q_{加圧} \times C_{外気} - Q_{加圧} \times C_{30}) \div 3600 \div 100 + G_e \times P \div 3600 \right\} \div V_3 \times 100 \quad \dots \dots \dots (4.28)$$

ここで、

- C<sub>XY</sub> : 室 X における Y 秒後の酸素/二酸化炭素濃度 (vol%)
- 但し、
- 室 3 : 中央制御室待避所

V<sub>3</sub> : 中央制御室待避所の容積 [m<sup>3</sup>]

P : 在室人員 [人]

G<sub>e</sub>: 1 人あたりの二酸化炭素発生量又は酸素消費量[m<sup>3</sup>/h/人]

Q<sub>加圧</sub>: 中央制御室待避所加圧設備 (空気ポンプ) による加圧風量 [m<sup>3</sup>/h]

4.2.6 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避所内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価結果

(1) 酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量

空気ポンプからの流量を30.0m<sup>3</sup>/hとすれば、空気ポンプによる加圧10時間後の酸素濃度は20.16vol%、二酸化炭素濃度は0.793vol%となり、中央制御室待避所内の正圧維持並びに「労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則」に定める酸素濃度及び「労働安全衛生規則」に定める二酸化炭素濃度の許容濃度である18vol%以上及び1.0vol%以下をそれぞれ満足することができる。

(2) 必要空気ポンペ本数

4.2.5節の炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避所内酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価方針より、必要な空気ポンペ本数は、1個当たりの空気容量が46.7Lのもので、使用量を7.5m<sup>3</sup>/本とした場合、40個程度となる。なお、中央制御室待避所内を加圧するために必要な容量を確保するだけでなく、故障時及び保守点検による待機除外を考慮した予備を確保する。

4.3 中央制御室の居住性評価のまとめ

中央制御室の居住性を確保するための設備を考慮して被ばく評価並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価を行い、その結果、それぞれ判断基準を満足していることから、中央制御室の居住性を確保できると評価する。

## 5. 熱除去の評価

遮蔽体の熱除去の評価は、伝熱理論に基づいた解析手法により遮蔽体中の温度上昇が最も厳しい箇所において評価する。想定シナリオは「4.1 線量評価」と同じとする。

### 5.1 中央制御室しゃへい壁の熱除去の評価

#### 5.1.1 中央制御室しゃへい壁の入射線量の設定方法

中央制御室しゃへい壁の表面に入射するガンマ線は、直接ガンマ線、スカイシャインガンマ線、クラウドシャインガンマ線、グランドシャインガンマ線及び外気から室内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線がある。遮蔽体表面に入射するガンマ線はグランドシャインガンマ線とクラウドシャインガンマ線が支配的であるため、グランドシャインガンマ線とクラウドシャインガンマ線の入射線量を設定する。

評価点は各被ばく経路において入射線量が最大となる位置とし、中央制御室及び中央制御室待避所遮蔽を代表させる。

#### 5.1.2 中央制御室しゃへい壁の温度上昇の計算方法

遮蔽体は主にコンクリートで構成されており、評価上、コンクリートのみとして評価する。炉心の著しい損傷が発生した場合における7日間積算の各被ばく経路に基づく、中央制御室しゃへい壁への入射線量は約5.7 Gyであり、当該入射線量から中央制御室しゃへい壁表面の7日間積算のガンマ発熱量を求めると、約 $1.2 \times 10^5$  kJ/cm<sup>3</sup>\*1となる。これによる温度上昇は、次式で算出する。

$$\Delta T = Q \times 1000 / (c \cdot \rho) \quad \dots \dots \dots (5.1)$$

$\Delta T$	: 温度上昇 (°C)
$Q$	: 7 日間積算のガンマ発熱量 (約 $1.2 \times 10^5$ (kJ/cm <sup>3</sup> ))
$c$	: コンクリートの比熱 (1.05 (kJ/ (kg・°C))) *2)
$\rho$	: コンクリートの密度 (2.15 (g/cm <sup>3</sup> ))

注記\*1: 入射線量及びコンクリートの密度より算出 ( 5.7 (J/kg) × 2.15 (g/cm<sup>3</sup>))

\*2: 土木学会 2007年 コンクリート標準示方書[構造性能照査編]

### 5.2 2次しゃへい壁及び補助しゃへい\*の熱除去の評価

#### 5.2.1 2次しゃへい壁及び補助しゃへいにおける入射線量の設定方法

2次しゃへい壁及び補助しゃへいに入射するガンマ線の線源として、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟(二次格納施設)内に移行した放射性物質を想定し入射線量を評価する。評価結果を基に、2次しゃへい壁及び補助しゃへいへの入射線量を460Gy/7日間と設定する。

#### 5.2.2 2次しゃへい壁及び補助しゃへいの温度上昇の計算方法

遮蔽体は主にコンクリートで構成されており、評価上、コンクリートのみとして評価する。入射線量(460Gy/7日間)から、2次しゃへい壁及び補助しゃへい表面の7日間積算のガンマ線

発熱量を求めると、約  $9.9 \times 10^{-4} \text{kJ/cm}^3$  となり、これによる温度上昇を「5.1.2 中央制御室しゃへい壁の温度上昇の計算方法」と同様の式により算出する。

注記\*：2号機の原子炉建屋の2次しゃへい壁及び補助しゃへいを指す。

### 5.3 温度上昇のまとめ

コンクリート遮蔽体表面でのガンマ線による温度上昇は、中央制御室しゃへい壁で $0.01^\circ\text{C}$ 以下、2次しゃへい壁及び補助しゃへいで約 $0.4^\circ\text{C}$ となり、「日本原子力学会 1977年 遮蔽設計基準等に関する現状調査報告」において示されているガンマ線に対するコンクリート温度制限値（内部最高温度 $177^\circ\text{C}$ ／周辺最高温度 $149^\circ\text{C}$ ）以下であることを確認した。なお、本温度評価は、保守的にコンクリートの断熱状態を仮定した評価である。

表4-1 評価事象に係る条件

項目	評価条件	選定理由	備考
事故の 評価期間	[設計基準事故時] 事故後 30 日間	被ばく評価手法(内規)に 基づき設定	被ばく評価手法(内規) 解説 3.2 評価期間は、事 故発生後 30 日間とする。
	[炉心の著しい損傷が発生 した場合] 事故後 7 日間	解釈に基づき評価期間を 設定	審査ガイド 3. (解釈より抜粋) 第 74 条 (原子炉制御室) 1 b)④ 判断基準は、運転 員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。
評価事象	[設計基準事故時] 冷却材喪失 (仮想事故相当)  外部電源喪失を考慮する	設置許可を受けた際の評 価結果を参考に、それら の設計基準事故の中から 放射性物質の放出の拡大 の可能性がある事故とし て、原子炉格納容器内放 出に係る事故は「冷却材 喪失」を、格納容器外放 出に係る事故は「主蒸気 管破断」を選定し、これ らの事故について放射性 物質の放出量がより多く なる仮想事故相当のソー スタームを想定 大気中への放射性物質の 放出量の観点から、外部 電源がない場合の方がよ り難しい	被ばく評価手法(内規) 4.1 原子炉冷却材喪失及び 主蒸気管破断を対象とし る。原子炉冷却材喪失及 び主蒸気管破断は、一方 の事故で包絡できる場合 は、いずれかで代表して もよい。  4.1.2(5) 事象発生と同時 に、外部電源は喪失する と仮定する。
	[設計基準事故時] 主蒸気管破断 (仮想事故相当)  外部電源喪失を考慮する		
	[炉心の著しい損傷が発生 した場合] 大破断 LOCA 時に高圧炉心 冷却及び低圧炉心冷却に 失敗する事故  全交流動力電源喪失を考 慮する	被ばく評価においては、 中央制御室の居住性評価 を厳しくする観点から選 定、代替循環冷却系を使 用した場合と、格納容器 ベントを実施した場合を 想定する	審査ガイド 3. (解釈より抜粋) 第 74 条 (原子炉制御室) 1 b)① 設置許可基準規則 解釈第 37 条の想定する格 納容器破損モードのう ち、原子炉制御室の運転 員の被ばくの観点から結 果が最も厳しくなる事故 収束に成功した事故シー ケンスを想定すること。

表 4-2 炉内内蔵量計算条件

項目	評価条件	選定理由	備考
炉心熱出力	<p>[設計基準事故時] 2540MW (定格 2436MW の約 105%)</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 2436MW</p>	<p>[設計基準事故時] 定格値に余裕を見た値を設定</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 定格値</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 4.1.1(1)原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。</p> <p>審査ガイド 4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1(2)a で選定した事故シナリオのソースターム解析結果を基に設定する。</p>
運転時間	<p>[設計基準事故時] 2000 日</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 1 サイクル：10000h 2 サイクル：20000h 3 サイクル：30000h 4 サイクル：40000h 5 サイクル：50000h</p>	<p>[設計基準事故時] —</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 1 サイクル 13 ヶ月 (395 日)を考慮して、燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定</p>	—
取替炉心の燃料装荷割合	<p>[設計基準事故時] —</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 1 サイクル：0.229(200 本) 2 サイクル：0.229(200 本) 3 サイクル：0.229(200 本) 4 サイクル：0.229(200 本) 5 サイクル：0.084(72 本)</p>	<p>[設計基準事故時] —</p> <p>[炉心の著しい損傷が発生した場合] 取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定</p>	—

表 4-3 炉内内蔵量(冷却材喪失) (設計基準事故時)

核種グループ	炉内内蔵量(Bq) (gross 値)
希ガス	約 $2.4 \times 10^{19}$
よう素	約 $2.3 \times 10^{19}$

表 4-4 追加放出量(主蒸気管破断) (設計基準事故時)

核種グループ	追加放出量(Bq) (gross 値)
希ガス	約 $1.5 \times 10^{15}$
ハロゲン等	約 $1.1 \times 10^{15}$

表 4-5 炉内内蔵量 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

核種グループ	炉内内蔵量(Bq) (gross 値)
希ガス類	約 $1.6 \times 10^{19}$
よう素類	約 $2.1 \times 10^{19}$
Cs 類	約 $8.4 \times 10^{17}$
Te 類	約 $6.0 \times 10^{18}$
Ba 類	約 $1.8 \times 10^{19}$
Ru 類	約 $1.8 \times 10^{19}$
Ce 類	約 $5.5 \times 10^{19}$
La 類	約 $4.1 \times 10^{19}$

表 4-6 大気拡散条件(1/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
<p>大気拡散 評価モデル</p>	<p>ガウスプルーム モデル</p>	<p>気象指針を参考として、放射性雲は風下に直線的に流され、放射性雲の軸のまわりに正規分布に拡がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 5.1.1(1)a)1) 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデルを適用して計算する。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)a. 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。</p>
<p>気象データ</p>	<p>女川原子力発電所における1年間の気象データ (2012.1~2012.12)  (地上風を代表する地上高10m(標高70m)及び排気筒付近を代表する地上高71m(標高175m)の気象データ)</p>	<p>建屋影響を受ける大気拡散評価を行う場合は保守的に地上高10m(標高70m)の気象データを使用 排気筒からの放出の場合は、建屋影響を受けないため地上高71m(標高175m)の気象データを使用 過去10年間の気象状態と比較して異常がなく、気象データの代表性が確認された2012年1月~2012年12月の1年間の気象データを使用</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 5.1.1(1)c) 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。</p> <p>5.1.1(2)d) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的低風速の気象データ(地上10m高さで測定)を採用するのは保守的かつ適切である。</p> <p>審査ガイド4.2(2)a. 風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。</p>



表 4-6 大気拡散条件(2/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
<p>累積出現頻度</p>	<p>小さい方から 97%</p>	<p>気象指針を参考として、年間の相対濃度又は相対線量を昇順に並べ替え、累積出現頻度が 97% に当たる値を設定</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97% に当たる相対濃度とする。  審査ガイド 4.2(2)c. 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97% に当たる値とする。</p>
<p>建屋影響</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器フィルタベント系排気管：考慮する</li> <li>・原子炉建屋ブローアウトパネル：考慮する</li> <li>・タービン建屋ブローアウトパネル：考慮する</li> <li>・排気筒：考慮しない</li> </ul>	<p>放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮 排気筒については高さが周囲の建屋の 2.5 倍以上あるため巻き込みの影響を受けない</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 5.1.2(1)a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。  審査ガイド 4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。</p>

表 4-6 大気拡散条件(3/6)

項目	評価条件	選定理由	備考												
<p>巻き込みを生じる代表建屋</p>	<p><b>【設計基準事故時】</b> (主蒸気管破断) 原子炉建屋ブローアウトパネルからの放出： 原子炉建屋 タービン建屋ブローアウトパネルからの放出： タービン建屋</p> <p><b>【炉心の著しい損傷が発生した場合】</b> ・原子炉格納容器フィルタベント系排気管， 原子炉建屋ブローアウトパネルからの放出： 原子炉建屋</p>	<p>放出源から最も近く，巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋として選定 また，建屋投影面積が小さい方が保守的な結果を与えるため，単独建屋として設定</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 5.1.2(3)a)3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として，表5.1に示す建屋を選定することは適切である。</p> <p>表 5.1 放射性物質の巻き込み対象とする代表建屋の選定例</p> <table border="1" data-bbox="1118 589 1450 1137"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">BWR型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉建屋(建屋影響がある場合)</td> </tr> <tr> <td>主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">PWR型原子炉施設</td> <td rowspan="2">原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)，原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び原子炉建屋</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)，原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び原子炉建屋</td> </tr> </tbody> </table> <p>審査ガイド 4.2(2)b. 巻き込みを生じる代表建屋 2) 巻き込みを生じる建屋として，原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが，巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは，保守的な結果を与える。</p>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)	PWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)，原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び原子炉建屋	原子炉格納容器(原子炉格納施設)，原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び原子炉建屋
原子炉施設	想定事故	建屋の種類													
BWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)													
	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)													
PWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)，原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び原子炉建屋													
		原子炉格納容器(原子炉格納施設)，原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び原子炉建屋													

表 4-6 大気拡散条件(4/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
<p>放射性物質濃度の評価点</p>	<p>【中央制御室内】 中央制御室換気空調系給気口 中央制御室中心</p> <p>【入退域時】 出入管理所 制御建屋入口</p>	<p>【中央制御室内】 中央制御室換気空調系により事故時運転モード（少量外気取入）を前提とし、フィルタを通過した空気が直接室内へ流入すると設定するため、中央制御室換気空調系給気口を設定 また、インリークによって、評価期間中はフィルタを通らない空気が直接室内へ流入する場合についても、中央制御室換気空調系給気口を代表点として設定</p> <p>地表に沈着した線源評価のための濃度評価点については、建屋の巻き込みの影響を受けるなど、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様であるので、中央制御室内の中心を代表点として設定</p> <p>【入退域時】 入退域時の移動経路に従った適切な評価点を設定</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 【中央制御室内】 5.1.2(3)b)3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>7.3.2(5)相対濃度 <math>\chi/Q</math> の評価点は、外気取入れを行う場合は中央制御室の外気取入口とする。また、外気を遮断する場合は中央制御室の中心点とする。</p> <p>【入退域時】 7.5.1(5)b)入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。 審査ガイド</p> <p>【中央制御室内】4.2(2)b.放射性物質濃度の評価点 3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。</p> <p>【入退域時】 —</p>

表 4-6 大気拡散条件(5/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
<p>着目方位</p>	<p>中央制御室滞在時：  <b>【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】</b>                      中央制御室換気空調系給気口：5方位                      (SE, SSE, S, SSW, SW)                      中央制御室中心：8方位                      (ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW)  <b>【原子炉建屋ブローアウトパネル】</b>                      中央制御室換気空調系給気口：5方位                      (SE, SSE, S, SSW, SW)                      中央制御室中心：6方位                      (ESE, SE, SSE, S, SSW, SW)  <b>【タービン建屋ブローアウトパネル】</b>                      中央制御室換気空調系給気口：7方位                      (SSE, S, SSW, SW, WSW, W, WNW)                      中央制御室中心：7方位                      (SSE, S, SSW, SW, WSW, W, WNW)  <b>【排気筒】</b>                      中央制御室換気空調系給気口：1方位                      (ESE)                      中央制御室中心：1方位                      (ESE)</p> <p>入退域時：  <b>【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】</b>                      出入管理所：4方位                      (SSW, SW, WSW, W)                      制御建屋出入口：6方位                      (SSE, S, SSW, SW, WSW, W)  <b>【原子炉建屋ブローアウトパネル】</b>                      出入管理所：4方位                      (SSW, SW, WSW, W)                      制御建屋出入口：6方位                      (SSE, S, SSW, SW, WSW, W)  <b>【タービン建屋ブローアウトパネル】</b>                      出入管理所：2方位                      (WSW, W)                      制御建屋出入口：4方位                      (SW, WSW, W, WNW)  <b>【排気筒】</b>                      出入管理所：1方位                      (SE)                      制御建屋出入口：1方位                      (ESE)</p>	<p>原子炉建屋又はタービン建屋建屋後流での巻き込みが生じる条件としては、放出点と巻き込みが生じる建屋及び評価点との位置関係について、次に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。</p> <p>(a) 放出源の高さが建屋の高さの 2.5 倍に満たない場合</p> <p>(b) 放出源と評価点を結んだ直線と平行で放出源を風上とした風向について、放出源の位置が風向と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲の中にある場合</p> <p>(c) 評価点が巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合建屋風下側の巻き込みによる拡がりを考慮し、以下の i)～iii)の条件に該当する方位を選定し、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を選定</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に放出点が存在すること</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること</p>	<p>被ばく評価手法(内規)                      5.1.2(3)c)1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図 5.4 に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)a.                      原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図 5 に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p>

表 4-6 大気拡散条件 (6/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
<p>建屋投影面積</p>	<p>[原子炉建屋ブローアウトパネルからの放出] 2050m<sup>2</sup> (原子炉建屋, 短手方向)</p> <p>[タービン建屋ブローアウトパネルからの放出] 1630m<sup>2</sup> (タービン建屋, 短手方向)</p> <p>[原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出] 2050m<sup>2</sup> (原子炉建屋, 短手方向)</p>	<p>建屋投影面積は小さい方が厳しい結果となるため、対象となる複数の方位の投影面積の中で最小面積として、原子炉建屋の短手方向となる南(北)方向の断面積及びタービン建屋の短手方向となる東(西)方向の断面積をすべての方位の計算の入力として共通に適用する。</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 5.1.2(3)d)1) 図 5.9 に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散の入力とする。 5.1.2(3)d)2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)b. 建屋投影面積 1) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。 2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p>
<p>形状係数</p>	<p>1/2</p>	<p>気象指針を参考として設定</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 5.1.1(2)b) 形状係数 c の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として 1/2 を用いる。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)a. 放射性物質の大気拡散の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」による。</p>

表 4-7 中央制御室内放射性物質濃度評価条件(1/3)

項目	評価条件	選定理由	備考
<p>事故時におけるフィルタを通した外気取り込み</p>	<p>[事故時運転モード] 少量外気取入</p> <p>[外気取り込み量] (少量取込時) 500m<sup>3</sup>/h</p> <p>[事故時運転モードへの切替時間]</p> <p>【設計基準事故時】 事故後 20分 【炉心の著しい損傷が発生した場合】 事故後 30分</p>	<p>事故後，中央制御室換気空調系による少量外気取入を前提とし，更に，中央制御室換気空調系を通らずに直接室内に流入することを考慮する。</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 7.3.2(1) 建屋の表面空気中から，次の a) 及び b) の経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定する。 a) 中央制御室の非常用換気空調によって室内に取り入れること b) 中央制御室内に直接，流入すること</p> <p>審査ガイド 4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋の表面空気中から，次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること(外気取入) 二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること(空気流入)</p>
<p>中央制御室バウンダリ体積</p>	<p>中央制御室バウンダリ： 8900m<sup>3</sup></p> <p>中央制御室内待避所： 148m<sup>3</sup></p>	<p>設計値を基に設定</p>	<p>被ばく評価手法(内規) 7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき，空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は，空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積(容積)を用いて計算する。</p>



表 4-7 中央制御室内放射性物質濃度評価条件(2/3)

項目	評価条件	選定理由	備考
外部ガンマ線による全身に対する線量評価時の自由体積	中央制御室バウンダリ： 8900m <sup>3</sup>  中央制御室内待避所： 148m <sup>3</sup>	設計値を基に設定	被ばく評価手法(内規) 7.3.4(3)b)ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて、階層間の天井等による遮へいがあるので、中央制御室の容積から除外してもよい。  審査ガイド 4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積(容積)を用いて計算する。
中央制御室チャコールエアフィルタによる除去効率	[設計基準事故時] 90%	設計値(90%以上)	被ばく評価手法(内規) 7.3.2(3)中央制御室換気系フィルタの効率は、設計値又は管理値を用いる。  審査ガイド 4.2(1)a.
	[炉心の著しい損傷が発生した場合] 90%	設計値(90%以上)	
中央制御室換気系高性能エアフィルタによる除去効率	[炉心の著しい損傷が発生した場合] 99.9%	設計値(99.9%以上)	ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
中央制御室再循環フィルタ装置のフィルタ流量	8000m <sup>3</sup> /h	設計上期待できる値を設定	被ばく評価手法(内規) 7.3.2(7)a)中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。  審査ガイド4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。

表 4-7 中央制御室内放射性物質濃度評価条件(3/3)

項目	評価条件	選定理由	備考
中央制御室待避所加圧設備の空気供給量	事故発生から 0 ~ 45 時間後：0m <sup>3</sup> /h 事故発生から 45 ~ 55 時間後：30m <sup>3</sup> /h 事故発生から 55 ~ 168 時間後：0m <sup>3</sup> /h	運用を基に設定 なお、代替循環冷却系を用いて事象を収束する号炉からの影響に対しては、加圧設備の効果を考慮しないものとした	被ばく評価手法(内規) 7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。  審査ガイド 4.2(2)e. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。 4.3(3)f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。
空気流入率	1.0 回/h	設計上期待できる値を設定	被ばく評価手法(内規) 7.3(1) なお、中央制御室の空気流入率については、「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に従うこと。  審査ガイド 4.2(1)b. 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。



表 4-8 線量計算条件 (1/2)

項目	評価条件	選定理由	備考
線量換算 係数	[設計基準事故時] よう素の吸入摂取に対して，成人実効線量換算係数を使用 I-131 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq	ICRP Publication 71* <sup>1</sup> に基づく	—
	[炉心の著しい損傷が発生した場合] 成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq Cs-134 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq Cs-136 : $2.8 \times 10^{-9}$ Sv/Bq Cs-137 : $3.9 \times 10^{-8}$ Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71, 72 に基づく	ICRP Publication 71* <sup>1</sup> , 72* <sup>2</sup> に基づく	

注記\*1: ICRP Publication 71, “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients”, 1995

\*2: ICRP Publication 72, “Age-dependent Doses to the Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Coefficients”, 1996

表 4-8 線量計算条件 (2/2)

項目	評価条件	選定理由	備考
呼吸率	1.2m <sup>3</sup> /h	成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71*1に基づく	被ばく評価手法(内規) 7.3.3(4)吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。 $H_I = \int_0^T R \cdot H_\infty \cdot C_I(t) dt$ $H_I$ : よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量(Sv) $R$ : 呼吸率(成人活動時) (m <sup>3</sup> /s) $H_\infty$ : よう素 (I-131) 吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数(Sv/Bq) $C_I(t)$ : 時刻 t における中央制御室内の放射能濃度 (I-131 等価量) (Bq/m <sup>3</sup> ) $T$ : 計算期間(s)
マスクの防護係数	[設計基準事故時] 考慮しない  [炉心の著しい損傷が発生した場合] 入退域時 : 50 (1日目のみ 1,000) 中央制御室滞在時 : 50 (1日目のみ 1,000)	設計基準事故時には、保守的にマスクの着用を考慮しない。  炉心の著しい損傷が発生した場合には、性能上期待できる値を考慮する。	被ばく評価手法(内規) 7.3.3(3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用による放射性よう素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。  審査ガイド 第74条 (原子炉制御室) ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
ヨウ素剤の服用	未考慮	保守的に考慮しないものとした	—

注記\*1 : ICRP Publication 71, “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients”, 1995

表 4-9 大気中への放出量評価条件(冷却材喪失) (設計基準事故時) (1/2)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
原子炉格納容器内に放出される放射性物質	炉内内蔵量に対して 希ガス：100% よう素：50%	被ばく評価手法(内規)に基づき設定。	4.1.1(2)b) 事象発生後，原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は，炉心内蓄積量に対して希ガス100%，よう素50%の割合とする。
よう素の形態	無機よう素：90% 有機よう素：10%	同上	4.1.1(2)c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち，有機よう素は10%とし，残りの90%は無機よう素とする。
原子炉格納容器内での無機よう素の沈着する割合	50% (有機よう素及び希ガスは，沈着効果を見ない)	同上	4.1.1(2)d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち，無機よう素は，50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し，原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは，この効果を見ないとする。
サプレッションチェンバ内のプール水への分配	無機よう素：100 有機よう素：0 希ガス：0	同上	4.1.1(2)e) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は，分配係数で100とする。有機よう素及び希ガスは，この効果を見ないとする。
原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/日一定	原子炉格納容器からの漏えい率は，原子炉格納容器の設計漏えい率並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度に対応した漏えい率に余裕を見込んで設定する。	4.1.1(2)f) 希ガス及びよう素は，原子炉格納容器からの漏えいを計算する。原子炉格納容器からの漏えいは，原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。
非常用ガス処理系の起動時間	事故直後瞬時に起動	通常運転時に作動している原子炉建屋の常用換気系は，原子炉水位低，ドライウェル圧力高又は原子炉建屋放射能高の信号等により非常用ガス処理系に切り替えられる。	4.1.1(2)g) 原子炉建屋の非常用換気系等(フィルタを含む。)は，起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。

表 4-9 大気中への放出量評価条件(冷却材喪失) (設計基準事故時) (2/2)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
非常用ガス処理系の容量	換気率：0.5回/日	設計上期待できる値を設定	4.1.1(2)g) 非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする。
非常用ガス処理系フィルタの除去効率	よう素用 チャコールフィルタ効率 95%	非常用ガス処理系の設計値(99%以上)に余裕を見込んだ値として設定	4.1.1(2)g) フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。
原子炉建屋原子炉棟内での放射性物質の自然減衰	考慮する	被ばく評価手法(内規)に基づき設定	4.1.1(2)g) 原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考える。
再循環水の漏えいによる寄与	評価を省略する	非常用炉心冷却系により格納容器外へ導かれたサプレッションチェンバのプール水の漏えいによる放射性物質の放出量は、格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さく、有意な寄与はないためその評価を省略する。	4.1.1(2)h) ECCS が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の50%が溶解するとし、ECCS の再循環系から原子炉建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、原子炉建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。
放出位置	排気筒	被ばく評価手法(内規)に基づき設定	4.1.1(2)i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されるとする。

表 4-10 大気中への放出量評価条件(主蒸気管破断)(設計基準事故時)(1/2)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
原子炉冷却材中のよう素濃度	I-131を $1.8 \times 10^3 \text{Bq/g}$ とし、それに応じ他のよう素の組成を拡散組成として考慮。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の1/50とする。	運転上許容される最大値として設定	4.1.2(7)b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の1/50とする。
燃料棒から追加放出される放射性物質	I-131を $7.4 \times 10^{13} \text{Bq}$ とし、それに応じ他のよう素及び希ガスの組成を平衡組成として考慮。希ガスについてはよう素の2倍とする。	先行炉等での実測値に基づく値に安全余裕を見込んで設定	4.1.2(7)c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の2倍の放出量とする。
主蒸気隔離弁閉止前に破断口より放出される放射性物質	追加放出された放射性物質の1%	被ばく評価手法(内規)に基づき設定	4.1.2(7)d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出する。
主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの追加放出	主蒸気隔離弁閉止直後にすべて原子炉冷却材中に放出	被ばく評価手法(内規)に基づき設定	4.1.2(7)e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出する。
よう素の形態	有機よう素：10% 無機よう素：90%	被ばく評価手法(内規)に基づき設定	4.1.2(7)f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。
有機よう素が気相部に移行する割合	10% なお、希ガスはすべて瞬時に気相部へ移行	被ばく評価手法(内規)に基づき設定	4.1.2(7)f) 有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行する。 希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。

表 4-10 大気中への放出量評価条件(主蒸気管破断)(設計基準事故時)(2/2)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
有機よう素が分解したよう素, 無機よう素及びよう素以外のハロゲンのキャリアオーバー割合	2%	被ばく評価手法(内規)に基づき設定	4.1.2(7)f 残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリアオーバーされる割合は, 2%とする。
放射性物質の大気拡散	(主蒸気隔離弁閉止前) 蒸気雲の大きさ 半球状雲の体積 : $2.64 \times 10^6 \text{ m}^3$ 半球状雲の直径 : 216 m 移動速度 : 1 m/s	被ばく評価手法(内規)に基づき設定	4.1.2(7)g 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は, 完全蒸発し, 同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は, 大気中に地上放散する。
主蒸気隔離弁漏えい率	120%/日 (一定)	弁 1 個当たりの漏えい率(設計漏えい率の上限値 10%/日(1 個当たり))を基に, 弁 1 個が閉止しないと仮定し, 4 倍の余裕をみて設定した値	4.1.2(7)h 主蒸気隔離弁は, 1 個が閉止しないとする。閉止した隔離弁からは, 蒸気が漏えいする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし, この漏えい率は一定とする。
原子炉圧力容器からサプレッションチェンバへの換気率	原子炉圧力容器気相体積の 100 倍/日	崩壊熱相当の蒸気がサプレッションチェンバ内のプール水中に移行する割合を等価的に表した値	4.1.2(7)i 主蒸気隔離弁閉止後は, 残留熱除去系又は逃がし安全弁等を通して, 崩壊熱相当の蒸気が, サプレッションプールに移行する。

表 4-11 大気中への放出量評価結果(事故後 30 日間積算)(設計基準事故)

想定事象	核分裂生成物		放出量(Bq)
冷却材喪失	希ガス (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)		約 $1.7 \times 10^{16}$
	よう素 (I-131 等価量-成人実効線量係数換算)		約 $3.1 \times 10^{14}$
主蒸気管破断	希ガス+ハロゲン等 (ガンマ線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値)	主蒸気隔離弁 閉止前	約 $1.5 \times 10^{13}$
		主蒸気隔離弁 閉止後	約 $2.0 \times 10^{13}$
	よう素 (I-131 等価量-成人実効線 量係数換算)	主蒸気隔離弁 閉止前	約 $3.0 \times 10^{11}$
		主蒸気隔離弁 閉止後	約 $4.6 \times 10^{11}$



表 4-12 大気拡散評価条件(設計基準事故時)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
実効放出 継続時間	<p>【冷却材喪失】 希ガス：24時間 よう素：24時間</p> <p>【主蒸気管破断】 希ガス及びハロゲン等 ：1時間 よう素：1時間</p>	<p>事故期間中の放射 性物質の全放 出量を1時間当 たりの最大放出 量で除した値と して設定</p>	<p>解説 5.13(3)実効放出継続時間(T)は、 想定事故の種類によって放出率に変化 があるので、放出モードを考慮して適 切に定めなければならないが、事故期 間中の放射性物質の全放出量を1時間 当たりの最大放出量で除した値を用い ることも一つの方法である。</p>
放出源及び放出 源高さ	<p>【冷却材喪失】 排気筒 80m</p> <p>【主蒸気管破断】 原子炉建屋またはター ビン建屋ブローアウト パネル 0m</p>	<p>冷却材喪失は、 排気筒から放 出、主蒸気管破 断は、保守的に 地上放出として 設定</p>	<p>4.1.1(2)i)原子炉格納容器から原子炉 建屋内に漏えいした放射性物質は、原 子炉建屋内非常用ガス処理系で処理さ れた後、排気筒を経由して環境に放出 されるとする。</p> <p>4.1.2(7)g)主蒸気隔離弁閉止前に放出 された原子炉冷却材は、完全蒸発し、 同時に放出された放射性物質を均一に 含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止 後に放出された放射性物質は、大気中 に地上放散する。</p>
大気拡散評価地 点及び評価距離	<p>【冷却材喪失】 中央制御室換気空調系 の給気口 評価距離：256m 中央制御室中心評価距 離：244m 出入管理所 評価距離：120m 制御建屋出入口 評価距離：198m</p> <p>【主蒸気管破断】 中央制御室換気空調系 の給気口 評価距離：92m(R/B) 評価距離：89m(T/B) 中央制御室中心 評価距離：64m(R/B) 評価距離：64m(T/B) 出入管理所 評価距離：181m(R/B) 評価距離：200m(T/B) 制御建屋出入口 評価距離：87m(R/B) 評価距離：101m(T/B)</p>	<p>放出源から評価 点までの距離 は、保守的な評 価となるように 水平距離として 設定</p>	<p>【中央制御室内】 5.1.2(3)b)3)i)建屋の巻き込みの影響 を受ける場合には、中央制御室の属す る建屋表面での濃度は風下距離の依存 性は小さくほぼ一様と考えられるの で、評価点は厳密に定める必要はな い。屋上面を代表とする場合、例えば 中央制御室の中心点を評価点とするの は妥当である。7.2(3)相対線量D/Qの評 価点は、中央制御室内の中心、操作盤 位置等の代表点とする。室内の複数点 の計算結果から線量が最大となる点 を評価点としてもよい。</p> <p>7.3.2(5)相対濃度 <math>\chi/Q</math> の評価点は、外 気取入れを行う場合は中央制御室の外 気取入口とする。また、外気を遮断す る場合は中央制御室の中心点とする。</p> <p>【入退域時】7.5.1(5)b)入退域時の移 動経路及び入退域に要する時間をプラ ントごとに計算し、移動経路に従った 適切な評価点及び滞在時間を設定す る。この場合、移動に伴って、複数の 評価点を設定してもよい。</p>



表 4-13 相対濃度及び相対線量の評価結果(冷却材喪失)(設計基準事故)

評価対象	評価点	評価距離 (m)	相対濃度 $\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室換気空調系給気口	約 256	約 $1.4 \times 10^{-6}$	—
室内作業時	中央制御室中心	約 244	—	約 $5.7 \times 10^{-20}$
入退域時	出入管理所	約 120	約 $1.4 \times 10^{-6}$	約 $7.5 \times 10^{-20}$
入退域時	制御建屋出入口	約 198	約 $1.4 \times 10^{-6}$	約 $5.7 \times 10^{-20}$

表 4-14 相対濃度及び相対線量の評価結果(主蒸気管破断)(設計基準事故)

評価対象	評価点	評価距離 (m)	相対濃度 $\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室換気空調系給気口	約 89	約 $2.0 \times 10^{-3}$	—
室内作業時	中央制御室中心	約 64	—	約 $7.0 \times 10^{-18}$
入退域時	出入管理所	約 181	約 $9.9 \times 10^{-4}$	約 $4.4 \times 10^{-18}$
入退域時	制御建屋出入口	約 87	—	約 $6.0 \times 10^{-18}$
		約 101	約 $1.5 \times 10^{-3}$	—

表4-15 運転員交替考慮条件(設計基準事故時)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
中央制御室滞在 時間割合	0.27870	運転員の勤務形態として5直3交替とし、事故時には放射線管理上の措置として被ばく線量の平均化が図られることを仮定した滞在時間割合として設定	7.1.1(1)e)中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。
入退域 所要時間割合	0.01111	<p>運転員の勤務形態として5直3交替とし、事故時には放射線管理上の措置として被ばく線量の平均化が図られることを仮定した入退域所要時間割合として設定</p> <p>入退域1回あたり、入退域の経路に沿って、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・出入管理所に7分</li> <li>・制御建屋入口に5分とどまるものとして評価</li> </ul>	<p>7.4.1(1)d)入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。</p> <p>7.4.1(1)e)2)入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。</p>

表 4-16 冷却材喪失(仮想事故)時の原子炉建屋内の放射性物質からの  
エネルギー群別ガンマ線積算線源強度(30日間積算値)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)
1	0.01	約 $9.67 \times 10^{16}$	22	1.5	約 $6.43 \times 10^{19}$
2	0.02	約 $1.72 \times 10^{15}$	23	1.66	約 $4.60 \times 10^{18}$
3	0.03	約 $5.72 \times 10^{17}$	24	2.0	約 $1.25 \times 10^{19}$
4	0.045	約 $7.78 \times 10^{14}$	25	2.5	約 $2.77 \times 10^{19}$
5	0.06	0.0	26	3.0	約 $8.24 \times 10^{17}$
6	0.07	0.0	27	3.5	約 $2.23 \times 10^{16}$
7	0.075	0.0	28	4.0	0.0
8	0.10	約 $8.21 \times 10^{21}$	29	4.5	0.0
9	0.15	約 $1.48 \times 10^{18}$	30	5.0	0.0
10	0.20	約 $4.92 \times 10^{19}$	31	5.5	0.0
11	0.30	約 $5.02 \times 10^{20}$	32	6.0	0.0
12	0.40	約 $7.93 \times 10^{20}$	33	6.5	0.0
13	0.45	約 $1.50 \times 10^{19}$	34	7.0	0.0
14	0.51	約 $3.54 \times 10^{19}$	35	7.5	0.0
15	0.512	約 $2.03 \times 10^{18}$	36	8.0	0.0
16	0.60	約 $2.05 \times 10^{20}$	37	10.0	0.0
17	0.70	約 $7.86 \times 10^{20}$	38	12.0	0.0
18	0.80	約 $4.91 \times 10^{20}$	39	14.0	0.0
19	1.0	約 $1.74 \times 10^{20}$	40	20.0	0.0
20	1.33	約 $7.22 \times 10^{19}$	41	30.0	0.0
21	1.34	約 $4.02 \times 10^{16}$	42	50.0	0.0

表 4-17 主蒸気管破断(仮想事故)時のタービン建屋内の放射性物質からの  
エネルギー群別ガンマ線積算線源強度(30日間積算値)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)
1	0.01	約 $1.50 \times 10^{14}$	22	1.5	約 $3.99 \times 10^{15}$
2	0.02	約 $1.33 \times 10^{13}$	23	1.66	約 $5.20 \times 10^{15}$
3	0.03	約 $5.99 \times 10^{14}$	24	2.0	約 $6.33 \times 10^{15}$
4	0.045	約 $1.42 \times 10^{16}$	25	2.5	約 $2.10 \times 10^{16}$
5	0.06	0.0	26	3.0	約 $1.49 \times 10^{15}$
6	0.07	0.0	27	3.5	約 $7.08 \times 10^{13}$
7	0.075	0.0	28	4.0	約 $2.31 \times 10^{13}$
8	0.10	約 $9.27 \times 10^{17}$	29	4.5	約 $8.63 \times 10^{11}$
9	0.15	約 $2.36 \times 10^{17}$	30	5.0	0.0
10	0.20	約 $2.46 \times 10^{17}$	31	5.5	0.0
11	0.30	約 $1.94 \times 10^{17}$	32	6.0	0.0
12	0.40	約 $3.76 \times 10^{17}$	33	6.5	0.0
13	0.45	約 $8.34 \times 10^{15}$	34	7.0	0.0
14	0.51	約 $2.40 \times 10^{15}$	35	7.5	0.0
15	0.512	約 $1.15 \times 10^{15}$	36	8.0	0.0
16	0.60	約 $6.65 \times 10^{16}$	37	10.0	0.0
17	0.70	約 $4.70 \times 10^{16}$	38	12.0	0.0
18	0.80	約 $4.73 \times 10^{16}$	39	14.0	0.0
19	1.0	約 $2.08 \times 10^{16}$	40	20.0	0.0
20	1.33	約 $2.11 \times 10^{16}$	41	30.0	0.0
21	1.34	約 $8.54 \times 10^{13}$	42	50.0	0.0

表 4-18 中央制御室換気系設備等条件(設計基準事故時)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
非常時運転モードへの切替時間	20分	運転員による手動隔離操作を仮定し、隔離操作に要する時間を十分見込んだ後に、事故時運転モードに切り替わるものとして設定	7.3.2(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。また、隔離のために手動操作が必要な場合には、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで10分以上の時間的余裕を見込んで計算する。

表4-19 冷却材喪失(仮想事故)時における中央制御室の運転員の実効線量の内訳

被ばく経路		実効線量 (mSv)			備考
		希ガスのガンマ線による外部被ばく	よう素の吸入による内部被ばく	合計	
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 $6.6 \times 10^{-2}$	—	約 $6.6 \times 10^{-2}$	事故後30日まで5直3交替で室内作業を行うものとする。
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $9.2 \times 10^{-2}$	—	約 $9.2 \times 10^{-2}$	
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $1.3 \times 10^{-2}$	約 $4.5 \times 10^{-1}$	約 $4.6 \times 10^{-1}$	
	小計	約 $1.7 \times 10^{-1}$	約 $4.5 \times 10^{-1}$	約 $6.2 \times 10^{-1}$	
入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 $4.8 \times 10^{-1}$	—	約 $4.8 \times 10^{-1}$	事故後30日まで5直3交替で入退域するものとする。入退域所要時間は、片道12分を仮定する。
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $1.3 \times 10^{-2}$	約 $3.3 \times 10^{-2}$	約 $4.5 \times 10^{-2}$	
	小計	約 $5.0 \times 10^{-1}$	約 $3.3 \times 10^{-2}$	約 $5.3 \times 10^{-1}$	
合計		約 $6.7 \times 10^{-1}$	約 $4.8 \times 10^{-1}$	約1.2	

表 4-20 主蒸気管破断(仮想事故)時における中央制御室の運転員の実効線量の内訳

被ばく経路		実効線量 (mSv)			備考
		希ガスのガンマ線による外部被ばく	よう素の吸入による内部被ばく	合計	
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 $6.7 \times 10^{-3}$	—	約 $6.7 \times 10^{-3}$	事故後30日まで5直3交替で室内作業を行うものとする。
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $1.8 \times 10^{-2}$	—	約 $1.8 \times 10^{-2}$	
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $1.9 \times 10^{-2}$	約1.1	約1.1	
	小計	約 $4.4 \times 10^{-2}$	約1.1	約1.2	
入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 $5.8 \times 10^{-4}$	—	約 $5.8 \times 10^{-4}$	事故後30日まで5直3交替で入退域するものとする。 入退域所要時間は、片道12分を仮定する。
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $1.2 \times 10^{-3}$	約 $4.1 \times 10^{-2}$	約 $4.2 \times 10^{-2}$	
	小計	約 $1.7 \times 10^{-3}$	約 $4.1 \times 10^{-2}$	約 $4.3 \times 10^{-2}$	
合計		約 $4.5 \times 10^{-2}$	約1.2	約1.2	

表 4-21 大気中への放出量評価条件(炉心の著しい損傷が発生した場合)(1/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
評価事象	大破断 LOCA+HPCS 失敗+ 低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失	審査ガイドに示された とおり、運転員の被ばく の観点から結果が最も 厳しくなる事故シー ケンスとして選定。	4.1(2)a. 原子炉制御室の居住 性に係る被ばく評価では、格納 容器破損防止対策の有効性評価 で想定する格納容器破損モード のうち、原子炉制御室の運転員 又は対策要員の被ばくの観点か ら結果が最も厳しくなる事故収 束に成功した事故シーケンス (この場合、格納容器破損防止 対策が有効に働くため、格納容 器は健全である)のソースター ム解析を基に、大気中への放射 性物質放出量及び原子炉施設内 の放射性物質存在量分布を設定 する。
炉心熱出力	2436MW	定格熱出力	—
運転時間	1 サイクルあたり 10000 時間(約 416 日)	1 サイクル 13 ヶ月 (395 日)を考慮して設定	—
取替炉心の装 荷割合	1 サイクル : 0.229 2 サイクル : 0.229 3 サイクル : 0.229 4 サイクル : 0.229 5 サイクル : 0.084	取替燃料炉心の燃料装 荷割合に基づき設定	
炉心内蔵量	希ガス類 : $1.6 \times 10^{19}$ Bq ヨウ素類 : $2.1 \times 10^{19}$ Bq Cs 類 : $8.4 \times 10^{17}$ Bq Te 類 : $6.0 \times 10^{18}$ Bq Ba 類 : $1.8 \times 10^{19}$ Bq Ru 類 : $1.8 \times 10^{19}$ Bq Ce 類 : $5.5 \times 10^{19}$ Bq La 類 : $4.1 \times 10^{19}$ Bq (核種毎の炉心内蔵量を核 種グループ毎に集約して 記載)	「単位熱出力当たりの 炉心内蔵量(Bq/MW)」× 「2436MW(定格熱出 力)」 (単位熱出力当たりの炉 心内蔵量(Bq/MW)は、 BWR 共通条件として、女 川 2 号機と同じ装荷燃 料(9×9 燃料)、運転時 間(10000 時間)で算出 した ABWR のサイクル末期 の値を使用)。	4.3(1)a. 希ガス類、ヨウ素類、 Cs 類、Te 類、Ba 類、Ru 類、Ce 類及び La 類を考慮する。



表 4-21 大気中への放出量評価条件(炉心の著しい損傷が発生した場合)(2/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
放出開始時間	<p>原子炉格納容器漏えい：事故発生直後(なお、放射性物質は、MAAP 解析に基づき事故発生約 5 分後から漏えい)</p> <p>格納容器ベント：事故発生から約 45 時間後</p> <p>原子炉建屋原子炉棟漏えい：事故発生直後</p> <p>非常用ガス処理系による放出：事故発生から 70 分後</p>	<p>原子炉格納容器漏えい：MAAP 解析に基づく</p> <p>格納容器ベント：MAAP 解析に基づく</p> <p>原子炉建屋原子炉棟漏えい：原子炉建屋原子炉棟の負圧達成までの期間</p> <p>非常用ガス処理系による放出：原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時刻</p>	<p>4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。</p>
格納容器内 pH 制御の効果	考慮しない	原子炉格納容器内の pH 制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため考慮しない。	4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
原子炉圧力容器から原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	<p>粒子状よう素：5%</p> <p>無機よう素：91%</p> <p>有機よう素：4%</p>	原子炉格納容器内の pH 制御の効果に期待しないため、R.G.1.195*1 に基づき設定。	4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
格納容器から原子炉建屋への漏えい率(希ガス、エアロゾル粒子及び有機よう素)	<p>開口面積を原子炉格納容器の圧力に応じ設定。MAAP 解析上で、原子炉格納容器の圧力に応じ漏えい率が変化するものとした。</p> <p>【開口面積】</p> <p>1Pd 以下:1.0Pd で 0.9%/日</p> <p>1~1.5Pd:1.5Pd で 1.1%/日</p> <p>1.5~2Pd:2.0Pd で 1.3%/日に相当する開口面積</p>	MAAP 解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし、原子炉格納容器の設計漏えい率(0.9Pd で 0.5%/日)及び AEC の式等に基づき設定	4.3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。
格納容器から原子炉建屋への漏えい率(無機よう素)	<p>1Pd 以下 :0.9%/日</p> <p>1~1.5Pd :1.1%/日</p> <p>1.5~2Pd :1.3%/日</p>	MAAP 解析, 原子炉格納容器の設計漏えい率, AEC の式等に基づき設定	
原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果 (DF)	<p>希ガス:1</p> <p>エアロゾル粒子:10</p> <p>無機よう素:1</p> <p>有機よう素:1</p>	粒子状物質に対しては、原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果を考慮	—

表 4-21 大気中への放出量評価条件(炉心の著しい損傷が発生した場合)(3/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
原子炉格納容器内での粒子状放射性物質の除去効果	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器スプレイによる除去効果</li> <li>・自然沈着による除去効果</li> <li>・サプレッションチェンバ内のプール水でのスクラビングによる除去効果</li> </ul> 上記を MAAP 解析で評価	選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。 4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
格納容器内での有機よう素の除去効果	考慮しない	保守的に考慮しない	—
格納容器内での無機よう素の除去効果	自然沈着率： $9 \times 10^{-4}$ (1/s) (格納容器内への積算放出量の 1/200 まで)	CSE 実験及び Standard Review Plan 6.5.2 <sup>*2</sup> に基づき設定	4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
	サプレッションプールのスクラビングによる除去効果：5	Standard Review Plan 6.5.5 <sup>*3</sup> に基づき設定	—
格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	格納容器ベントの実施を想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 $2.2 \times 10^{-2}$ よう素類：約 $8.3 \times 10^{-4}$ Cs 類：約 $3.1 \times 10^{-6}$ Te 類：約 $6.3 \times 10^{-7}$ Ba 類：約 $2.5 \times 10^{-7}$ Ru 類：約 $3.1 \times 10^{-8}$ La 類：約 $2.5 \times 10^{-9}$ Ce 類：約 $6.3 \times 10^{-9}$  代替循環冷却系を用いて事象を収束することを想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 $6.0 \times 10^{-2}$ よう素類：約 $2.2 \times 10^{-3}$ Cs 類：約 $3.1 \times 10^{-6}$ Te 類：約 $6.2 \times 10^{-7}$ Ba 類：約 $2.5 \times 10^{-7}$ Ru 類：約 $3.1 \times 10^{-8}$ La 類：約 $2.5 \times 10^{-9}$ Ce 類：約 $6.2 \times 10^{-9}$	MAAP 解析結果及び NUREG-1465 <sup>*4</sup> の知見に基づき設定。 よう素類についてはよう素の化学形態に応じた原子炉格納容器内での除去のされかたの違いを考慮。	—

表 4-21 大気中への放出量評価条件(炉心の著しい損傷が発生した場合)(4/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
原子炉建屋原子炉棟の換気率	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋原子炉棟負圧維持期間以外：無限大[回/日]</li> <li>原子炉建屋原子炉棟負圧維持期間：非常用ガス処理系を用いた場合の設計換気率 0.5[回/日]により屋外に放出</li> </ul>	非常用ガス処理系により負圧維持していない期間は原子炉建屋原子炉棟内に放射性物質が保持されないものとした。非常用ガス処理系により負圧維持している期間は非常用ガス処理系を用いている場合の設計換気率を基に設定。	—
非常用ガス処理系の起動時間	事故発生から 60 分後	運用を基に設定	—
非常用ガス処理系のフィルタ除去係数	希ガス：1 有機よう素：1 無機よう素：1 エアロゾル粒子：1	保守的に考慮しない	—
原子炉格納容器からベントラインへの流入割合	停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 $9.5 \times 10^{-1}$ よう素類：約 $3.0 \times 10^{-2}$ Cs 類：約 $1.2 \times 10^{-6}$ Te 類：約 $2.4 \times 10^{-7}$ Ba 類：約 $9.4 \times 10^{-8}$ Ru 類：約 $1.2 \times 10^{-8}$ La 類：約 $9.4 \times 10^{-10}$ Ce 類：約 $2.4 \times 10^{-9}$	MAAP 解析結果及び NUREG-1465*4 の知見に基づき設定よう素類については、よう素の化学形態に応じた原子炉格納容器内での除去のされかたの違いを考慮。	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置による除去係数	希ガス：1 有機よう素：50 無機よう素：500 エアロゾル粒子：1000	設計値に基づき設定	—
事故の評価期間	7 日間	審査ガイドに基づき設定	3. (解釈より抜粋) 第 74 条 (原子炉制御室) 1 b)④判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。

注記\*1：R.G.1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”

\*2：Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”

\*3：Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”

\*4：NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”

表 4-22 大気中への放出量評価結果(事故後 7 日間積算) (炉心の著しい損傷が発生した場合)  
(代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合)

核種グループ	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)
		原子炉建屋原子炉棟からの放出 及び排気筒からの放出
希ガス類	約 $1.6 \times 10^{19}$	約 $1.6 \times 10^{17}$
よう素類	約 $2.1 \times 10^{19}$	約 $4.5 \times 10^{15}$
Cs 類	約 $8.4 \times 10^{17}$	約 $2.5 \times 10^{12}$
Te 類	約 $6.0 \times 10^{18}$	約 $2.7 \times 10^{12}$
Ba 類	約 $1.8 \times 10^{19}$	約 $2.9 \times 10^{12}$
Ru 類	約 $1.8 \times 10^{19}$	約 $4.2 \times 10^{11}$
Ce 類	約 $5.5 \times 10^{19}$	約 $2.8 \times 10^{11}$
La 類	約 $4.1 \times 10^{19}$	約 $7.5 \times 10^{10}$

表 4-23 大気中への放出量評価結果(事故後 7 日間積算) (炉心の著しい損傷が発生した場合)  
(格納容器ベントの実施を想定する場合)

核種グループ	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		原子炉格納容器フィ ルタベント系を經由 した放出	原子炉建屋原子炉棟か らの放出及び排気筒か らの放出
希ガス類	約 $1.6 \times 10^{19}$	約 $4.6 \times 10^{18}$	約 $8.9 \times 10^{16}$
よう素類	約 $2.1 \times 10^{19}$	約 $3.3 \times 10^{15}$	約 $3.0 \times 10^{15}$
Cs 類	約 $8.4 \times 10^{17}$	約 $9.6 \times 10^8$	約 $2.5 \times 10^{12}$
Te 類	約 $6.0 \times 10^{18}$	約 $6.7 \times 10^8$	約 $2.7 \times 10^{12}$
Ba 類	約 $1.8 \times 10^{19}$	約 $6.3 \times 10^8$	約 $2.9 \times 10^{12}$
Ru 類	約 $1.8 \times 10^{19}$	約 $1.3 \times 10^8$	約 $4.2 \times 10^{11}$
Ce 類	約 $5.5 \times 10^{19}$	約 $7.9 \times 10^7$	約 $2.8 \times 10^{11}$
La 類	約 $4.1 \times 10^{19}$	約 $2.0 \times 10^7$	約 $7.5 \times 10^{10}$

表4-24 大気拡散評価条件(炉心の著しい損傷が発生した場合)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
実効放出 継続時間	全放出源：1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定	4.2(2)c. 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。
放出源及び 放出源高さ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋漏えい： 地上 0m</li> <li>・排気筒からの放出： 地上 80m</li> <li>・原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出： 地上 36m</li> </ul>	排気筒放出は有効高さ及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出は原子炉建屋屋上、地上放出時は地上高さを使用	4.3(4)b. 放出源高さは、4.1(2)aで選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。 4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。
大気拡散評価地点及び評価距離	<p>原子炉建屋漏えい 中央制御室給気口：92m 中央制御室中心：64m 制御建屋入口：87m 出入管理所：181m</p> <p>排気筒からの放出 中央制御室給気口：256m 中央制御室中心：244m 制御建屋入口：198m 出入管理所：120m</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出 中央制御室空調系給気口：129m 中央制御室中心：100m 制御建屋入口：105m 出入管理所：178m</p>	放出源から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離として設定	4.2(2)b. 放射性物質濃度の評価点 2)i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。 3)i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。

表 4-25 相対濃度及び相対線量の評価結果(炉心の著しい損傷が発生した場合)

放出源	評価点	相対濃度 (s/m <sup>3</sup> )	相対線量 (Gy/Bq)
原子炉格納容器フィルタベント系排気管	中央制御室 換気空調系給気口	$5.8 \times 10^{-4}$	$4.6 \times 10^{-18}$
	中央制御室中心	$8.6 \times 10^{-4}$	$6.6 \times 10^{-18}$
	出入管理所	$5.0 \times 10^{-4}$	$4.3 \times 10^{-18}$
	制御建屋出入口	$7.1 \times 10^{-4}$	$5.6 \times 10^{-18}$
原子炉建屋 ブローアウトパネル	中央制御室 換気空調系給気口	$1.3 \times 10^{-3}$	$5.0 \times 10^{-18}$
	中央制御室中心	$1.6 \times 10^{-3}$	$6.3 \times 10^{-18}$
	出入管理所	$9.9 \times 10^{-4}$	$4.4 \times 10^{-18}$
	制御建屋出入口	$1.5 \times 10^{-3}$	$6.0 \times 10^{-18}$
排気筒	中央制御室 換気空調系給気口	$2.8 \times 10^{-6}$	$1.0 \times 10^{-19}$
	中央制御室中心	$2.8 \times 10^{-6}$	$1.0 \times 10^{-19}$
	出入管理所	$4.0 \times 10^{-6}$	$1.4 \times 10^{-19}$
	制御建屋出入口	$2.8 \times 10^{-6}$	$1.0 \times 10^{-19}$

表 4-26 運転員交替考慮条件(炉心の著しい損傷が発生した場合)

	中央制御室の滞在時間
1 直	21:30~9:00
2 直	8:40~16:50
3 直	16:30~21:50
2・3 直	8:40~21:50

	1 日目	2 目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目
A 班*	2	23	3	/	1	1	休
B 班	3	/	1	1	休	休	2
C 班	日勤						
D 班	1	1	休	休	2	23	3
E 班*	休	休	2	23	3	/	1

注記\* : 1 : 1 直, 2 : 2 直, 3 : 3 直, 23 : 2・3 直,  
休 : 休日, 日勤 : 事務所勤務日

表 4-27 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価に用いる原子炉建屋原子炉棟内の  
エネルギー群別ガンマ線積算線源強度(代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度(-)						
		24 時間後 時点	48 時間後 時点	72 時間後 時点	96 時間後 時点	120 時間後 時点	144 時間後 時点	168 時間後 時点
1	0.01	約 1.2×10 <sup>20</sup>	約 3.2×10 <sup>20</sup>	約 5.2×10 <sup>20</sup>	約 7.0×10 <sup>20</sup>	約 8.8×10 <sup>20</sup>	約 1.0×10 <sup>21</sup>	約 1.2×10 <sup>21</sup>
2	0.02	約 1.3×10 <sup>20</sup>	約 3.5×10 <sup>20</sup>	約 5.7×10 <sup>20</sup>	約 7.8×10 <sup>20</sup>	約 9.8×10 <sup>20</sup>	約 1.2×10 <sup>21</sup>	約 1.3×10 <sup>21</sup>
3	0.03	約 7.1×10 <sup>19</sup>	約 2.0×10 <sup>20</sup>	約 3.3×10 <sup>20</sup>	約 4.4×10 <sup>20</sup>	約 5.5×10 <sup>20</sup>	約 6.4×10 <sup>20</sup>	約 7.2×10 <sup>20</sup>
4	0.045	約 6.7×10 <sup>20</sup>	約 2.3×10 <sup>21</sup>	約 4.1×10 <sup>21</sup>	約 5.9×10 <sup>21</sup>	約 7.6×10 <sup>21</sup>	約 9.1×10 <sup>21</sup>	約 1.1×10 <sup>22</sup>
5	0.06	約 1.8×10 <sup>19</sup>	約 4.3×10 <sup>19</sup>	約 6.5×10 <sup>19</sup>	約 8.4×10 <sup>19</sup>	約 1.0×10 <sup>20</sup>	約 1.2×10 <sup>20</sup>	約 1.3×10 <sup>20</sup>
6	0.07	約 1.2×10 <sup>19</sup>	約 2.9×10 <sup>19</sup>	約 4.3×10 <sup>19</sup>	約 5.6×10 <sup>19</sup>	約 6.8×10 <sup>19</sup>	約 7.9×10 <sup>19</sup>	約 8.9×10 <sup>19</sup>
7	0.075	約 9.6×10 <sup>19</sup>	約 3.3×10 <sup>20</sup>	約 6.0×10 <sup>20</sup>	約 8.7×10 <sup>20</sup>	約 1.1×10 <sup>21</sup>	約 1.3×10 <sup>21</sup>	約 1.6×10 <sup>21</sup>
8	0.10	約 4.8×10 <sup>20</sup>	約 1.6×10 <sup>21</sup>	約 3.0×10 <sup>21</sup>	約 4.3×10 <sup>21</sup>	約 5.6×10 <sup>21</sup>	約 6.7×10 <sup>21</sup>	約 7.8×10 <sup>21</sup>
9	0.15	約 8.6×10 <sup>18</sup>	約 1.8×10 <sup>19</sup>	約 2.5×10 <sup>19</sup>	約 3.1×10 <sup>19</sup>	約 3.7×10 <sup>19</sup>	約 4.2×10 <sup>19</sup>	約 4.6×10 <sup>19</sup>
10	0.20	約 1.5×10 <sup>20</sup>	約 2.9×10 <sup>20</sup>	約 3.3×10 <sup>20</sup>	約 3.5×10 <sup>20</sup>	約 3.6×10 <sup>20</sup>	約 3.6×10 <sup>20</sup>	約 3.7×10 <sup>20</sup>
11	0.30	約 3.0×10 <sup>20</sup>	約 5.8×10 <sup>20</sup>	約 6.7×10 <sup>20</sup>	約 7.0×10 <sup>20</sup>	約 7.1×10 <sup>20</sup>	約 7.2×10 <sup>20</sup>	約 7.3×10 <sup>20</sup>
12	0.40	約 2.8×10 <sup>19</sup>	約 6.9×10 <sup>19</sup>	約 1.1×10 <sup>20</sup>	約 1.6×10 <sup>20</sup>	約 2.0×10 <sup>20</sup>	約 2.4×10 <sup>20</sup>	約 2.7×10 <sup>20</sup>
13	0.45	約 1.4×10 <sup>19</sup>	約 3.5×10 <sup>19</sup>	約 5.6×10 <sup>19</sup>	約 7.8×10 <sup>19</sup>	約 9.9×10 <sup>19</sup>	約 1.2×10 <sup>20</sup>	約 1.4×10 <sup>20</sup>
14	0.51	約 2.1×10 <sup>19</sup>	約 3.9×10 <sup>19</sup>	約 5.0×10 <sup>19</sup>	約 5.6×10 <sup>19</sup>	約 6.1×10 <sup>19</sup>	約 6.4×10 <sup>19</sup>	約 6.7×10 <sup>19</sup>
15	0.512	約 6.8×10 <sup>17</sup>	約 1.3×10 <sup>18</sup>	約 1.7×10 <sup>18</sup>	約 1.9×10 <sup>18</sup>	約 2.0×10 <sup>18</sup>	約 2.1×10 <sup>18</sup>	約 2.2×10 <sup>18</sup>
16	0.60	約 3.0×10 <sup>19</sup>	約 5.7×10 <sup>19</sup>	約 7.3×10 <sup>19</sup>	約 8.3×10 <sup>19</sup>	約 8.9×10 <sup>19</sup>	約 9.4×10 <sup>19</sup>	約 9.8×10 <sup>19</sup>
17	0.70	約 3.4×10 <sup>19</sup>	約 6.5×10 <sup>19</sup>	約 8.3×10 <sup>19</sup>	約 9.4×10 <sup>19</sup>	約 1.0×10 <sup>20</sup>	約 1.1×10 <sup>20</sup>	約 1.1×10 <sup>20</sup>
18	0.80	約 9.4×10 <sup>18</sup>	約 1.5×10 <sup>19</sup>	約 1.8×10 <sup>19</sup>	約 2.1×10 <sup>19</sup>	約 2.3×10 <sup>19</sup>	約 2.4×10 <sup>19</sup>	約 2.6×10 <sup>19</sup>
19	1.0	約 1.9×10 <sup>19</sup>	約 2.9×10 <sup>19</sup>	約 3.6×10 <sup>19</sup>	約 4.1×10 <sup>19</sup>	約 4.5×10 <sup>19</sup>	約 4.9×10 <sup>19</sup>	約 5.1×10 <sup>19</sup>
20	1.33	約 1.5×10 <sup>19</sup>	約 2.0×10 <sup>19</sup>	約 2.2×10 <sup>19</sup>	約 2.3×10 <sup>19</sup>	約 2.4×10 <sup>19</sup>	約 2.5×10 <sup>19</sup>	約 2.5×10 <sup>19</sup>
21	1.34	約 4.5×10 <sup>17</sup>	約 6.0×10 <sup>17</sup>	約 6.6×10 <sup>17</sup>	約 7.0×10 <sup>17</sup>	約 7.3×10 <sup>17</sup>	約 7.4×10 <sup>17</sup>	約 7.6×10 <sup>17</sup>
22	1.5	約 7.2×10 <sup>18</sup>	約 9.6×10 <sup>18</sup>	約 1.1×10 <sup>19</sup>	約 1.1×10 <sup>19</sup>	約 1.2×10 <sup>19</sup>	約 1.2×10 <sup>19</sup>	約 1.2×10 <sup>19</sup>
23	1.66	約 3.0×10 <sup>18</sup>	約 3.4×10 <sup>18</sup>	約 3.5×10 <sup>18</sup>	約 3.5×10 <sup>18</sup>	約 3.6×10 <sup>18</sup>	約 3.6×10 <sup>18</sup>	約 3.6×10 <sup>18</sup>
24	2.0	約 6.3×10 <sup>18</sup>	約 7.2×10 <sup>18</sup>	約 7.4×10 <sup>18</sup>	約 7.5×10 <sup>18</sup>	約 7.5×10 <sup>18</sup>	約 7.6×10 <sup>18</sup>	約 7.6×10 <sup>18</sup>
25	2.5	約 1.9×10 <sup>19</sup>	約 2.0×10 <sup>19</sup>	約 2.0×10 <sup>19</sup>	約 2.0×10 <sup>19</sup>	約 2.0×10 <sup>19</sup>	約 2.0×10 <sup>19</sup>	約 2.1×10 <sup>19</sup>
26	3.0	約 7.3×10 <sup>17</sup>	約 7.4×10 <sup>17</sup>	約 7.5×10 <sup>17</sup>	約 7.5×10 <sup>17</sup>	約 7.5×10 <sup>17</sup>	約 7.5×10 <sup>17</sup>	約 7.5×10 <sup>17</sup>
27	3.5	約 9.7×10 <sup>15</sup>	約 9.7×10 <sup>15</sup>	約 9.7×10 <sup>15</sup>	約 9.7×10 <sup>15</sup>	約 9.7×10 <sup>15</sup>	約 9.7×10 <sup>15</sup>	約 9.7×10 <sup>15</sup>
28	4.0	約 9.7×10 <sup>15</sup>	約 9.7×10 <sup>15</sup>	約 9.7×10 <sup>15</sup>	約 9.7×10 <sup>15</sup>	約 9.7×10 <sup>15</sup>	約 9.7×10 <sup>15</sup>	約 9.7×10 <sup>15</sup>
29	4.5	約 9.6×10 <sup>4</sup>	約 1.6×10 <sup>5</sup>	約 2.0×10 <sup>5</sup>	約 2.2×10 <sup>5</sup>	約 2.3×10 <sup>5</sup>	約 2.4×10 <sup>5</sup>	約 2.5×10 <sup>5</sup>
30	5.0	約 9.6×10 <sup>4</sup>	約 1.6×10 <sup>5</sup>	約 2.0×10 <sup>5</sup>	約 2.2×10 <sup>5</sup>	約 2.3×10 <sup>5</sup>	約 2.4×10 <sup>5</sup>	約 2.5×10 <sup>5</sup>
31	5.5	約 9.6×10 <sup>4</sup>	約 1.6×10 <sup>5</sup>	約 2.0×10 <sup>5</sup>	約 2.2×10 <sup>5</sup>	約 2.3×10 <sup>5</sup>	約 2.4×10 <sup>5</sup>	約 2.5×10 <sup>5</sup>
32	6.0	約 9.6×10 <sup>4</sup>	約 1.6×10 <sup>5</sup>	約 2.0×10 <sup>5</sup>	約 2.2×10 <sup>5</sup>	約 2.3×10 <sup>5</sup>	約 2.4×10 <sup>5</sup>	約 2.5×10 <sup>5</sup>
33	6.5	約 1.1×10 <sup>4</sup>	約 1.8×10 <sup>4</sup>	約 2.3×10 <sup>4</sup>	約 2.5×10 <sup>4</sup>	約 2.7×10 <sup>4</sup>	約 2.8×10 <sup>4</sup>	約 2.8×10 <sup>4</sup>
34	7.0	約 1.1×10 <sup>4</sup>	約 1.8×10 <sup>4</sup>	約 2.3×10 <sup>4</sup>	約 2.5×10 <sup>4</sup>	約 2.7×10 <sup>4</sup>	約 2.8×10 <sup>4</sup>	約 2.8×10 <sup>4</sup>
35	7.5	約 1.1×10 <sup>4</sup>	約 1.8×10 <sup>4</sup>	約 2.3×10 <sup>4</sup>	約 2.5×10 <sup>4</sup>	約 2.7×10 <sup>4</sup>	約 2.8×10 <sup>4</sup>	約 2.8×10 <sup>4</sup>
36	8.0	約 1.1×10 <sup>4</sup>	約 1.8×10 <sup>4</sup>	約 2.3×10 <sup>4</sup>	約 2.5×10 <sup>4</sup>	約 2.7×10 <sup>4</sup>	約 2.8×10 <sup>4</sup>	約 2.8×10 <sup>4</sup>
37	10.0	約 3.4×10 <sup>3</sup>	約 5.6×10 <sup>3</sup>	約 6.9×10 <sup>3</sup>	約 7.8×10 <sup>3</sup>	約 8.2×10 <sup>3</sup>	約 8.5×10 <sup>3</sup>	約 8.7×10 <sup>3</sup>
38	12.0	約 1.7×10 <sup>3</sup>	約 2.8×10 <sup>3</sup>	約 3.5×10 <sup>3</sup>	約 3.9×10 <sup>3</sup>	約 4.1×10 <sup>3</sup>	約 4.3×10 <sup>3</sup>	約 4.4×10 <sup>3</sup>
39	14.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
40	20.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
41	30.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
42	50.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0



表 4-28 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価に用いる原子炉建屋原子炉棟内の  
エネルギー群別ガンマ線積算線源強度(原子炉格納容器ベントの実施を想定する場合)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度(-)						
		24 時間後 時点	48 時間後 時点	72 時間後 時点	96 時間後 時点	120 時間後 時点	144 時間後 時点	168 時間後 時点
1	0.01	約 1.2×10 <sup>20</sup>	約 3.5×10 <sup>20</sup>	約 5.2×10 <sup>20</sup>	約 6.1×10 <sup>20</sup>	約 6.5×10 <sup>20</sup>	約 6.8×10 <sup>20</sup>	約 6.9×10 <sup>20</sup>
2	0.02	約 1.3×10 <sup>20</sup>	約 3.9×10 <sup>20</sup>	約 5.8×10 <sup>20</sup>	約 6.7×10 <sup>20</sup>	約 7.2×10 <sup>20</sup>	約 7.5×10 <sup>20</sup>	約 7.6×10 <sup>20</sup>
3	0.03	約 7.1×10 <sup>19</sup>	約 2.2×10 <sup>20</sup>	約 3.3×10 <sup>20</sup>	約 3.8×10 <sup>20</sup>	約 4.1×10 <sup>20</sup>	約 4.2×10 <sup>20</sup>	約 4.3×10 <sup>20</sup>
4	0.045	約 6.7×10 <sup>20</sup>	約 2.5×10 <sup>21</sup>	約 4.1×10 <sup>21</sup>	約 4.9×10 <sup>21</sup>	約 5.3×10 <sup>21</sup>	約 5.6×10 <sup>21</sup>	約 5.7×10 <sup>21</sup>
5	0.06	約 1.8×10 <sup>19</sup>	約 4.7×10 <sup>19</sup>	約 6.6×10 <sup>19</sup>	約 7.5×10 <sup>19</sup>	約 7.9×10 <sup>19</sup>	約 8.2×10 <sup>19</sup>	約 8.3×10 <sup>19</sup>
6	0.07	約 1.2×10 <sup>19</sup>	約 3.1×10 <sup>19</sup>	約 4.4×10 <sup>19</sup>	約 5.0×10 <sup>19</sup>	約 5.3×10 <sup>19</sup>	約 5.4×10 <sup>19</sup>	約 5.5×10 <sup>19</sup>
7	0.075	約 9.6×10 <sup>19</sup>	約 3.7×10 <sup>20</sup>	約 6.0×10 <sup>20</sup>	約 7.2×10 <sup>20</sup>	約 7.9×10 <sup>20</sup>	約 8.2×10 <sup>20</sup>	約 8.4×10 <sup>20</sup>
8	0.10	約 4.8×10 <sup>20</sup>	約 1.8×10 <sup>21</sup>	約 3.0×10 <sup>21</sup>	約 3.6×10 <sup>21</sup>	約 3.9×10 <sup>21</sup>	約 4.1×10 <sup>21</sup>	約 4.2×10 <sup>21</sup>
9	0.15	約 8.6×10 <sup>18</sup>	約 2.0×10 <sup>19</sup>	約 2.6×10 <sup>19</sup>	約 2.9×10 <sup>19</sup>	約 3.0×10 <sup>19</sup>	約 3.1×10 <sup>19</sup>	約 3.1×10 <sup>19</sup>
10	0.20	約 1.5×10 <sup>20</sup>	約 3.1×10 <sup>20</sup>	約 3.5×10 <sup>20</sup>	約 3.6×10 <sup>20</sup>	約 3.6×10 <sup>20</sup>	約 3.6×10 <sup>20</sup>	約 3.6×10 <sup>20</sup>
11	0.30	約 3.0×10 <sup>20</sup>	約 6.2×10 <sup>20</sup>	約 7.0×10 <sup>20</sup>	約 7.2×10 <sup>20</sup>	約 7.2×10 <sup>20</sup>	約 7.2×10 <sup>20</sup>	約 7.2×10 <sup>20</sup>
12	0.40	約 2.8×10 <sup>19</sup>	約 7.5×10 <sup>19</sup>	約 1.1×10 <sup>20</sup>	約 1.3×10 <sup>20</sup>	約 1.4×10 <sup>20</sup>	約 1.5×10 <sup>20</sup>	約 1.5×10 <sup>20</sup>
13	0.45	約 1.4×10 <sup>19</sup>	約 3.7×10 <sup>19</sup>	約 5.6×10 <sup>19</sup>	約 6.6×10 <sup>19</sup>	約 7.2×10 <sup>19</sup>	約 7.5×10 <sup>19</sup>	約 7.7×10 <sup>19</sup>
14	0.51	約 2.1×10 <sup>19</sup>	約 4.2×10 <sup>19</sup>	約 5.0×10 <sup>19</sup>	約 5.2×10 <sup>19</sup>	約 5.3×10 <sup>19</sup>	約 5.3×10 <sup>19</sup>	約 5.3×10 <sup>19</sup>
15	0.512	約 6.8×10 <sup>17</sup>	約 1.4×10 <sup>18</sup>	約 1.7×10 <sup>18</sup>	約 1.7×10 <sup>18</sup>	約 1.8×10 <sup>18</sup>	約 1.8×10 <sup>18</sup>	約 1.8×10 <sup>18</sup>
16	0.60	約 3.0×10 <sup>19</sup>	約 6.2×10 <sup>19</sup>	約 7.3×10 <sup>19</sup>	約 7.6×10 <sup>19</sup>	約 7.7×10 <sup>19</sup>	約 7.8×10 <sup>19</sup>	約 7.8×10 <sup>19</sup>
17	0.70	約 3.4×10 <sup>19</sup>	約 7.0×10 <sup>19</sup>	約 8.3×10 <sup>19</sup>	約 8.7×10 <sup>19</sup>	約 8.8×10 <sup>19</sup>	約 8.9×10 <sup>19</sup>	約 8.9×10 <sup>19</sup>
18	0.80	約 9.4×10 <sup>18</sup>	約 1.6×10 <sup>19</sup>	約 1.7×10 <sup>19</sup>	約 1.8×10 <sup>19</sup>	約 1.8×10 <sup>19</sup>	約 1.8×10 <sup>19</sup>	約 1.8×10 <sup>19</sup>
19	1.0	約 1.9×10 <sup>19</sup>	約 3.2×10 <sup>19</sup>	約 3.5×10 <sup>19</sup>	約 3.6×10 <sup>19</sup>	約 3.6×10 <sup>19</sup>	約 3.6×10 <sup>19</sup>	約 3.6×10 <sup>19</sup>
20	1.33	約 1.5×10 <sup>19</sup>	約 2.1×10 <sup>19</sup>	約 2.2×10 <sup>19</sup>	約 2.2×10 <sup>19</sup>	約 2.2×10 <sup>19</sup>	約 2.2×10 <sup>19</sup>	約 2.2×10 <sup>19</sup>
21	1.34	約 4.5×10 <sup>17</sup>	約 6.3×10 <sup>17</sup>	約 6.6×10 <sup>17</sup>	約 6.7×10 <sup>17</sup>	約 6.7×10 <sup>17</sup>	約 6.7×10 <sup>17</sup>	約 6.7×10 <sup>17</sup>
22	1.5	約 7.2×10 <sup>18</sup>	約 1.0×10 <sup>19</sup>	約 1.1×10 <sup>19</sup>	約 1.1×10 <sup>19</sup>	約 1.1×10 <sup>19</sup>	約 1.1×10 <sup>19</sup>	約 1.1×10 <sup>19</sup>
23	1.66	約 3.0×10 <sup>18</sup>	約 3.4×10 <sup>18</sup>	約 3.5×10 <sup>18</sup>	約 3.5×10 <sup>18</sup>	約 3.5×10 <sup>18</sup>	約 3.5×10 <sup>18</sup>	約 3.5×10 <sup>18</sup>
24	2.0	約 6.3×10 <sup>18</sup>	約 7.3×10 <sup>18</sup>	約 7.4×10 <sup>18</sup>	約 7.4×10 <sup>18</sup>	約 7.4×10 <sup>18</sup>	約 7.4×10 <sup>18</sup>	約 7.4×10 <sup>18</sup>
25	2.5	約 1.9×10 <sup>19</sup>	約 2.0×10 <sup>19</sup>	約 2.0×10 <sup>19</sup>	約 2.0×10 <sup>19</sup>	約 2.0×10 <sup>19</sup>	約 2.0×10 <sup>19</sup>	約 2.0×10 <sup>19</sup>
26	3.0	約 7.3×10 <sup>17</sup>	約 7.4×10 <sup>17</sup>	約 7.5×10 <sup>17</sup>	約 7.5×10 <sup>17</sup>	約 7.5×10 <sup>17</sup>	約 7.5×10 <sup>17</sup>	約 7.5×10 <sup>17</sup>
27	3.5	約 9.7×10 <sup>15</sup>	約 9.7×10 <sup>15</sup>	約 9.7×10 <sup>15</sup>	約 9.7×10 <sup>15</sup>	約 9.7×10 <sup>15</sup>	約 9.7×10 <sup>15</sup>	約 9.7×10 <sup>15</sup>
28	4.0	約 9.7×10 <sup>15</sup>	約 9.7×10 <sup>15</sup>	約 9.7×10 <sup>15</sup>	約 9.7×10 <sup>15</sup>	約 9.7×10 <sup>15</sup>	約 9.7×10 <sup>15</sup>	約 9.7×10 <sup>15</sup>
29	4.5	約 9.6×10 <sup>4</sup>	約 1.6×10 <sup>5</sup>	約 2.0×10 <sup>5</sup>	約 2.2×10 <sup>5</sup>	約 2.3×10 <sup>5</sup>	約 2.4×10 <sup>5</sup>	約 2.5×10 <sup>5</sup>
30	5.0	約 9.6×10 <sup>4</sup>	約 1.6×10 <sup>5</sup>	約 2.0×10 <sup>5</sup>	約 2.2×10 <sup>5</sup>	約 2.3×10 <sup>5</sup>	約 2.4×10 <sup>5</sup>	約 2.5×10 <sup>5</sup>
31	5.5	約 9.6×10 <sup>4</sup>	約 1.6×10 <sup>5</sup>	約 2.0×10 <sup>5</sup>	約 2.2×10 <sup>5</sup>	約 2.3×10 <sup>5</sup>	約 2.4×10 <sup>5</sup>	約 2.5×10 <sup>5</sup>
32	6.0	約 9.6×10 <sup>4</sup>	約 1.6×10 <sup>5</sup>	約 2.0×10 <sup>5</sup>	約 2.2×10 <sup>5</sup>	約 2.3×10 <sup>5</sup>	約 2.4×10 <sup>5</sup>	約 2.5×10 <sup>5</sup>
33	6.5	約 1.1×10 <sup>4</sup>	約 1.8×10 <sup>4</sup>	約 2.3×10 <sup>4</sup>	約 2.5×10 <sup>4</sup>	約 2.7×10 <sup>4</sup>	約 2.8×10 <sup>4</sup>	約 2.9×10 <sup>4</sup>
34	7.0	約 1.1×10 <sup>4</sup>	約 1.8×10 <sup>4</sup>	約 2.3×10 <sup>4</sup>	約 2.5×10 <sup>4</sup>	約 2.7×10 <sup>4</sup>	約 2.8×10 <sup>4</sup>	約 2.9×10 <sup>4</sup>
35	7.5	約 1.1×10 <sup>4</sup>	約 1.8×10 <sup>4</sup>	約 2.3×10 <sup>4</sup>	約 2.5×10 <sup>4</sup>	約 2.7×10 <sup>4</sup>	約 2.8×10 <sup>4</sup>	約 2.9×10 <sup>4</sup>
36	8.0	約 1.1×10 <sup>4</sup>	約 1.8×10 <sup>4</sup>	約 2.3×10 <sup>4</sup>	約 2.5×10 <sup>4</sup>	約 2.7×10 <sup>4</sup>	約 2.8×10 <sup>4</sup>	約 2.9×10 <sup>4</sup>
37	10.0	約 3.4×10 <sup>3</sup>	約 5.6×10 <sup>3</sup>	約 7.0×10 <sup>3</sup>	約 7.8×10 <sup>3</sup>	約 8.3×10 <sup>3</sup>	約 8.6×10 <sup>3</sup>	約 8.8×10 <sup>3</sup>
38	12.0	約 1.7×10 <sup>3</sup>	約 2.8×10 <sup>3</sup>	約 3.5×10 <sup>3</sup>	約 3.9×10 <sup>3</sup>	約 4.1×10 <sup>3</sup>	約 4.3×10 <sup>3</sup>	約 4.4×10 <sup>3</sup>
39	14.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
40	20.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
41	30.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
42	50.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0



表 4-29 地表面への沈着速度の条件(炉心の著しい損傷が発生した場合)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
地表面への沈着速度	エアロゾル粒子：1.2cm/s 無機よう素：1.2cm/s 有機よう素： $4.0 \times 10^{-3}$ cm/s 希ガス：沈着無し	線量目標値評価指針*1を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度(0.3cm/s)の4倍を設定 エアロゾル及び無機よう素の乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol.2*2より設定 有機よう素の乾性沈着速度はNRPB-R322*3より設定	4.2.(2)d 放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

注記\*1：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(原子力安全委員会)

\*2：NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters”

\*3：NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

表 4-30 グランドシャインガンマ線評価に用いる制御建屋屋上及び制御建屋周囲の地表面に沈着した放射性物質からのエネルギー群別ガンマ線積算線源強度(7日間積算値)

(中央制御室中心, 代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 ( $m^{-2}$ )	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 ( $m^{-2}$ )
1	0.01	約 $6.1 \times 10^{13}$	22	1.5	約 $2.1 \times 10^{13}$
2	0.02	約 $6.8 \times 10^{13}$	23	1.66	約 $6.6 \times 10^{12}$
3	0.03	約 $5.1 \times 10^{13}$	24	2.0	約 $1.4 \times 10^{13}$
4	0.045	約 $2.1 \times 10^{13}$	25	2.5	約 $2.1 \times 10^{12}$
5	0.06	約 $1.4 \times 10^{13}$	26	3.0	約 $2.0 \times 10^{11}$
6	0.07	約 $9.1 \times 10^{12}$	27	3.5	約 $7.4 \times 10^8$
7	0.075	約 $3.9 \times 10^{12}$	28	4.0	約 $7.4 \times 10^8$
8	0.10	約 $1.9 \times 10^{13}$	29	4.5	約 $8.4 \times 10^0$
9	0.15	約 $8.7 \times 10^{12}$	30	5.0	約 $8.4 \times 10^0$
10	0.20	約 $1.9 \times 10^{13}$	31	5.5	約 $8.4 \times 10^0$
11	0.30	約 $3.7 \times 10^{13}$	32	6.0	約 $8.4 \times 10^0$
12	0.40	約 $2.4 \times 10^{14}$	33	6.5	約 $9.7 \times 10^{-1}$
13	0.45	約 $1.2 \times 10^{14}$	34	7.0	約 $9.7 \times 10^{-1}$
14	0.51	約 $6.7 \times 10^{13}$	35	7.5	約 $9.7 \times 10^{-1}$
15	0.512	約 $2.2 \times 10^{12}$	36	8.0	約 $9.7 \times 10^{-1}$
16	0.60	約 $9.9 \times 10^{13}$	37	10.0	約 $3.0 \times 10^{-1}$
17	0.70	約 $1.1 \times 10^{14}$	38	12.0	約 $1.5 \times 10^{-1}$
18	0.80	約 $2.6 \times 10^{13}$	39	14.0	0.0
19	1.0	約 $5.2 \times 10^{13}$	40	20.0	0.0
20	1.33	約 $4.2 \times 10^{13}$	41	30.0	0.0
21	1.34	約 $1.3 \times 10^{12}$	42	50.0	0.0

表 4-31 グランドシャインガンマ線評価に用いる制御建屋屋上及び制御建屋周囲の地表面に沈着した放射性物質からのエネルギー群別ガンマ線積算線源強度(7日間積算値)

(中央制御室中心, 原子炉格納容器ベントの実施を想定する場合)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m <sup>-2</sup> )	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m <sup>-2</sup> )
1	0.01	約 6.3×10 <sup>13</sup>	22	1.5	約 2.1×10 <sup>13</sup>
2	0.02	約 7.0×10 <sup>13</sup>	23	1.66	約 6.6×10 <sup>12</sup>
3	0.03	約 5.3×10 <sup>13</sup>	24	2.0	約 1.4×10 <sup>13</sup>
4	0.045	約 2.2×10 <sup>13</sup>	25	2.5	約 2.1×10 <sup>12</sup>
5	0.06	約 1.4×10 <sup>13</sup>	26	3.0	約 2.0×10 <sup>11</sup>
6	0.07	約 9.3×10 <sup>12</sup>	27	3.5	約 7.4×10 <sup>8</sup>
7	0.075	約 4.0×10 <sup>12</sup>	28	4.0	約 7.4×10 <sup>8</sup>
8	0.10	約 2.0×10 <sup>13</sup>	29	4.5	約 8.4×10 <sup>0</sup>
9	0.15	約 8.9×10 <sup>12</sup>	30	5.0	約 8.4×10 <sup>0</sup>
10	0.20	約 1.9×10 <sup>13</sup>	31	5.5	約 8.4×10 <sup>0</sup>
11	0.30	約 3.9×10 <sup>13</sup>	32	6.0	約 8.4×10 <sup>0</sup>
12	0.40	約 2.6×10 <sup>14</sup>	33	6.5	約 9.7×10 <sup>-1</sup>
13	0.45	約 1.3×10 <sup>14</sup>	34	7.0	約 9.7×10 <sup>-1</sup>
14	0.51	約 6.9×10 <sup>13</sup>	35	7.5	約 9.7×10 <sup>-1</sup>
15	0.512	約 2.3×10 <sup>12</sup>	36	8.0	約 9.7×10 <sup>-1</sup>
16	0.60	約 1.0×10 <sup>14</sup>	37	10.0	約 3.0×10 <sup>-1</sup>
17	0.70	約 1.1×10 <sup>14</sup>	38	12.0	約 1.5×10 <sup>-1</sup>
18	0.80	約 2.7×10 <sup>13</sup>	39	14.0	0.0
19	1.0	約 5.3×10 <sup>13</sup>	40	20.0	0.0
20	1.33	約 4.3×10 <sup>13</sup>	41	30.0	0.0
21	1.34	約 1.3×10 <sup>12</sup>	42	50.0	0.0

表 4-32 中央制御室換気空調系設備等条件(炉心の著しい損傷が発生した場合)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室換気空調系再循環運転の起動遅れ時間	事象発生から30分	選定した事故シーケンスに基づき、非常用電源の復旧を見込んだ作動時間	4.3(3)f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。

表 4-33 グランドシャインガンマ線評価に用いる制御建屋周囲の地表面に沈着した放射性物質からの  
エネルギー群別ガンマ線積算線源強度(7日間積算値)

(入退域時(出入管理所), 代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 ( $m^{-2}$ )	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 ( $m^{-2}$ )
1	0.01	約 $3.8 \times 10^{13}$	22	1.5	約 $1.3 \times 10^{13}$
2	0.02	約 $4.2 \times 10^{13}$	23	1.66	約 $4.1 \times 10^{12}$
3	0.03	約 $3.2 \times 10^{13}$	24	2.0	約 $8.7 \times 10^{12}$
4	0.045	約 $1.3 \times 10^{13}$	25	2.5	約 $1.3 \times 10^{12}$
5	0.06	約 $8.5 \times 10^{12}$	26	3.0	約 $1.2 \times 10^{11}$
6	0.07	約 $5.6 \times 10^{12}$	27	3.5	約 $4.6 \times 10^8$
7	0.075	約 $2.4 \times 10^{12}$	28	4.0	約 $4.6 \times 10^8$
8	0.10	約 $1.2 \times 10^{13}$	29	4.5	約 $5.2 \times 10^0$
9	0.15	約 $5.4 \times 10^{12}$	30	5.0	約 $5.2 \times 10^0$
10	0.20	約 $1.2 \times 10^{13}$	31	5.5	約 $5.2 \times 10^0$
11	0.30	約 $2.3 \times 10^{13}$	32	6.0	約 $5.2 \times 10^0$
12	0.40	約 $1.5 \times 10^{14}$	33	6.5	約 $6.0 \times 10^{-1}$
13	0.45	約 $7.6 \times 10^{13}$	34	7.0	約 $6.0 \times 10^{-1}$
14	0.51	約 $4.2 \times 10^{13}$	35	7.5	約 $6.0 \times 10^{-1}$
15	0.512	約 $1.4 \times 10^{12}$	36	8.0	約 $6.0 \times 10^{-1}$
16	0.60	約 $6.1 \times 10^{13}$	37	10.0	約 $1.8 \times 10^{-1}$
17	0.70	約 $7.0 \times 10^{13}$	38	12.0	約 $9.2 \times 10^{-2}$
18	0.80	約 $1.6 \times 10^{13}$	39	14.0	0.0
19	1.0	約 $3.3 \times 10^{13}$	40	20.0	0.0
20	1.33	約 $2.6 \times 10^{13}$	41	30.0	0.0
21	1.34	約 $8.0 \times 10^{11}$	42	50.0	0.0

表 4-34 グランドシャインガンマ線評価に用いる制御建屋周囲の地表面に沈着した放射性物質からの  
エネルギー群別ガンマ線積算線源強度(7日間積算値)

(入退域時(制御建屋出入口), 代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 ( $m^{-2}$ )	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 ( $m^{-2}$ )
1	0.01	約 $5.7 \times 10^{13}$	22	1.5	約 $1.9 \times 10^{13}$
2	0.02	約 $6.4 \times 10^{13}$	23	1.66	約 $6.2 \times 10^{12}$
3	0.03	約 $4.8 \times 10^{13}$	24	2.0	約 $1.3 \times 10^{13}$
4	0.045	約 $2.0 \times 10^{13}$	25	2.5	約 $2.0 \times 10^{12}$
5	0.06	約 $1.3 \times 10^{13}$	26	3.0	約 $1.9 \times 10^{11}$
6	0.07	約 $8.5 \times 10^{12}$	27	3.5	約 $6.9 \times 10^8$
7	0.075	約 $3.6 \times 10^{12}$	28	4.0	約 $6.9 \times 10^8$
8	0.10	約 $1.8 \times 10^{13}$	29	4.5	約 $7.9 \times 10^0$
9	0.15	約 $8.1 \times 10^{12}$	30	5.0	約 $7.9 \times 10^0$
10	0.20	約 $1.8 \times 10^{13}$	31	5.5	約 $7.9 \times 10^0$
11	0.30	約 $3.5 \times 10^{13}$	32	6.0	約 $7.9 \times 10^0$
12	0.40	約 $2.3 \times 10^{14}$	33	6.5	約 $9.1 \times 10^{-1}$
13	0.45	約 $1.1 \times 10^{14}$	34	7.0	約 $9.1 \times 10^{-1}$
14	0.51	約 $6.3 \times 10^{13}$	35	7.5	約 $9.1 \times 10^{-1}$
15	0.512	約 $2.1 \times 10^{12}$	36	8.0	約 $9.1 \times 10^{-1}$
16	0.60	約 $9.2 \times 10^{13}$	37	10.0	約 $2.8 \times 10^{-1}$
17	0.70	約 $1.1 \times 10^{14}$	38	12.0	約 $1.4 \times 10^{-1}$
18	0.80	約 $2.5 \times 10^{13}$	39	14.0	0.0
19	1.0	約 $4.9 \times 10^{13}$	40	20.0	0.0
20	1.33	約 $4.0 \times 10^{13}$	41	30.0	0.0
21	1.34	約 $1.2 \times 10^{12}$	42	50.0	0.0

表 4-35 グランドシャインガンマ線評価に用いる制御建屋周囲の地表面に沈着した放射性物質からの  
エネルギー群別ガンマ線積算線源強度(7日間積算値)

(入退域時(出入管理所), 原子炉格納容器ベントの実施を想定する場合)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 ( $m^{-2}$ )	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 ( $m^{-2}$ )
1	0.01	約 $3.9 \times 10^{13}$	22	1.5	約 $1.3 \times 10^{13}$
2	0.02	約 $4.3 \times 10^{13}$	23	1.66	約 $4.1 \times 10^{12}$
3	0.03	約 $3.3 \times 10^{13}$	24	2.0	約 $8.7 \times 10^{12}$
4	0.045	約 $1.4 \times 10^{13}$	25	2.5	約 $1.3 \times 10^{12}$
5	0.06	約 $8.7 \times 10^{12}$	26	3.0	約 $1.2 \times 10^{11}$
6	0.07	約 $5.8 \times 10^{12}$	27	3.5	約 $4.6 \times 10^8$
7	0.075	約 $2.5 \times 10^{12}$	28	4.0	約 $4.6 \times 10^8$
8	0.10	約 $1.2 \times 10^{13}$	29	4.5	約 $5.2 \times 10^0$
9	0.15	約 $5.5 \times 10^{12}$	30	5.0	約 $5.2 \times 10^0$
10	0.20	約 $1.2 \times 10^{13}$	31	5.5	約 $5.2 \times 10^0$
11	0.30	約 $2.4 \times 10^{13}$	32	6.0	約 $5.2 \times 10^0$
12	0.40	約 $1.6 \times 10^{14}$	33	6.5	約 $6.0 \times 10^{-1}$
13	0.45	約 $7.9 \times 10^{13}$	34	7.0	約 $6.0 \times 10^{-1}$
14	0.51	約 $4.3 \times 10^{13}$	35	7.5	約 $6.0 \times 10^{-1}$
15	0.512	約 $1.4 \times 10^{12}$	36	8.0	約 $6.0 \times 10^{-1}$
16	0.60	約 $6.3 \times 10^{13}$	37	10.0	約 $1.8 \times 10^{-1}$
17	0.70	約 $7.1 \times 10^{13}$	38	12.0	約 $9.2 \times 10^{-2}$
18	0.80	約 $1.7 \times 10^{13}$	39	14.0	0.0
19	1.0	約 $3.3 \times 10^{13}$	40	20.0	0.0
20	1.33	約 $2.6 \times 10^{13}$	41	30.0	0.0
21	1.34	約 $8.0 \times 10^{11}$	42	50.0	0.0

表 4-36 グランドシャインガンマ線評価に用いる制御建屋周囲の地表面に沈着した放射性物質からのエネルギー群別ガンマ線積算線源強度(7日間積算値)

(入退域時(制御建屋出入口), 原子炉格納容器ベントの実施を想定する場合)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 ( $m^{-2}$ )	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 ( $m^{-2}$ )
1	0.01	約 $5.9 \times 10^{13}$	22	1.5	約 $1.9 \times 10^{13}$
2	0.02	約 $6.5 \times 10^{13}$	23	1.66	約 $6.2 \times 10^{12}$
3	0.03	約 $5.0 \times 10^{13}$	24	2.0	約 $1.3 \times 10^{13}$
4	0.045	約 $2.0 \times 10^{13}$	25	2.5	約 $2.0 \times 10^{12}$
5	0.06	約 $1.3 \times 10^{13}$	26	3.0	約 $1.9 \times 10^{11}$
6	0.07	約 $8.7 \times 10^{12}$	27	3.5	約 $6.9 \times 10^8$
7	0.075	約 $3.7 \times 10^{12}$	28	4.0	約 $6.9 \times 10^8$
8	0.10	約 $1.9 \times 10^{13}$	29	4.5	約 $7.9 \times 10^0$
9	0.15	約 $8.3 \times 10^{12}$	30	5.0	約 $7.9 \times 10^0$
10	0.20	約 $1.8 \times 10^{13}$	31	5.5	約 $7.9 \times 10^0$
11	0.30	約 $3.6 \times 10^{13}$	32	6.0	約 $7.9 \times 10^0$
12	0.40	約 $2.4 \times 10^{14}$	33	6.5	約 $9.1 \times 10^{-1}$
13	0.45	約 $1.2 \times 10^{14}$	34	7.0	約 $9.1 \times 10^{-1}$
14	0.51	約 $6.4 \times 10^{13}$	35	7.5	約 $9.1 \times 10^{-1}$
15	0.512	約 $2.1 \times 10^{12}$	36	8.0	約 $9.1 \times 10^{-1}$
16	0.60	約 $9.4 \times 10^{13}$	37	10.0	約 $2.8 \times 10^{-1}$
17	0.70	約 $1.1 \times 10^{14}$	38	12.0	約 $1.4 \times 10^{-1}$
18	0.80	約 $2.5 \times 10^{13}$	39	14.0	0.0
19	1.0	約 $5.0 \times 10^{13}$	40	20.0	0.0
20	1.33	約 $4.0 \times 10^{13}$	41	30.0	0.0
21	1.34	約 $1.2 \times 10^{12}$	42	50.0	0.0



表 4-37 各班の 7 日間の中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷が発生した場合)に係る被ばく評価結果の内訳(マスク着用あり)  
(代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合)

			実効線量(mSv)							
			1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約1.1×10 <sup>-2</sup>	約1.4×10 <sup>-3</sup>	約2.4×10 <sup>-4</sup>		約3.3×10 <sup>-4</sup>	約2.5×10 <sup>-4</sup>		約1.4×10 <sup>-2</sup>
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約2.2×10 <sup>-2</sup>	約1.8×10 <sup>-2</sup>	約4.0×10 <sup>-3</sup>		約6.1×10 <sup>-3</sup>	約5.1×10 <sup>-3</sup>		約5.5×10 <sup>-2</sup>
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約5.7×10 <sup>-2</sup>	約4.9×10 <sup>-1</sup>	約2.1×10 <sup>-1</sup>		約4.3×10 <sup>-1</sup>	約4.0×10 <sup>-1</sup>		約1.6×10 <sup>0</sup>
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約1.5×10 <sup>0</sup>	約6.3×10 <sup>0</sup>	約1.4×10 <sup>-1</sup>		約2.2×10 <sup>-1</sup>	約1.9×10 <sup>-1</sup>		約2.7×10 <sup>0</sup>
		小計	約1.6×10 <sup>0</sup>	約1.2×10 <sup>0</sup>	約3.5×10 <sup>-1</sup>		約6.5×10 <sup>-1</sup>	約5.9×10 <sup>-1</sup>		約4.3×10 <sup>0</sup>
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約1.1×10 <sup>-1</sup>	約5.1×10 <sup>-2</sup>	約2.8×10 <sup>-2</sup>		約1.6×10 <sup>-2</sup>	約1.3×10 <sup>-2</sup>		約2.2×10 <sup>-1</sup>
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約7.9×10 <sup>-3</sup>	約1.2×10 <sup>-2</sup>	約1.1×10 <sup>-2</sup>		約9.1×10 <sup>-3</sup>	約8.3×10 <sup>-3</sup>		約4.8×10 <sup>-2</sup>
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約4.5×10 <sup>0</sup>	約1.5×10 <sup>0</sup>	約9.5×10 <sup>-1</sup>		約6.2×10 <sup>-1</sup>	約5.4×10 <sup>-1</sup>		約8.1×10 <sup>0</sup>
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約4.6×10 <sup>0</sup>	約1.6×10 <sup>0</sup>	約9.9×10 <sup>-1</sup>		約6.4×10 <sup>-1</sup>	約5.6×10 <sup>-1</sup>		約8.3×10 <sup>0</sup>
		合計	約6.2×10 <sup>0</sup>	約2.7×10 <sup>0</sup>	約1.4×10 <sup>0</sup>		約1.3×10 <sup>0</sup>	約1.2×10 <sup>0</sup>		約1.3×10 <sup>1</sup>
B 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約3.0×10 <sup>-3</sup>		約7.5×10 <sup>-4</sup>	約4.6×10 <sup>-4</sup>			約1.3×10 <sup>-4</sup>	約4.3×10 <sup>-3</sup>
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約1.3×10 <sup>-2</sup>		約1.2×10 <sup>-2</sup>	約7.8×10 <sup>-3</sup>			約2.9×10 <sup>-3</sup>	約3.5×10 <sup>-2</sup>
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約4.6×10 <sup>-2</sup>		約4.5×10 <sup>-1</sup>	約4.5×10 <sup>-1</sup>			約2.5×10 <sup>-1</sup>	約1.2×10 <sup>0</sup>
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約6.2×10 <sup>-1</sup>		約4.0×10 <sup>-1</sup>	約2.8×10 <sup>-1</sup>			約1.1×10 <sup>-1</sup>	約1.4×10 <sup>0</sup>
		小計	約6.9×10 <sup>-1</sup>		約8.6×10 <sup>-1</sup>	約7.3×10 <sup>-1</sup>			約3.7×10 <sup>-1</sup>	約2.7×10 <sup>0</sup>
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約1.1×10 <sup>-1</sup>		約2.8×10 <sup>-2</sup>	約2.0×10 <sup>-2</sup>			約1.1×10 <sup>-2</sup>	約1.7×10 <sup>-1</sup>
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約7.9×10 <sup>-3</sup>		約1.1×10 <sup>-2</sup>	約9.9×10 <sup>-3</sup>			約7.5×10 <sup>-3</sup>	約3.6×10 <sup>-2</sup>
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約4.5×10 <sup>0</sup>		約9.5×10 <sup>-1</sup>	約7.3×10 <sup>-1</sup>			約4.9×10 <sup>-1</sup>	約6.6×10 <sup>0</sup>
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約4.6×10 <sup>0</sup>		約9.9×10 <sup>-1</sup>	約7.6×10 <sup>-1</sup>			約5.1×10 <sup>-1</sup>	約6.8×10 <sup>0</sup>
		合計	約5.3×10 <sup>0</sup>		約1.9×10 <sup>0</sup>	約1.5×10 <sup>0</sup>			約8.7×10 <sup>-1</sup>	約9.5×10 <sup>0</sup>
C 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく								
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく								
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく								
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく								
		小計								
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく								
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく								
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく								
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく								
		合計								
D 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約3.8×10 <sup>-2</sup>	約2.8×10 <sup>-3</sup>			約2.1×10 <sup>-4</sup>	約2.6×10 <sup>-4</sup>	約7.4×10 <sup>-5</sup>	約4.1×10 <sup>-2</sup>
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約7.0×10 <sup>0</sup>	約2.2×10 <sup>-2</sup>			約4.0×10 <sup>-3</sup>	約5.4×10 <sup>-3</sup>	約1.8×10 <sup>-3</sup>	約7.0×10 <sup>0</sup>
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約3.1×10 <sup>1</sup>	約4.0×10 <sup>-1</sup>			約3.0×10 <sup>-1</sup>	約4.4×10 <sup>-1</sup>	約1.5×10 <sup>-1</sup>	約3.2×10 <sup>1</sup>
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約5.5×10 <sup>0</sup>	約8.8×10 <sup>-1</sup>			約1.4×10 <sup>-1</sup>	約2.0×10 <sup>-1</sup>	約6.6×10 <sup>-2</sup>	約6.8×10 <sup>0</sup>
		小計	約4.3×10 <sup>1</sup>	約1.3×10 <sup>0</sup>			約4.4×10 <sup>-1</sup>	約6.4×10 <sup>-1</sup>	約2.2×10 <sup>-1</sup>	約4.6×10 <sup>1</sup>
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約5.3×10 <sup>-2</sup>	約5.1×10 <sup>-2</sup>			約1.6×10 <sup>-2</sup>	約1.3×10 <sup>-2</sup>	約5.6×10 <sup>-3</sup>	約1.4×10 <sup>-1</sup>
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約4.0×10 <sup>-3</sup>	約1.2×10 <sup>-2</sup>			約9.1×10 <sup>-3</sup>	約8.3×10 <sup>-3</sup>	約3.8×10 <sup>-3</sup>	約3.7×10 <sup>-2</sup>
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約2.3×10 <sup>0</sup>	約1.5×10 <sup>0</sup>			約6.2×10 <sup>-1</sup>	約5.4×10 <sup>-1</sup>	約2.5×10 <sup>-1</sup>	約5.1×10 <sup>0</sup>
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約2.3×10 <sup>0</sup>	約1.6×10 <sup>0</sup>			約6.4×10 <sup>-1</sup>	約5.6×10 <sup>-1</sup>	約2.5×10 <sup>-1</sup>	約5.3×10 <sup>0</sup>
		合計	約4.6×10 <sup>1</sup>	約2.9×10 <sup>0</sup>			約1.1×10 <sup>0</sup>	約1.2×10 <sup>0</sup>	約4.7×10 <sup>-1</sup>	約5.1×10 <sup>1</sup>
E 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく			約4.2×10 <sup>-4</sup>	約4.4×10 <sup>-4</sup>	約1.3×10 <sup>-4</sup>		約2.0×10 <sup>-4</sup>	約1.2×10 <sup>-3</sup>
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく			約6.8×10 <sup>-3</sup>	約7.7×10 <sup>-3</sup>	約2.5×10 <sup>-3</sup>		約4.4×10 <sup>-3</sup>	約2.2×10 <sup>-2</sup>
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく			約3.2×10 <sup>-1</sup>	約5.0×10 <sup>-1</sup>	約1.9×10 <sup>-1</sup>		約3.7×10 <sup>-1</sup>	約1.4×10 <sup>0</sup>
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく			約2.4×10 <sup>-1</sup>	約2.8×10 <sup>-1</sup>	約8.9×10 <sup>-2</sup>		約1.7×10 <sup>-1</sup>	約7.6×10 <sup>-1</sup>
		小計			約5.6×10 <sup>-1</sup>	約7.8×10 <sup>-1</sup>	約2.8×10 <sup>-1</sup>		約5.4×10 <sup>-1</sup>	約2.2×10 <sup>0</sup>
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく			約2.8×10 <sup>-2</sup>	約2.0×10 <sup>-2</sup>	約1.6×10 <sup>-2</sup>		約1.7×10 <sup>-2</sup>	約8.0×10 <sup>-2</sup>
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく			約1.1×10 <sup>-2</sup>	約9.9×10 <sup>-3</sup>	約9.1×10 <sup>-3</sup>		約1.2×10 <sup>-2</sup>	約4.7×10 <sup>-2</sup>
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく			約9.5×10 <sup>-1</sup>	約7.3×10 <sup>-1</sup>	約6.2×10 <sup>-1</sup>		約7.3×10 <sup>-1</sup>	約3.2×10 <sup>0</sup>
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく			約9.9×10 <sup>-1</sup>	約7.6×10 <sup>-1</sup>	約6.4×10 <sup>-1</sup>		約7.6×10 <sup>-1</sup>	約3.2×10 <sup>0</sup>
		合計			約1.6×10 <sup>0</sup>	約1.6×10 <sup>0</sup>	約9.2×10 <sup>-1</sup>		約1.3×10 <sup>0</sup>	約5.3×10 <sup>0</sup>

表4-38 各班の7日間の中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷が発生した場合)に係る被ばく評価結果の内訳(マスク着用なし)  
(代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合)

			実効線量(mSv)							
			1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約1.1×10 <sup>-2</sup>	約1.4×10 <sup>-3</sup>	約2.4×10 <sup>-4</sup>		約3.3×10 <sup>-4</sup>	約2.5×10 <sup>-4</sup>		約1.4×10 <sup>-2</sup>
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約2.2×10 <sup>-3</sup>	約1.8×10 <sup>-2</sup>	約4.0×10 <sup>-3</sup>		約6.1×10 <sup>-3</sup>	約5.1×10 <sup>-3</sup>		約5.5×10 <sup>-2</sup>
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約1.0×10 <sup>0</sup>	約2.7×10 <sup>0</sup>	約1.2×10 <sup>0</sup>		約2.3×10 <sup>0</sup>	約2.2×10 <sup>0</sup>		約9.2×10 <sup>0</sup>
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約1.5×10 <sup>0</sup>	約6.3×10 <sup>-1</sup>	約1.4×10 <sup>-1</sup>		約2.2×10 <sup>-1</sup>	約1.9×10 <sup>-1</sup>		約2.7×10 <sup>0</sup>
		小計	約2.6×10 <sup>0</sup>	約3.3×10 <sup>0</sup>	約1.3×10 <sup>0</sup>		約2.6×10 <sup>0</sup>	約2.4×10 <sup>0</sup>		約1.2×10 <sup>1</sup>
	入退城時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約1.1×10 <sup>-1</sup>	約5.1×10 <sup>-2</sup>	約2.8×10 <sup>-2</sup>		約1.6×10 <sup>-2</sup>	約1.3×10 <sup>-2</sup>		約2.2×10 <sup>-1</sup>
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約7.9×10 <sup>-3</sup>	約1.2×10 <sup>-2</sup>	約1.1×10 <sup>-2</sup>		約9.1×10 <sup>-3</sup>	約8.3×10 <sup>-3</sup>		約4.8×10 <sup>-2</sup>
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約4.5×10 <sup>0</sup>	約1.5×10 <sup>0</sup>	約9.5×10 <sup>-1</sup>		約6.2×10 <sup>-1</sup>	約5.4×10 <sup>-1</sup>		約8.1×10 <sup>0</sup>
小計		約4.6×10 <sup>0</sup>	約1.6×10 <sup>0</sup>	約9.9×10 <sup>-1</sup>		約6.4×10 <sup>-1</sup>	約5.6×10 <sup>-1</sup>		約8.3×10 <sup>0</sup>	
	合計	約7.1×10 <sup>0</sup>	約4.8×10 <sup>0</sup>	約2.3×10 <sup>0</sup>		約3.2×10 <sup>0</sup>	約2.9×10 <sup>0</sup>		約2.1×10 <sup>1</sup>	
B班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約3.0×10 <sup>-3</sup>	約1.3×10 <sup>-2</sup>	約7.5×10 <sup>-4</sup>	約4.6×10 <sup>-4</sup>			約1.3×10 <sup>-4</sup>	約4.3×10 <sup>-3</sup>
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約1.3×10 <sup>-1</sup>	約1.2×10 <sup>-2</sup>	約1.2×10 <sup>-2</sup>	約7.8×10 <sup>-3</sup>			約2.9×10 <sup>-2</sup>	約3.5×10 <sup>-2</sup>
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約8.3×10 <sup>-1</sup>	約2.4×10 <sup>0</sup>	約2.4×10 <sup>0</sup>	約2.4×10 <sup>0</sup>			約1.4×10 <sup>0</sup>	約7.0×10 <sup>0</sup>
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約6.2×10 <sup>-1</sup>	約4.0×10 <sup>-1</sup>	約4.0×10 <sup>-1</sup>	約2.8×10 <sup>-1</sup>			約1.1×10 <sup>-1</sup>	約1.4×10 <sup>0</sup>
		小計	約1.5×10 <sup>0</sup>	約2.8×10 <sup>0</sup>	約2.7×10 <sup>0</sup>	約2.7×10 <sup>0</sup>			約1.5×10 <sup>0</sup>	約8.4×10 <sup>0</sup>
	入退城時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約1.1×10 <sup>-1</sup>	約2.8×10 <sup>-2</sup>	約2.0×10 <sup>-2</sup>	約2.0×10 <sup>-2</sup>			約1.1×10 <sup>-2</sup>	約1.7×10 <sup>-1</sup>
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約7.9×10 <sup>-3</sup>	約1.1×10 <sup>-2</sup>	約9.9×10 <sup>-3</sup>	約9.9×10 <sup>-3</sup>			約7.5×10 <sup>-3</sup>	約3.6×10 <sup>-2</sup>
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約4.5×10 <sup>0</sup>	約9.5×10 <sup>-1</sup>	約9.5×10 <sup>-1</sup>	約7.3×10 <sup>-1</sup>			約4.9×10 <sup>-1</sup>	約6.6×10 <sup>0</sup>
小計		約4.6×10 <sup>0</sup>	約9.9×10 <sup>-1</sup>	約7.6×10 <sup>-1</sup>	約7.6×10 <sup>-1</sup>			約5.1×10 <sup>-1</sup>	約6.8×10 <sup>0</sup>	
	合計	約6.1×10 <sup>0</sup>	約3.8×10 <sup>0</sup>	約3.5×10 <sup>0</sup>	約3.5×10 <sup>0</sup>			約2.0×10 <sup>0</sup>	約1.6×10 <sup>1</sup>	
C班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく								
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく								
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく								
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく								
		小計								
	入退城時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく								
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく								
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく								
小計										
	合計									
D班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約3.8×10 <sup>-2</sup>	約2.8×10 <sup>-3</sup>			約2.1×10 <sup>-4</sup>	約2.6×10 <sup>-4</sup>	約7.4×10 <sup>-5</sup>	約4.1×10 <sup>-2</sup>
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約7.0×10 <sup>0</sup>	約2.2×10 <sup>-2</sup>			約4.0×10 <sup>-3</sup>	約5.4×10 <sup>-3</sup>	約1.8×10 <sup>-3</sup>	約7.0×10 <sup>0</sup>
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約5.0×10 <sup>2</sup>	約2.2×10 <sup>0</sup>			約1.6×10 <sup>0</sup>	約2.4×10 <sup>0</sup>	約8.1×10 <sup>-1</sup>	約5.1×10 <sup>2</sup>
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約5.5×10 <sup>0</sup>	約8.8×10 <sup>-1</sup>			約1.4×10 <sup>-1</sup>	約2.0×10 <sup>-1</sup>	約6.6×10 <sup>-2</sup>	約6.8×10 <sup>0</sup>
		小計	約5.1×10 <sup>2</sup>	約3.1×10 <sup>0</sup>			約1.8×10 <sup>0</sup>	約2.6×10 <sup>0</sup>	約8.8×10 <sup>-1</sup>	約5.2×10 <sup>2</sup>
	入退城時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約5.3×10 <sup>-2</sup>	約5.1×10 <sup>-2</sup>			約1.6×10 <sup>-2</sup>	約1.3×10 <sup>-2</sup>	約5.6×10 <sup>-3</sup>	約1.4×10 <sup>-1</sup>
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約4.0×10 <sup>-3</sup>	約1.2×10 <sup>-2</sup>			約9.1×10 <sup>-3</sup>	約8.3×10 <sup>-3</sup>	約3.8×10 <sup>-3</sup>	約3.7×10 <sup>-2</sup>
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約2.3×10 <sup>0</sup>	約1.5×10 <sup>0</sup>			約6.2×10 <sup>-1</sup>	約5.4×10 <sup>-1</sup>	約2.5×10 <sup>-1</sup>	約5.1×10 <sup>0</sup>
小計		約2.3×10 <sup>0</sup>	約1.6×10 <sup>0</sup>			約6.4×10 <sup>-1</sup>	約5.6×10 <sup>-1</sup>	約2.5×10 <sup>-1</sup>	約5.3×10 <sup>0</sup>	
	合計	約5.2×10 <sup>2</sup>	約4.6×10 <sup>0</sup>			約2.4×10 <sup>0</sup>	約3.1×10 <sup>0</sup>	約1.2×10 <sup>0</sup>	約5.3×10 <sup>2</sup>	
E班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく			約4.2×10 <sup>-4</sup>	約4.4×10 <sup>-4</sup>	約1.3×10 <sup>-4</sup>		約2.0×10 <sup>-4</sup>	約1.2×10 <sup>-3</sup>
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく			約6.8×10 <sup>-3</sup>	約7.7×10 <sup>-3</sup>	約2.5×10 <sup>-3</sup>		約4.4×10 <sup>-3</sup>	約2.2×10 <sup>-2</sup>
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく			約1.7×10 <sup>0</sup>	約2.7×10 <sup>0</sup>	約1.1×10 <sup>0</sup>		約2.0×10 <sup>0</sup>	約7.4×10 <sup>0</sup>
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく			約2.4×10 <sup>-1</sup>	約2.8×10 <sup>-1</sup>	約8.9×10 <sup>-2</sup>		約1.7×10 <sup>-1</sup>	約7.6×10 <sup>-1</sup>
		小計			約2.0×10 <sup>0</sup>	約3.0×10 <sup>0</sup>	約1.1×10 <sup>0</sup>		約2.2×10 <sup>0</sup>	約8.2×10 <sup>0</sup>
	入退城時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく			約2.8×10 <sup>-2</sup>	約2.0×10 <sup>-2</sup>	約1.6×10 <sup>-2</sup>		約1.7×10 <sup>-2</sup>	約8.0×10 <sup>-2</sup>
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく			約1.1×10 <sup>-1</sup>	約9.9×10 <sup>-2</sup>	約9.1×10 <sup>-2</sup>		約1.2×10 <sup>-1</sup>	約4.1×10 <sup>-1</sup>
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく			約9.5×10 <sup>-1</sup>	約7.3×10 <sup>-1</sup>	約6.2×10 <sup>-1</sup>		約7.3×10 <sup>-1</sup>	約3.1×10 <sup>0</sup>
小計				約9.9×10 <sup>-1</sup>	約7.6×10 <sup>-1</sup>	約6.4×10 <sup>-1</sup>		約7.6×10 <sup>-1</sup>	約3.2×10 <sup>0</sup>	
	合計			約3.0×10 <sup>0</sup>	約3.8×10 <sup>0</sup>	約1.8×10 <sup>0</sup>		約2.9×10 <sup>0</sup>	約1.2×10 <sup>1</sup>	

表 4-39 各班の 7 日間の中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷が発生した場合)に係る被ばく評価結果の内訳(マスク着用あり)  
(格納容器ベントの実施を想定する場合)

			実効線量 (mSv)							
			1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約1.1×10 <sup>-2</sup>	約1.8×10 <sup>-3</sup>	約6.7×10 <sup>-5</sup>		約3.6×10 <sup>-5</sup>	約1.6×10 <sup>-5</sup>		約1.3×10 <sup>-2</sup>
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約2.2×10 <sup>-2</sup>	約7.0×10 <sup>0</sup>	約2.1×10 <sup>-3</sup>		約1.5×10 <sup>-3</sup>	約7.2×10 <sup>-4</sup>		約7.0×10 <sup>0</sup>
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約5.7×10 <sup>-2</sup>	約1.2×10 <sup>1</sup>	約1.4×10 <sup>-1</sup>		約1.4×10 <sup>-1</sup>	約7.3×10 <sup>-2</sup>		約1.2×10 <sup>1</sup>
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約1.5×10 <sup>0</sup>	約8.2×10 <sup>-1</sup>	約1.5×10 <sup>-1</sup>		約2.3×10 <sup>-1</sup>	約1.9×10 <sup>-1</sup>		約2.9×10 <sup>0</sup>
		小計	約1.6×10 <sup>0</sup>	約2.0×10 <sup>1</sup>	約2.9×10 <sup>-1</sup>		約3.6×10 <sup>-1</sup>	約2.7×10 <sup>-1</sup>		約2.2×10 <sup>1</sup>
	入退城時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約1.1×10 <sup>-1</sup>	約6.0×10 <sup>-2</sup>	約2.1×10 <sup>-2</sup>		約3.3×10 <sup>-3</sup>	約1.8×10 <sup>-3</sup>		約1.9×10 <sup>-1</sup>
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約7.9×10 <sup>-3</sup>	約1.4×10 <sup>-2</sup>	約1.5×10 <sup>-2</sup>		約2.4×10 <sup>-3</sup>	約1.3×10 <sup>-3</sup>		約4.0×10 <sup>-2</sup>
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約4.5×10 <sup>0</sup>	約1.5×10 <sup>0</sup>	約1.1×10 <sup>0</sup>		約6.5×10 <sup>-1</sup>	約5.7×10 <sup>-1</sup>		約8.2×10 <sup>0</sup>
		小計	約4.6×10 <sup>0</sup>	約1.6×10 <sup>0</sup>	約1.1×10 <sup>0</sup>		約6.6×10 <sup>-1</sup>	約5.7×10 <sup>-1</sup>		約8.4×10 <sup>0</sup>
		合計	約6.2×10 <sup>0</sup>	約2.1×10 <sup>1</sup>	約1.4×10 <sup>0</sup>		約1.1×10 <sup>0</sup>	約8.4×10 <sup>-1</sup>		約3.1×10 <sup>1</sup>
B 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約3.0×10 <sup>-3</sup>		約1.1×10 <sup>-4</sup>	約9.8×10 <sup>-5</sup>			約4.2×10 <sup>-6</sup>	約3.2×10 <sup>-3</sup>
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約1.3×10 <sup>-2</sup>		約1.5×10 <sup>-2</sup>	約3.2×10 <sup>-3</sup>			約2.1×10 <sup>-2</sup>	約3.1×10 <sup>-2</sup>
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約4.6×10 <sup>-2</sup>		約5.8×10 <sup>-1</sup>	約2.5×10 <sup>-1</sup>			約2.3×10 <sup>-2</sup>	約8.9×10 <sup>-1</sup>
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約6.2×10 <sup>-1</sup>		約1.4×10 <sup>-1</sup>	約2.9×10 <sup>-1</sup>			約1.2×10 <sup>-1</sup>	約1.2×10 <sup>0</sup>
		小計	約6.9×10 <sup>-1</sup>		約7.3×10 <sup>-1</sup>	約5.4×10 <sup>-1</sup>			約1.4×10 <sup>-1</sup>	約2.1×10 <sup>0</sup>
	入退城時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約1.1×10 <sup>-1</sup>		約2.1×10 <sup>-2</sup>	約7.1×10 <sup>-3</sup>			約9.7×10 <sup>-4</sup>	約1.4×10 <sup>-1</sup>
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約7.9×10 <sup>-3</sup>		約1.5×10 <sup>-2</sup>	約4.5×10 <sup>-3</sup>			約6.8×10 <sup>-4</sup>	約2.8×10 <sup>-2</sup>
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約4.5×10 <sup>0</sup>		約1.1×10 <sup>0</sup>	約7.8×10 <sup>-1</sup>			約5.1×10 <sup>-1</sup>	約6.8×10 <sup>0</sup>
		小計	約4.6×10 <sup>0</sup>		約1.1×10 <sup>0</sup>	約7.9×10 <sup>-1</sup>			約5.1×10 <sup>-1</sup>	約7.0×10 <sup>0</sup>
		合計	約5.3×10 <sup>0</sup>		約1.8×10 <sup>0</sup>	約1.4×10 <sup>0</sup>			約6.5×10 <sup>-1</sup>	約9.0×10 <sup>0</sup>
C 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく								
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく								
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく								
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく								
		小計								
	入退城時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく								
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく								
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく								
		小計								
		合計								
D 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約3.8×10 <sup>-2</sup>	約3.0×10 <sup>-3</sup>			約1.8×10 <sup>-5</sup>	約1.3×10 <sup>-5</sup>	約2.2×10 <sup>-6</sup>	約4.1×10 <sup>-2</sup>
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約7.0×10 <sup>0</sup>	約2.5×10 <sup>-2</sup>			約7.6×10 <sup>-4</sup>	約5.9×10 <sup>-4</sup>	約1.1×10 <sup>-4</sup>	約7.0×10 <sup>0</sup>
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約3.1×10 <sup>1</sup>	約4.3×10 <sup>-1</sup>			約7.4×10 <sup>-2</sup>	約6.2×10 <sup>-2</sup>	約1.2×10 <sup>-2</sup>	約3.2×10 <sup>1</sup>
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約5.5×10 <sup>0</sup>	約8.8×10 <sup>-1</sup>			約1.5×10 <sup>-1</sup>	約2.1×10 <sup>-1</sup>	約6.9×10 <sup>-2</sup>	約6.8×10 <sup>0</sup>
		小計	約4.3×10 <sup>1</sup>	約1.4×10 <sup>0</sup>			約2.3×10 <sup>-1</sup>	約2.7×10 <sup>-1</sup>	約8.1×10 <sup>-2</sup>	約4.5×10 <sup>1</sup>
	入退城時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約5.3×10 <sup>-2</sup>	約6.0×10 <sup>-2</sup>			約3.3×10 <sup>-3</sup>	約1.8×10 <sup>-3</sup>	約4.9×10 <sup>-4</sup>	約1.2×10 <sup>-1</sup>
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約4.0×10 <sup>-3</sup>	約1.4×10 <sup>-2</sup>			約2.4×10 <sup>-3</sup>	約1.3×10 <sup>-3</sup>	約3.4×10 <sup>-4</sup>	約2.2×10 <sup>-2</sup>
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約2.3×10 <sup>0</sup>	約1.5×10 <sup>0</sup>			約6.5×10 <sup>-1</sup>	約5.7×10 <sup>-1</sup>	約2.6×10 <sup>-1</sup>	約5.2×10 <sup>0</sup>
		小計	約2.3×10 <sup>0</sup>	約1.6×10 <sup>0</sup>			約6.6×10 <sup>-1</sup>	約5.7×10 <sup>-1</sup>	約2.6×10 <sup>-1</sup>	約5.4×10 <sup>0</sup>
		合計	約4.6×10 <sup>1</sup>	約2.9×10 <sup>0</sup>			約8.8×10 <sup>-1</sup>	約8.4×10 <sup>-1</sup>	約3.4×10 <sup>-1</sup>	約5.1×10 <sup>1</sup>
E 班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく			約1.5×10 <sup>-4</sup>	約6.6×10 <sup>-5</sup>	約9.4×10 <sup>-6</sup>		約7.7×10 <sup>-6</sup>	約2.4×10 <sup>-4</sup>
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく			約4.2×10 <sup>-3</sup>	約2.4×10 <sup>-3</sup>	約4.2×10 <sup>-4</sup>		約3.8×10 <sup>-4</sup>	約7.3×10 <sup>-3</sup>
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく			約2.6×10 <sup>-1</sup>	約2.1×10 <sup>-1</sup>	約4.1×10 <sup>-2</sup>		約4.1×10 <sup>-2</sup>	約5.5×10 <sup>-1</sup>
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく			約2.5×10 <sup>-1</sup>	約2.9×10 <sup>-1</sup>	約9.3×10 <sup>-2</sup>		約1.7×10 <sup>-1</sup>	約8.0×10 <sup>-1</sup>
		小計			約5.2×10 <sup>-1</sup>	約5.0×10 <sup>-1</sup>	約1.4×10 <sup>-1</sup>		約2.1×10 <sup>-1</sup>	約1.4×10 <sup>0</sup>
	入退城時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく			約2.1×10 <sup>-2</sup>	約7.1×10 <sup>-3</sup>	約3.3×10 <sup>-3</sup>		約1.5×10 <sup>-3</sup>	約3.3×10 <sup>-2</sup>
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく			約1.5×10 <sup>-2</sup>	約4.5×10 <sup>-3</sup>	約2.4×10 <sup>-3</sup>		約1.1×10 <sup>-3</sup>	約2.3×10 <sup>-2</sup>
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく			約1.1×10 <sup>0</sup>	約7.8×10 <sup>-1</sup>	約6.5×10 <sup>-1</sup>		約7.7×10 <sup>-1</sup>	約3.3×10 <sup>0</sup>
		小計			約1.1×10 <sup>0</sup>	約7.9×10 <sup>-1</sup>	約6.6×10 <sup>-1</sup>		約7.7×10 <sup>-1</sup>	約3.3×10 <sup>0</sup>
		合計			約1.6×10 <sup>0</sup>	約1.3×10 <sup>0</sup>	約7.9×10 <sup>-1</sup>		約9.8×10 <sup>-1</sup>	約4.7×10 <sup>0</sup>

表4-40 各班の7日間の中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷が発生した場合)に係る被ばく評価結果の内訳(マスク着用なし)  
(格納容器ベントの実施を想定する場合)

			実効線量(mSv)								
			1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計	
A班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約1.1×10 <sup>-2</sup>	約1.8×10 <sup>-3</sup>	約6.7×10 <sup>-5</sup>		約3.6×10 <sup>-5</sup>	約1.6×10 <sup>-5</sup>		約1.3×10 <sup>-2</sup>	
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約2.2×10 <sup>-2</sup>	約7.0×10 <sup>0</sup>	約2.1×10 <sup>-3</sup>		約1.5×10 <sup>-3</sup>	約7.2×10 <sup>-4</sup>		約7.0×10 <sup>0</sup>	
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約1.0×10 <sup>0</sup>	約1.6×10 <sup>1</sup>	約7.4×10 <sup>-1</sup>		約7.2×10 <sup>-1</sup>	約4.0×10 <sup>-1</sup>		約1.9×10 <sup>1</sup>	
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約1.5×10 <sup>0</sup>	約8.2×10 <sup>-1</sup>	約1.5×10 <sup>-1</sup>		約2.3×10 <sup>-1</sup>	約1.9×10 <sup>-1</sup>		約2.9×10 <sup>0</sup>	
		小計	約2.6×10 <sup>0</sup>	約2.4×10 <sup>1</sup>	約8.9×10 <sup>-1</sup>		約9.4×10 <sup>-1</sup>	約5.9×10 <sup>-1</sup>		約2.9×10 <sup>1</sup>	
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約1.1×10 <sup>-1</sup>	約6.0×10 <sup>-2</sup>	約2.1×10 <sup>-2</sup>		約3.3×10 <sup>-3</sup>	約1.8×10 <sup>-3</sup>		約1.9×10 <sup>-1</sup>	
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約7.9×10 <sup>-3</sup>	約1.4×10 <sup>-2</sup>	約1.5×10 <sup>-2</sup>		約2.4×10 <sup>-3</sup>	約1.3×10 <sup>-3</sup>		約4.0×10 <sup>-2</sup>	
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約4.5×10 <sup>0</sup>	約1.5×10 <sup>0</sup>	約1.1×10 <sup>0</sup>		約6.5×10 <sup>-1</sup>	約5.7×10 <sup>-1</sup>		約8.2×10 <sup>0</sup>	
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約4.6×10 <sup>0</sup>	約1.6×10 <sup>0</sup>	約1.1×10 <sup>0</sup>		約6.6×10 <sup>-1</sup>	約5.7×10 <sup>-1</sup>		約8.4×10 <sup>0</sup>	
		合計	約7.1×10 <sup>0</sup>	約2.6×10 <sup>1</sup>	約2.0×10 <sup>0</sup>		約1.6×10 <sup>0</sup>	約1.2×10 <sup>0</sup>		約3.7×10 <sup>1</sup>	
B班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約3.0×10 <sup>-3</sup>	約1.3×10 <sup>-2</sup>	約1.1×10 <sup>-4</sup>	約9.8×10 <sup>-5</sup>			約4.2×10 <sup>-6</sup>	約3.2×10 <sup>-3</sup>	
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約1.3×10 <sup>-1</sup>	約1.5×10 <sup>-2</sup>	約1.5×10 <sup>-2</sup>	約3.2×10 <sup>-3</sup>				約2.1×10 <sup>-4</sup>	約3.1×10 <sup>-2</sup>
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約8.2×10 <sup>-1</sup>	約1.8×10 <sup>0</sup>	約1.3×10 <sup>0</sup>	約1.3×10 <sup>0</sup>				約1.3×10 <sup>-1</sup>	約4.1×10 <sup>0</sup>
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約6.2×10 <sup>-1</sup>	約1.4×10 <sup>-1</sup>	約1.4×10 <sup>-1</sup>	約2.9×10 <sup>-1</sup>				約1.2×10 <sup>-1</sup>	約1.2×10 <sup>0</sup>
		小計	約1.5×10 <sup>0</sup>	約2.0×10 <sup>0</sup>	約1.6×10 <sup>0</sup>	約1.6×10 <sup>0</sup>				約2.4×10 <sup>-1</sup>	約5.3×10 <sup>0</sup>
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約1.1×10 <sup>-1</sup>	約2.1×10 <sup>-2</sup>	約7.1×10 <sup>-3</sup>				約9.7×10 <sup>-4</sup>	約1.4×10 <sup>-1</sup>	
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約7.9×10 <sup>-3</sup>	約1.5×10 <sup>-2</sup>	約4.5×10 <sup>-3</sup>				約6.8×10 <sup>-4</sup>	約2.8×10 <sup>-2</sup>	
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約4.5×10 <sup>0</sup>	約1.1×10 <sup>0</sup>	約7.8×10 <sup>-1</sup>				約5.1×10 <sup>-1</sup>	約6.8×10 <sup>0</sup>	
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約4.6×10 <sup>0</sup>	約1.1×10 <sup>0</sup>	約7.9×10 <sup>-1</sup>				約5.1×10 <sup>-1</sup>	約7.0×10 <sup>0</sup>	
		合計	約6.1×10 <sup>0</sup>	約3.0×10 <sup>0</sup>	約2.4×10 <sup>0</sup>				約7.5×10 <sup>-1</sup>	約1.3×10 <sup>1</sup>	
C班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく									
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく									
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく									
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく									
		小計									
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく									
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく									
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく									
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく									
		合計									
D班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約3.8×10 <sup>-2</sup>	約3.0×10 <sup>-3</sup>			約1.8×10 <sup>-5</sup>	約1.3×10 <sup>-5</sup>	約2.2×10 <sup>-6</sup>	約4.1×10 <sup>-2</sup>	
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約7.0×10 <sup>0</sup>	約2.5×10 <sup>-2</sup>			約7.6×10 <sup>-4</sup>	約5.9×10 <sup>-4</sup>	約1.1×10 <sup>-4</sup>	約7.0×10 <sup>0</sup>	
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約5.0×10 <sup>2</sup>	約2.3×10 <sup>0</sup>			約4.0×10 <sup>-1</sup>	約3.4×10 <sup>-1</sup>	約6.5×10 <sup>-2</sup>	約5.0×10 <sup>2</sup>	
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約5.5×10 <sup>0</sup>	約8.8×10 <sup>-1</sup>			約1.5×10 <sup>-1</sup>	約2.1×10 <sup>-1</sup>	約6.9×10 <sup>-2</sup>	約6.8×10 <sup>0</sup>	
		小計	約5.1×10 <sup>2</sup>	約3.2×10 <sup>0</sup>			約5.5×10 <sup>-1</sup>	約5.4×10 <sup>-1</sup>	約1.4×10 <sup>-1</sup>	約5.2×10 <sup>2</sup>	
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約5.3×10 <sup>-2</sup>	約6.0×10 <sup>-2</sup>			約3.3×10 <sup>-3</sup>	約1.8×10 <sup>-3</sup>	約4.9×10 <sup>-4</sup>	約1.2×10 <sup>-1</sup>	
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約4.0×10 <sup>-3</sup>	約1.4×10 <sup>-2</sup>			約2.4×10 <sup>-3</sup>	約1.3×10 <sup>-3</sup>	約3.4×10 <sup>-4</sup>	約2.2×10 <sup>-2</sup>	
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約2.3×10 <sup>0</sup>	約1.5×10 <sup>0</sup>			約6.5×10 <sup>-1</sup>	約5.7×10 <sup>-1</sup>	約2.6×10 <sup>-1</sup>	約5.2×10 <sup>0</sup>	
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約2.3×10 <sup>0</sup>	約1.6×10 <sup>0</sup>			約6.6×10 <sup>-1</sup>	約5.7×10 <sup>-1</sup>	約2.6×10 <sup>-1</sup>	約5.4×10 <sup>0</sup>	
		合計	約5.2×10 <sup>2</sup>	約4.8×10 <sup>0</sup>			約1.2×10 <sup>0</sup>	約1.1×10 <sup>0</sup>	約3.9×10 <sup>-1</sup>	約5.2×10 <sup>2</sup>	
E班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく			約1.5×10 <sup>-4</sup>	約6.6×10 <sup>-5</sup>	約9.4×10 <sup>-6</sup>		約7.7×10 <sup>-6</sup>	約2.4×10 <sup>-4</sup>	
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく			約4.2×10 <sup>-3</sup>	約2.4×10 <sup>-3</sup>	約4.2×10 <sup>-4</sup>		約3.8×10 <sup>-4</sup>	約7.3×10 <sup>-3</sup>	
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく			約1.4×10 <sup>0</sup>	約1.1×10 <sup>0</sup>	約2.2×10 <sup>-1</sup>		約2.2×10 <sup>-1</sup>	約2.9×10 <sup>0</sup>	
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく			約2.5×10 <sup>-1</sup>	約2.9×10 <sup>-1</sup>	約9.3×10 <sup>-2</sup>		約1.7×10 <sup>-1</sup>	約8.0×10 <sup>-1</sup>	
		小計			約1.6×10 <sup>0</sup>	約3.2×10 <sup>0</sup>	約3.2×10 <sup>-1</sup>		約3.9×10 <sup>-1</sup>	約3.7×10 <sup>0</sup>	
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく			約2.1×10 <sup>-2</sup>	約7.1×10 <sup>-3</sup>	約3.3×10 <sup>-3</sup>		約1.5×10 <sup>-3</sup>	約3.3×10 <sup>-2</sup>	
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく			約1.5×10 <sup>-2</sup>	約4.5×10 <sup>-3</sup>	約2.4×10 <sup>-3</sup>		約1.1×10 <sup>-3</sup>	約2.3×10 <sup>-2</sup>	
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく			約1.1×10 <sup>0</sup>	約7.8×10 <sup>-1</sup>	約6.5×10 <sup>-1</sup>		約7.7×10 <sup>-1</sup>	約3.3×10 <sup>0</sup>	
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく			約1.1×10 <sup>0</sup>	約7.9×10 <sup>-1</sup>	約6.6×10 <sup>-1</sup>		約7.7×10 <sup>-1</sup>	約3.3×10 <sup>0</sup>	
		合計			約2.7×10 <sup>0</sup>	約2.2×10 <sup>0</sup>	約9.7×10 <sup>-1</sup>		約1.2×10 <sup>0</sup>	約7.0×10 <sup>0</sup>	

表 4-41 中央制御室(炉心の著しい損傷が発生した場合)の運転員に及ぼす実効線量の内訳(マスク着用あり)  
(代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合)

被ばく経路		実効線量(mSv/7日間)					
		A班	B班	C班	D班	E班	
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 $1.4 \times 10^{-2}$	約 $4.3 \times 10^{-3}$	-	約 $4.1 \times 10^{-2}$	約 $1.2 \times 10^{-3}$	
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $5.5 \times 10^{-2}$	約 $3.5 \times 10^{-2}$	-	約 $7.0 \times 10^0$	約 $2.2 \times 10^{-2}$	
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	(内部被ばく)	約 $1.6 \times 10^0$	約 $1.2 \times 10^0$	-	約 $2.7 \times 10^1$	約 $1.4 \times 10^0$
		(外部被ばく)	約 $3.2 \times 10^{-2}$	約 $2.3 \times 10^{-2}$	-	約 $5.6 \times 10^0$	約 $2.1 \times 10^{-2}$
		合計	約 $1.6 \times 10^0$	約 $1.2 \times 10^0$	-	約 $3.2 \times 10^1$	約 $1.4 \times 10^0$
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約 $2.7 \times 10^0$	約 $1.4 \times 10^0$	-	約 $6.8 \times 10^0$	約 $7.6 \times 10^{-1}$	
	小計	約 $4.3 \times 10^0$	約 $2.7 \times 10^0$	0.0	約 $4.6 \times 10^1$	約 $2.2 \times 10^0$	
入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 $2.2 \times 10^{-1}$	約 $1.7 \times 10^{-1}$	-	約 $1.4 \times 10^{-1}$	約 $8.0 \times 10^{-2}$	
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	(内部被ばく)	約 $1.5 \times 10^{-2}$	約 $1.1 \times 10^{-2}$	-	約 $1.2 \times 10^{-2}$	約 $1.6 \times 10^{-2}$
		(外部被ばく)	約 $3.4 \times 10^{-2}$	約 $2.6 \times 10^{-2}$	-	約 $2.5 \times 10^{-2}$	約 $2.6 \times 10^{-2}$
		合計	約 $4.8 \times 10^{-2}$	約 $3.6 \times 10^{-2}$	-	約 $3.7 \times 10^{-2}$	約 $4.1 \times 10^{-2}$
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約 $8.1 \times 10^0$	約 $6.6 \times 10^0$	-	約 $5.1 \times 10^0$	約 $3.1 \times 10^0$	
小計	約 $8.3 \times 10^0$	約 $6.8 \times 10^0$	0.0	約 $5.3 \times 10^0$	約 $3.2 \times 10^0$		
合計		約 $1.3 \times 10^1$	約 $9.5 \times 10^0$	0.0	約 $5.1 \times 10^1$	約 $5.3 \times 10^0$	

表 4-42 中央制御室(炉心の著しい損傷が発生した場合)の運転員に及ぼす実効線量の内訳(マスク着用なし)  
(代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合)

被ばく経路		実効線量(mSv/7日間)					
		A班	B班	C班	D班	E班	
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 $1.4 \times 10^{-2}$	約 $4.3 \times 10^{-3}$	-	約 $4.1 \times 10^{-2}$	約 $1.2 \times 10^{-3}$	
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $5.5 \times 10^{-2}$	約 $3.5 \times 10^{-2}$	-	約 $7.0 \times 10^0$	約 $2.2 \times 10^{-2}$	
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	(内部被ばく)	約 $9.2 \times 10^0$	約 $7.0 \times 10^0$	-	約 $5.0 \times 10^2$	約 $7.4 \times 10^0$
		(外部被ばく)	約 $3.2 \times 10^{-2}$	約 $2.3 \times 10^{-2}$	-	約 $5.6 \times 10^0$	約 $2.1 \times 10^{-2}$
		合計	約 $9.2 \times 10^0$	約 $7.0 \times 10^0$	-	約 $5.1 \times 10^2$	約 $7.4 \times 10^0$
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約 $2.7 \times 10^0$	約 $1.4 \times 10^0$	-	約 $6.8 \times 10^0$	約 $7.6 \times 10^{-1}$	
	小計	約 $1.2 \times 10^1$	約 $8.4 \times 10^0$	0.0	約 $5.2 \times 10^2$	約 $8.2 \times 10^0$	
入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 $2.2 \times 10^{-1}$	約 $1.7 \times 10^{-1}$	-	約 $1.4 \times 10^{-1}$	約 $8.0 \times 10^{-2}$	
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	(内部被ばく)	約 $1.5 \times 10^{-2}$	約 $1.1 \times 10^{-2}$	-	約 $1.2 \times 10^{-2}$	約 $1.6 \times 10^{-2}$
		(外部被ばく)	約 $3.4 \times 10^{-2}$	約 $2.6 \times 10^{-2}$	-	約 $2.5 \times 10^{-2}$	約 $2.6 \times 10^{-2}$
		合計	約 $4.8 \times 10^{-2}$	約 $3.6 \times 10^{-2}$	-	約 $3.7 \times 10^{-2}$	約 $4.1 \times 10^{-2}$
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約 $8.1 \times 10^0$	約 $6.6 \times 10^0$	-	約 $5.1 \times 10^0$	約 $3.1 \times 10^0$	
小計	約 $8.3 \times 10^0$	約 $6.8 \times 10^0$	0.0	約 $5.3 \times 10^0$	約 $3.2 \times 10^0$		
合計		約 $2.1 \times 10^1$	約 $1.6 \times 10^1$	0.0	約 $5.3 \times 10^2$	約 $1.2 \times 10^1$	

表 4-43 中央制御室(炉心の著しい損傷が発生した場合)の運転員に及ぼす実効線量の内訳(マスク着用あり)  
(格納容器ベントの実施を想定する場合)

被ばく経路		実効線量(mSv/7日間)					
		A班	B班	C班	D班	E班	
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 $1.3 \times 10^{-2}$	約 $3.2 \times 10^{-3}$	-	約 $4.1 \times 10^{-2}$	約 $2.4 \times 10^{-4}$	
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $7.0 \times 10^0$	約 $3.1 \times 10^{-2}$	-	約 $7.0 \times 10^0$	約 $7.3 \times 10^{-3}$	
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	(内部被ばく)	約 $1.4 \times 10^0$	約 $5.8 \times 10^{-1}$	-	約 $2.6 \times 10^1$	約 $5.3 \times 10^{-1}$
		(外部被ばく)	約 $1.1 \times 10^1$	約 $3.2 \times 10^{-1}$	-	約 $5.6 \times 10^0$	約 $1.7 \times 10^{-2}$
		合計	約 $1.2 \times 10^1$	約 $8.9 \times 10^{-1}$	-	約 $3.2 \times 10^1$	約 $5.5 \times 10^{-1}$
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約 $2.9 \times 10^0$	約 $1.2 \times 10^0$	-	約 $6.8 \times 10^0$	約 $8.0 \times 10^{-1}$	
小計	約 $2.2 \times 10^1$	約 $2.1 \times 10^0$	0.0	約 $4.5 \times 10^1$	約 $1.4 \times 10^0$		
入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 $1.9 \times 10^{-1}$	約 $1.4 \times 10^{-1}$	-	約 $1.2 \times 10^{-1}$	約 $3.3 \times 10^{-2}$	
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	(内部被ばく)	約 $8.8 \times 10^{-3}$	約 $5.4 \times 10^{-3}$	-	約 $5.7 \times 10^{-3}$	約 $6.4 \times 10^{-3}$
		(外部被ばく)	約 $3.1 \times 10^{-2}$	約 $2.3 \times 10^{-2}$	-	約 $1.6 \times 10^{-2}$	約 $1.6 \times 10^{-2}$
		合計	約 $4.0 \times 10^{-2}$	約 $2.8 \times 10^{-2}$	-	約 $2.2 \times 10^{-2}$	約 $2.3 \times 10^{-2}$
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	約 $8.2 \times 10^0$	約 $6.8 \times 10^0$	-	約 $5.2 \times 10^0$	約 $3.3 \times 10^0$	
小計	約 $8.4 \times 10^0$	約 $7.0 \times 10^0$	0.0	約 $5.4 \times 10^0$	約 $3.3 \times 10^0$		
合計		約 $3.1 \times 10^1$	約 $9.0 \times 10^0$	0.0	約 $5.1 \times 10^1$	約 $4.7 \times 10^0$	



表4-44 中央制御室(炉心の著しい損傷が発生した場合)の運転員に及ぼす実効線量の内訳(マスク着用なし)  
(格納容器ベントの実施を想定する場合)

被ばく経路		実効線量(mSv/7日間)					
		A班	B班	C班	D班	E班	
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく		約 $1.3 \times 10^{-2}$	約 $3.2 \times 10^{-3}$	-	約 $4.1 \times 10^{-2}$	約 $2.4 \times 10^{-4}$
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく		約 $7.0 \times 10^0$	約 $3.1 \times 10^{-2}$	-	約 $7.0 \times 10^0$	約 $7.3 \times 10^{-3}$
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	(内部被ばく)	約 $8.0 \times 10^0$	約 $3.8 \times 10^0$	-	約 $5.0 \times 10^2$	約 $2.9 \times 10^0$
		(外部被ばく)	約 $1.1 \times 10^1$	約 $3.2 \times 10^{-1}$	-	約 $5.6 \times 10^0$	約 $1.7 \times 10^{-2}$
		合計	約 $1.9 \times 10^1$	約 $4.1 \times 10^0$	-	約 $5.0 \times 10^2$	約 $2.9 \times 10^0$
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく		約 $2.9 \times 10^0$	約 $1.2 \times 10^0$	-	約 $6.8 \times 10^0$	約 $8.0 \times 10^{-1}$
	小計		約 $2.9 \times 10^1$	約 $5.3 \times 10^0$	0.0	約 $5.2 \times 10^2$	約 $3.7 \times 10^0$
入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく		約 $1.9 \times 10^{-1}$	約 $1.4 \times 10^{-1}$	-	約 $1.2 \times 10^{-1}$	約 $3.3 \times 10^{-2}$
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	(内部被ばく)	約 $8.8 \times 10^{-3}$	約 $5.4 \times 10^{-3}$	-	約 $5.7 \times 10^{-3}$	約 $6.4 \times 10^{-3}$
		(外部被ばく)	約 $3.1 \times 10^{-2}$	約 $2.3 \times 10^{-2}$	-	約 $1.6 \times 10^{-2}$	約 $1.6 \times 10^{-2}$
		合計	約 $4.0 \times 10^{-2}$	約 $2.8 \times 10^{-2}$	-	約 $2.2 \times 10^{-2}$	約 $2.3 \times 10^{-2}$
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく		約 $8.2 \times 10^0$	約 $6.8 \times 10^0$	-	約 $5.2 \times 10^0$	約 $3.3 \times 10^0$
小計		約 $8.4 \times 10^0$	約 $7.0 \times 10^0$	0.0	約 $5.4 \times 10^0$	約 $3.3 \times 10^0$	
合計		約 $3.7 \times 10^1$	約 $1.3 \times 10^1$	0.0	約 $5.2 \times 10^2$	約 $7.0 \times 10^0$	



表 4-45 酸素許容濃度及び二酸化炭素許容濃度

項目	許容濃度	備考
酸素濃度	18 vol% 以上	「労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則」を準拠 (事務作業に従事する労働者が主として使用する室内は、当該濃度以上とする換気設備の性能を要求)
二酸化炭素濃度	1.0 vol% 以下	「労働安全衛生規則」を準拠 (労働者が作業する坑内は、炭酸ガス濃度を 1.5%以下とすることを要求。当該濃度は基準である 1.5%に余裕を考慮したもの)





表 4-46 中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件

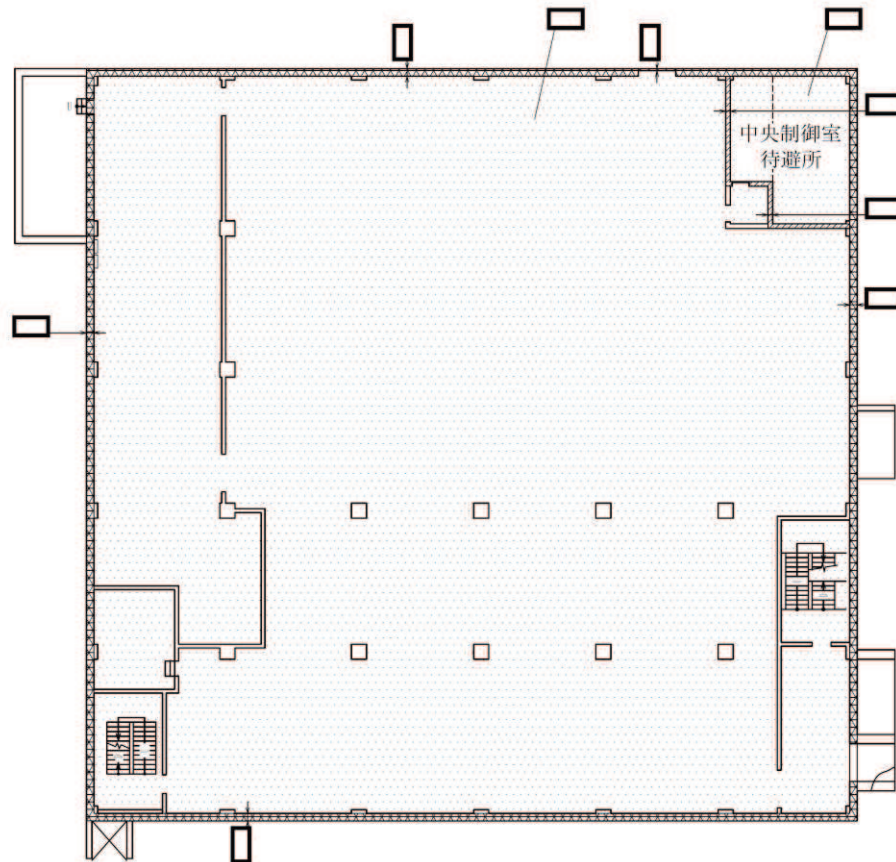
項目		評価条件		設定理由	備考
人数	設計基準事故時	7人		運転員の人数	—
	炉心の著しい損傷が発生した場合	12人		運転員の人数に対して余裕を考慮	—
評価期間	設計基準事故時	事故後 30日間		設計基準事故時の被ばく評価期間	—
	炉心の著しい損傷が発生した場合	事故後7日間		炉心の著しい損傷が発生した場合の被ばく評価期間	—
空気流入	設計基準事故時	0.0回/h		外気の遮断を想定 (但し、必要に応じて500 m <sup>3</sup> /hの外気取入れを行う)	—
	炉心の著しい損傷が発生した場合	~0.5h	0.0回/h	全交流動力電源喪失によるファン停止を想定	—
		0.5h~	0.0回/h	設計基準事故時に同じ外気の遮断を想定 (但し、必要に応じて500 m <sup>3</sup> /hの外気取入れを行う)	—
中央制御室バウンダリ体積		8153m <sup>3</sup>		中央制御室換気系の処理対象となる区画の体積である8153 m <sup>3</sup> を採用	図4-22参照
初期酸素濃度		20.95vol%		「空気調和・衛生工学便覧」の成人の呼吸気・肺胞気の組成の値を使用	—
初期二酸化炭素濃度		0.03vol%		「空気調和・衛生工学便覧」の外気の汚染物質濃度より引用	—
酸素消費量		プルーム通過前後 66 L/h	プルーム通過中 22 L/h	プルーム通過前後 「空気調和・衛生工学便覧」より「歩行」より引用  プルーム通過中 「空気調和・衛生工学便覧」より「静座」より引用	1人当たりの消費量
二酸化炭素吐出し量		プルーム通過前後 30 L/h	プルーム通過中 22 L/h	プルーム通過前後 「空気調和・衛生工学便覧」より「軽作業」より引用  プルーム通過中 「空気調和・衛生工学便覧」より「極軽作業」より引用	1人当たりの吐出し量

表 4-47 中央制御室待避所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件

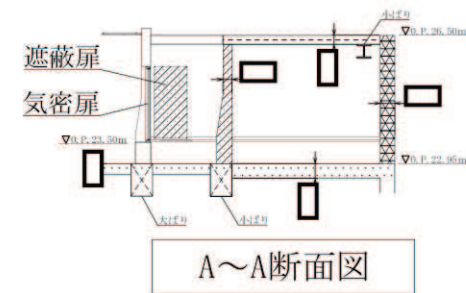
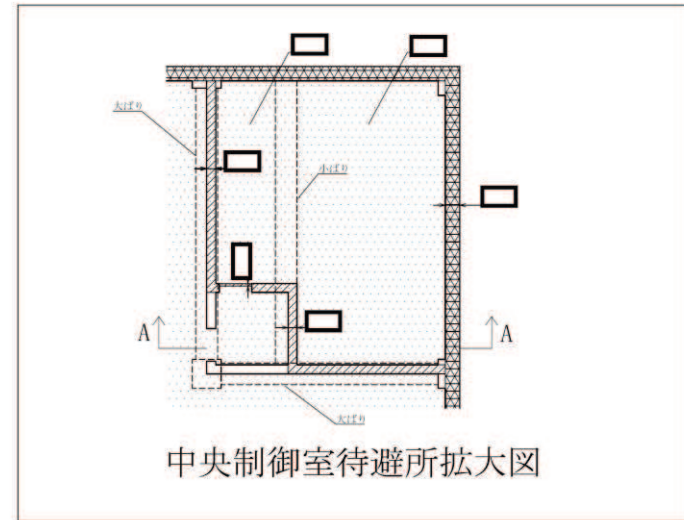
項目	評価条件	設定理由	備考
人数	12 人	中央制御室待避所内にとどまる要員数	—
中央制御室待避所バウンダリ体積	162m <sup>3</sup>	処理対象となる区画の体積	図4-22 参照
評価期間	10 時間	被ばく評価上、中央制御室待避所内にとどまる期間	—
初期酸素濃度	20.95vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の成人の呼吸気・肺胞気の組成の値を使用	—
初期二酸化炭素濃度	0.03vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の外気の汚染物質濃度より引用	—
酸素消費量 (空気ボンベ使用時)	22L/h	「空気調和・衛生工学便覧」より準備を含む現場作業対応がないため「静座」より引用	1人当たりの消費量
二酸化炭素吐出し量 (空気ボンベ使用時)	22L/h	「空気調和・衛生工学便覧」より準備を含む現場作業対応がないため「極軽作業」より引用	1人当たりの吐出し量

【凡例】

-  中央制御室しゃへい壁(壁)を示す。今回申請範囲。
-  中央制御室しゃへい壁(床)を示す。今回申請範囲。
-  中央制御室待避所遮蔽(壁)を示す。今回申請範囲。
-  中央制御室待避所遮蔽(床)を示す。今回申請範囲。



制御建屋 0. P. 23. 50m







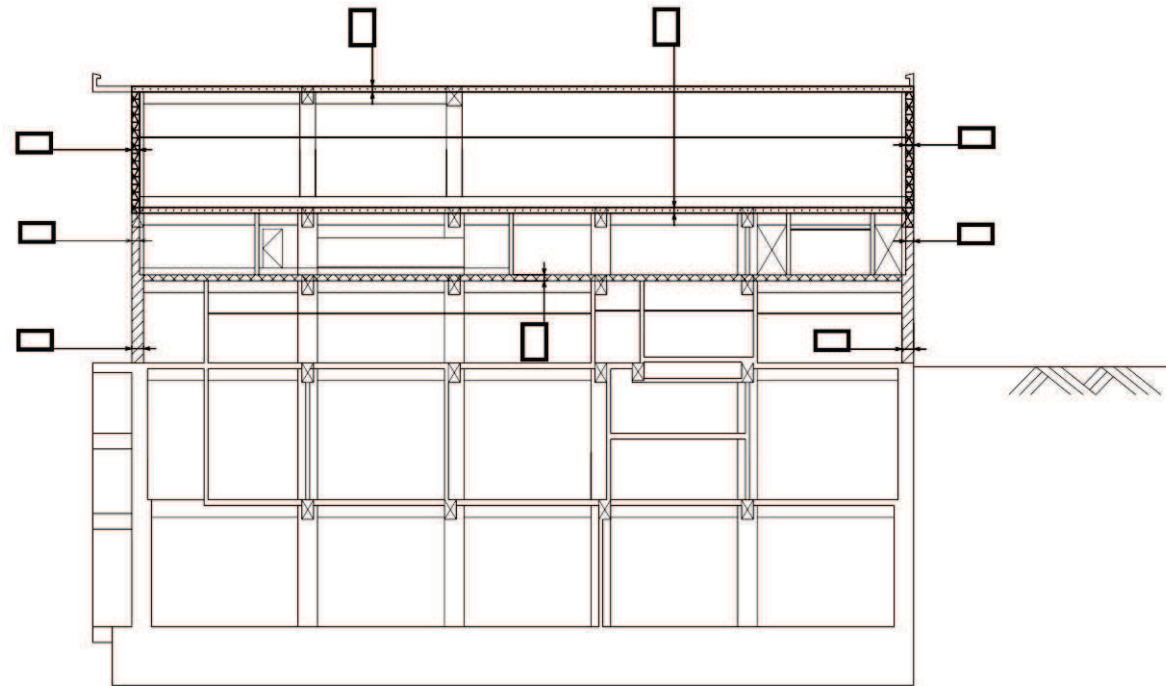
注1: 特記なき寸法はmmを示す。  
 注2: 特記なき寸法は公称値を示す。  
 注3: 仕上等によるフカシは記載しない。

図4-1 遮蔽構造図 (1/2)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

【凡例】

-  中央制御室しゃへい壁(壁)を示す。今回申請範囲。
-  中央制御室しゃへい壁(床)を示す。今回申請範囲。
-  補助しゃへい(壁)を示す。今回申請範囲。
-  補助しゃへい(床)を示す。今回申請範囲。



制御建屋 A-A断面

注1:特記なき寸法はmmを示す。  
 注2:特記なき寸法は公称値を示す。  
 注3:仕上によるフカシは記載しない。

図4-1 遮蔽構造図 (2/2)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

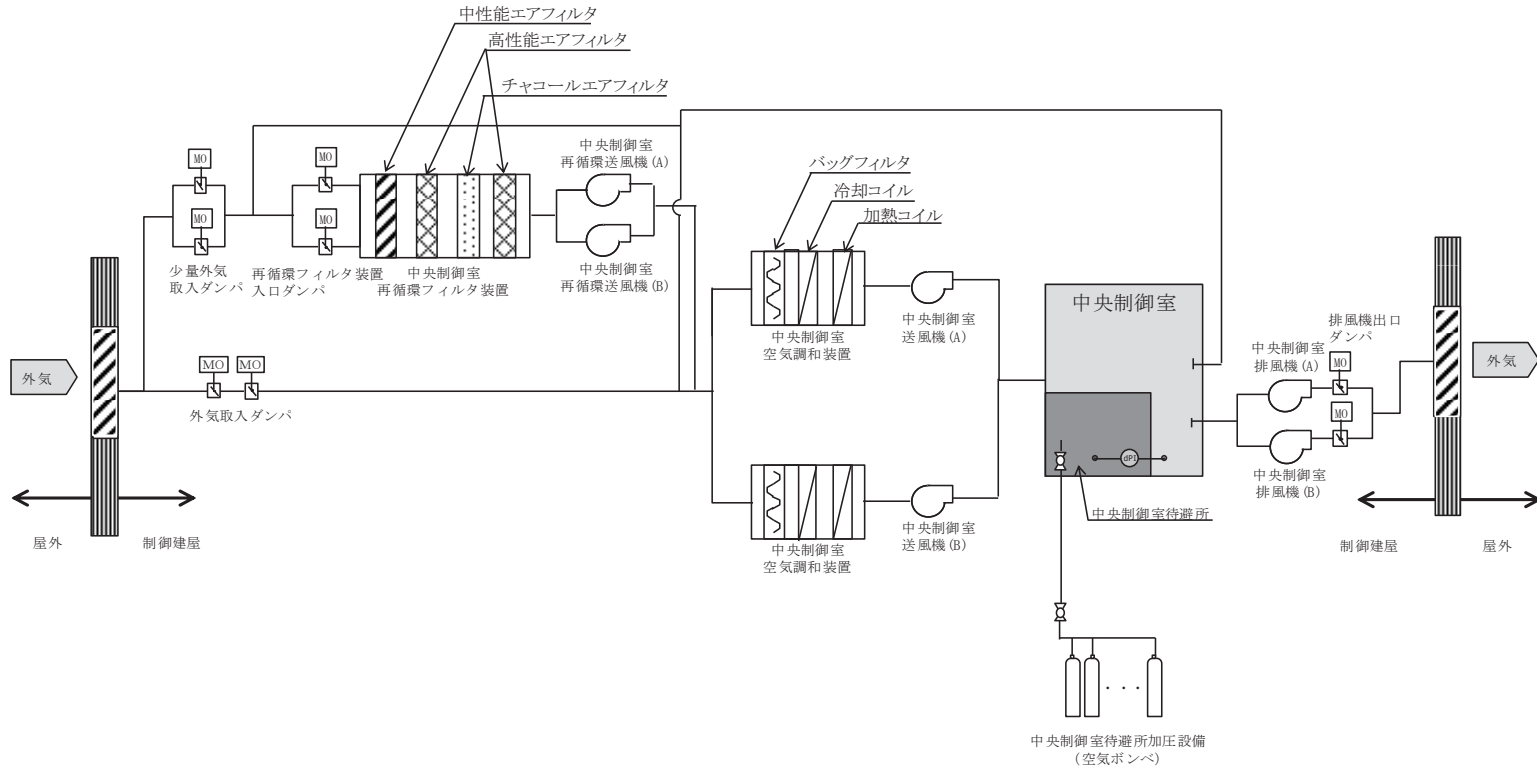
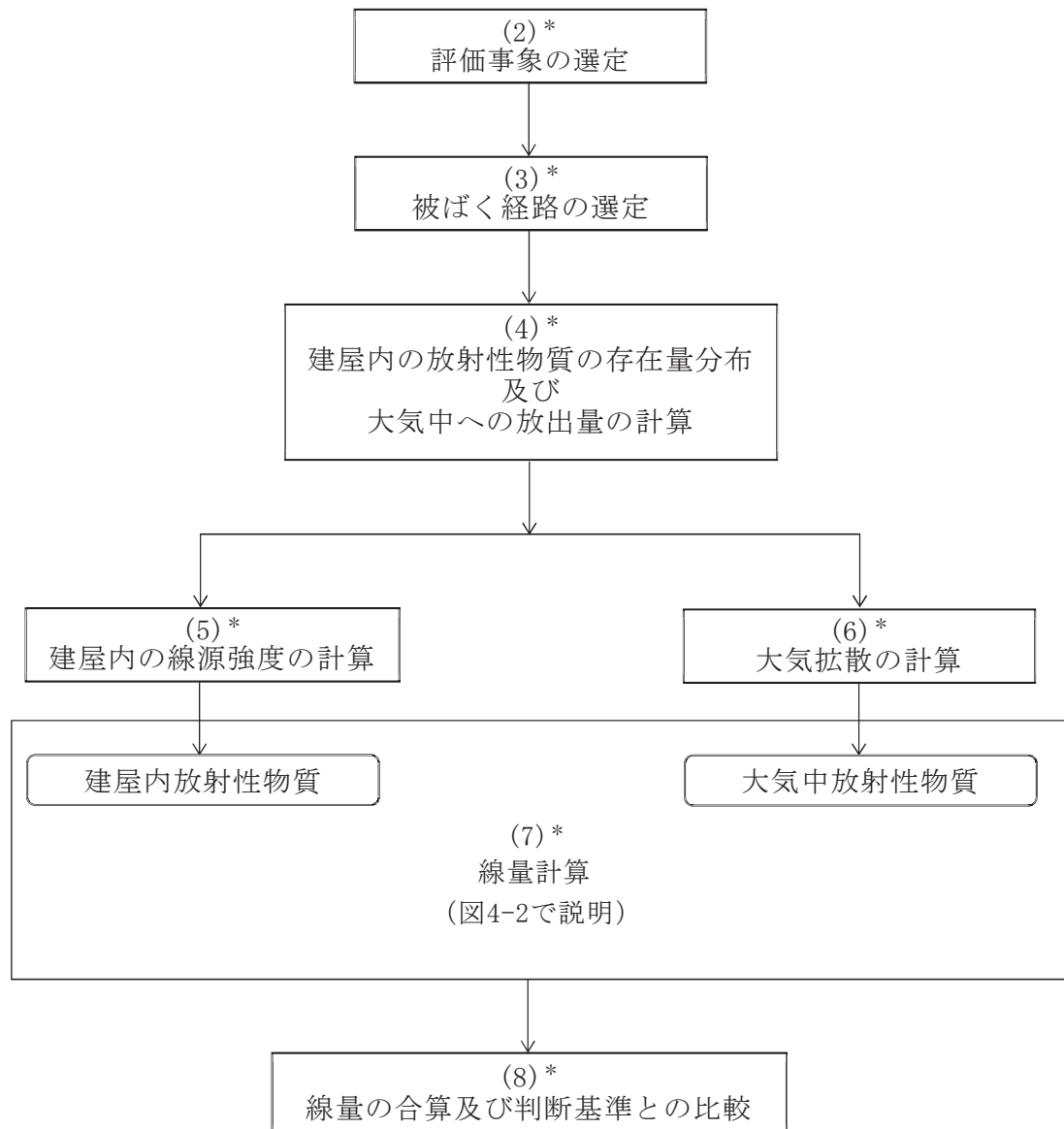


図4-2 中央制御室換気空調系系統図







注記 \* : 「4.1.1 評価方針」の項番号を示す。

図4-4 居住性に係る被ばく評価の手順



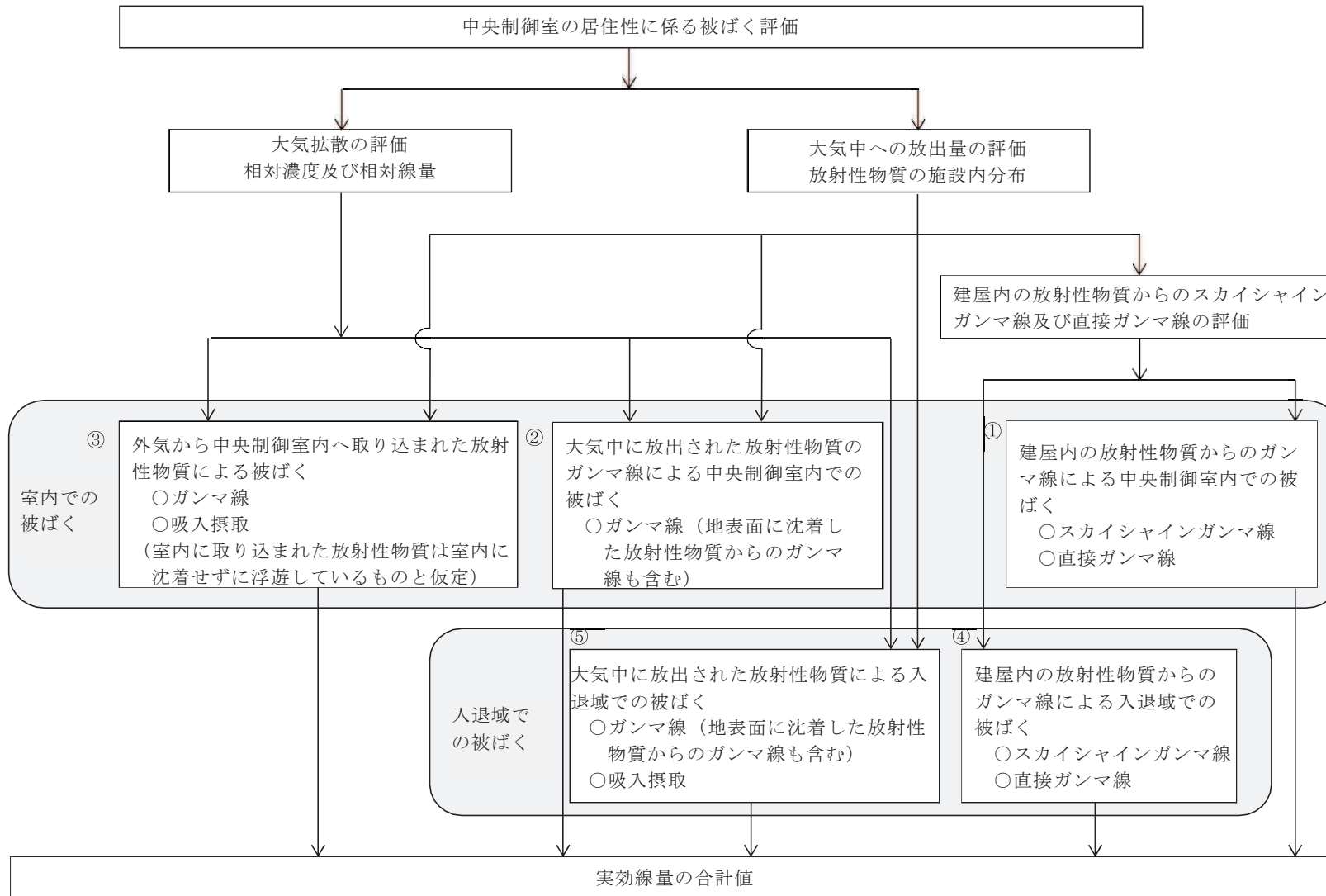


図4-5 中央制御室の運転員の被ばく経路

中央制御室内での被ばく	① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線による外部被ばく)
	③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく (吸入摂取による内部被ばく及び室内に浮遊している放射性物質からのガンマ線による外部被ばく)
入退域時の被ばく	④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく (クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線による外部被ばく並びに吸入摂取による内部被ばく)

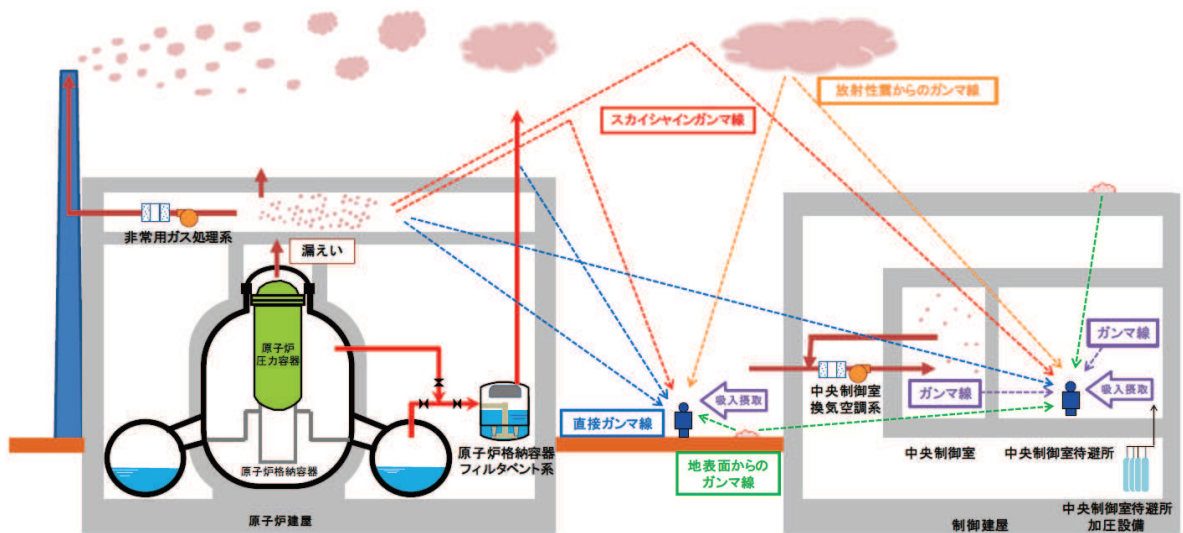


図4-6 中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージ

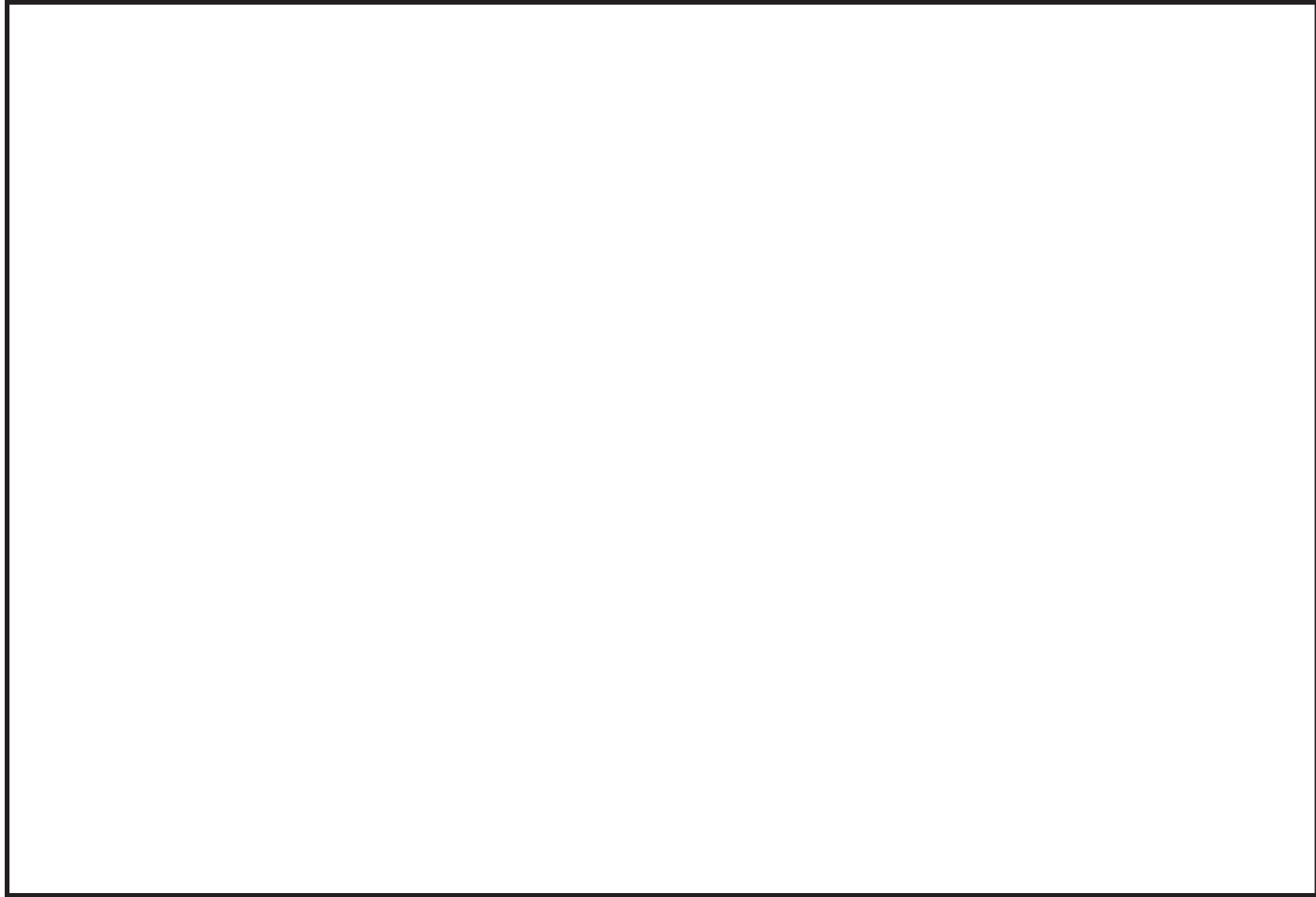


図4-7 放射性物質の放出源と評価点の位置関係（設計基準事故時）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

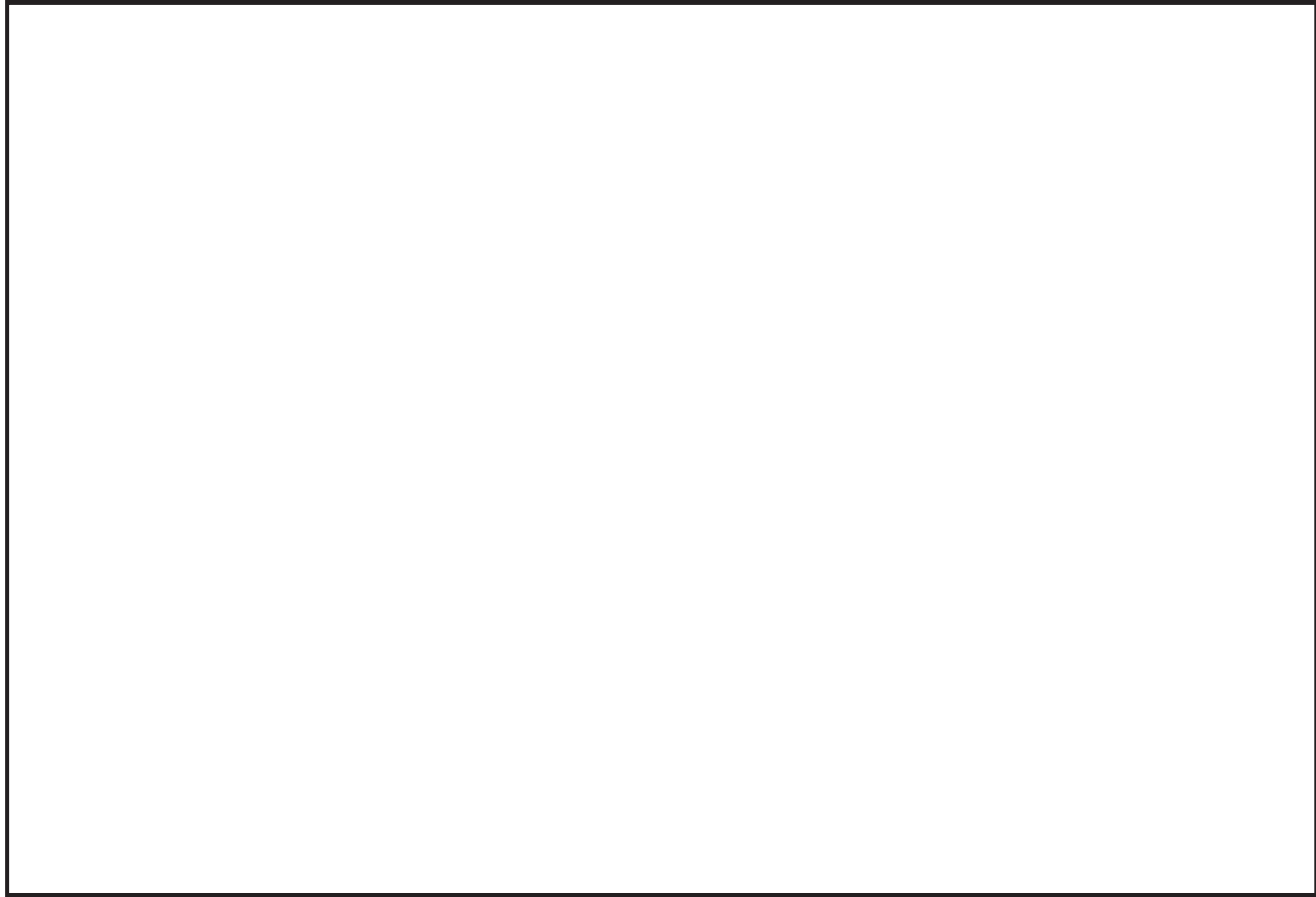
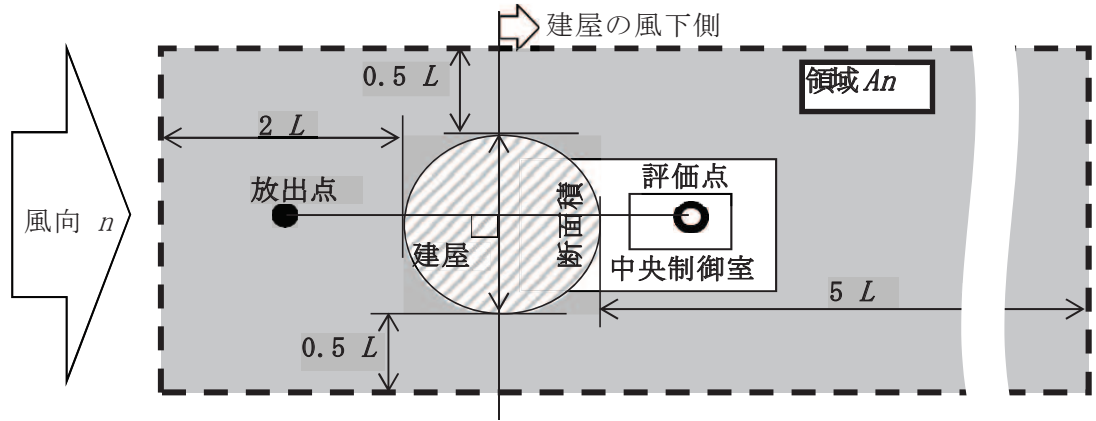


図4-8 放射性物質の放出源と評価点の位置関係（炉心の著しい損傷が発生した場合）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

風向に対して垂直な  
建屋の中心線



注：Lは風向に垂直な建屋又は建屋群の、投影面高さ又は投影幅の小さい方

図4-9 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）

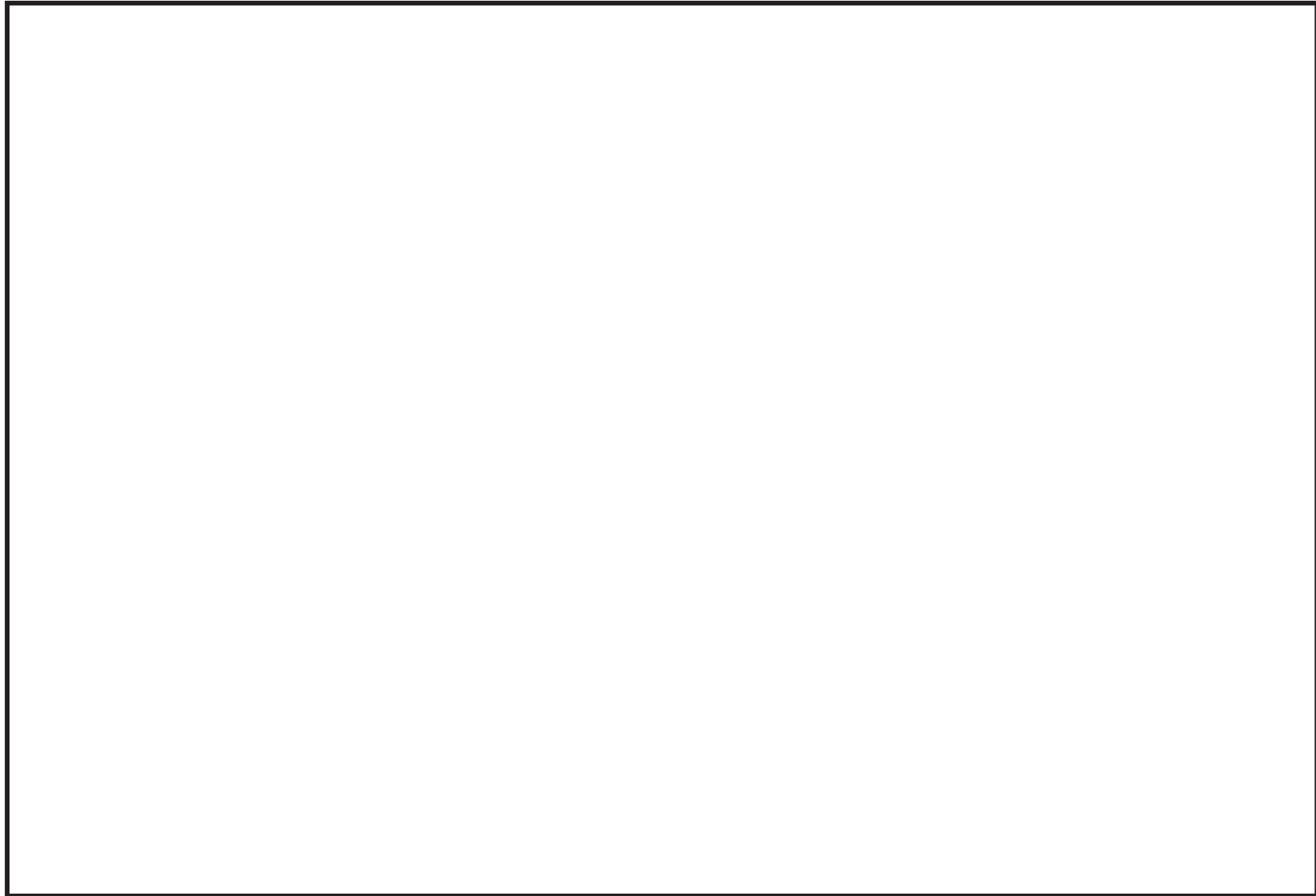


図4-10 評価対象方位の選定(1/4)(排気筒→中央制御室中心)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

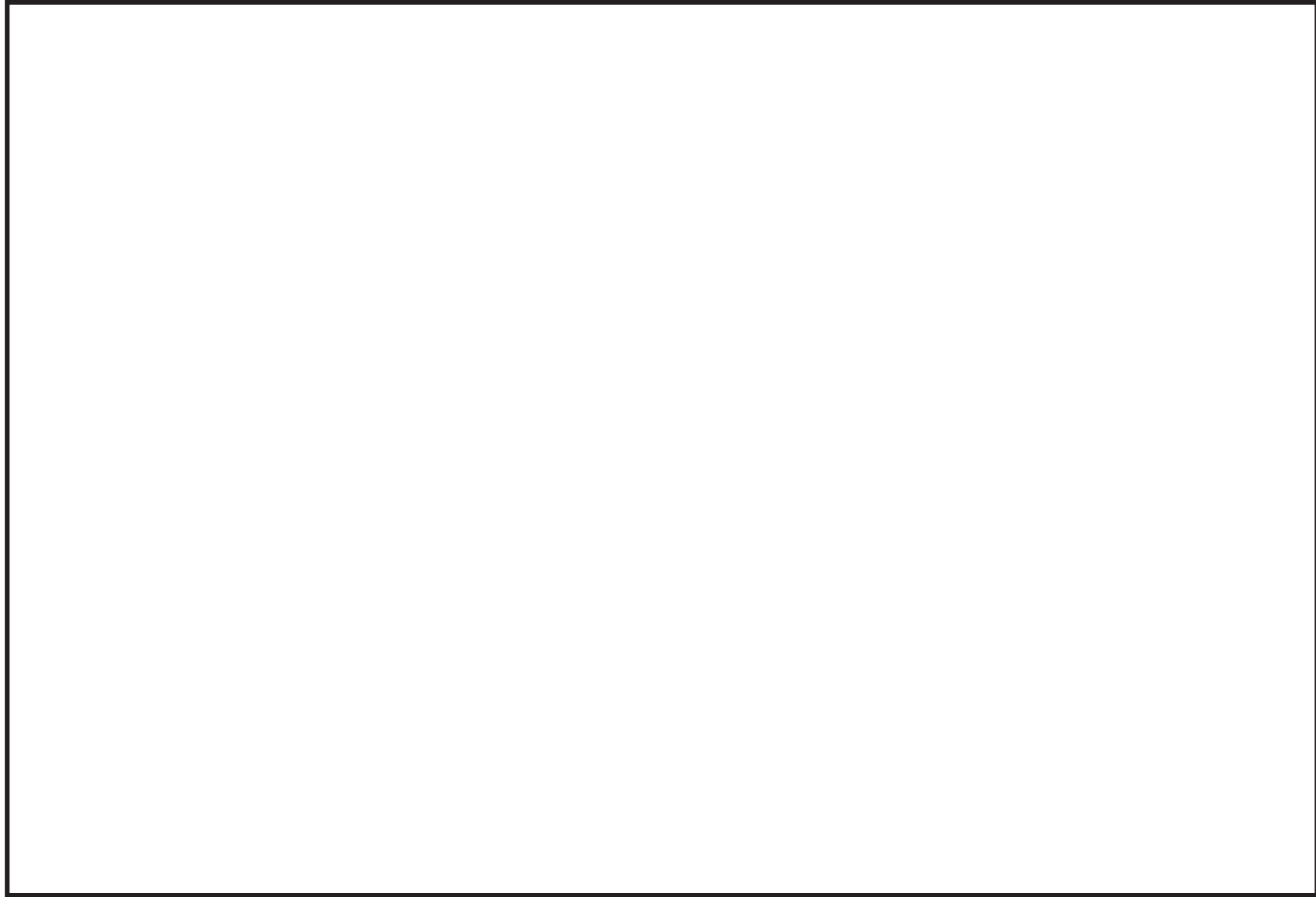


図4-10 評価対象方位の選定(2/4) (排気筒→中央制御室換気空調系給気口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

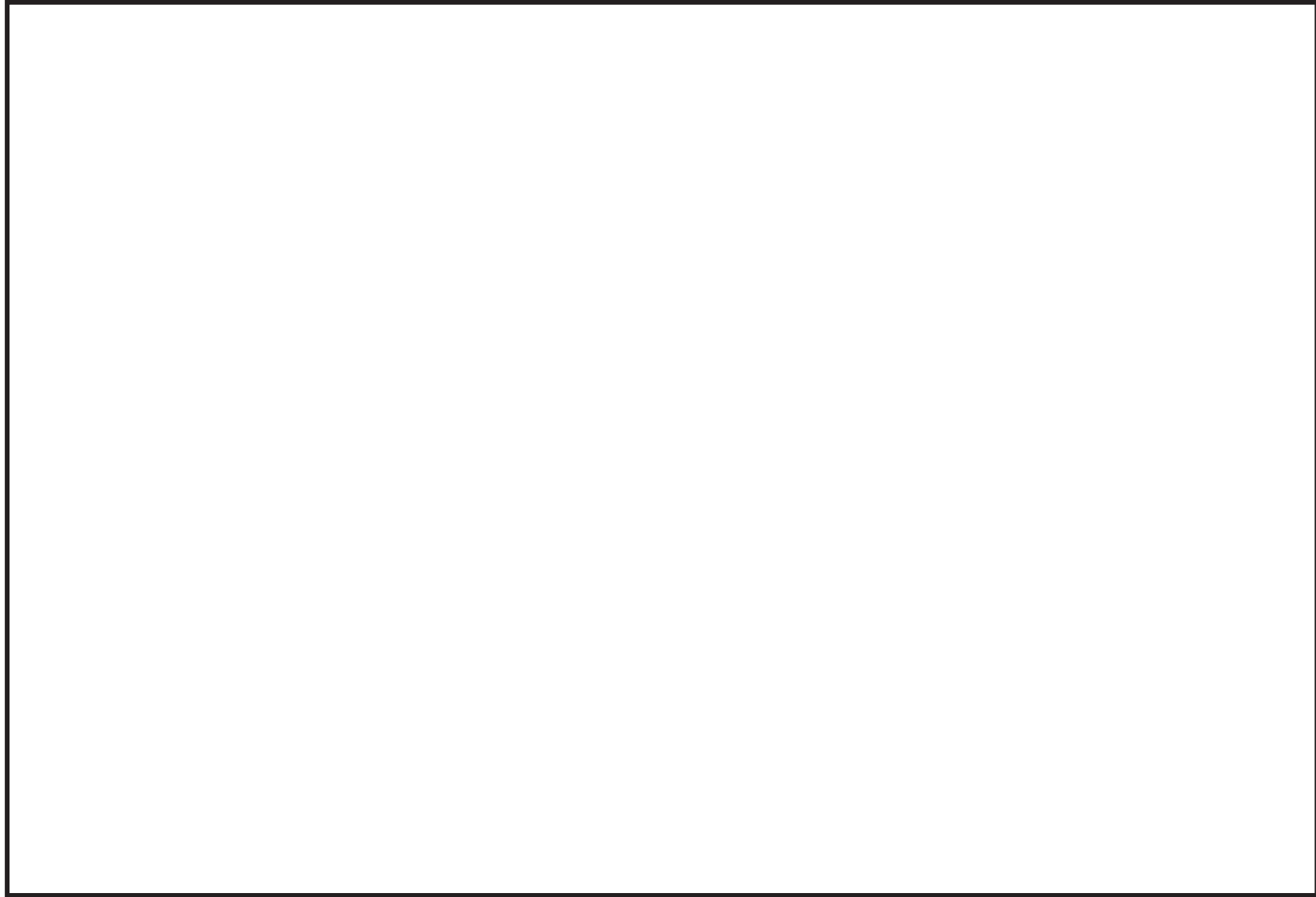


図4-10 評価対象方位の選定(3/4) (排気筒→出入管理所)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



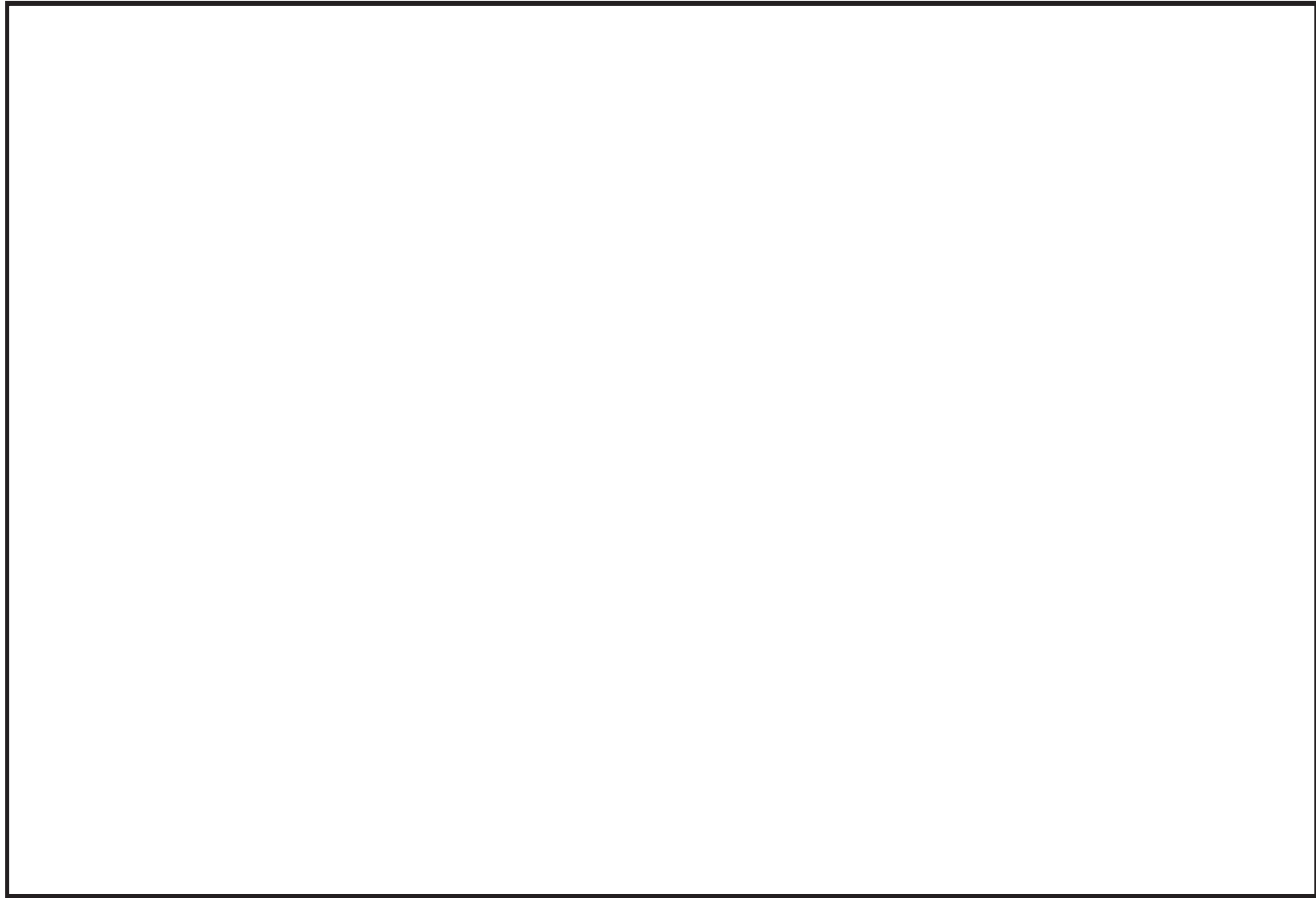


図4-10 評価対象方位の選定(4/4) (排気筒→制御建屋出入口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

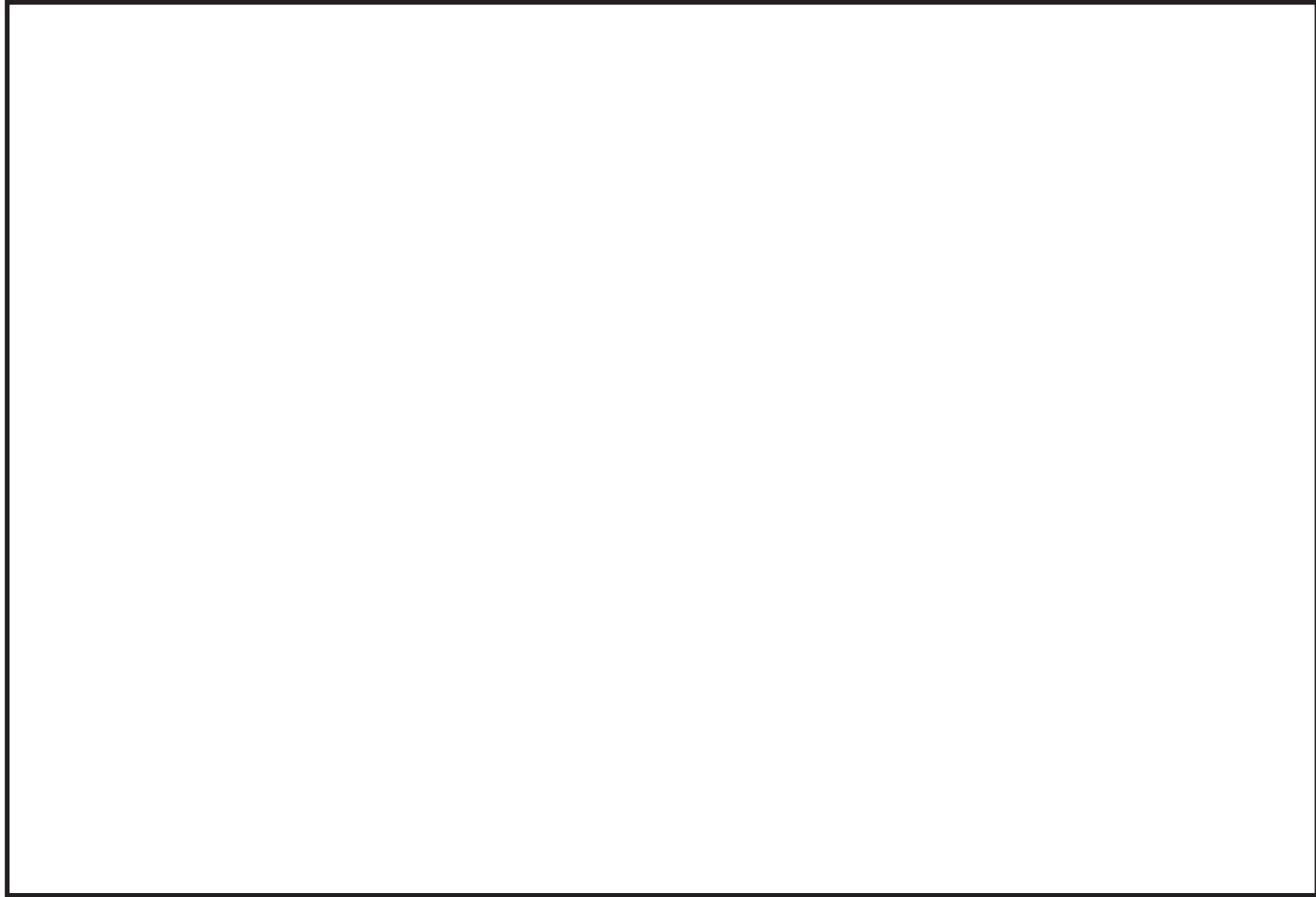


図4-11 評価対象方位の選定(1/4) (原子炉建屋ブローアウトパネル→中央制御室中心)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

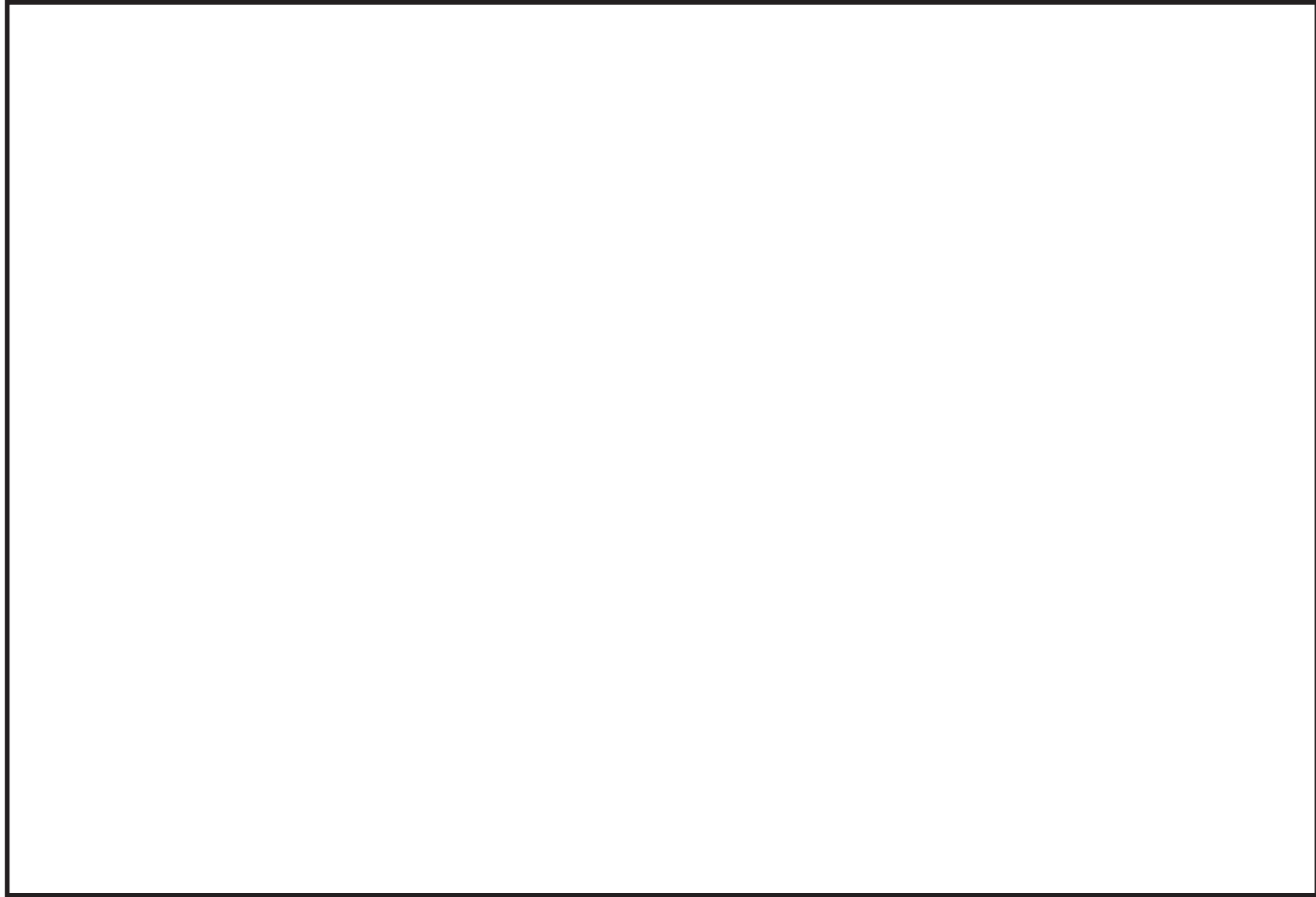


図4-11 評価対象方位の選定(2/4) (原子炉建屋ブローアウトパネル→中央制御室換気空調系給気口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

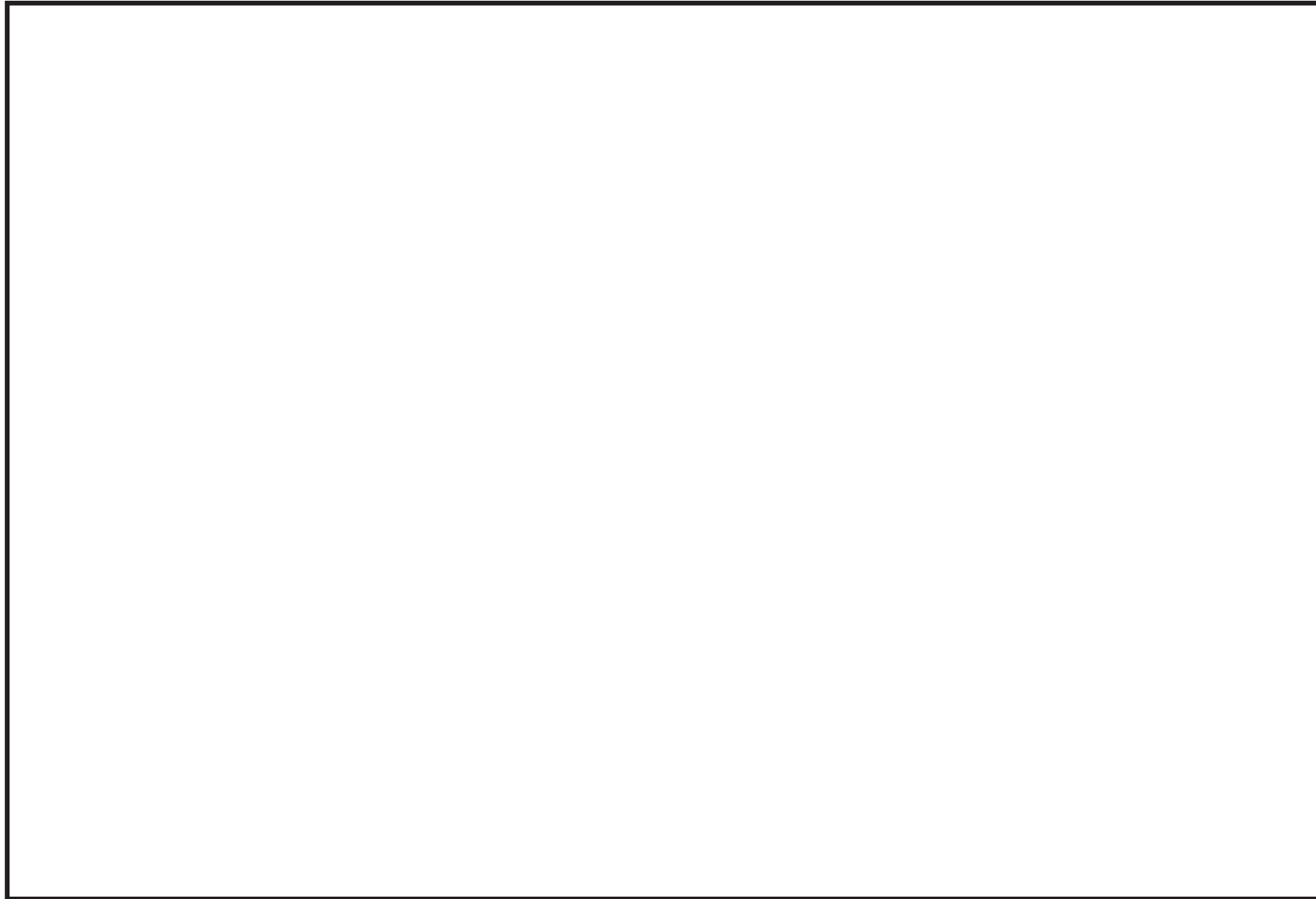


図4-11 評価対象方位の選定(3/4) (原子炉建屋ブローアウトパネル→出入管理所)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

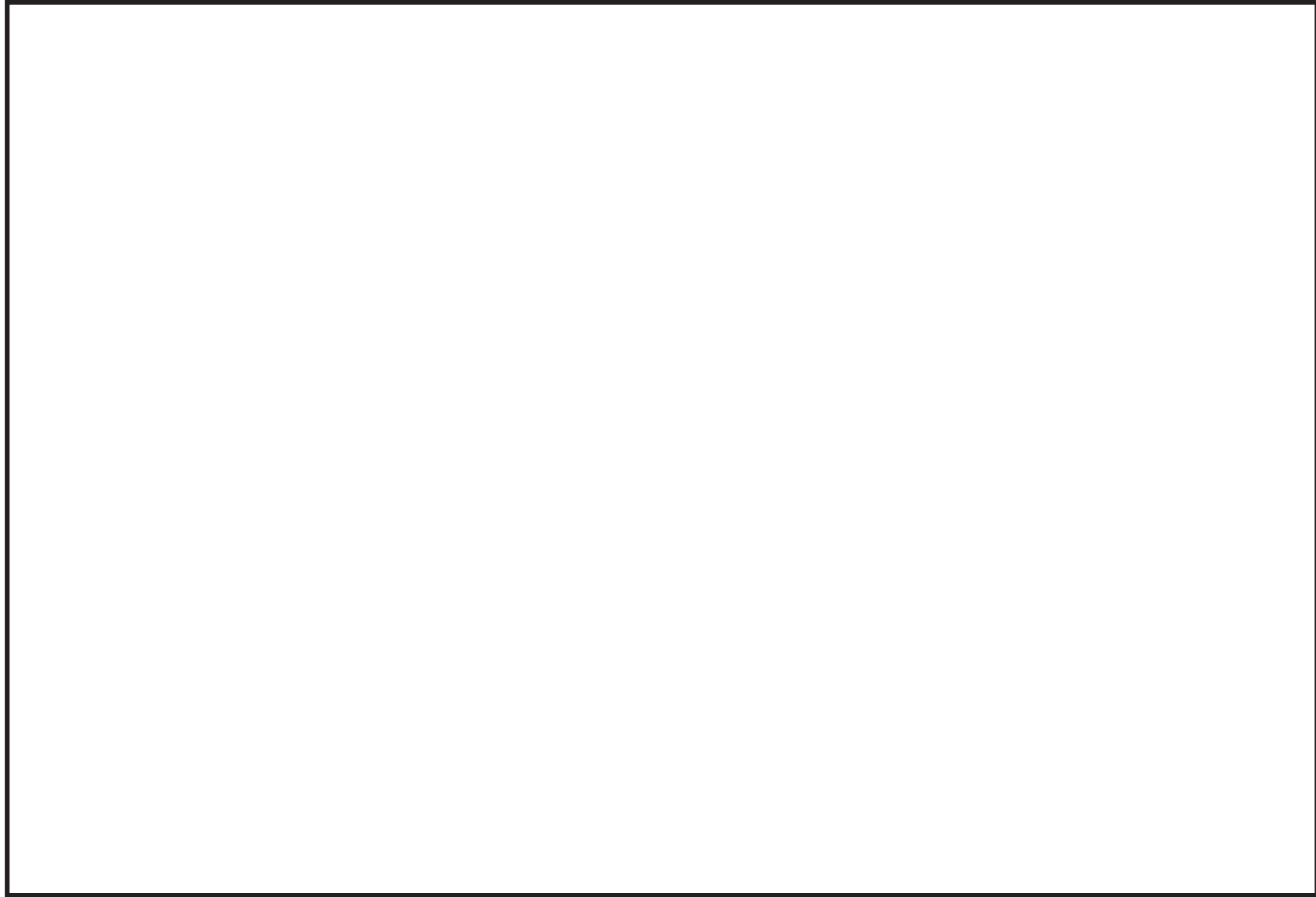


図4-11 評価対象方位の選定(4/4) (原子炉建屋ブローアウトパネル→制御建屋出入口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

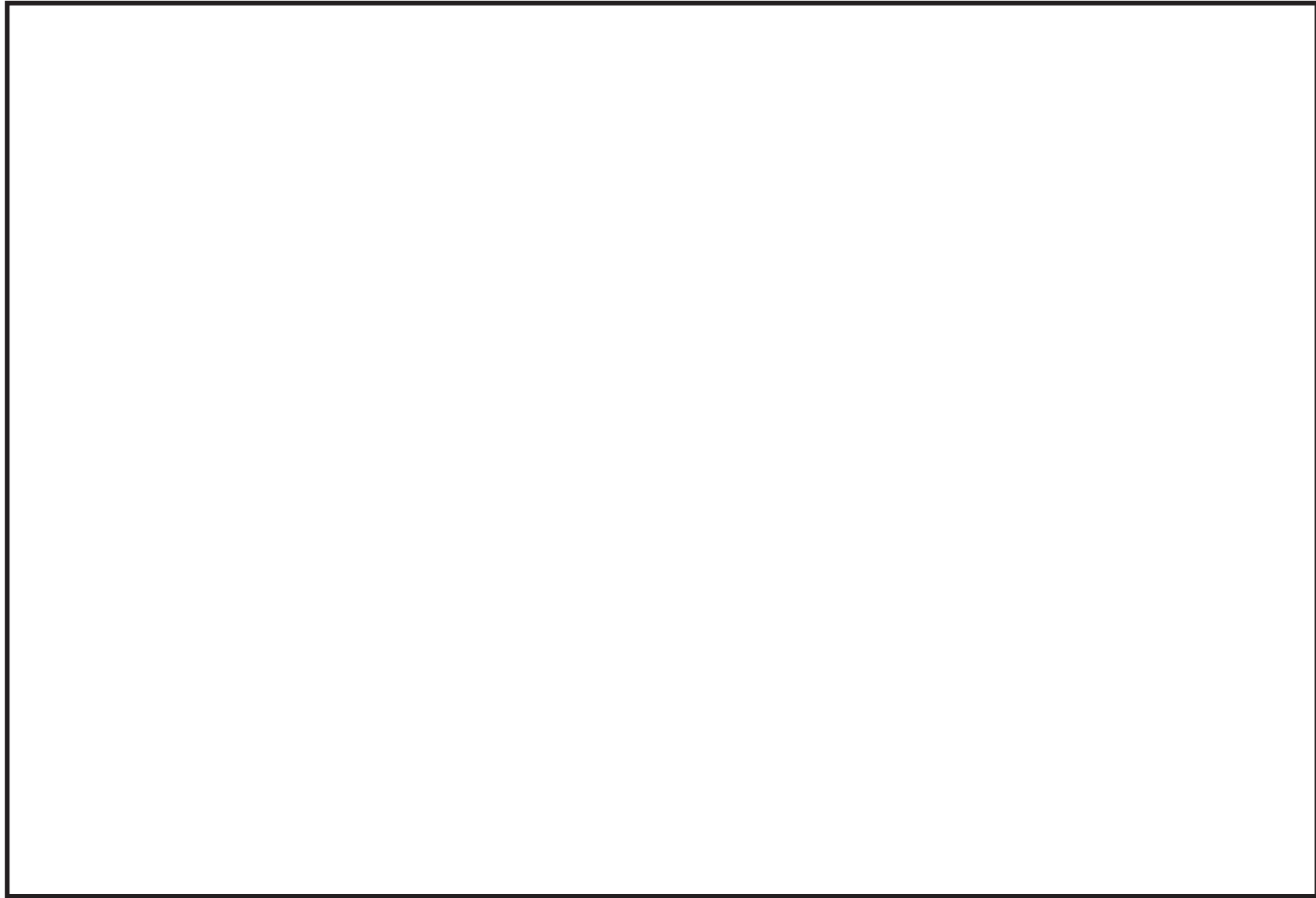


図4-12 評価対象方位の選定(1/4) (タービン建屋ブローアウトパネル→中央制御室中心)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

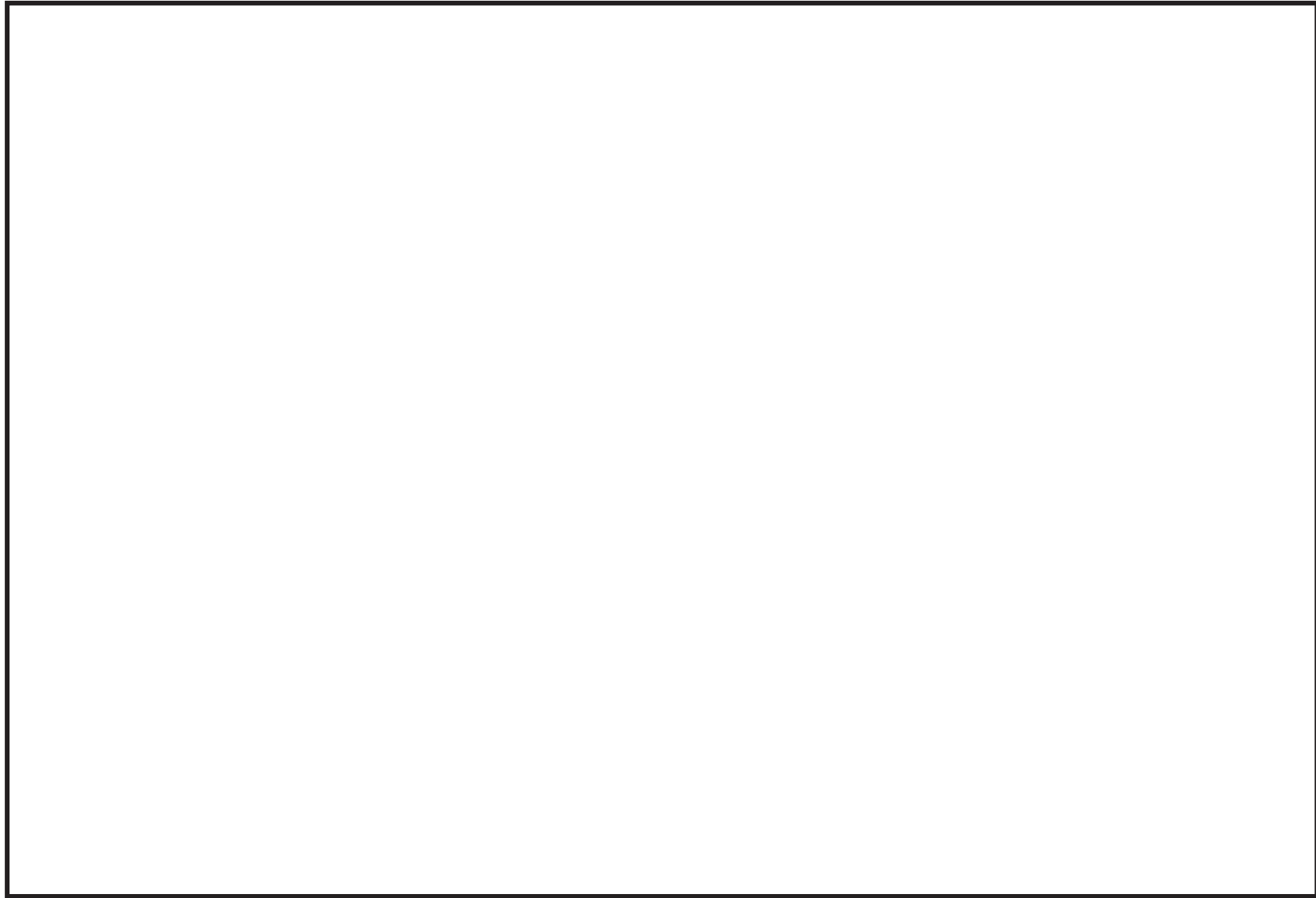


図4-12 評価対象方位の選定(2/4) (タービン建屋ブローアウトパネル→中央制御室換気空調系給気口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

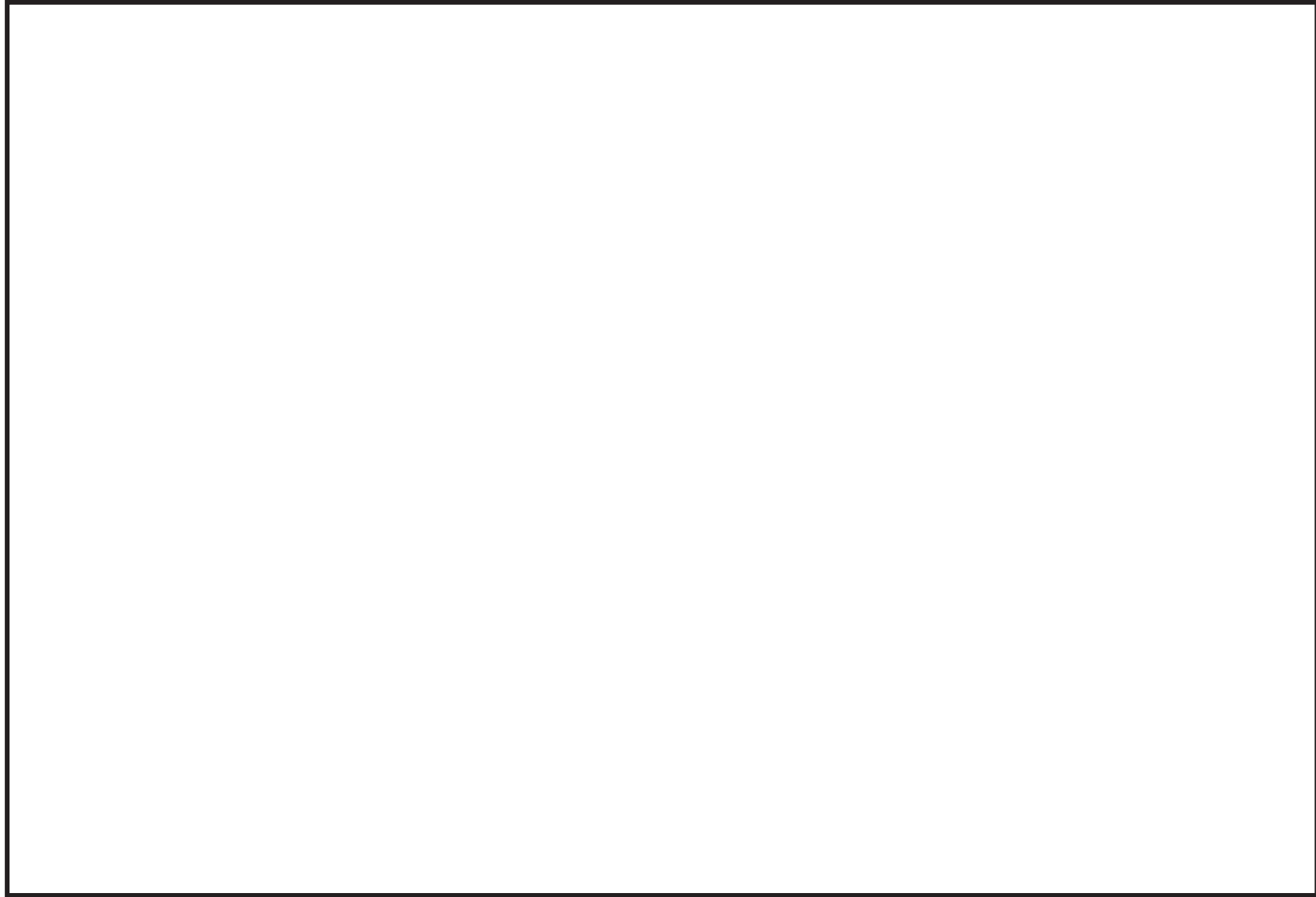


図4-12 評価対象方位の選定(3/4) (タービン建屋ブローアウトパネル→出入管理所)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



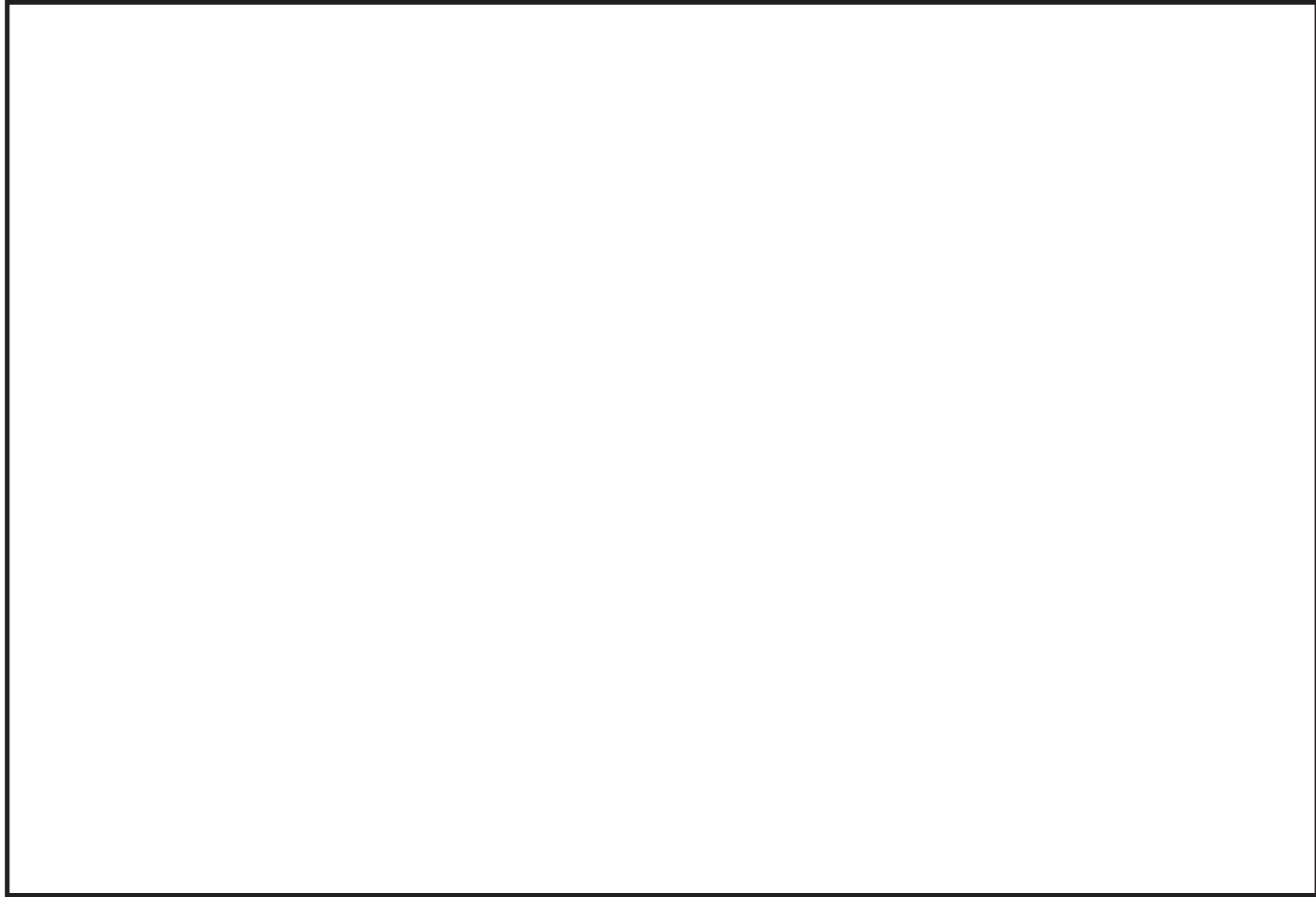


図4-12 評価対象方位の選定(4/4) (タービン建屋ブローアウトパネル→制御建屋出入口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

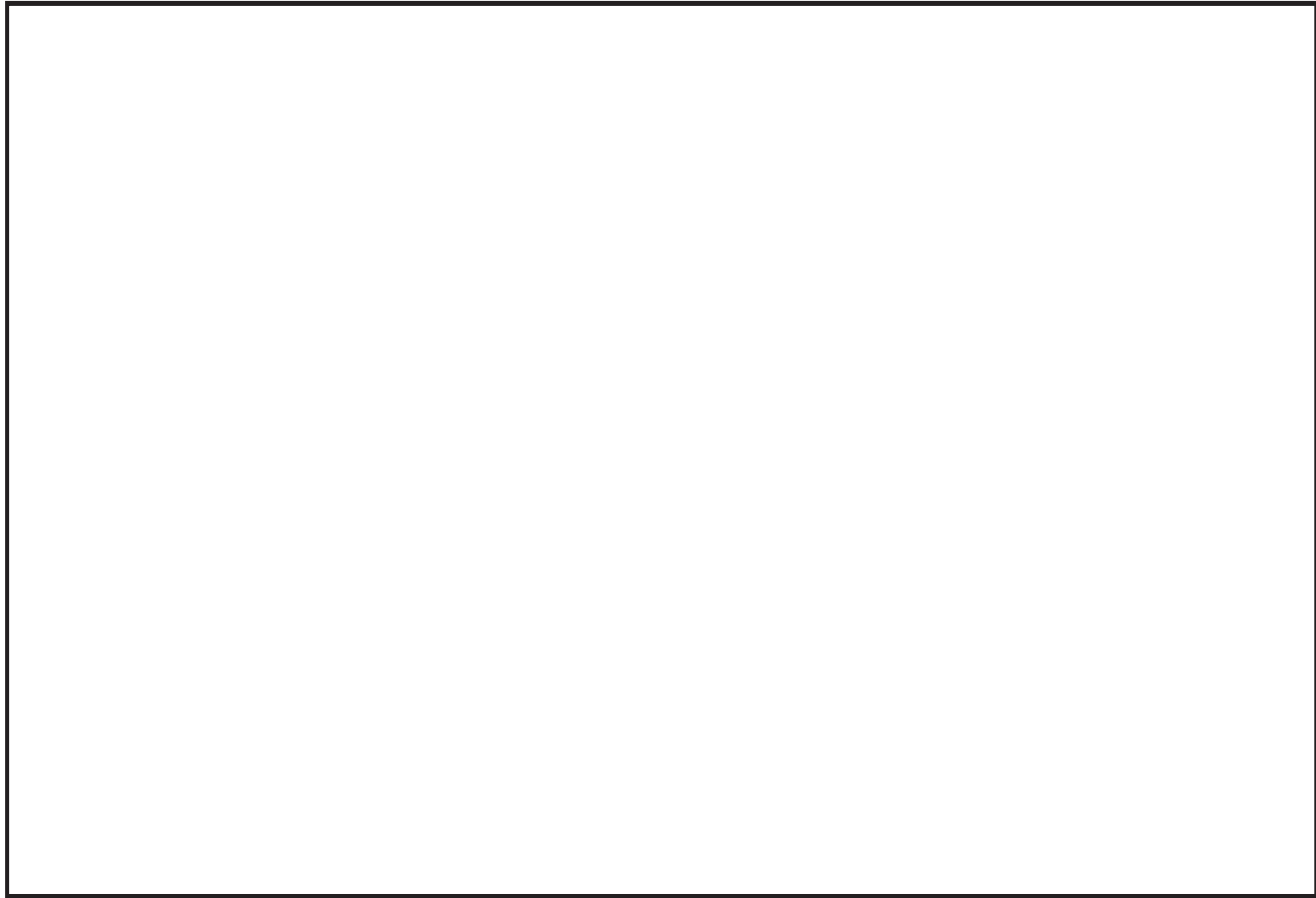


図4-13 評価対象方位の選定(1/4) (原子炉格納容器フィルタベント系排気管→中央制御室中心)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

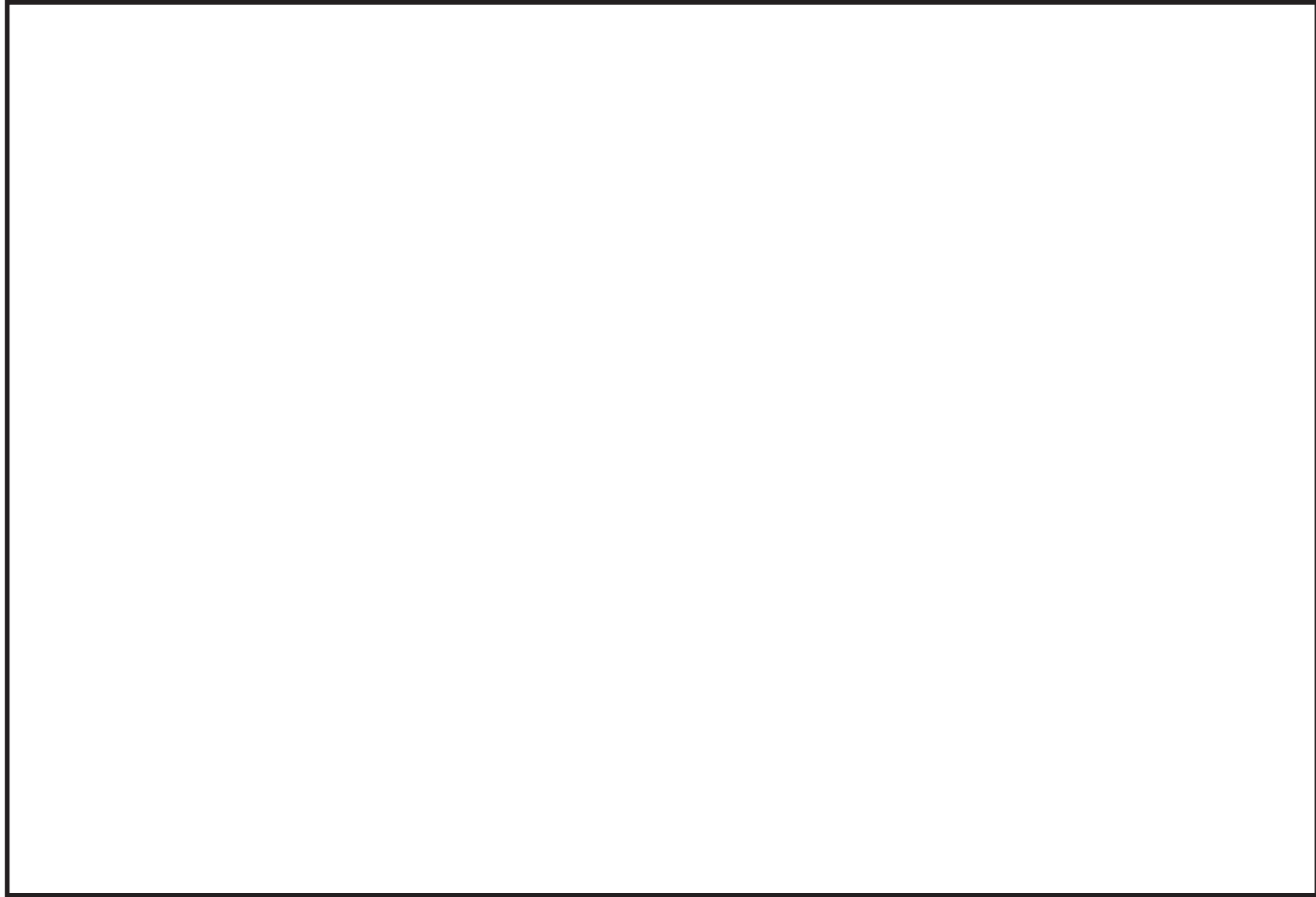


図4-13 評価対象方位の選定(2/4) (原子炉格納容器フィルタベント系排気管→中央制御室換気空調系給気口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

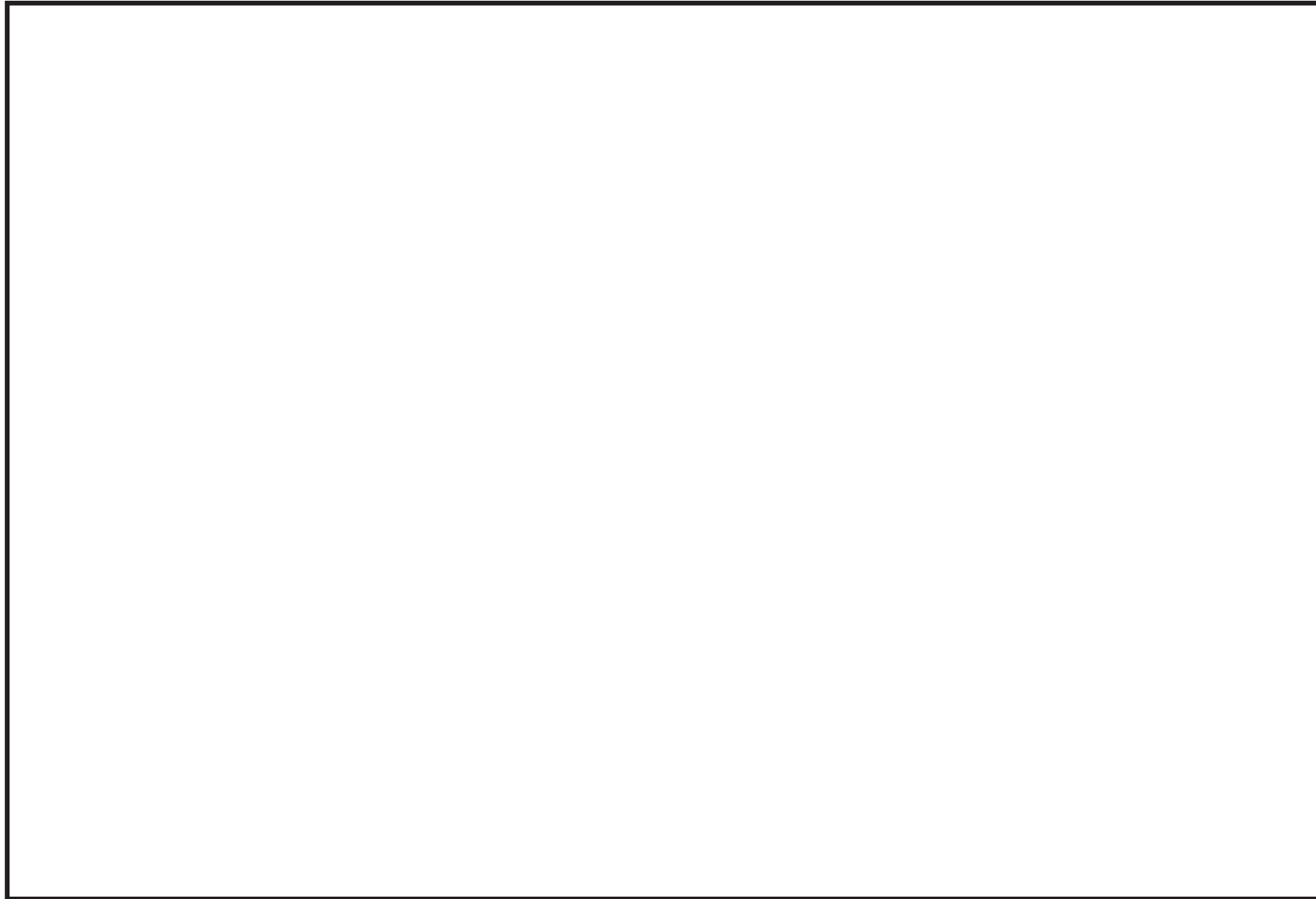


図4-13 評価対象方位の選定(3/4) (原子炉格納容器フィルタベント系排気管→出入管理所)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

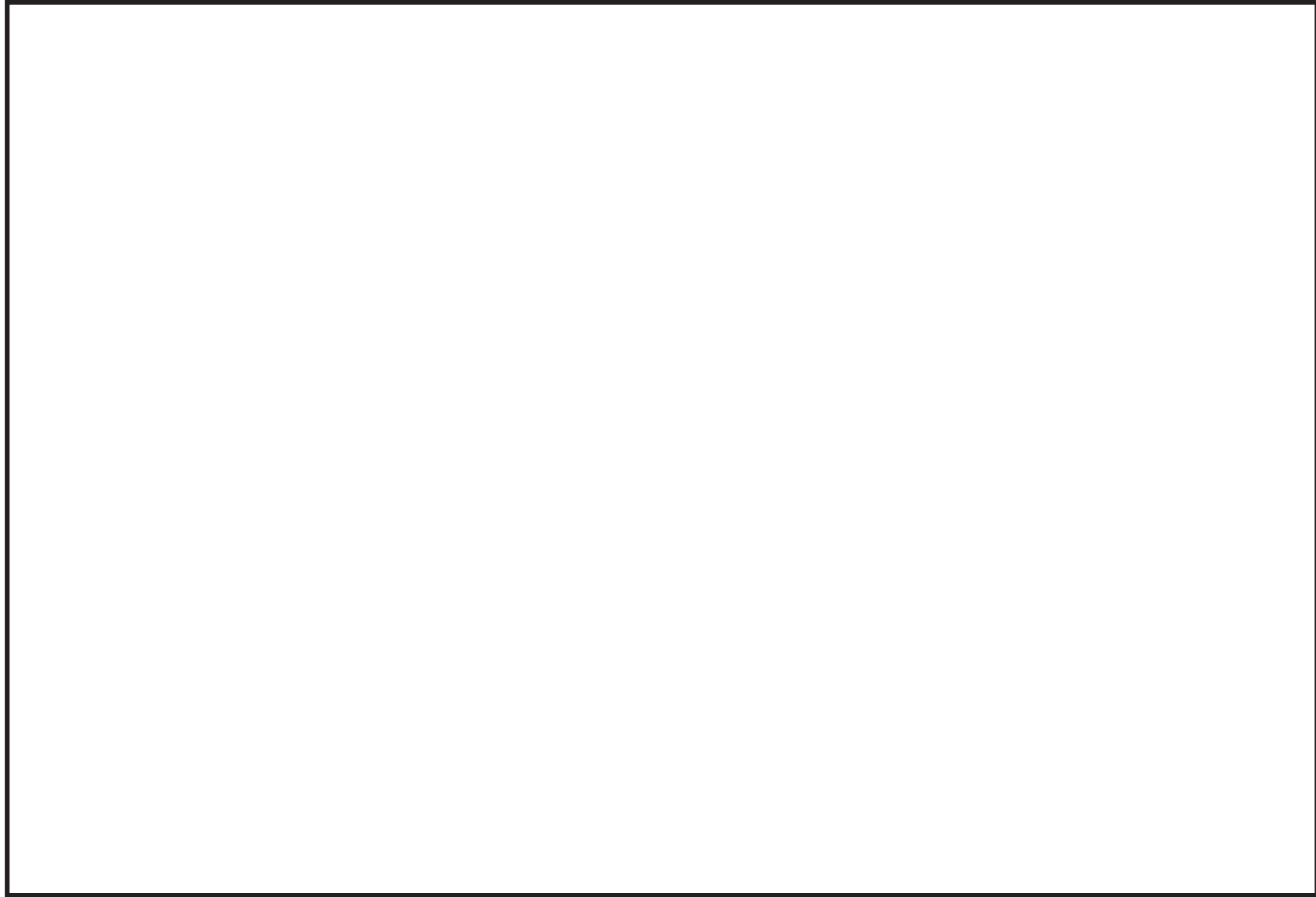


図4-13 評価対象方位の選定(4/4) (原子炉格納容器フィルタベント系排気管→制御建屋出入口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



図4-14 原子炉建屋断面積（投影面積）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

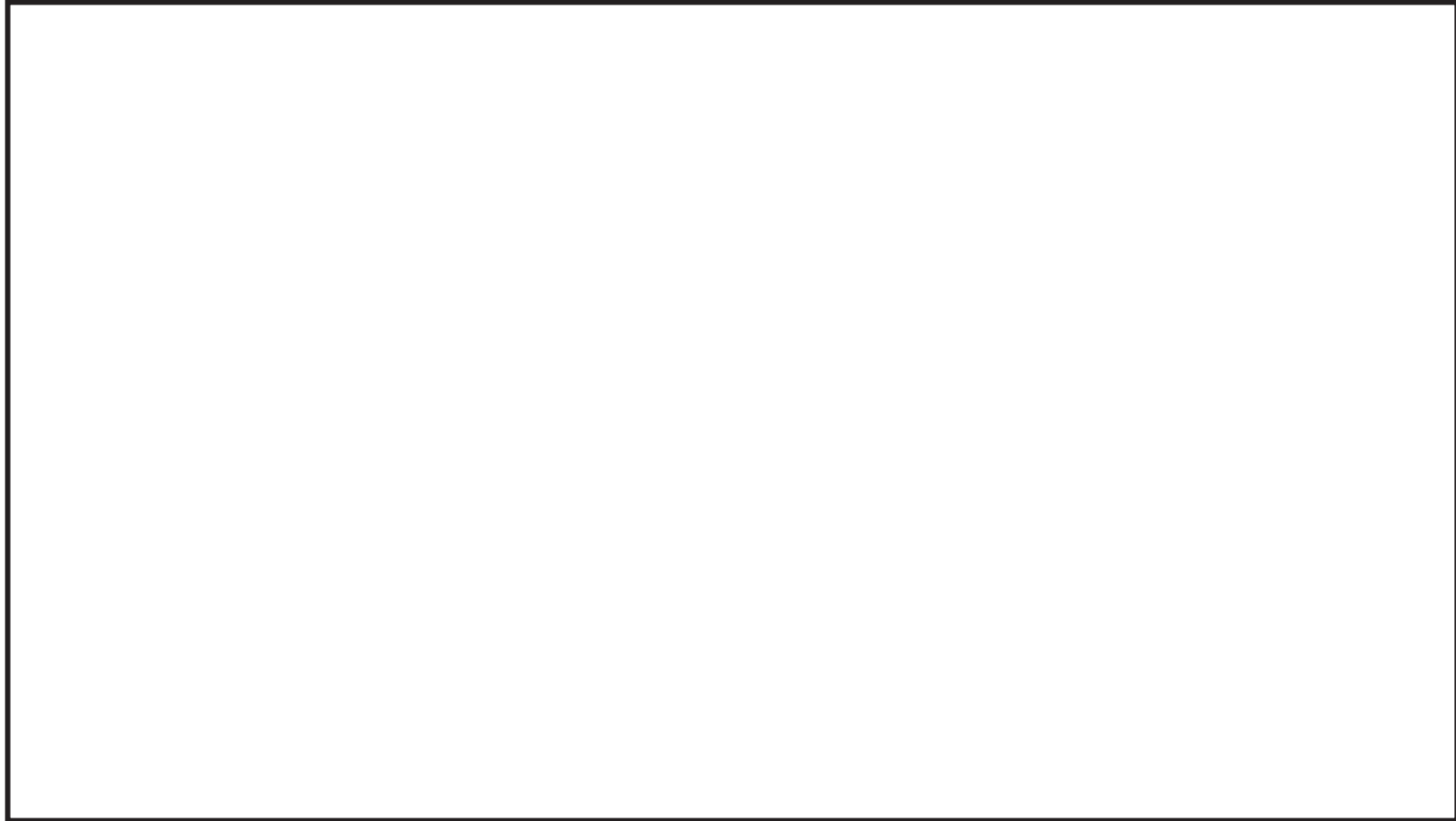


図4-15 タービン建屋断面積（投影面積）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

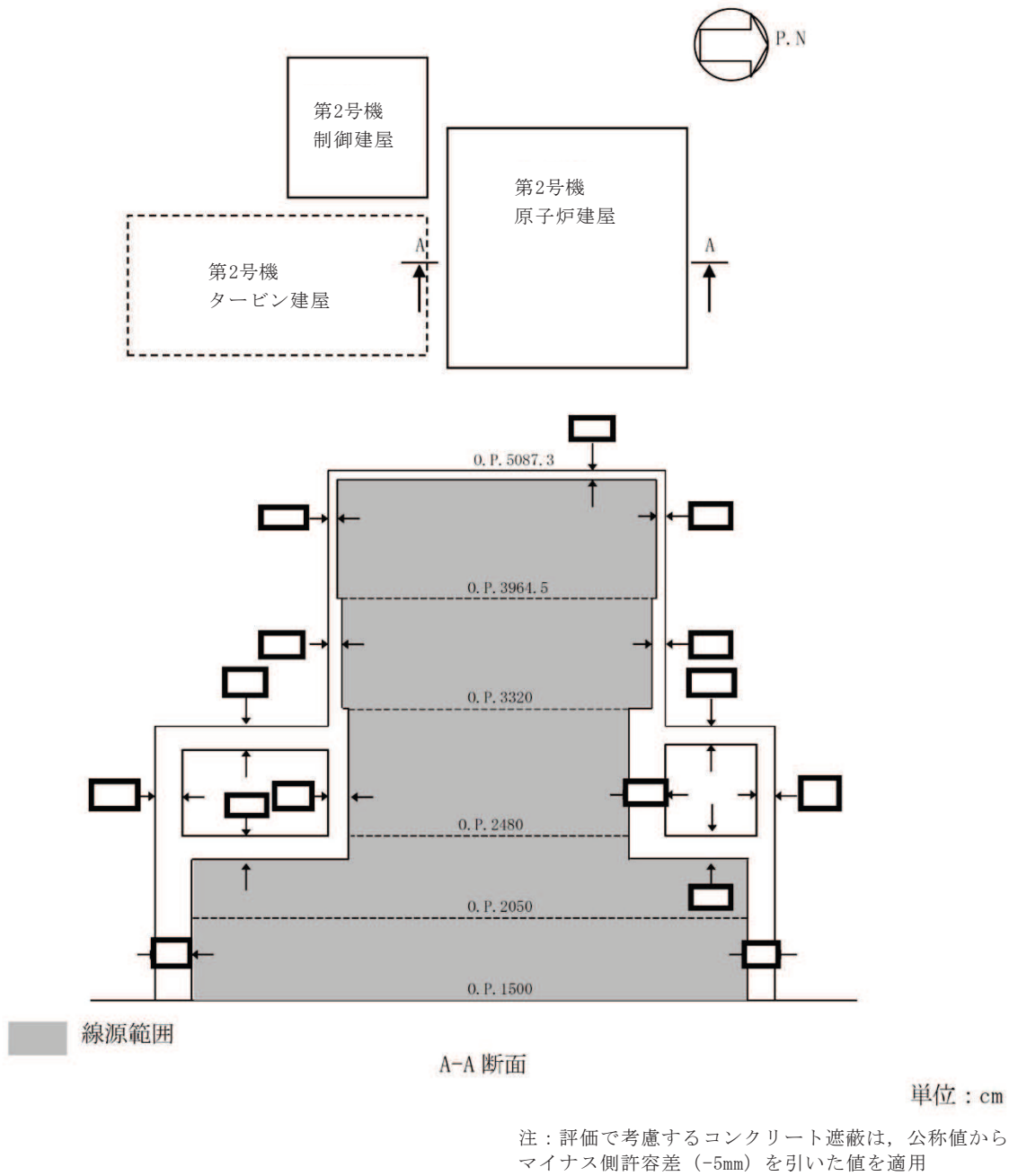


図4-16 冷却材喪失時の直接ガンマ線評価モデル（原子炉建屋）（1/2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



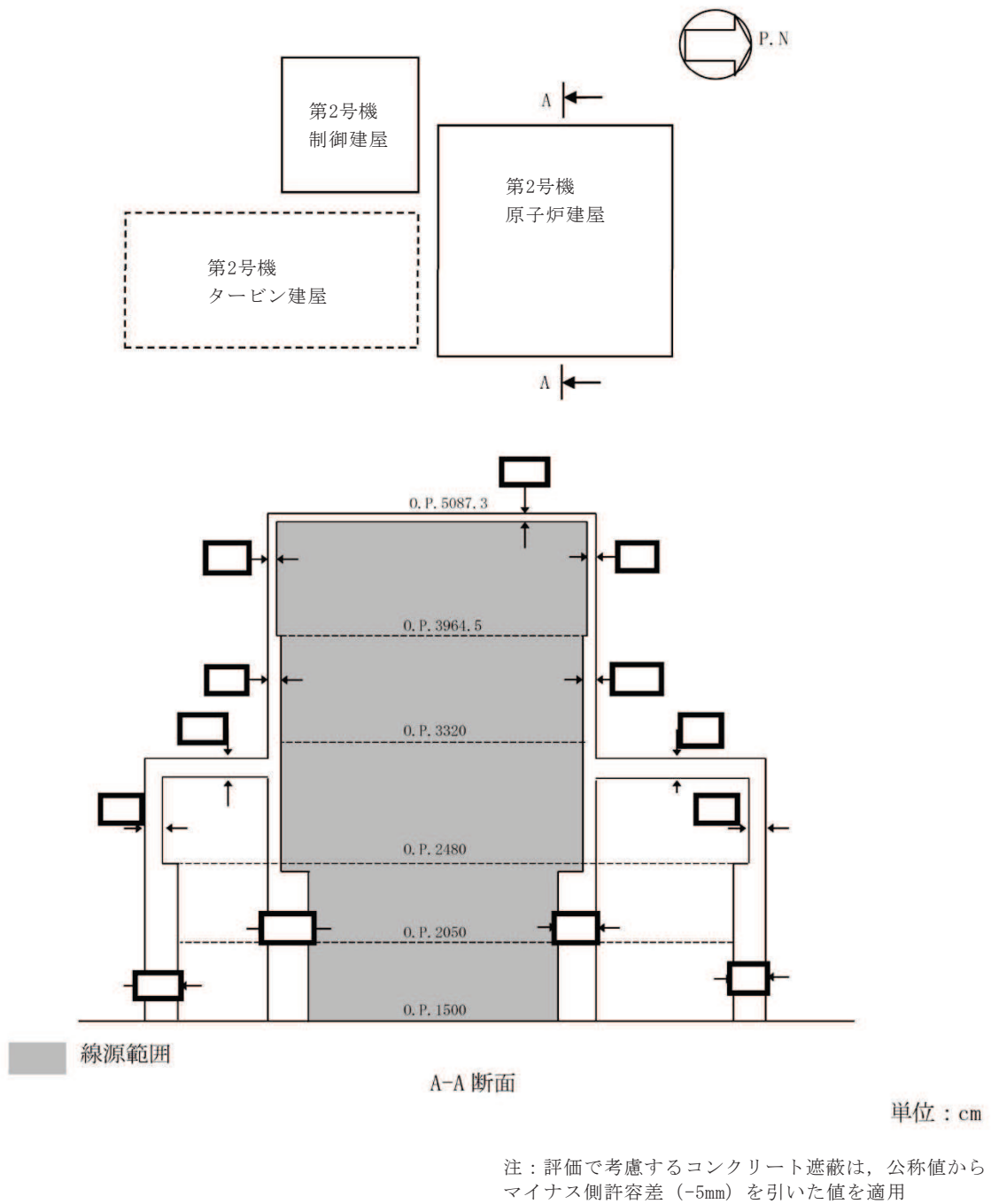
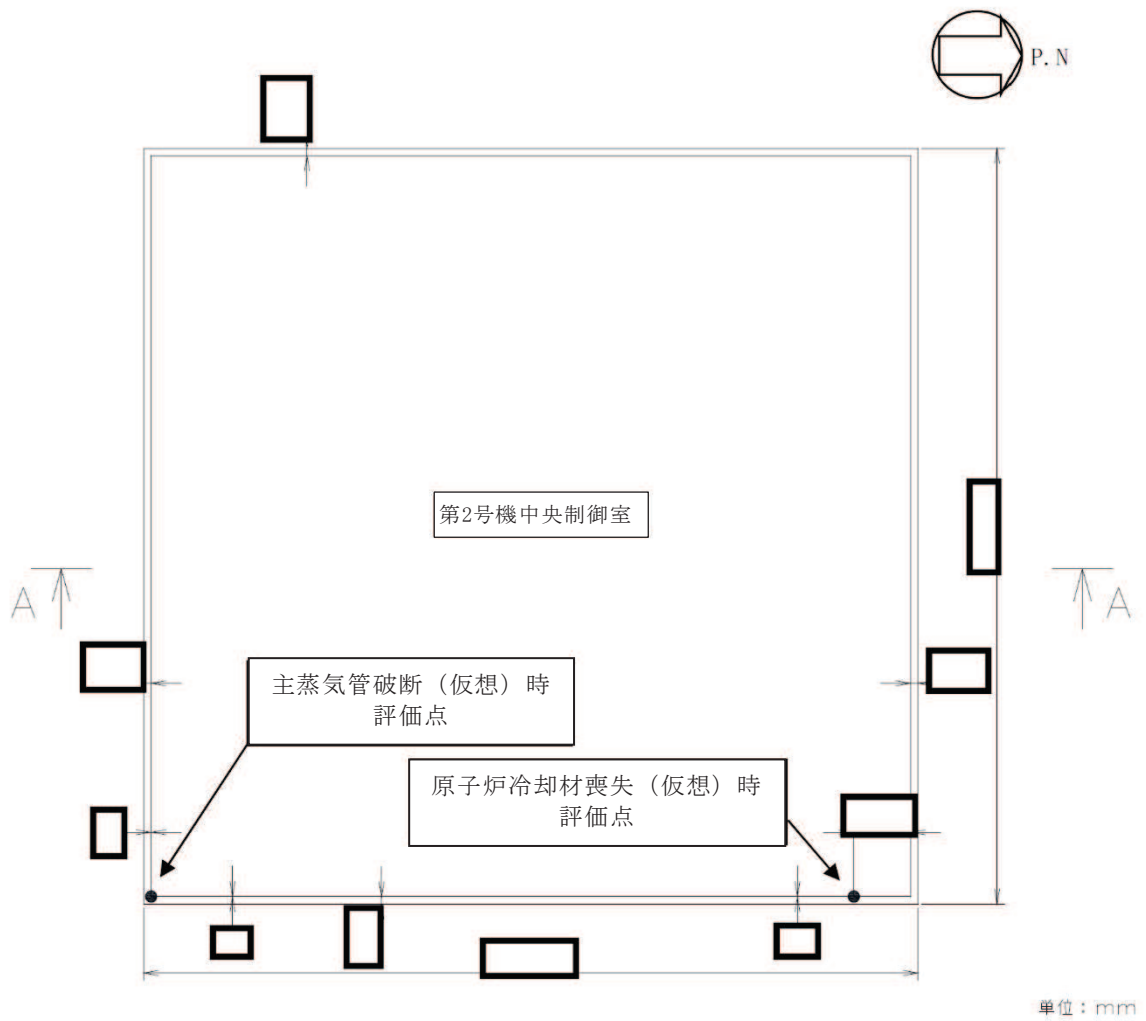


図4-16 冷却材喪失時の直接ガンマ線評価モデル (原子炉建屋) (2/2)

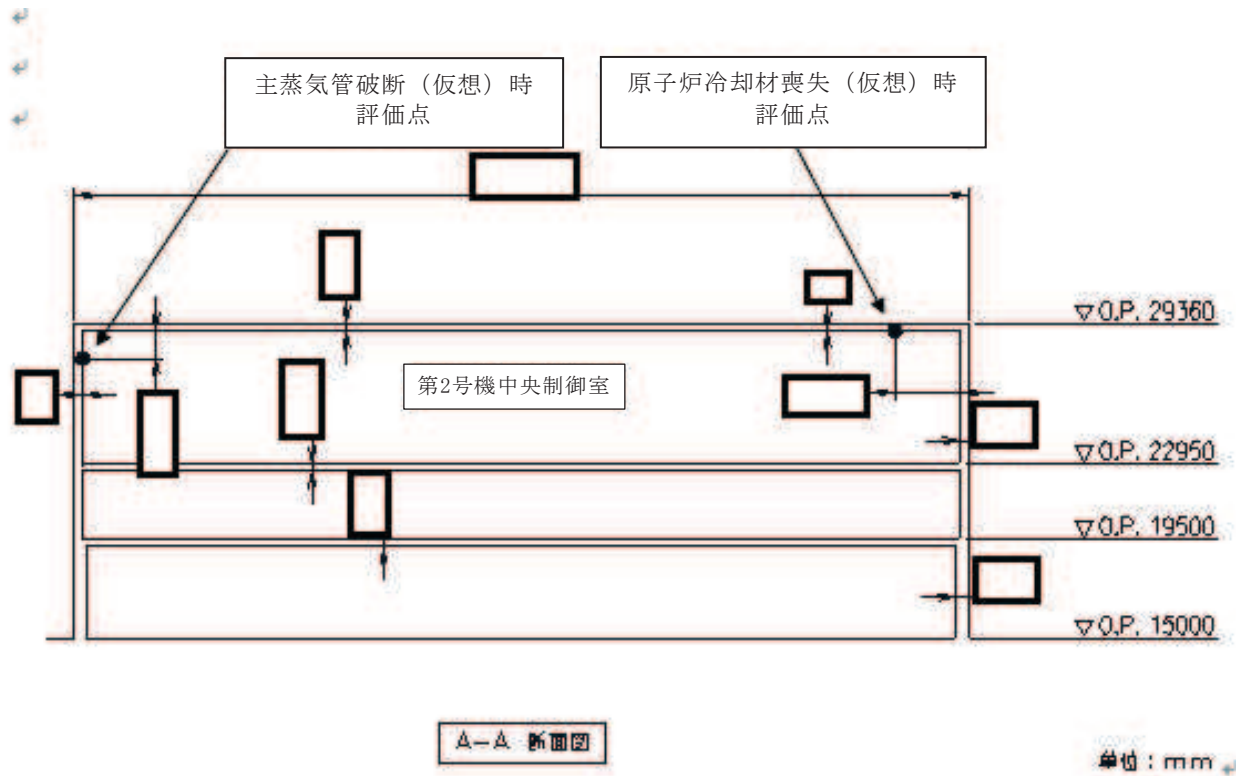
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注：評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用

図4-17 冷却材喪失時及び主蒸気管破断時の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価モデル（制御建屋）（1/2）

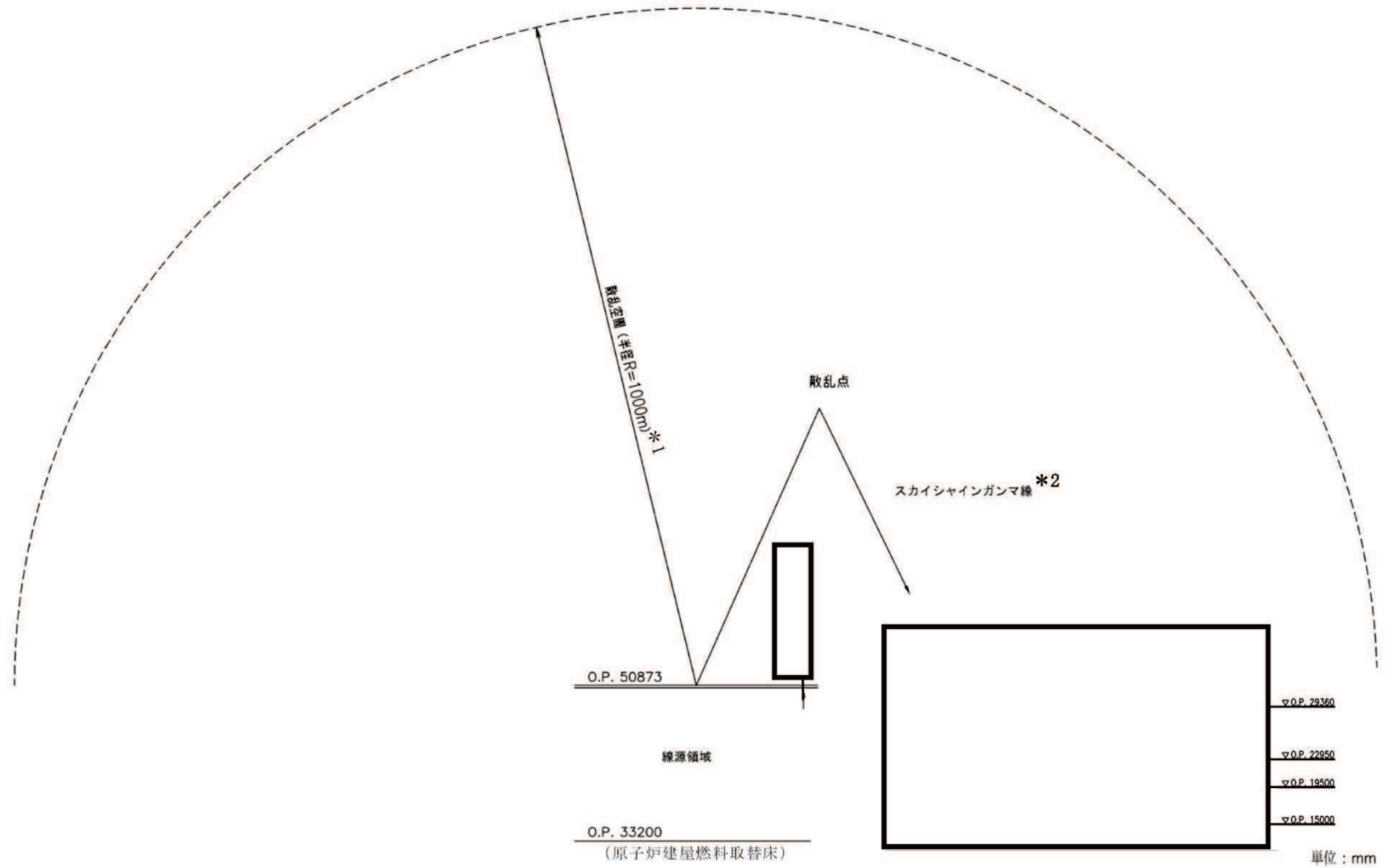
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注：評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用

図4-17 冷却材喪失時及び主蒸気管破断時の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価モデル（制御建屋）（2/2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注記\*1: 散乱空間は原子炉建屋から制御建屋までを包絡する距離として設定

\*2: 本評価モデルはスカイシャインガンマ線の評価モデル

図4-18 冷却材喪失時のスカイシャインガンマ線評価モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

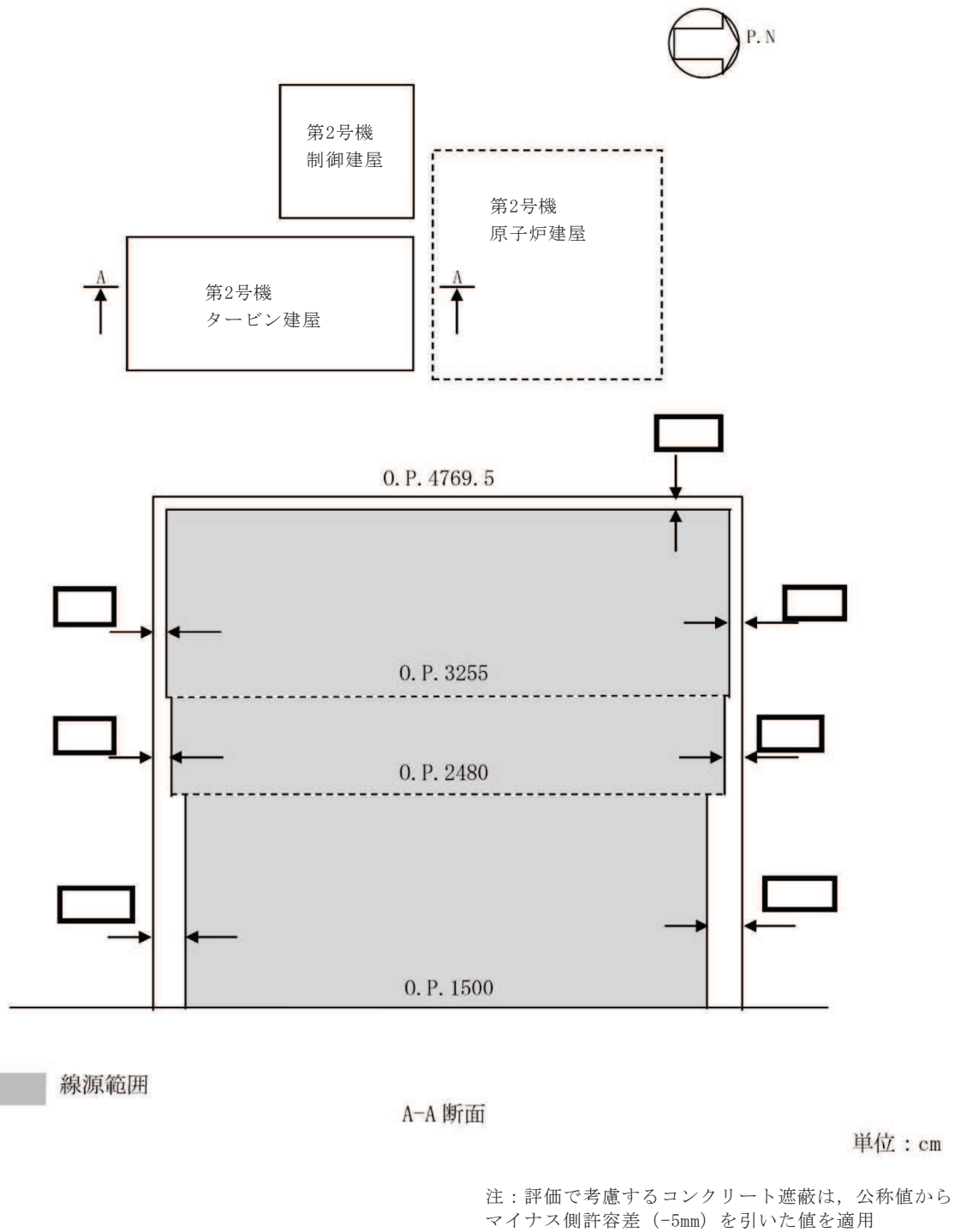


図4-19 主蒸気管破断時の直接ガンマ線評価モデル（タービン建屋）（1/2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

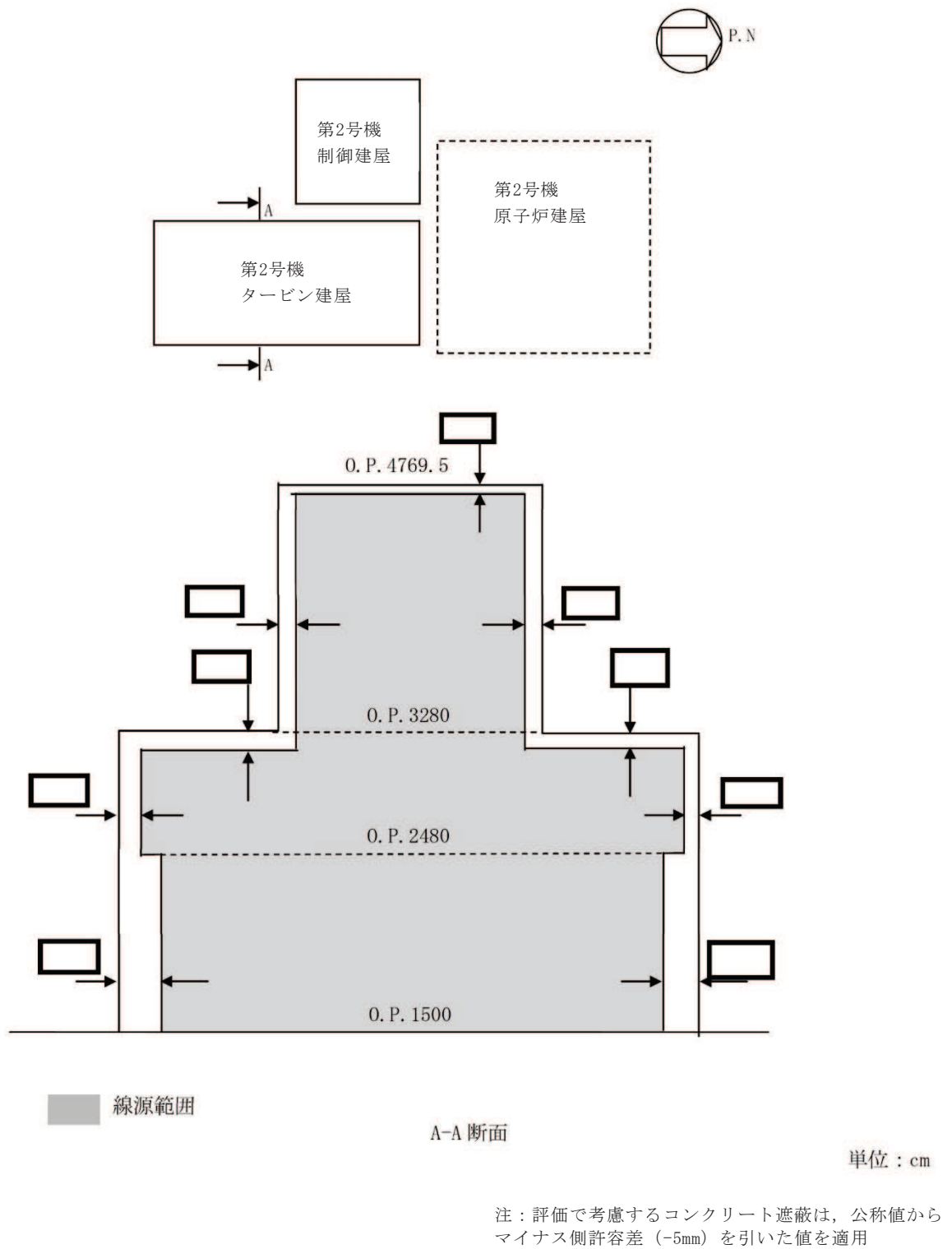
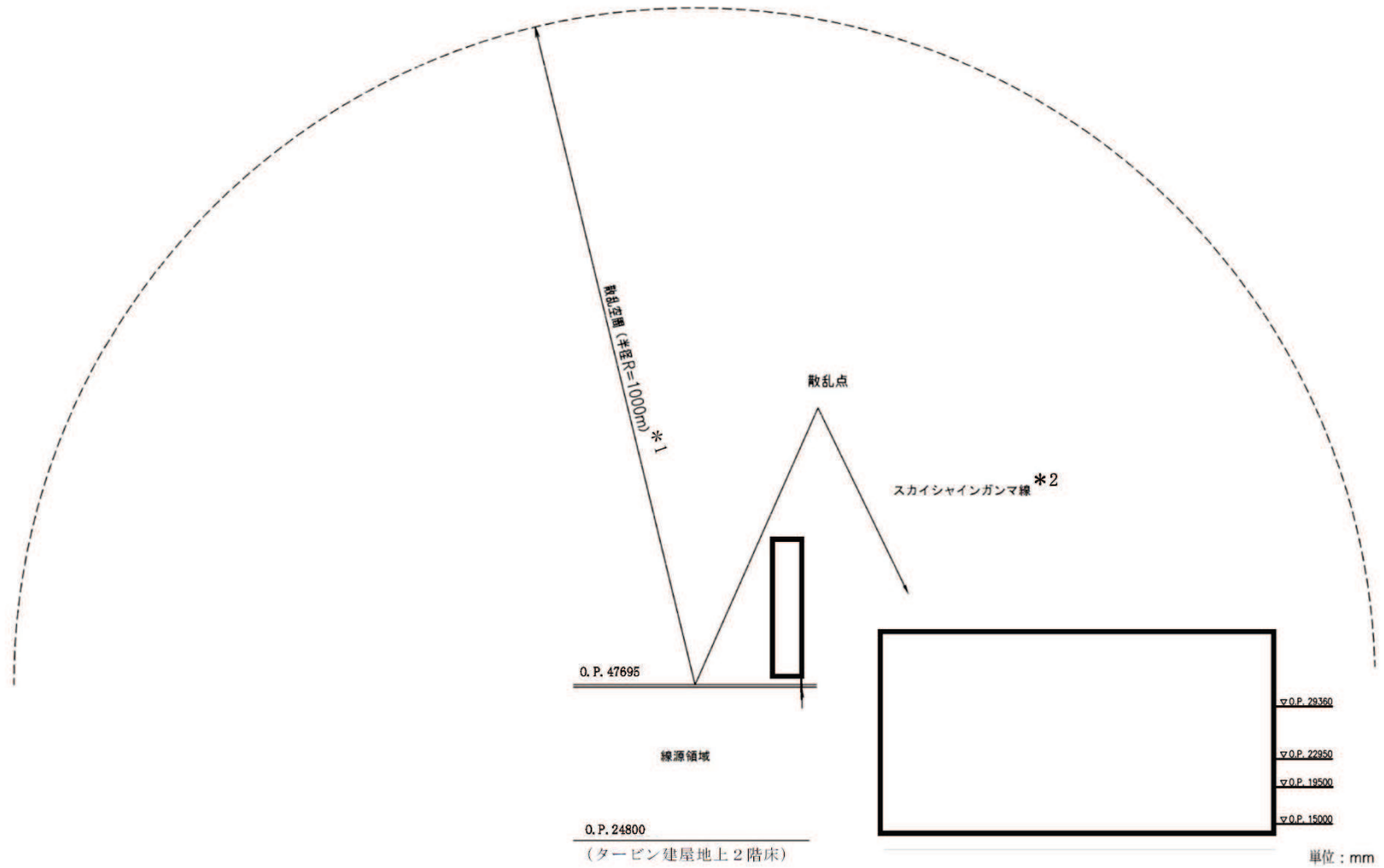


図4-19 主蒸気管破断時の直接ガンマ線評価モデル (タービン建屋) (2/2)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

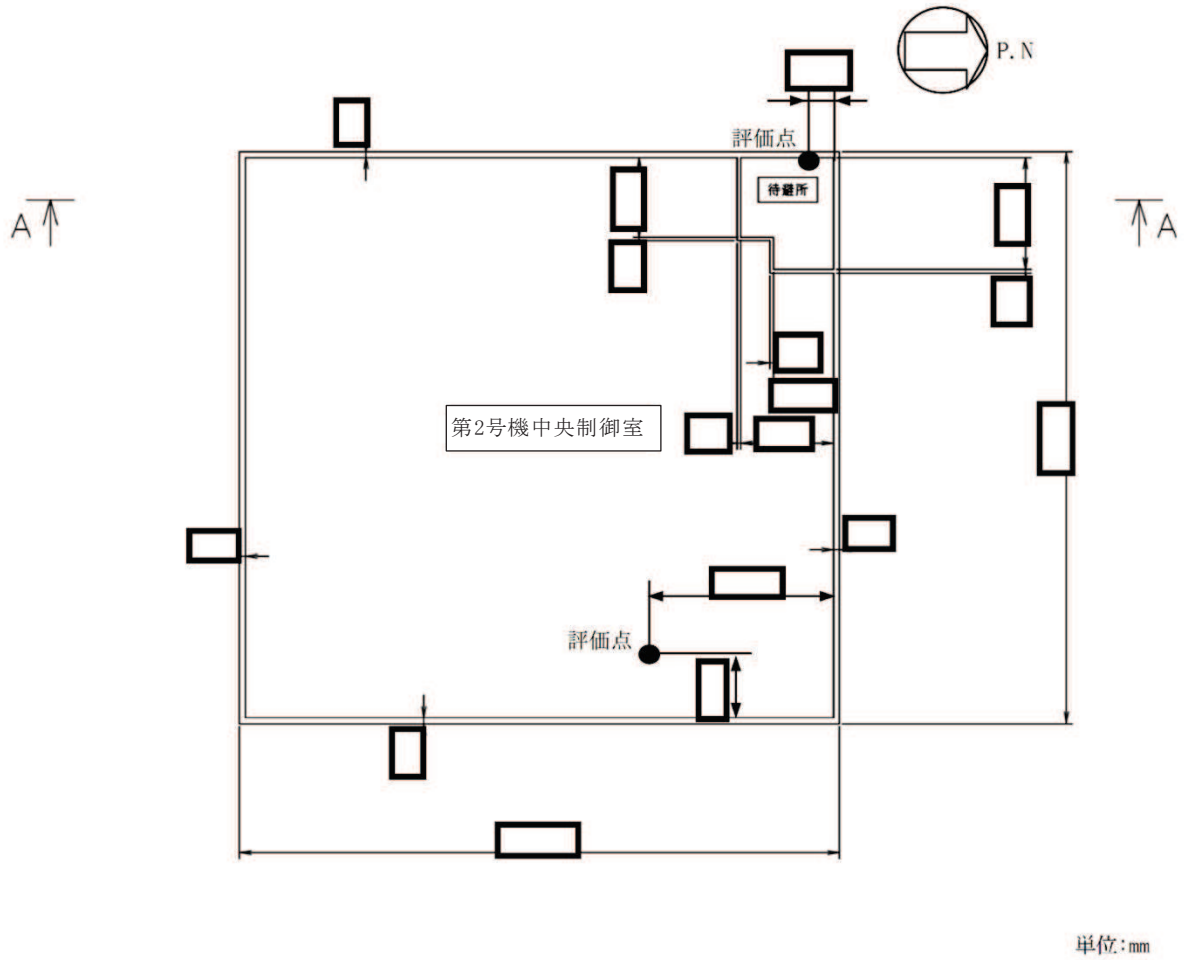


注記\*1: 散乱空間は原子炉建屋から制御建屋までを包絡する距離として設定

\*2: 本評価モデルはスカイシャインガンマ線の評価モデル

図4-20 主蒸気管破断時のスカイシャインガンマ線評価モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

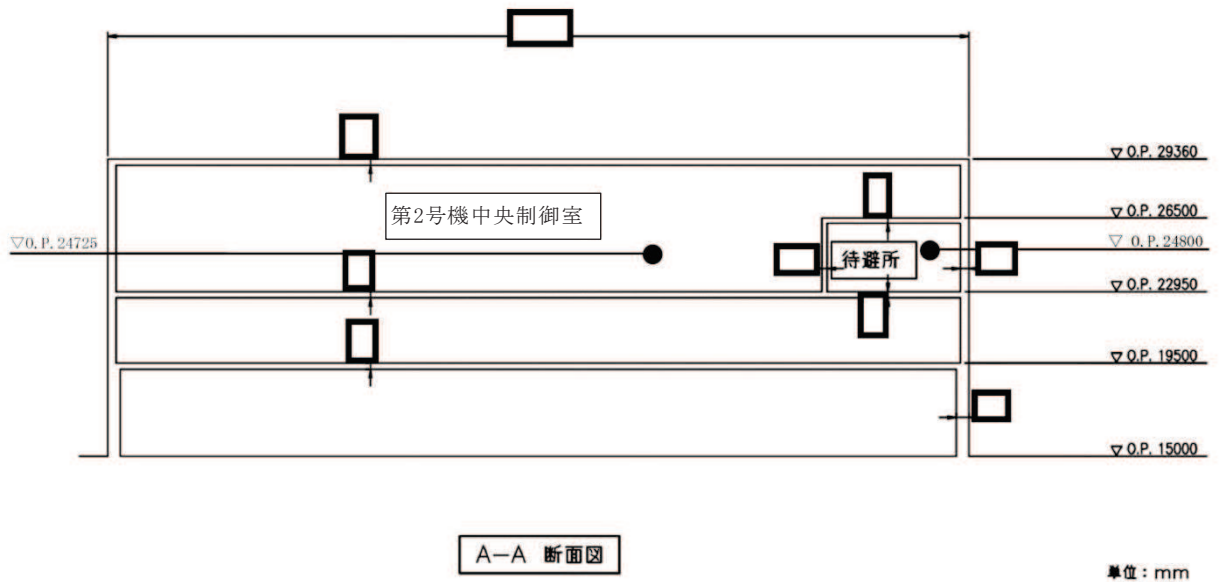


注：評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用

図4-21 炉心の著しい損傷が発生した場合の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価モデル（制御建屋）（1/2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。





注：評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用

図4-21 炉心の著しい損傷が発生した場合の直接ガンマ線及び  
スカイシャインガンマ線評価モデル（制御建屋）（2/2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

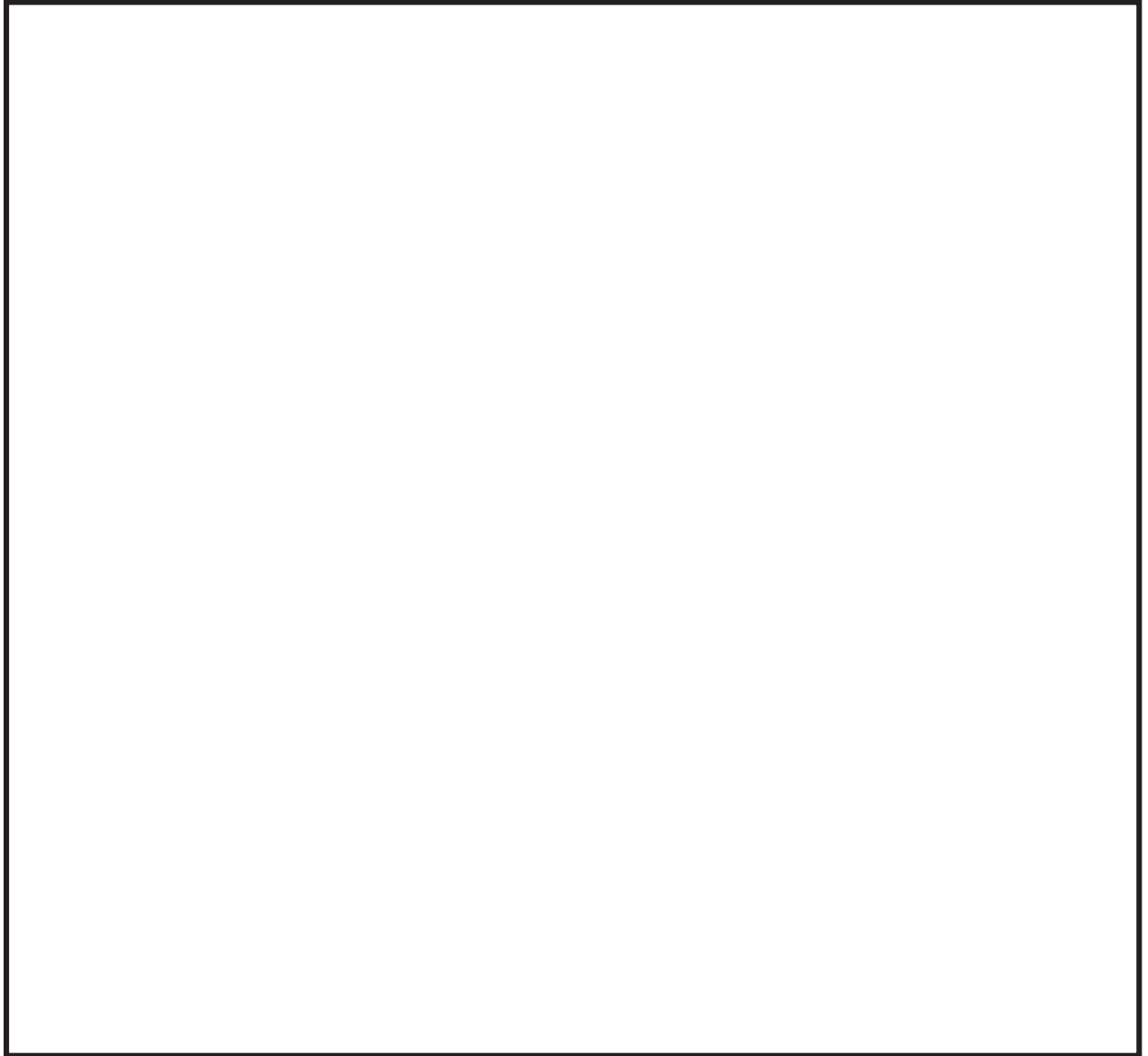


図 4-22 中央制御室及び中央制御室待避所バウンダリ体積

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

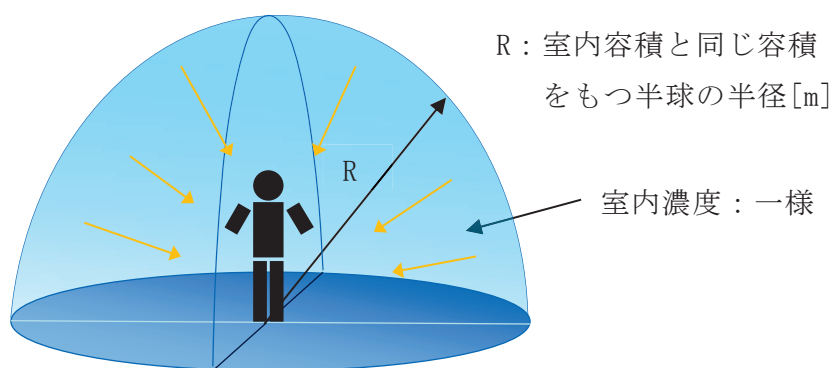


図 4-23 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価モデル図

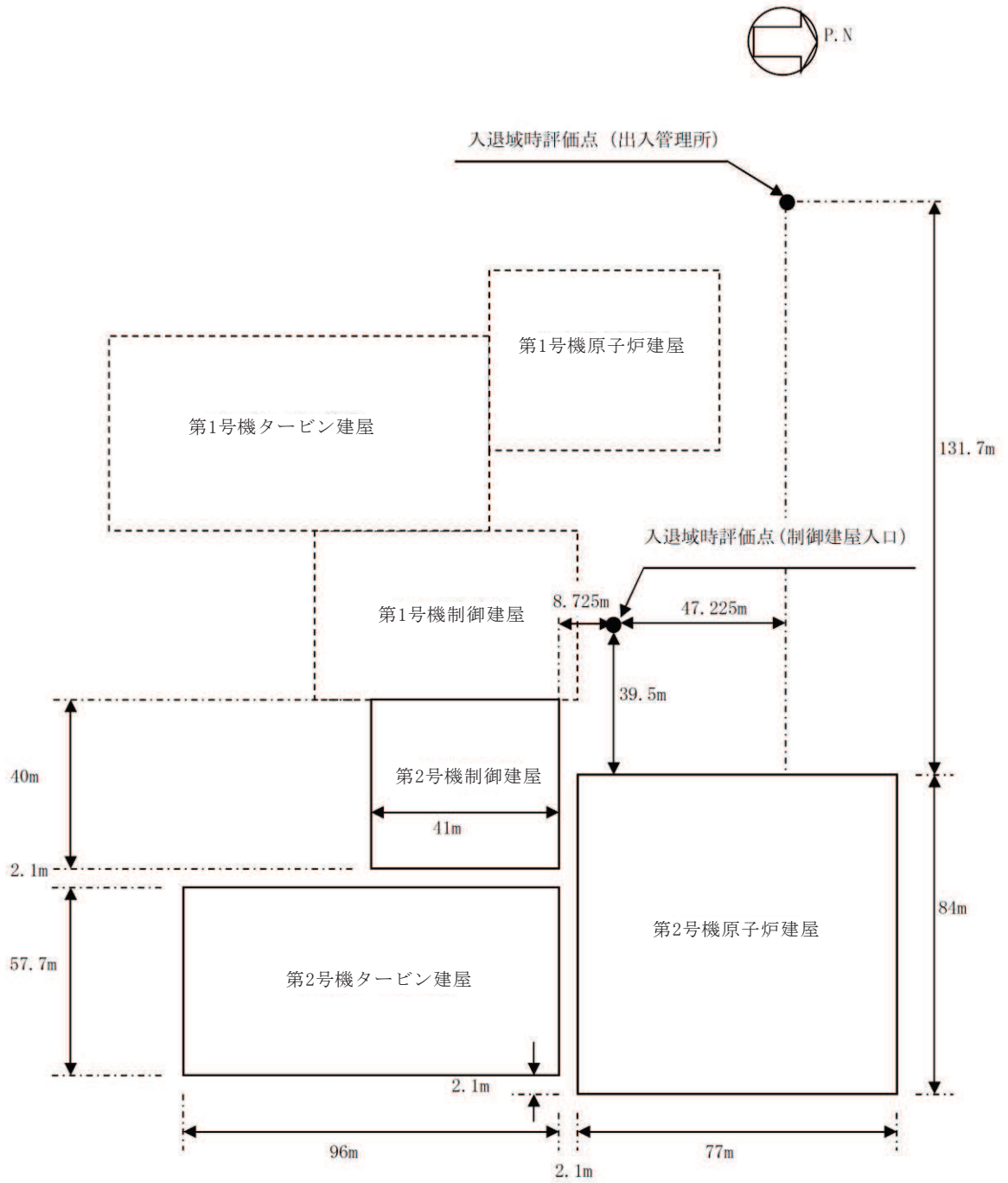


図4-24 入退域時における評価点

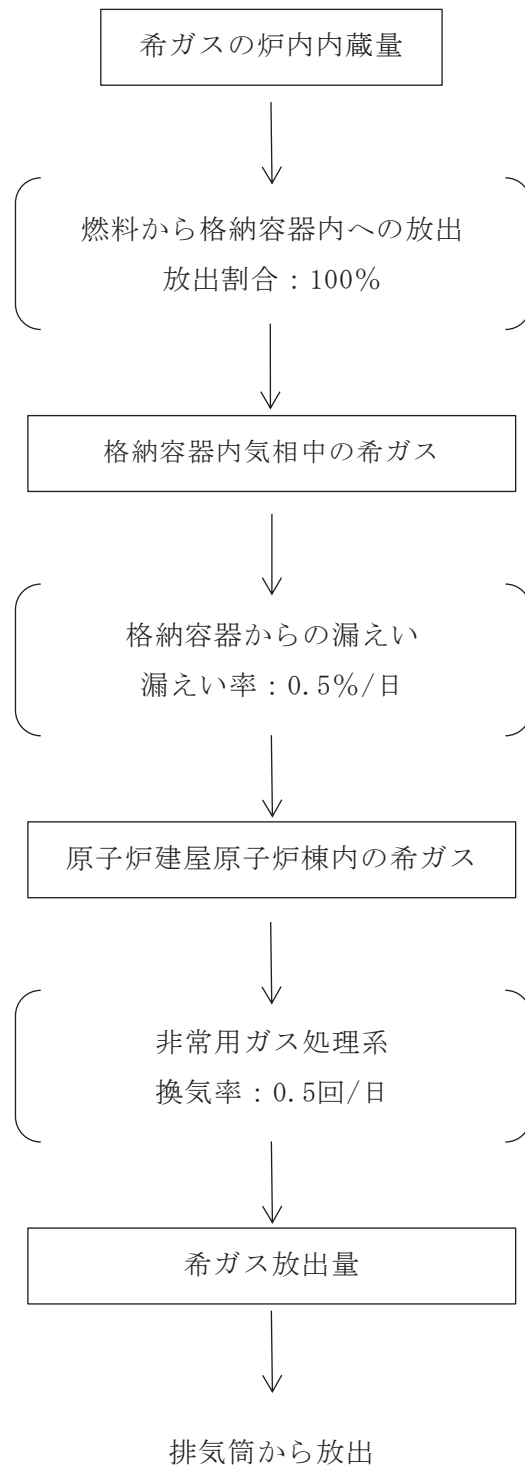


図4-25 冷却材喪失時の希ガスの大気放出過程（設計基準事故時）

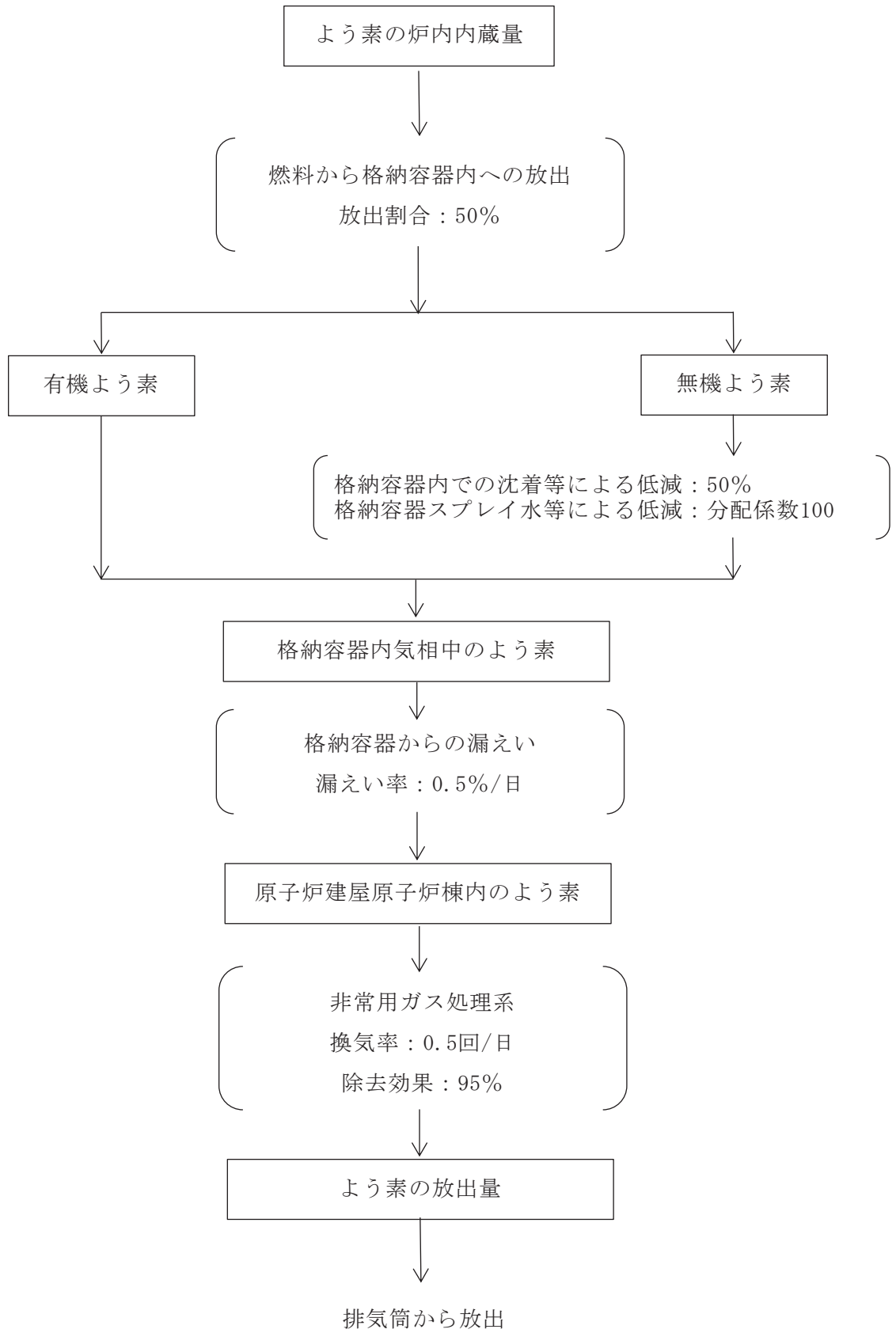


図4-26 冷却材喪失時のよう素の大気放出過程（設計基準事故時）

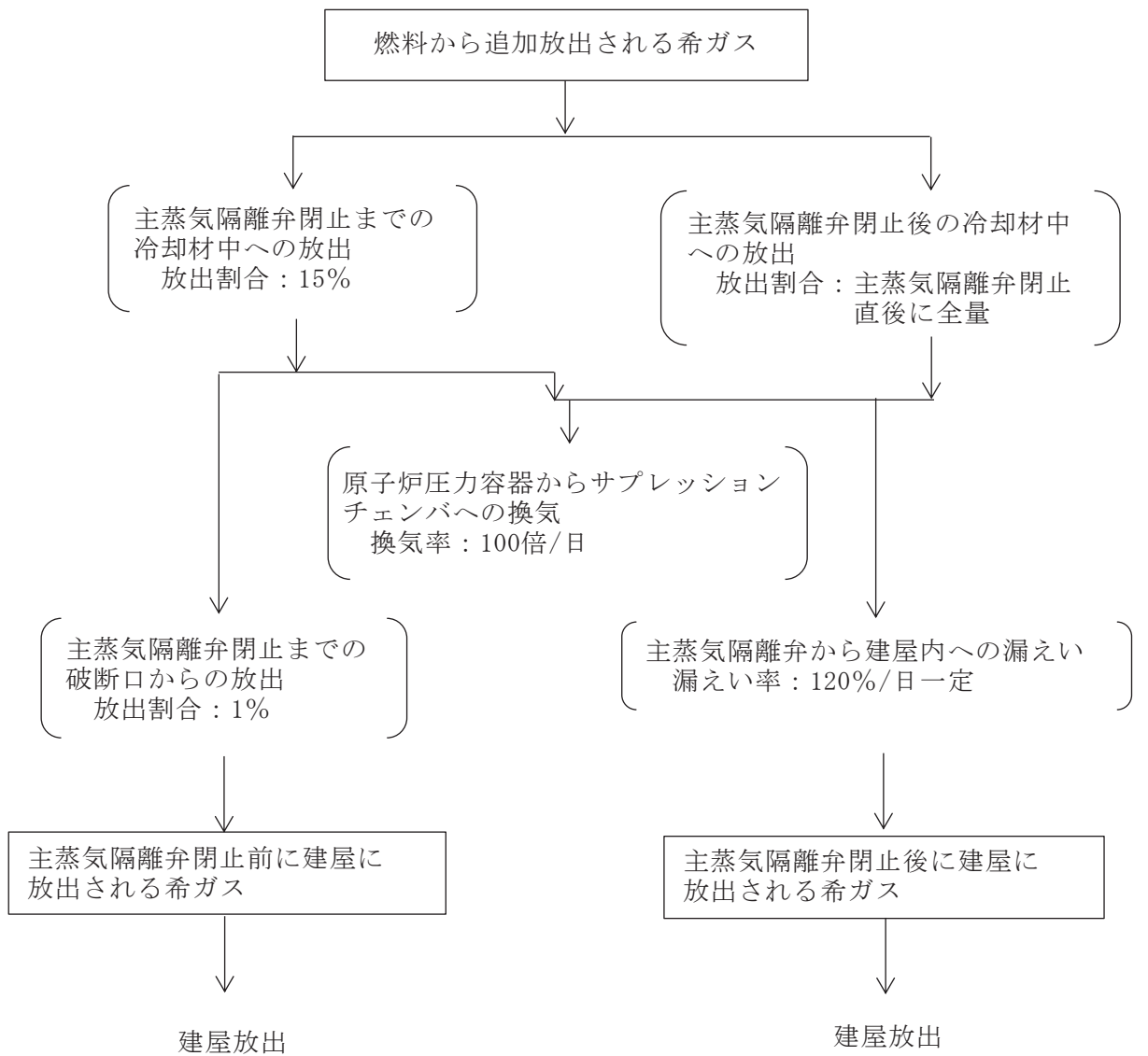


図4-27 主蒸気管破断時の希ガスの大気放出過程（設計基準事故時）

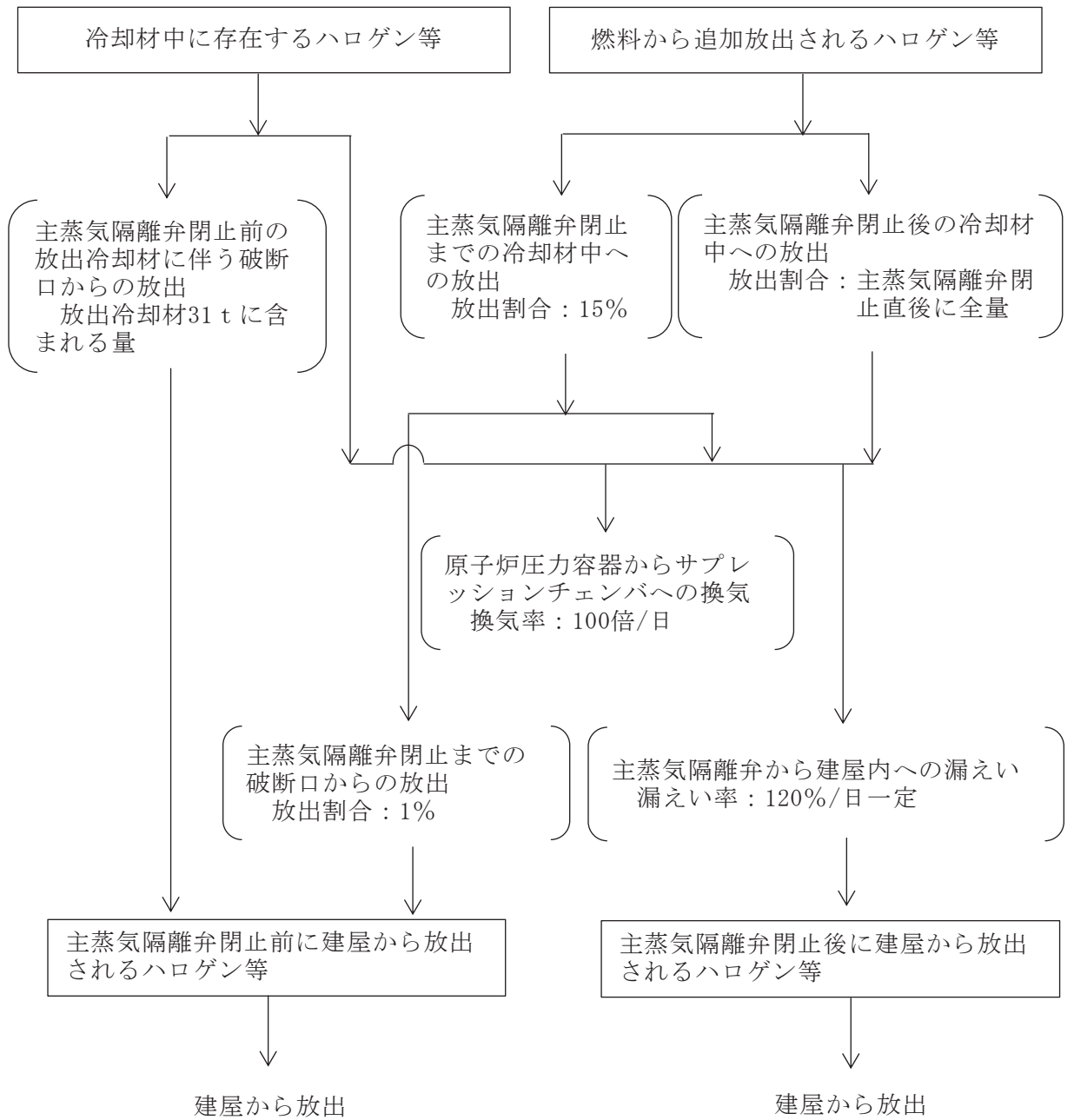


図4-28 主蒸気管破断時のハロゲン等の大気放出過程（設計基準事故時）



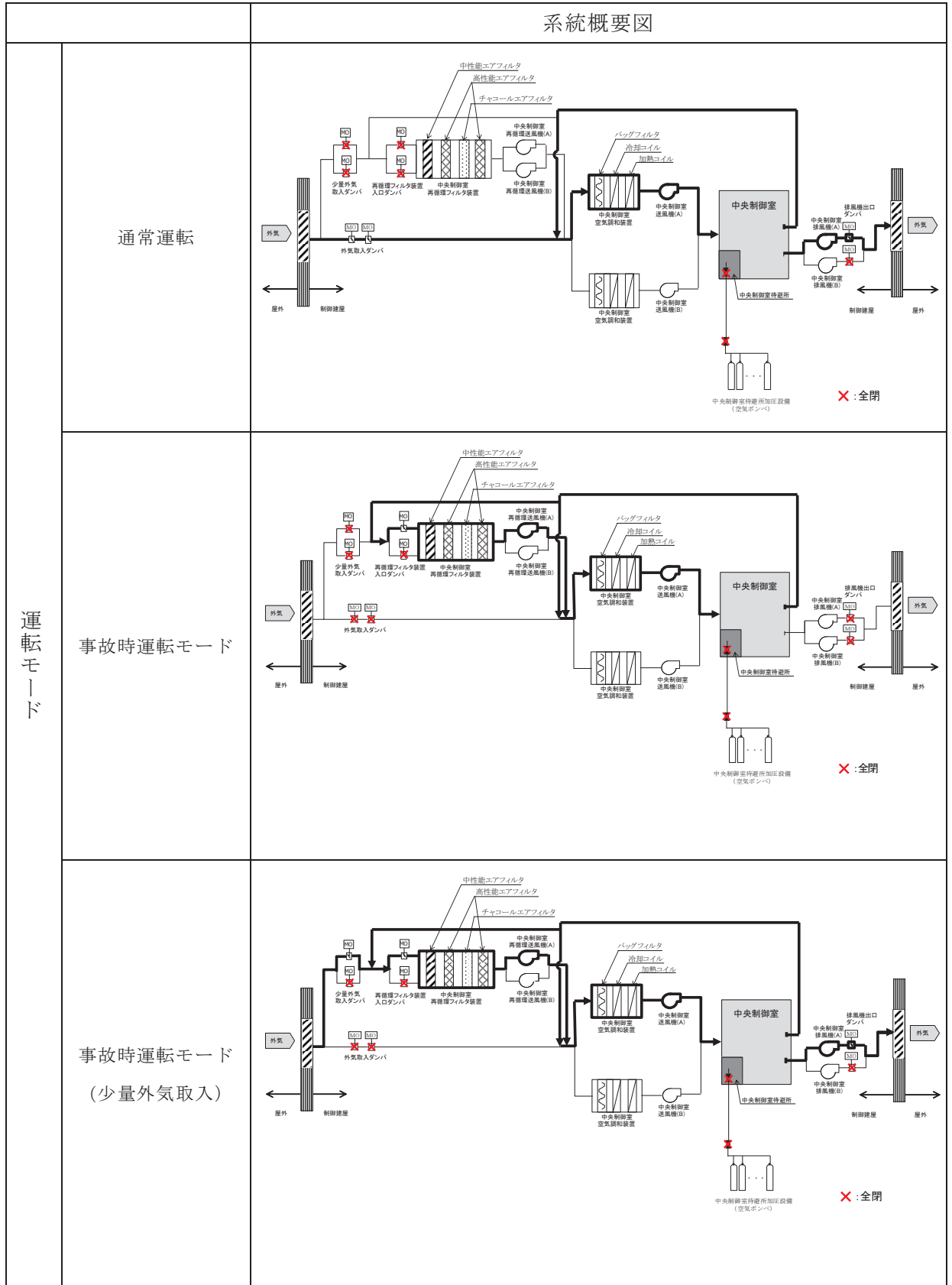


図4-29 中央制御室換気空調系の運転モード

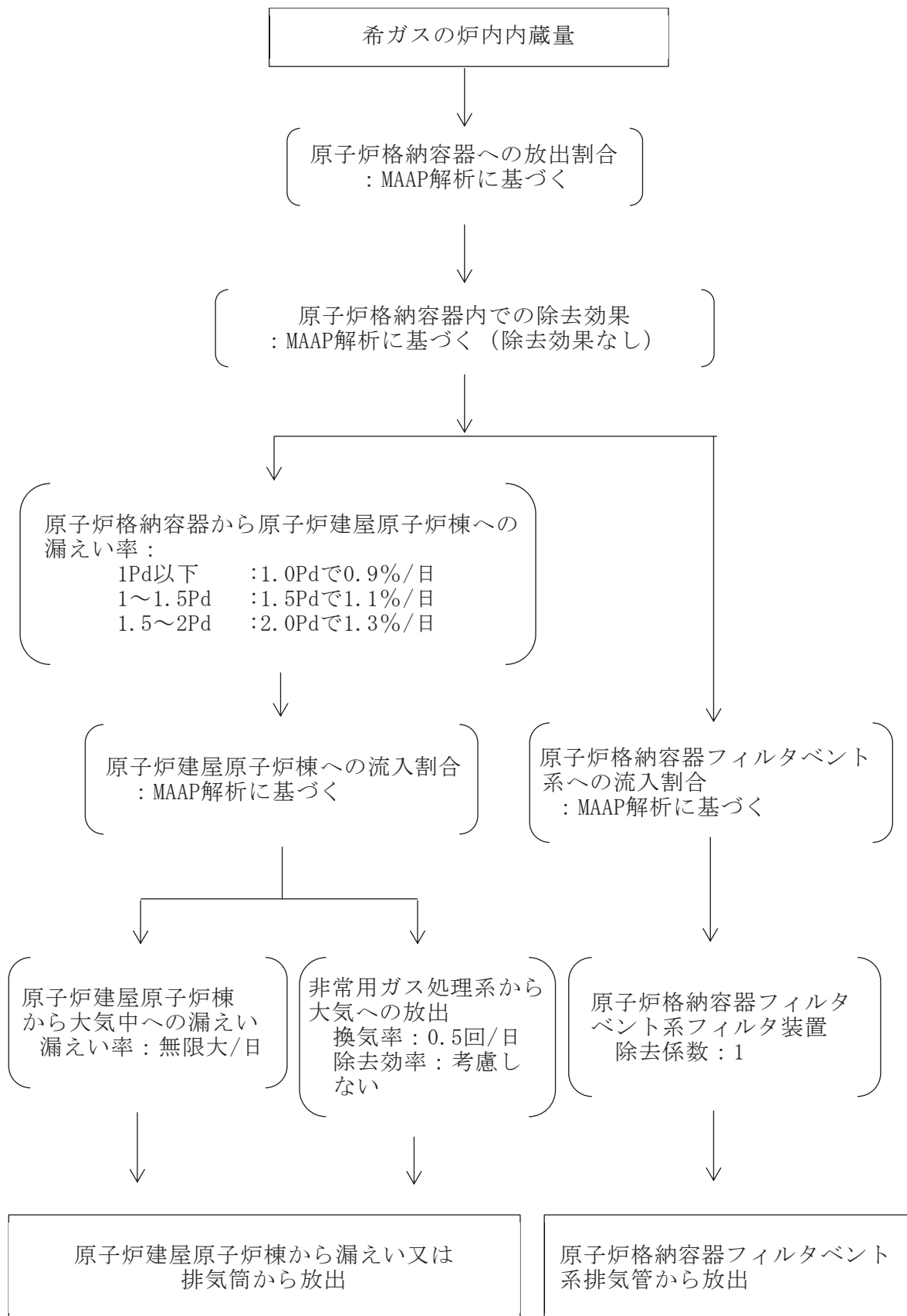


図4-30 希ガスの大気放出過程（炉心の著しい損傷が発生した場合）

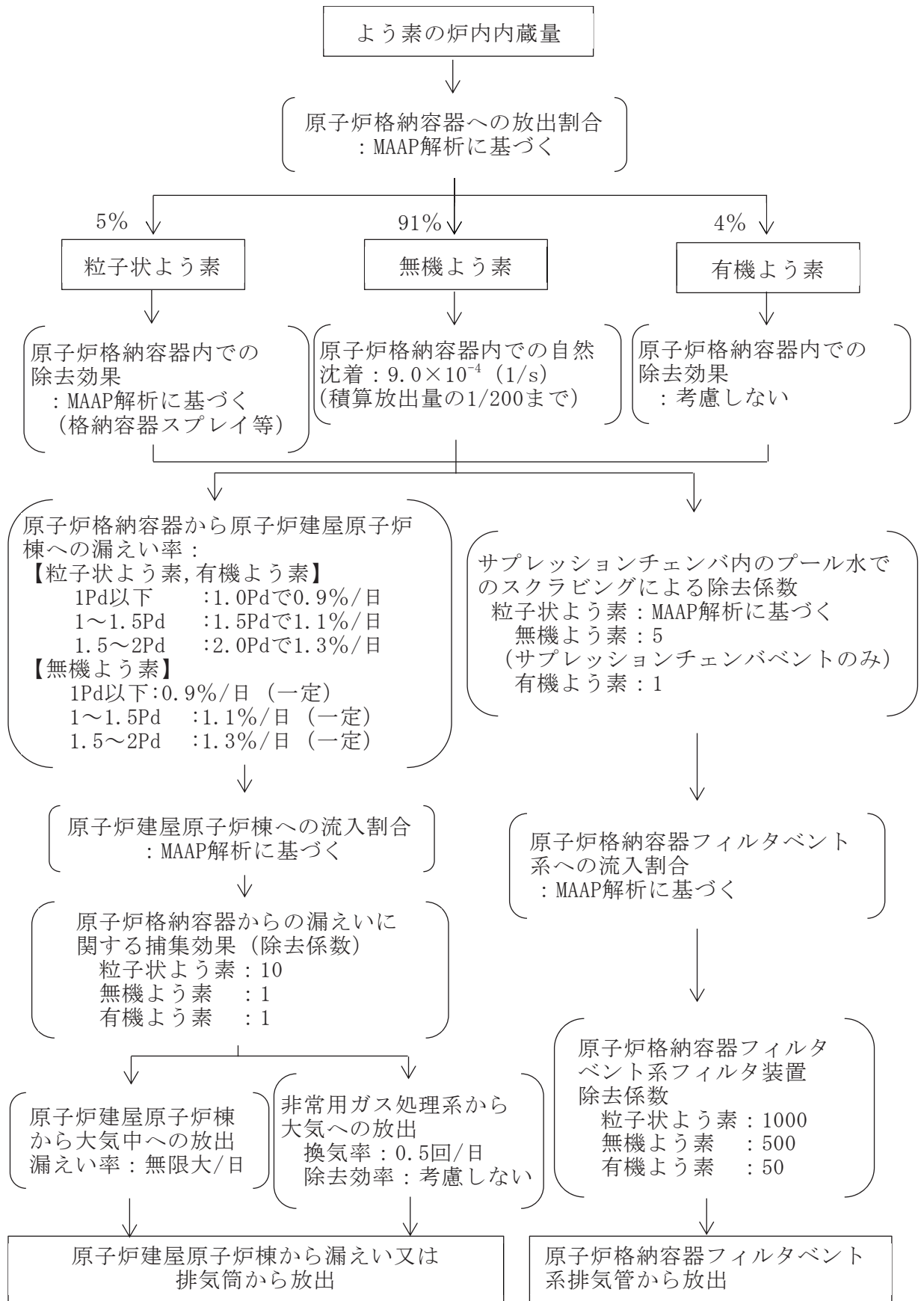


図4-31 よう素の大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

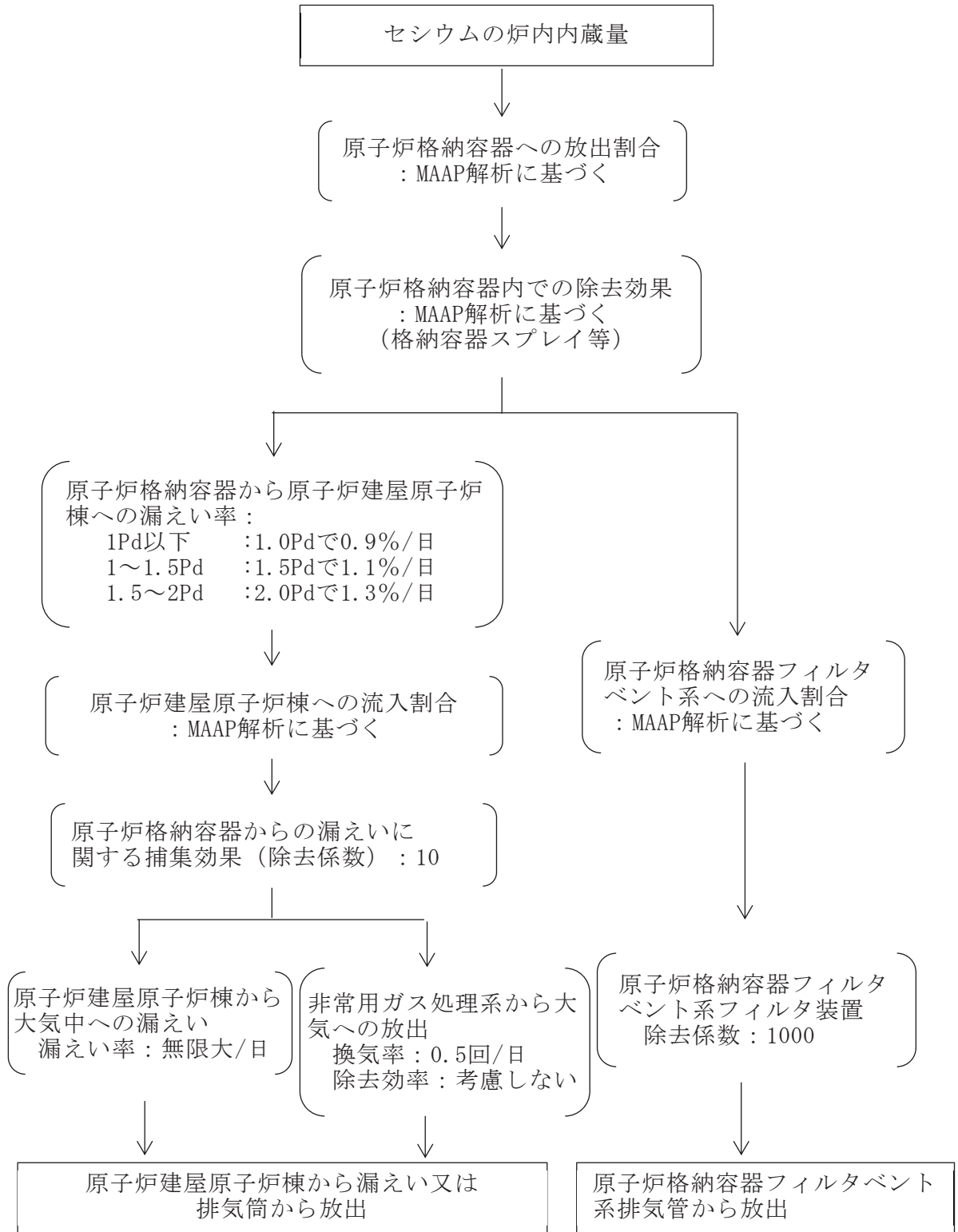


図4-32 セシウムの大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)

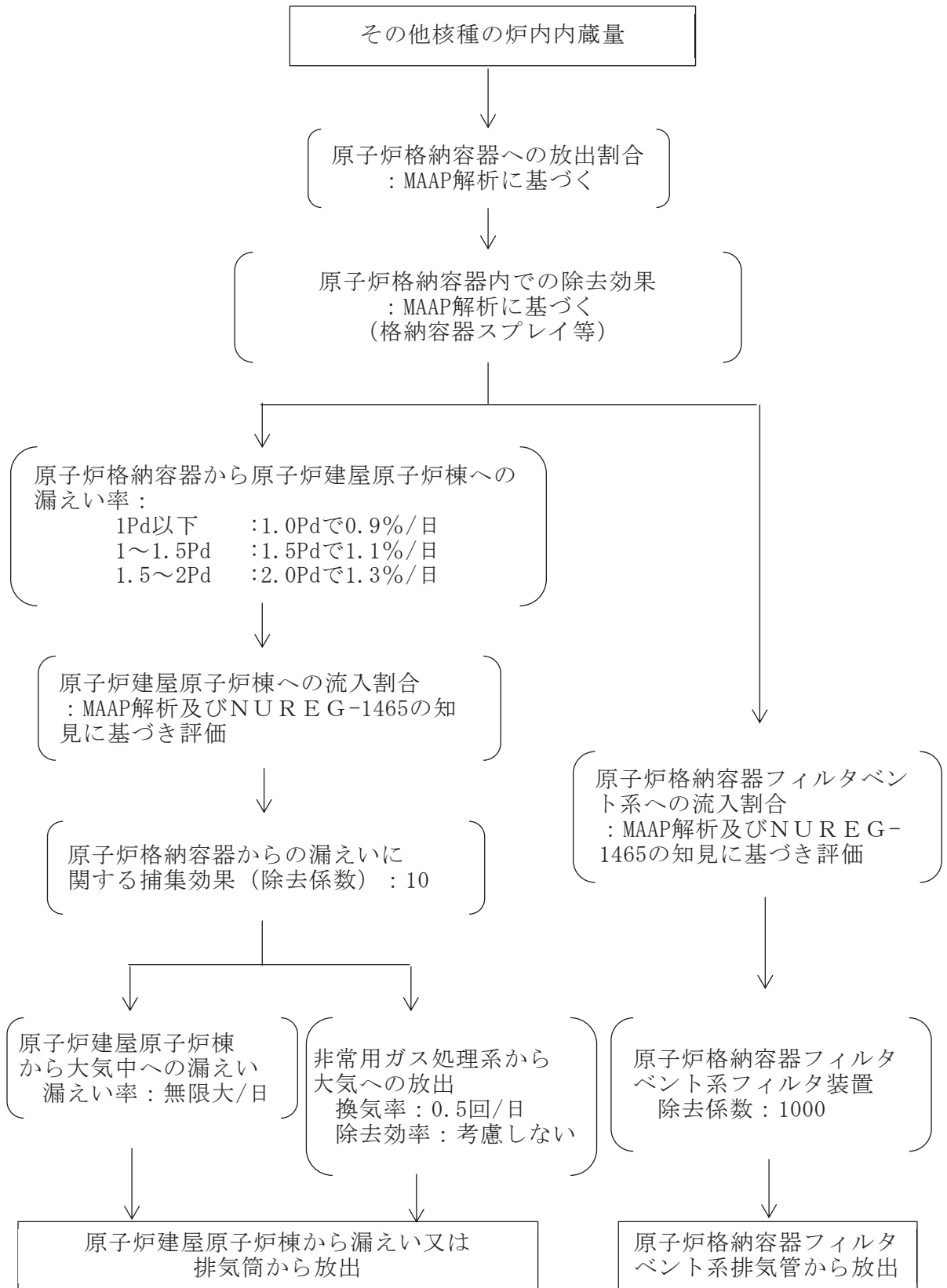
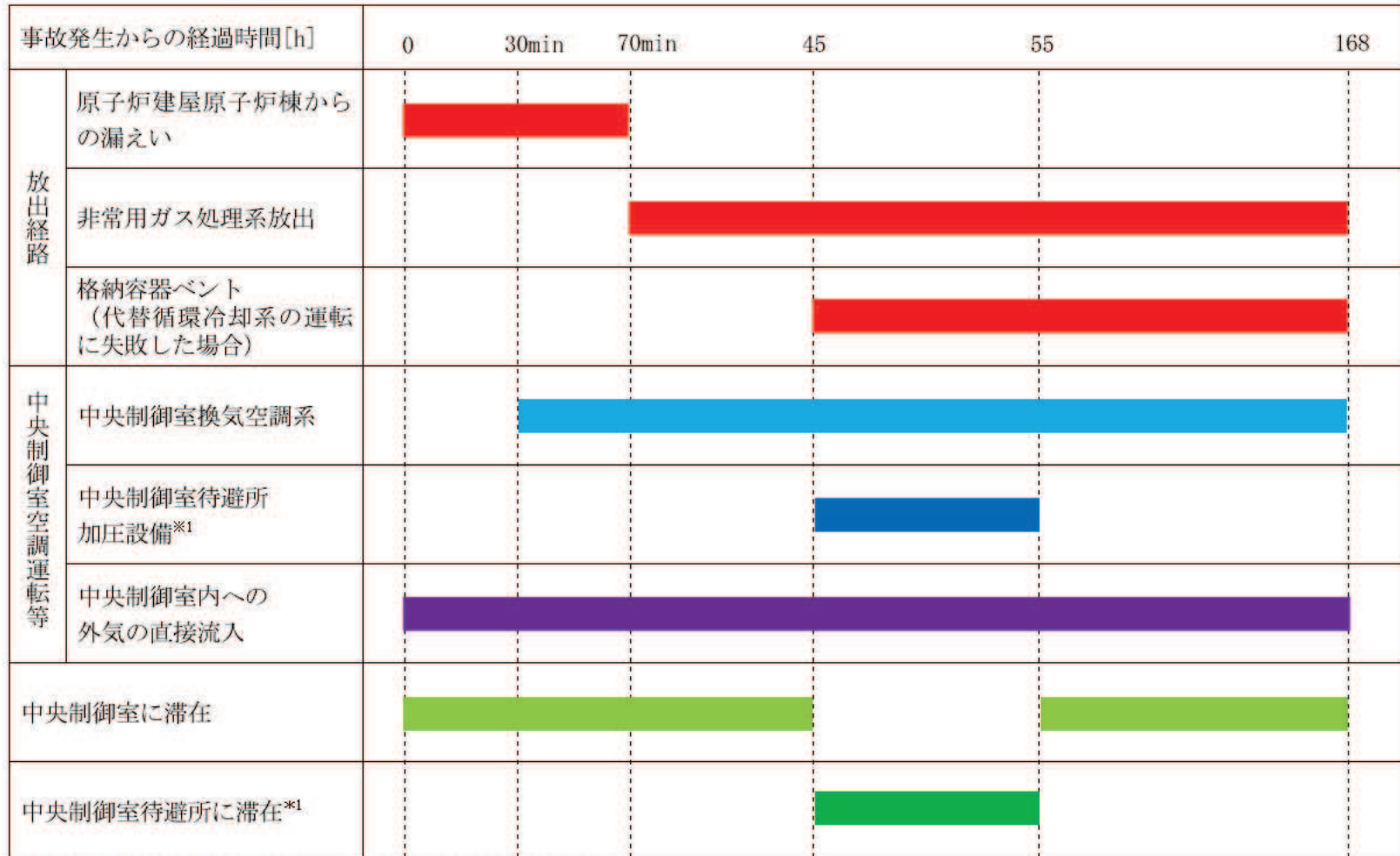


図4-33 その他核種の大気放出過程 (炉心の著しい損傷が発生した場合)



注記\*1 代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合は考慮しない

図4-34 被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャート

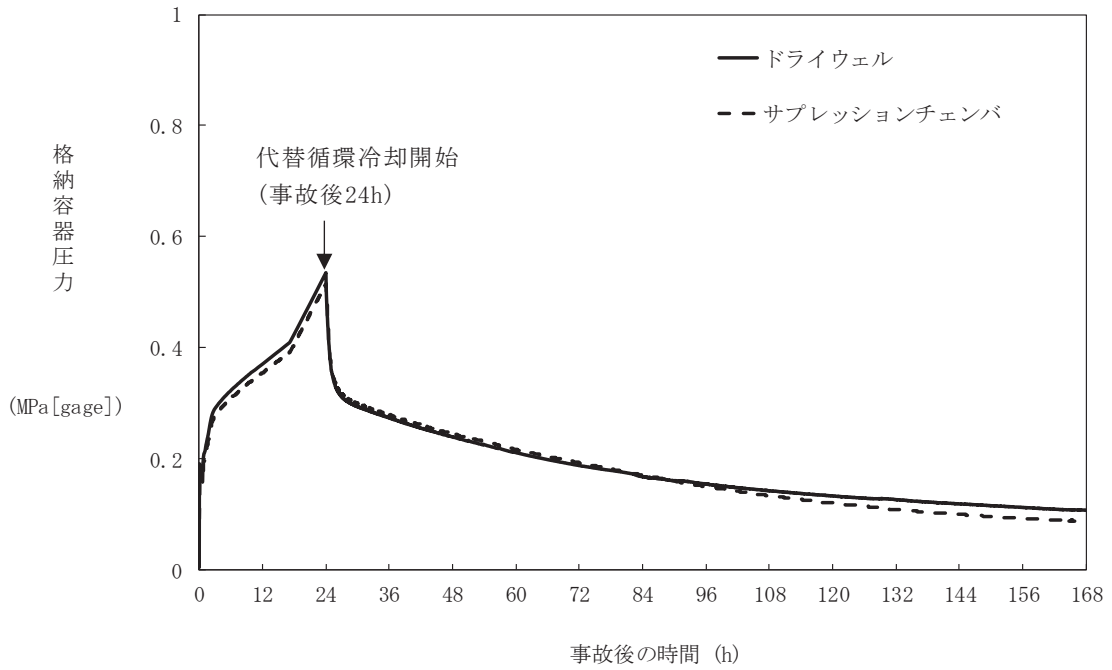


図4-35 格納容器内圧力の変化  
(炉心の著しい損傷が発生し代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

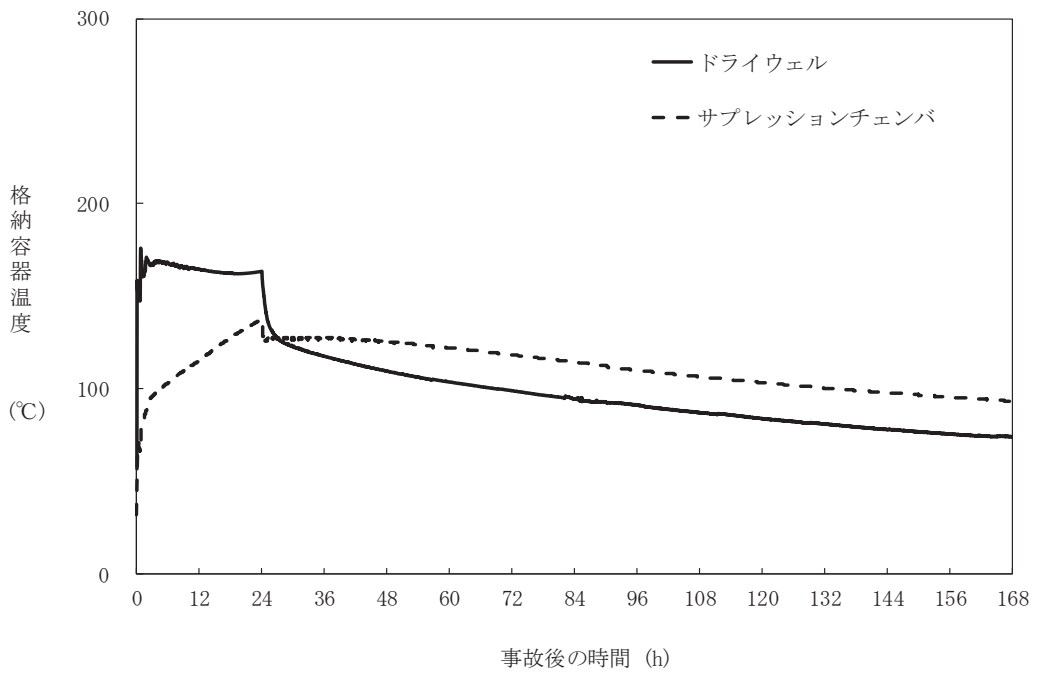


図4-36 格納容器内温度の変化  
(炉心の著しい損傷が発生し代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

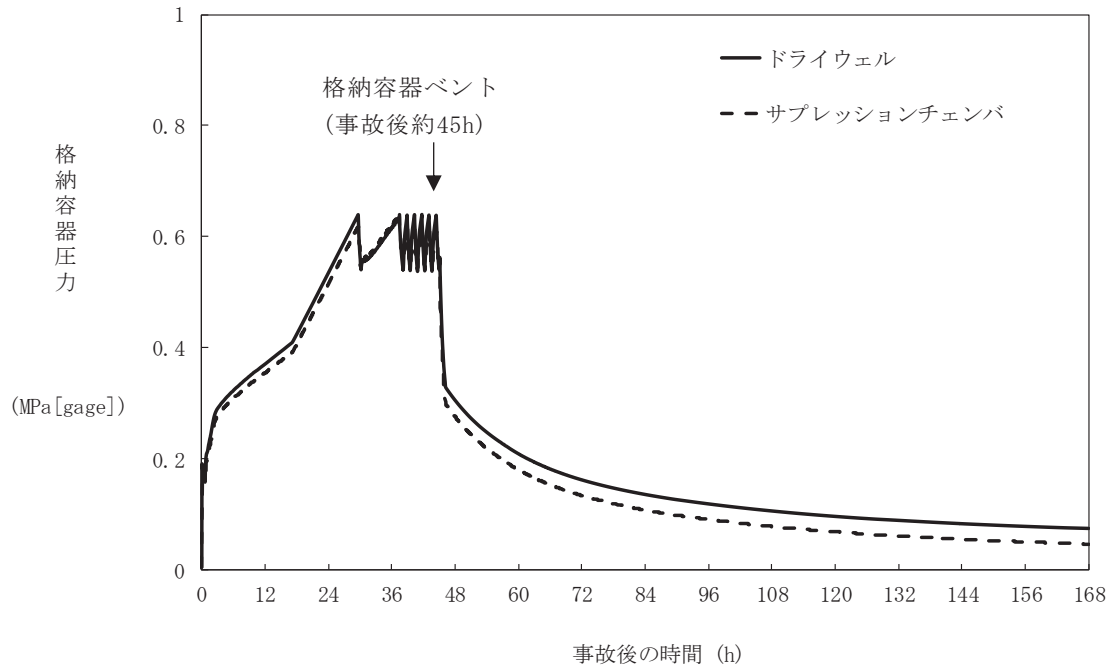


図4-37 格納容器内圧力の変化  
(炉心の著しい損傷が発生し格納容器ベントの実施を想定する場合)

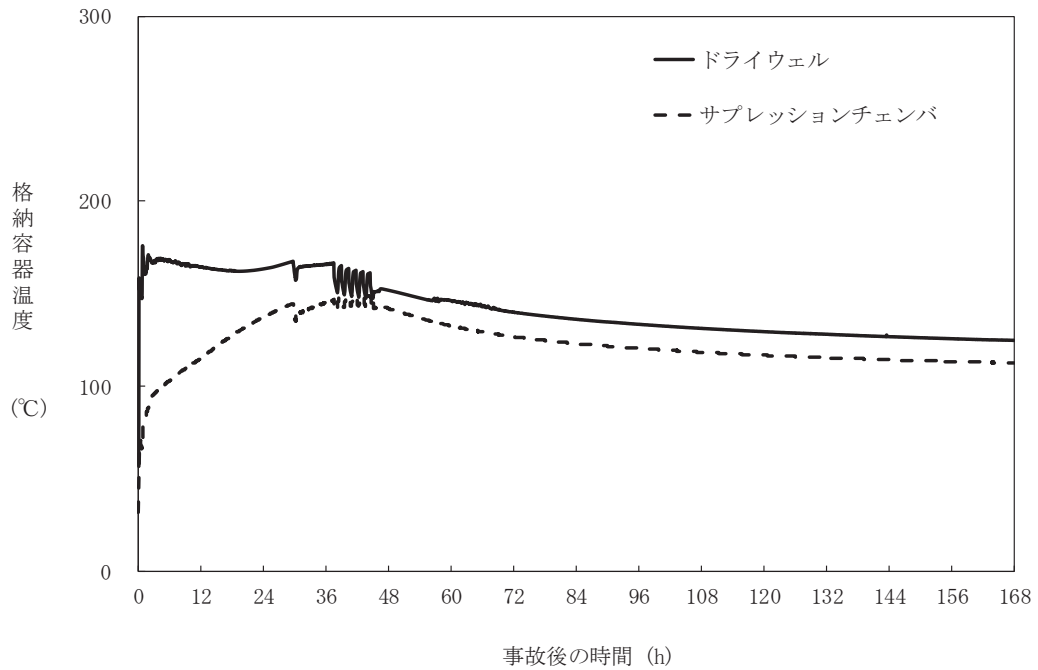
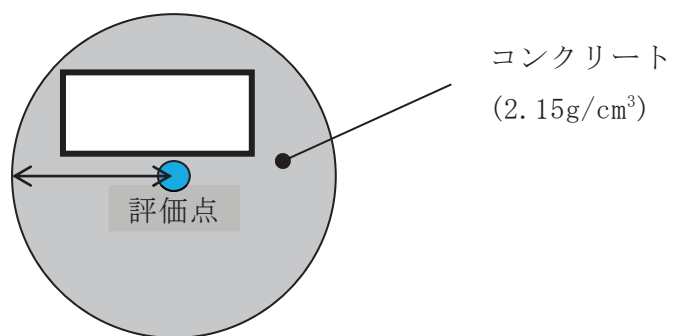


図4-38 格納容器内温度の変化  
(炉心の著しい損傷が発生し格納容器ベントの実施を想定する場合)

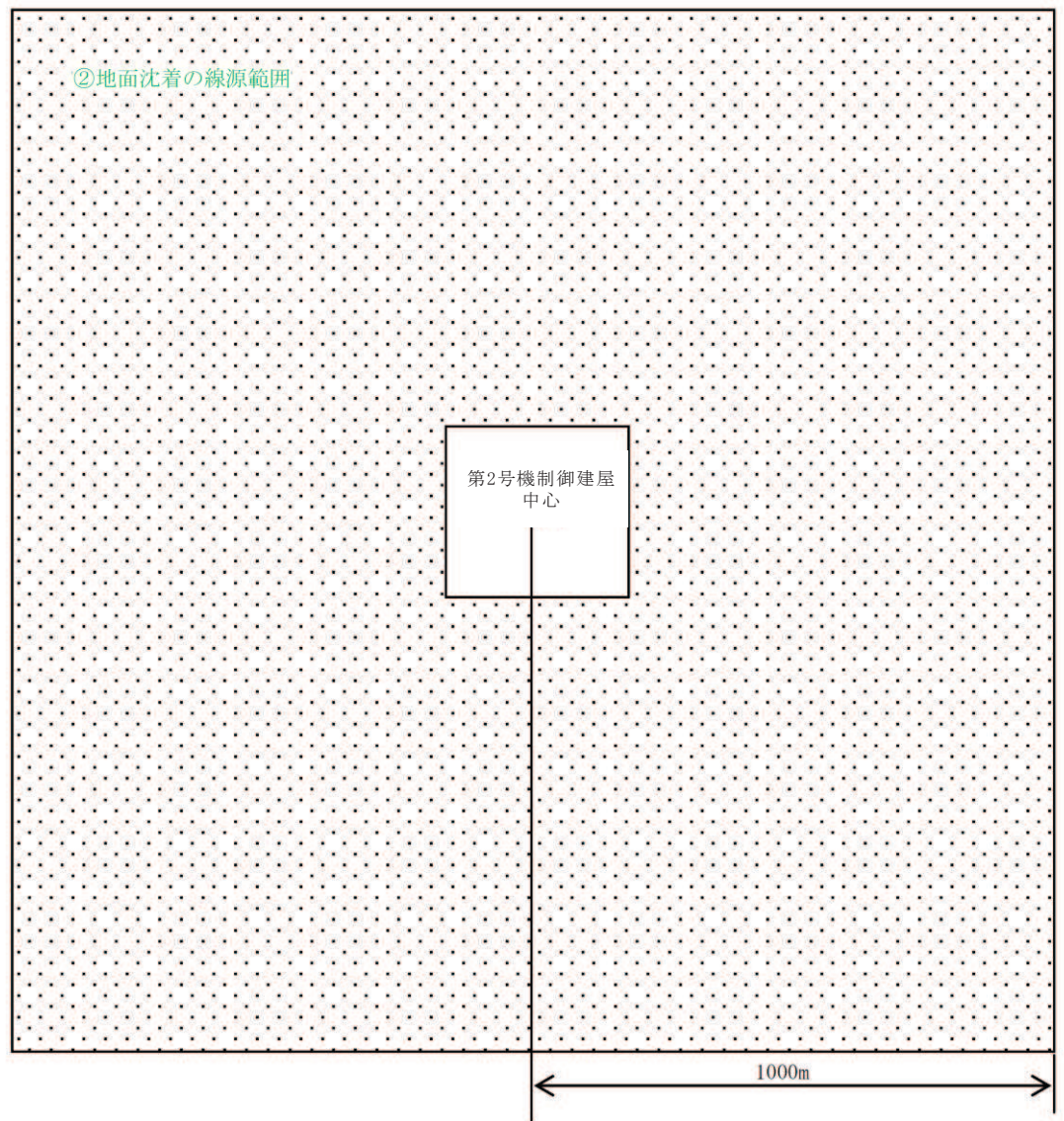




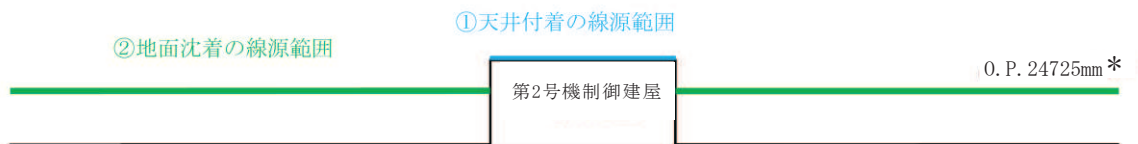
注記\*1 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

図4-39 クラウドシャインガンマ線に対する中央制御室滞在時の遮蔽

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



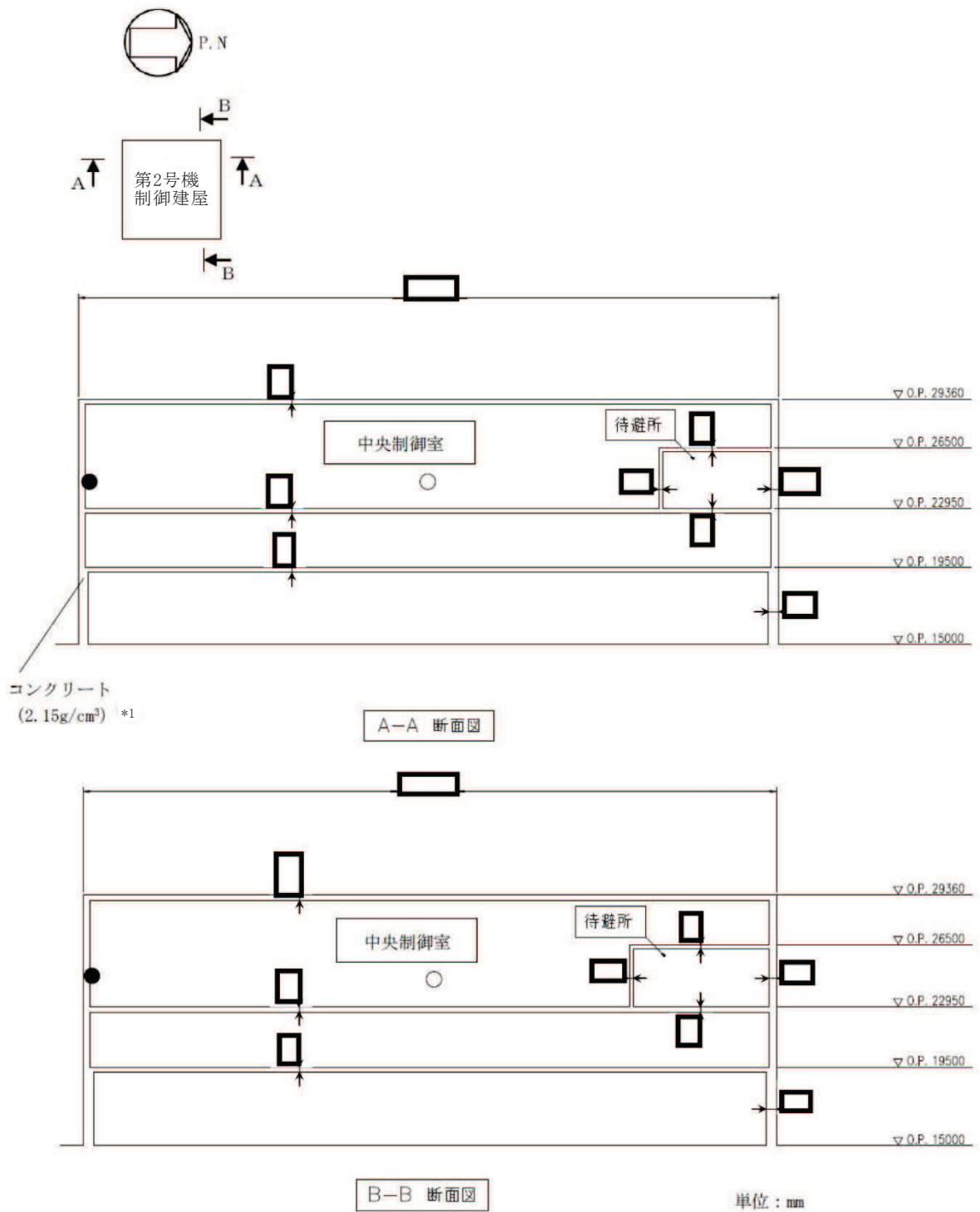
【平面図】



【断面図】

注記\* : 中央制御室内を評価する際の線源範囲の高さを表す。待避所内を評価する際は O. P. 24800mm とする。

図4-40 中央制御室内の被ばく評価時のグランドシャインガンマ線評価モデル



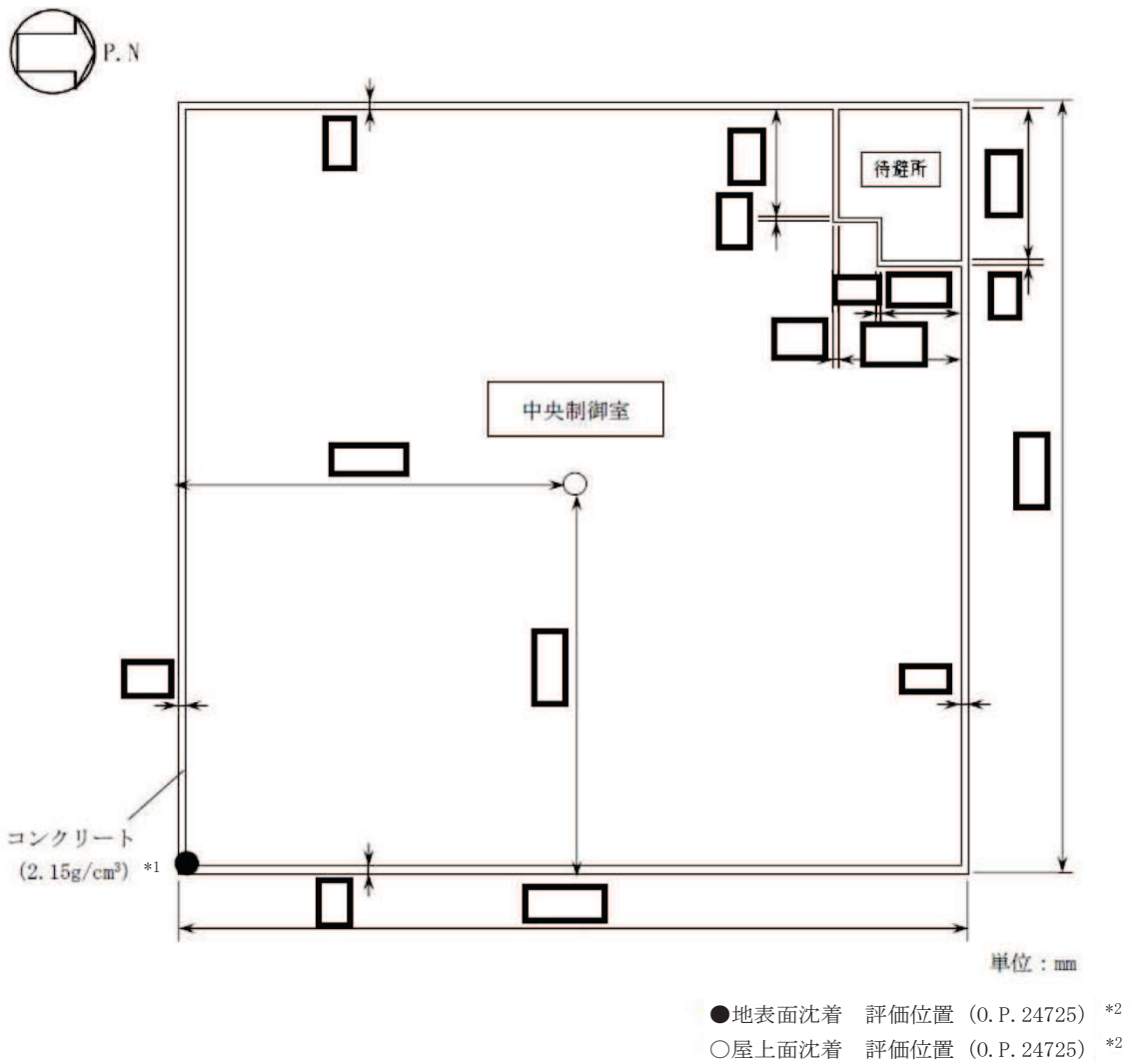
- 地表面沈着 評価位置 (O.P. 24725) \*2
- 屋上面沈着 評価位置 (O.P. 24725) \*2

注記\*1： 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

\*2： 床面（フリーアクセスフロア）から1.2mの高さ

図4-41 中央制御室内の被ばく評価時のグラウンドシャインガンマ線  
評価点位置（中央制御室滞在時）（1/4）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

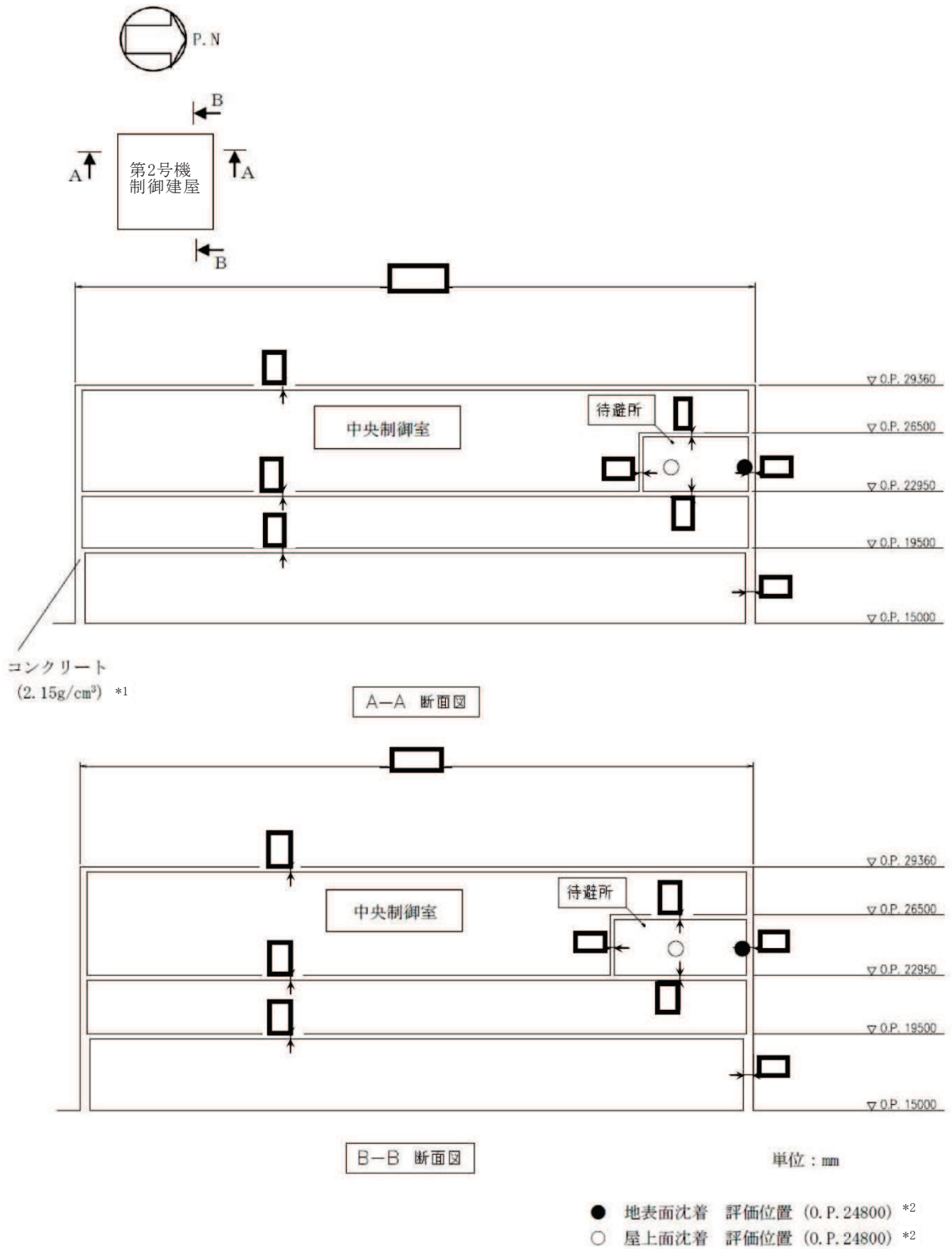


注記\*1： 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

\*2： 床面（フリーアクセスフロア）から1.2mの高さ

図4-41 中央制御室内の被ばく評価時のグラウンドシャインガンマ線  
評価点位置（中央制御室滞在時）（2/4）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

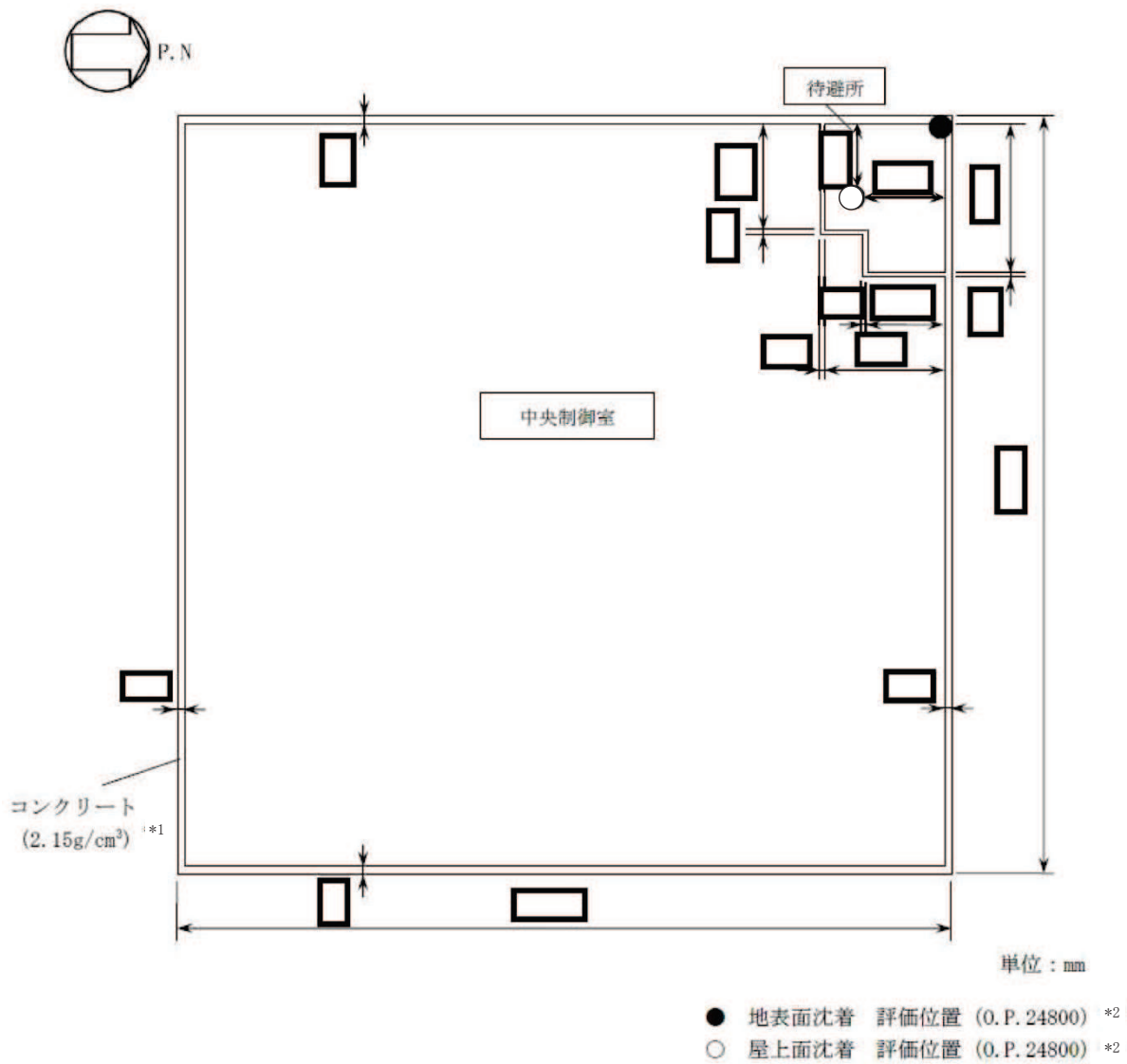


注記\*1： 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

\*2： 床面（フリーアクセスフロア）から1.2mの高さ

図4-41 中央制御室内の被ばく評価時のグラウンドシャインガンマ線  
評価点位置（中央制御室待避所滞在時）（3/4）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



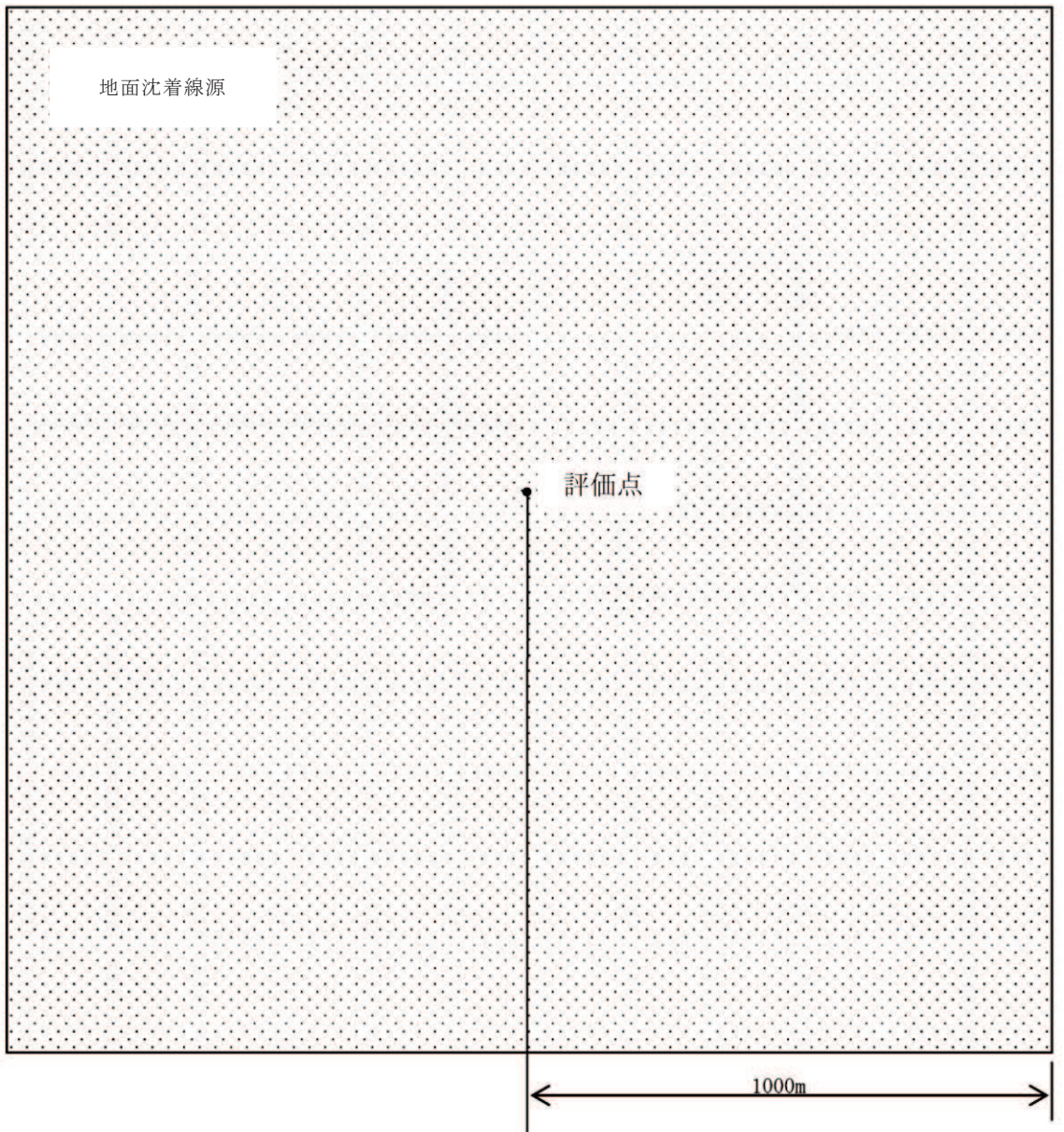
注記\*1： 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

\*2： 床面（フリーアクセスフロア）から1.2mの高さ

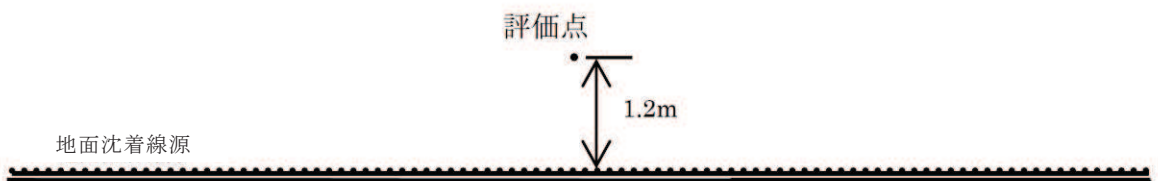
図4-41 中央制御室内の被ばく評価時のグランドシャインガンマ線  
評価点位置（中央制御室待避所滞在時）（4/4）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



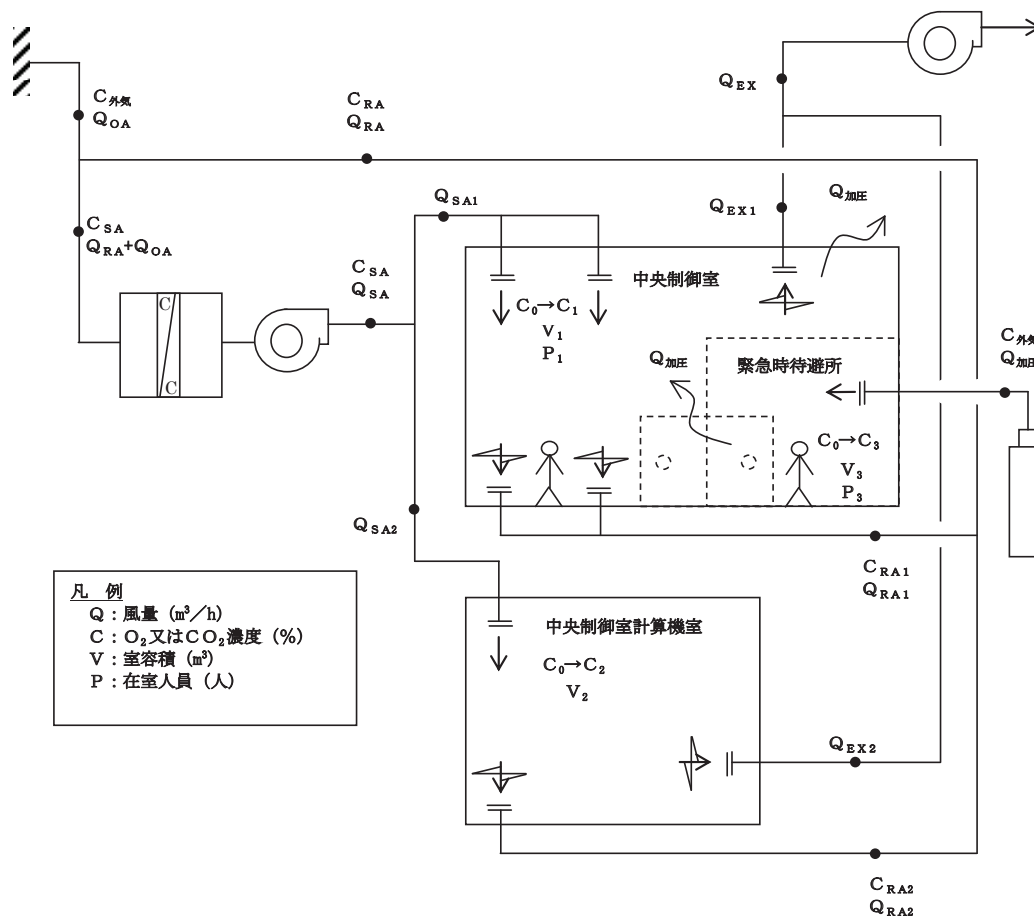


【平面図】



【断面図】

図4-42 入退域時の被ばく評価時のグランドシャインガンマ線評価モデル



$C_0$  : 初期酸素濃度/二酸化炭素濃度 [%]

$C_1, C_2, C_3$  : それぞれ中央制御室, 中央制御室計算機室, 中央制御室待避所の酸素/二酸化炭素濃度 [%]

$V_1, V_2, V_3$  : それぞれ中央制御室, 中央制御室計算機室, 中央制御室待避所の容積 [ $m^3$ ]

$P_1, P_2, P_3$  : それぞれ中央制御室, 中央制御室計算機室, 中央制御室待避所の在室人員 [人]

Ge: 人員 1 人あたり二酸化炭素発生量, 若しくは酸素消費量 [ $m^3/h/人$ ]

図4-43 酸素濃度/二酸化炭素濃度評価モデル



## 中央制御室換気空調系のフィルタ除去性能の維持について

中央制御室再循環フィルタ装置のエアフィルタは十分な保持容量及び吸着容量を有する設計とする。以下に放射性微粒子保持容量及びよう素吸着容量を示す。

## 1. 中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタの放射性微粒子保持容量

中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタの放射性微粒子の保持容量は、500g/枚であり、中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタの枚数は、5枚（1系統）で、保持容量は2500gとなる。

## 2. 中央制御室再循環フィルタ装置チャコールエアフィルタのよう素吸着容量

中央制御室再循環フィルタ装置チャコールエアフィルタの活性炭充てん量は、17.3kg/トレイ×15個で259.5kgであり、吸着容量は、648.75g（2.5g/kg×259.5kg）となる。

中央制御室再循環フィルタ装置のエアフィルタ保持容量及び吸着容量を表1-1に示す。

表1-1 中央制御室再循環フィルタ装置のエアフィルタ保持容量及び吸着容量

	保持容量／吸着容量
高性能エアフィルタ	2500g
チャコールエアフィルタ	648.75g

中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価における原子炉建屋  
ブローアウトパネルの取扱いについて

原子炉建屋ブローアウトパネルは、主蒸気管破断のようにプラント運転中に原子炉格納容器外で配管が破断した場合等に、高圧の蒸気が原子炉建屋原子炉棟内に漏えい、拡散することにより生じる建屋内の圧力上昇によって建屋内の天井・外壁等が破損することを防止するため、建屋内の圧力を開放する目的で設置している。

原子炉建屋ブローアウトパネルの開放により開口部が生じた場合、非常用ガス処理系起動時に原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持することが困難となり、放射性物質の放出経路としては排気筒ではなく地上放出相当となる。

中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価における、原子炉建屋ブローアウトパネルの状態と評価条件（放出位置）との関係を以下に示す。

1. 中央制御室の居住性評価（設計基準事故）に係る被ばく評価

(1) 冷却材喪失

a. 評価条件（放出位置）

排気筒出口

被ばく評価手法（内規）では排気筒と原子炉建屋とされている。（表2-1参照）

b. 原子炉建屋ブローアウトパネルの状態

冷却材喪失時には原子炉建屋原子炉棟内で原子炉建屋ブローアウトパネルが開放するほどの圧力上昇は大きくないことから、原子炉建屋ブローアウトパネルは開放しない。また、破断口からの冷却材流出によって原子炉水位が低下し、原子炉水位低（レベル3）信号設定点に到達することで、非常用ガス処理系が自動起動することから、放出経路は排気筒となる。

c. 結論

ブローアウトパネルの状態を考慮しても、放射性物質の放出位置として排気筒とすることは妥当である。

(2) 主蒸気管破断

a. 評価条件（放出位置）

地上放出（評価点に近接するブローアウトパネル）

被ばく評価手法（内規）ではブローアウトパネルと原子炉建屋又はタービン建屋とされている。（表2-1参照）

b. 原子炉建屋ブローアウトパネルの状態

建屋内の圧力上昇によりブローアウトパネルが開放する。開放するのは原子炉建屋ブローアウトパネルを想定する。そのため、非常用ガス処理系起動時に原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持することが困難となり、放射性物質の放出経路は排気筒ではなく地上放出相当として評価点(中央制御室)に近接するブローアウトパネルを放出位置として設定する。

なお、「原子炉設置許可申請書 添付書類十 4.2 仮想事故 4.2.2 主蒸気管破断」の周辺公衆の線量評価においては、タービン建屋から地上放出するとしており、原子炉建屋ブローアウトパネルの状態に関係はなく、原子炉設置許可申請書の線量評価結果に影響はない。

c. 結論

ブローアウトパネルの状態を考慮しても、放射性物質の放出経路として地上放出を設定することは妥当である。

2. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価

a. 評価条件(放出位置)

事象発生から70分まで：地上放出(評価点に近接するブローアウトパネル)

事象発生から70分以降：非常用ガス処理系経由の排気筒

ベント実施時：原子炉格納容器フィルタベント系排気管

審査ガイドでは「選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定」とされている。

b. 原子炉建屋ブローアウトパネルの状態

居住性評価にあたって選定した事象である冷却材喪失時には原子炉建屋原子炉棟内で原子炉建屋ブローアウトパネルが開放するほどの圧力上昇は生じないことから、原子炉建屋ブローアウトパネルは開放しない。

しかし、全交流動力電源喪失を想定しており、事象発生70分までは非常用ガス処理系に期待できないことから、地上放出相当とし、放出点としては放射性物質が漏えいする可能性がある評価点(中央制御室)に近接しているブローアウトパネル位置を設定している。

事象発生70分以降、常設代替交流電源設備によって電源が復旧し、非常用ガス処理系を起動することを想定し、放出経路は排気筒としている。

なお、ベント実施時には原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出を想定する。

c. 結論

原子炉建屋ブローアウトパネルの状態を考慮しても、放射性物質の放出経路として地上放出、排気筒及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管を設定しており妥当である。

表 2-1 放出点の代表例(被ばく評価手法(内規)解説表 5.8.1 抜粋)

型式	事故	放出点の位置
BWR型原子炉施設	冷却材喪失	建屋+0.5Lの範囲内 (排気筒と原子炉建屋)
	主蒸気管破断	建屋+0.5Lの範囲内 (ブローアウトパネルと 原子炉建屋又はタービン 建屋)

運転員の交替要員体制について

1. 設計基準事故時

(1) 中央制御室滞在時の考慮

運転員の交替を考慮した中央制御室の居住性（設計基準）を評価するにあたり、平常時の直交替である 5 直 3 交替を考慮した。直交替サイクルを表 3-1 に、評価期間 30 日間の直交替スケジュールを表 3-2 に示す。

表 3-1 運転員の勤務形態

勤務	中央制御室の滞在時間	
	1 直	21 時 30 分～9 時 00 分
2 直	8 時 40 分～16 時 50 分	8 時間 10 分
3 直	16 時 30 分～21 時 50 分	5 時間 20 分
2・3 直	8 時 40 分～21 時 50 分	13 時間 10 分

表 3-2 直交替スケジュール

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30
A班	2	23	3	/	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1
B班	3	/	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	休	休
C班	日勤											休	2	23	3	/	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	休	休	2	23
D班	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	休	日勤											休	2	23	3	/			
E班	休	休	2	23	3	/	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	休	日勤				

30 日間の中央制御室滞在時間及び入退域時間の最大値を評価すると、A 班の中央制御室滞在時間滞在時間：200 時間 40 分（1 直 8 回+2 直 4 回+3 直 4 回+2・3 直 4 回）が最大となる。中央制御室の滞在時間割合は以下のように求める。

$$\text{中央制御室の滞在時間割合} = 200\text{h}40\text{m} / (24\text{h} \times 30 \text{日}) \doteq 0.27871$$

(2) 入退域時（交替時）の考慮

直交替を考慮した場合の入退域時の実効線量は、建屋出入口に連続滞在した場合の線量を求め、その値に入退域の時間割合を乗じて評価を行う。直交替を行う場合の入退域の時間割合は、入退域（片道）に必要な時間を 12 分とし以下のように求める。

$$\text{入退域の時間割合} = 8\text{h} / (24\text{h} \times 30 \text{日}) \doteq 0.01111$$

2. 炉心の著しい損傷が発生した場合

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室居住性評価における直交替の考慮は、実態の勤務形態（5直3交替）に基づき設定した。被ばく評価においては、1直（1日目）の中央制御室滞在開始時に事故が発生するものと想定した。

(1) 中央制御室居住性評価で想定する勤務形態

被ばく評価の勤務形態については、事故期間中に放出される放射性物質が多くなる格納容器ベント実施時及び換気系が停止している事故発生直後が被ばくの影響の大きくなることから、勤務スケジュール上、最も滞在時間が長くなる場合を想定し設定した。

想定する勤務体系は表3-4に示すとおりである。また、評価で想定した運転員の入退域及び中央制御室滞在の開始及び終了の時間並びに空調起動や格納容器ベント実施の時間の前後関係を参考図に示す。

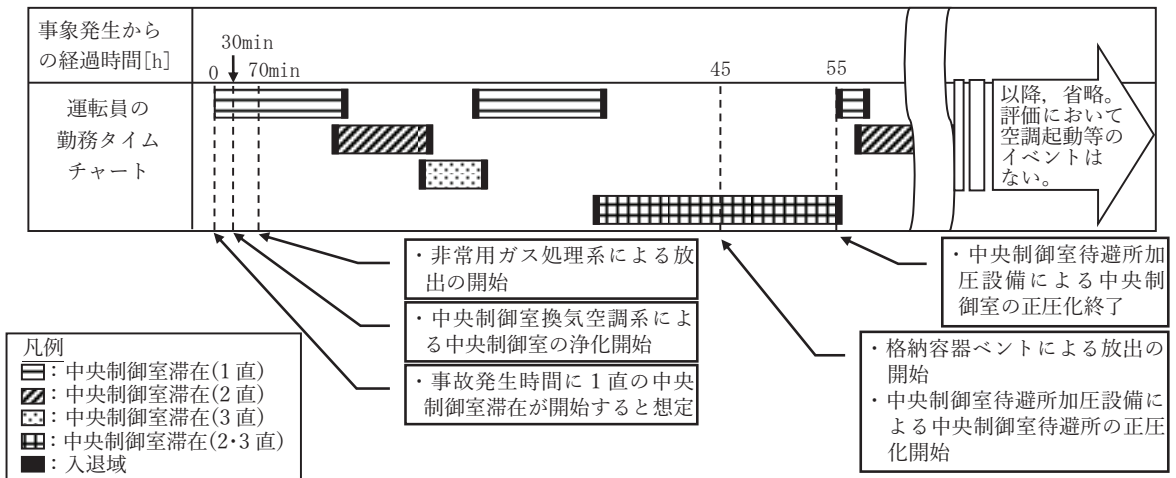
なお、入退域時の被ばく評価については、代表評価点は出入管理所と制御建屋出入口の2箇所とし、入退域ごとに各々の評価点に7分間及び5分間滞在するとして評価した。

表3-3 想定する勤務体系

勤務	勤務時間	
1直	21時30分～9時00分	11時間30分
2直	8時40分～16時50分	8時間10分
3直	16時30分～21時50分	5時間20分
2・3直	8時40分～21時50分	13時間10分

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日
A班	2	23	3	／	1	1	休
B班	3	／	1	1	休	休	2
C班	日勤						
D班	1	1	休	休	2	23	3
E班	休	休	2	23	3	／	1

滞在時間	入退域回数
49:40	10回
36:30	8回
0:00	0回
49:40	10回
38:10	8回



参考図 評価で想定した運転員の中央制御室滞在の時間や空調起動等の時間の前後関係

(2) 中央制御室居住性評価に係る被ばく評価結果

(1)で想定した勤務スケジュールにおける被ばく評価結果について、代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合の評価結果を表3-4及び表3-5に、格納容器ベントを実施した場合の評価結果を表3-6及び表3-7示す。この結果、7日間での実効線量は代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約51mSv、格納容器ベントを実施した場合で最大約51mSvとなった。

表 3-4 代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合の被ばく評価結果  
(マスクを考慮) \*1\*2\*3

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	2直 約 6.2*4	23直 約 2.7	3直 約 1.4	-	1直 約 1.3	1直 約 1.2	-	約 13
B班	3直 約 5.3*4	-	1直 約 1.9	1直 約 1.5	-	-	2直 約 0.87	約 9.5
C班	-	-	-	-	-	-	-	0
D班	1直 約 46*4	1直 約 2.9	-	-	2直 約 1.1	23直 約 1.2	3直 約 0.47*5	約 51
E班	-	-	2直 約 1.6	23直 約 1.6	3直 約 0.92	-	1直 約 1.3*5	約 5.3

注記\*1: 入退域時においてマスク (PF=50) の着用を考慮

\*2: 中央制御室内でマスク (PF=50) の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価

\*3: 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

\*4: 中央制御室内及び入退域時において事故後1日目のみマスク (PF=1,000) の着用を考慮。中央制御室内は6時間当たり18分間外すものとして評価

\*5: 本評価において想定した直交替スケジュールでは、7日目3直の班が中央制御室滞在中に、交替のために入域する1直勤務の班 (本評価では7日目1直の班と同じ班を想定) が入域を終了した時点で評価期間終了 (事象発生から168時間後) となる。本表では、評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日目1直の被ばく線量に加えて整理している。また、本表における7日目3直の被ばく線量は、7日目3直の班が中央制御室滞在中に評価期間終了となることから、入域及び中央制御室滞在中 (評価期間終了まで) に伴う被ばく線量を示している



表 3-5 代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合の最大の線量となる班 (D 班) の被ばく評価結果の内訳 (マスクを考慮)

被ばく経路		7 日間の実効線量*
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 $4.1 \times 10^{-2}$
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 $7.0 \times 10^0$
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 $6.8 \times 10^0$
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 $3.2 \times 10^1$
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 $2.7 \times 10^1$ ) (約 $5.6 \times 10^0$ )
	小計 (①+②+③+④)	約 $4.6 \times 10^1$
入退域時	⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 $1.4 \times 10^{-1}$
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 $2.5 \times 10^{-2}$
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 $5.1 \times 10^0$
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 $1.2 \times 10^{-2}$
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 $5.3 \times 10^0$
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 $5.1 \times 10^1$

注記\* : 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 3-6 格納容器ベントを実施した場合の被ばく評価結果（マスクを考慮） \*1\*2\*3

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	2直 約 6.2*4	23直 約 21	3直 約 1.4	-	1直 約 1.1	1直 約 0.84	-	約 31
B班	3直 約 5.3*4	-	1直 約 1.8	1直 約 1.4	-	-	2直 約 0.65	約 9.0
C班	-	-	-	-	-	-	-	0
D班	1直 約 46*4	1直 約 2.9	-	-	2直 約 0.88	23直 約 0.84	3直 約 0.34*5	約 51
E班	-	-	2直 約 1.6	23直 約 1.3	3直 約 0.79	-	1直 約 0.98*5	約 4.7

注記\*1：入退域時においてマスク（PF=50）の着用を考慮

\*2：中央制御室内でマスク（PF=50）の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価

\*3：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

\*4：中央制御室内及び入退域時において事故後1日目のみマスク（PF=1,000）の着用を考慮。中央制御室内は6時間当たり18分間外すものとして評価

\*5：評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目3直の被ばく線量は、入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量

表 3-7 格納容器ベントを実施した場合の最大の線量  
となる班 (D 班) の被ばく評価結果の内訳 (マスクを考慮)

被ばく経路		7 日間の実効線量*
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 $4.1 \times 10^{-2}$
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 $7.0 \times 10^0$
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 $6.8 \times 10^0$
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 $3.2 \times 10^1$
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 $2.6 \times 10^1$ ) (約 $5.6 \times 10^0$ )
	小計 (①+②+③+④)	約 $4.5 \times 10^1$
入退域時	⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 $1.2 \times 10^{-1}$
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 $1.6 \times 10^{-2}$
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 $5.2 \times 10^0$
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 $5.7 \times 10^{-3}$
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 $5.4 \times 10^0$
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 $5.1 \times 10^1$

注記\* : 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

## 中央制御室待避所遮蔽に係るストリーミングの考慮について

中央制御室待避所に設置する出入口開口部又は配管その他の貫通部から、中央制御室待避所遮蔽を透過せず、散乱等によるストリーミングが加圧エリアに影響を与えないよう、放射線の漏えい防止措置を講ずる。

## 1. 出入口開口部に対する考慮

中央制御室待避所の出入口開口からのストリーミングが加圧エリアに影響を与えないよう、遮蔽扉とする。

## 2. 配管その他の貫通部に対する考慮

中央制御室待避所の配管その他の貫通部からのストリーミングが加圧エリアに影響を与えないよう、必要に応じて以下の放射線の漏えい防止措置を講ずる。

- (1) 貫通部の大きさを可能な限り小さくする。
- (2) 貫通部は、原則として貫通部を通して線源が直接見通せない位置に設置する。

VI-1-8 原子炉格納施設の説明書

## 目 次

- VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書
- VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書
- VI-1-8-3 原子炉格納施設の基礎に関する説明書
- VI-1-8-4 圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書

VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書

## 目 次

1.	概要	1
2.	基本方針	2
2.1	設計基準事故時における基本方針	2
2.2	重大事故等時における基本方針	2
3.	原子炉格納施設の設計条件	6
3.1	設計基準事故時における設計条件	6
3.1.1	圧力及び温度に関する設計条件	6
3.1.2	漏えい率に対する設計条件	7
3.1.3	最低使用温度	7
3.1.4	使用材料	8
3.1.5	耐圧試験圧力	10
3.1.6	開口部	10
3.1.7	配管貫通部	10
3.1.8	電気配線貫通部	10
3.1.9	原子炉格納容器隔離弁	11
3.1.10	原子炉格納容器体積	24
3.1.11	原子炉格納容器安全設備	24
3.1.12	許容外圧	24
3.1.13	圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法	25
3.1.14	真空破壊装置	26
3.1.15	原子炉建屋原子炉棟	27
3.1.16	可燃性ガス濃度制御設備	27
3.1.17	放射性物質濃度制御設備	27
3.1.18	原子炉格納容器調気設備	28
3.1.19	冷却材喪失事故時の荷重	28
3.1.20	逃がし安全弁作動時の荷重	31
3.1.21	地震荷重	31
3.1.22	荷重の組合せ	31
3.1.23	繰返し荷重に対する解析	33
3.2	重大事故等時における設計条件	39
3.2.1	重大事故等時の評価温度、評価圧力	39
3.2.2	重大事故等時における原子炉格納容器の熱の輸送機能	52
3.2.3	重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能	53
3.2.4	重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能	54
3.2.5	重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能	56
3.2.6	重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能	58



3.2.7	重大事故等時における水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止機能.....	59
3.2.8	重大事故等時における放射性物質拡散抑制機能.....	59
3.2.9	重大事故等時の動荷重.....	60
3.2.10	荷重の組合せ.....	60
4.	重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価及びその他影響確認.	62
4.1	重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価.....	62
4.1.1	評価方針.....	62
4.1.2	評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因.....	62
4.1.3	評価方法.....	66
4.1.4	評価結果.....	71
4.2	その他原子炉格納容器の限界温度，圧力に対する影響確認.....	83
4.2.1	確認内容.....	83
4.2.2	確認結果.....	83

別添 1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能健全性について

別添 2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(以下「技術基準規則」という。)」第44条及びその「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(以下「解釈」という。)」の要求に対する原子炉格納施設の設計基準事故時の設計条件について記載したものであり、最高使用圧力、最高使用温度、設計漏えい率、最低使用温度、使用材料(原子炉格納容器本体の脆性破壊防止含む)、耐圧試験圧力、開口部、配管貫通部、電気配線貫通部、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器体積、原子炉格納容器安全設備、許容外圧、圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法、真空破壊装置、原子炉建屋原子炉棟、可燃性ガス濃度制御設備、放射性物質濃度制御設備、原子炉格納容器調気設備、原子炉冷却材喪失事故時の荷重、主蒸気逃がし安全弁作動時の荷重、地震荷重、荷重の組合せ、繰返し荷重に対する解析について説明する資料である。

また、技術基準規則第63、64、65、66、67、68、70及び71条並びにそれらの解釈の要求に対する重大事故等対処設備として原子炉格納施設の破損防止に係る機能、重大事故等時の動荷重、荷重の組合せについても説明するとともに、重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価についても説明する。

## 2. 基本方針

原子炉格納施設は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とする。

### 2.1 設計基準事故時における基本方針

原子炉格納容器は、設計基準事故時において原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定し、これにより放出される原子炉冷却材のエネルギーによる原子炉冷却材喪失事故（以下「冷却材喪失事故」という。）時の最大の圧力、最高の温度及び設計上想定された地震荷重に耐える設計とする。また、冷却材喪失事故時及び主蒸気逃がし安全弁（以下「逃がし安全弁」という。）作動時において、原子炉格納容器に生じる動荷重に耐える設計とする。なお、原子炉格納容器に生じる動荷重に対する設計は、「BWR. MARK I型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」に基づき実施する。

原子炉格納容器の開口部である出入口及び貫通部を含めて原子炉格納容器全体の漏えい率を許容値以下に保ち、冷却材喪失事故時及び逃がし安全弁作動時において想定される原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線等の環境条件の下でも原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つように設計するとともに、漏えい試験ができる設計とする。

原子炉格納容器バウンダリを構成する機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉格納容器バウンダリの脆性破壊及び破断を防止する設計とする。

原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動弁、チェーンロックが可能な手動弁、キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生じる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するとともに、原子炉格納容器内から漏えいする放射性物質の濃度を低減する設備として残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を設置する設計とする。また、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生じる水素及び酸素により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するため、可燃性ガス濃度制御系及び原子炉格納容器調気系を設置する設計とする。

なお、冷却材喪失事故後、ドライウエル内蒸気の凝縮が進み、ドライウエル圧力がサブプレッションチェンバ圧力より低下した場合に、圧力差により自動的に働き、サブプレッションチェンバのプール水のドライウエルへの逆流及びドライウエルの破損を防止するため、真空破壊装置を設置する設計とする。

運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉建屋原子炉棟から直接大気に放射性物質が漏えいしないように、非常用ガス処理系を設置する設計とする。

### 2.2 重大事故等時における基本方針

原子炉格納容器は、重大事故等時の条件下においても放射性物質の閉じ込め機能を有する設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内の熱を輸送するために用いる原子炉格納容器フィルタベント

系は、フィルタ装置により放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。また、耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを排気筒を通して原子炉建屋外に放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。なお、可搬型窒素ガス供給系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素ガス供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント後においても不活性ガス（窒素）で置換できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内の冷却のために用いる原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉格納容器内のドライウエルスプレイ管からドライウエル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器によりサプレッションチェンバのプール水をドライウエル内及びサプレッションチェンバ内にスプレイ並びに残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器によりサプレッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器の過圧破損防止のために用いる代替循環冷却系は、代替循環冷却ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、原子炉圧力容器へ注水及び原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置により放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。なお、可搬型窒素ガス供給系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素ガス供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント後においても不活性ガス（窒素）で置換できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却のために用いる原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）は、復水移送ポンプ又は代替循環冷却ポンプにより、原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。また、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、原子炉格納容器下部へ注水し、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系は、復水移送ポンプ又

は代替循環冷却ポンプにより原子炉格納容器内のドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイし、スプレイした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を經由して原子炉格納容器下部へ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により原子炉格納容器内のドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイし、スプレイした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を經由して原子炉格納容器下部へ流入することで、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために用いる低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、高圧代替注水系、代替循環冷却系及びほう酸水注入系は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、高圧代替注水系及び代替循環冷却系のいずれかと並行してほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を行うことで熔融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内における水素爆発による破損防止のために用いる可搬型窒素ガス供給装置は、原子炉格納容器内を不活性化するため、原子炉格納容器内に窒素を供給することで、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にできる設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置により放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素及び酸素を大気に排出できる設計とし、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント開始後においても不活性ガス（窒素）で置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。なお、可搬型窒素ガス供給系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素ガス供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。

原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために用いる静的触媒式水素再結合装置は、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止できる設計とする。

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために用いる放水設備（大気への拡散抑制設備）は、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）により海水を取水し、放水砲から原子炉建屋へ放水することで発電所外への放射性物質の拡散を抑制する設計とし、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するために用いる放水設備（泡消火設備）は、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）により泡消火薬剤混合装置を通して、海水を泡消火薬剤と混合しながらホース等を經由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。また、海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）は、シルトフェンスを汚染水が発電所から海洋に流出する南側排水路排水柵、タービン補機放水ピット、北側排水路

排水枥及び取水口に設置することで発電所外への放射性物質の拡散を抑制する設計とする。

原子炉格納容器は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度を超える可能性があるが、設計基準対象施設としての最高使用圧力（設計圧力）の2倍である限界圧力及び200℃の限界温度で閉じ込め機能を損なわない設計とする。

上記の設計のため、評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、添付書類「VI-5 計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。



### 3. 原子炉格納施設の設計条件

原子炉格納施設の設計条件としては設計基準事故時における設計条件と、重大事故等時における設計条件に分類し、項目ごとに説明する。

#### 3.1 設計基準事故時における設計条件

原子炉格納容器の設計基準事故時の設計条件として、施設時に適用した「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（昭和55年通商産業省告示第501号、以下「告示第501号」という。）に基づき最高使用圧力、最高使用温度、最低使用温度等を設定し、原子炉格納容器の強度評価等も含めた設計条件として使用する。以下に設計条件として使用する項目について示す。

##### 3.1.1 圧力及び温度に関する設計条件

###### (1) 内圧及び温度

原子炉格納容器は冷却材喪失事故直後の圧力上昇に耐えるものでなくてはならないため、解析から得られる原子炉格納容器の最高内圧及び最高温度を上回るように設定する。

解析の際の初期条件は、表3-1に示す通常運転中の圧力及び温度である。

表 3-1 解析に用いた初期条件

		ドライウエル	サブプレッションチェンバ
圧	力	5 kPa	5 kPa
温	度	57 °C	32 °C

解析結果による最高圧力及び最高温度は表3-2に示す値となる。

表 3-2 解析結果による最高圧力及び最高温度\*

		ドライウエル	サブプレッションチェンバ
圧	力	324 kPa	206 kPa
温	度	146 °C	97 °C

注記\*：記載内容は、平成2年5月24日付け元資庁第14466号にて認可された工事計画の添付書類「IV-1-1-1 原子炉格納容器の設計条件に関する説明書」による。

上記の解析結果に余裕をもたせて最高使用圧力及び最高使用温度を表3-3に示す値とする。

表 3-3 最高使用圧力及び最高使用温度

		ドライウエル	サブプレッションチェンバ
圧	力	427 kPa	427 kPa
温	度	171 °C	104 °C

## (2) 外圧

原子炉格納容器の外面にうける最高の圧力については、真空破壊装置を設けることによって、過大な外圧が作用しないように原子炉格納容器を防護する設計としている。したがって、ドライウエル及びサブプレッションチェンバの外面にうける最高の圧力は 13.7kPa とする。

## (3) 設計基準事故時の原子炉格納容器の評価水位

冷却材喪失事故発生後、サブプレッションチェンバ（内部水源）を水源とした非常用炉心冷却系による注水開始により、炉心は冠水され、冷却材は冷却材喪失事故の破断口から原子炉格納容器下部及びドライウエル床を経由して、サブプレッションチェンバへと流入する。

原子炉格納容器下部及びドライウエル床には、250m<sup>3</sup> 弱の冷却材を保有できる容量を有しており、冷却材喪失事故発生後の原子炉圧力容器より流出する冷却材量（約 200m<sup>3</sup>）は原子炉格納容器下部及びドライウエル床に保持される。

その後、サブプレッションチェンバを水源とする非常用炉心冷却系による注水が継続するため、サブプレッションチェンバの水位は事象発生時の水位以下で推移することから、弾性設計用地震動 S<sub>d</sub> 及び基準地震動 S<sub>s</sub> と組み合わせる原子炉格納容器の評価においては、保安規定に基づく運転上の制限値を踏まえ、サブプレッションチェンバの水位を「通常運転水位である H.W.L 0.P.-3800mm（水位 3.6m）」に設定している。

なお、非常用炉心冷却系のうち高压炉心スプレイ系については、第一水源として復水貯蔵タンクを用いるが、サブプレッションチェンバの水位が H.W.L 0.P.-3800mm（水位 3.6m）に到達すると水源がサブプレッションチェンバへ切り替わり、その後復水貯蔵タンク水により注水されることはない。

### 3.1.2 漏えい率に対する設計条件

設計基準対象施設として使用する原子炉格納容器の設計漏えい率は、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の環境への放射性物質の異常な放出において、判断基準（実効線量 5mSv 以下）を満足することが確認されている設計漏えい率 0.5%/d 以下（常温、空気、最高使用圧力の 0.9 倍において）とする\*。

注記\*：令和 2 年 2 月 26 日付け「原規規発第 2002261 号」をもって許可を受けた「女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 3. 設計基準事故解析  
3.4.4 原子炉冷却材喪失における解析条件

### 3.1.3 最低使用温度

告示第 501 号で規定されている原子炉格納容器の最低使用温度を表 3-4 に示す。

表 3-4 原子炉格納容器の最低使用温度

	ドライウエル	サブプレッションチェンバ
最低使用温度	0 °C	0 °C



ドライウエル、サブプレッションチェンバとも同じ値である。この最低使用温度は建設時の耐圧漏えい試験時（試験状態）を考慮して決めたものであり、建設時を除けば、原子炉建屋内にあるため、換気空調系により 10℃以上に保たれる。

#### 3.1.4 使用材料

原子炉格納容器バウンダリに使用するフェライト系材料は原子炉格納容器の最低使用温度に対して脆性破壊を防止するため、告示第 5 0 1 号の規定により衝撃試験又は落重試験を行い、これに合格したものを使用する。

原子炉格納容器本体の脆性破壊防止に関する確認事項を以下に示す。

##### (1) 原子炉格納容器本体の脆性破壊防止

###### a. 概要

原子炉格納容器本体は、施設時に適用された「告示第 5 0 1 号」及び「電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令」（昭和 45 年通商産業省令第 8 1 号（昭和 60 年 10 月改正を含む））（以下「省令第 8 1 号」という。）に基づき、材料、設計及び製作において、次の試験を実施し、脆性破壊に対し十分安全であることを確認されたものを使用する。

- (a) 原子炉格納容器本体の材料は、告示第 5 0 1 号第 20 条第 4 項に規定する方法による破壊靱性試験を行い、同項に規定する合格基準に適合するものを使用する。
- (b) 原子炉格納容器本体の溶接部は、省令第 8 1 号第 28 条第 2 項に規定する試験板について第 26 条の規定に基づき、破壊靱性試験を行い、同条に規定する合格基準に適合することを確認されたものを使用する。

###### b. 脆性破壊防止のための確認事項実施要領

###### (a) 原子炉格納容器本体の材料に関する確認

本体材料に関する破壊靱性試験として衝撃試験を実施する。衝撃試験の実施要領は次のとおりである。

###### イ. 対象材料

第二種容器（厚さが 16mm 未満の材料、断面積が 625mm<sup>2</sup> 未満の棒の材料、呼び径が 25mm 未満のボルト等の材料、外径が 169mm 未満の管の材料並びに厚さが 16mm 又は外径が 169mm 未満の管に接続されるフランジの材料及び管継手の材料を除く。）に使用する材料のうち、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金以外のものに限る。

###### ロ. 材料

原子炉格納容器本体において、該当する材料は SGV49 及び SPV50 である。

###### ハ. 試験温度

試験温度は-17℃以下とする。これは最低使用温度（0℃）より 17℃以上低い温度である。

###### ニ. 試験片

試験片は、3 個採取する。

ホ. 合格基準

試験片の吸収エネルギーが次の表の値以上であるものを合格とする。

材料	吸収エネルギー	
	3 個の平均	最小値
	J (kg・m)	J (kg・m)
SGV49	27 (2.8)	21 (2.1)
SPV50	40 (4.1)	33 (3.4)

(b) 原子炉格納容器本体の溶接部に関する確認

本体の溶接に関する破壊靱性試験として衝撃試験を実施する。衝撃試験の実施要領は次のとおりである。

イ. 対象溶接部

第二種容器の突合せ溶接による溶接部のうち、熱影響部であって材料がオーステナイト系ステンレス鋼、ニッケルクロム鉄合金、鉄ニッケルクロム合金又は非鉄金属以外のもの及び溶接金属部であって、溶接金属がオーステナイト系ステンレス合金、ニッケルクロム鉄合金又は非鉄金属以外のものであって、厚さが 16mm 以上の溶接部、外径が 169mm 以上の管の溶接部及び厚さが 16mm 又は外径が 169mm 以上の管に接続されるフランジ又は管継手の溶接部に限る。

ロ. 母材の材料

原子炉格納容器本体において、該当する溶接部の母材は SGV49 及び SPV50 である。

ハ. 試験温度

試験温度は $-17^{\circ}\text{C}$ 以下とする。これは最低使用温度 ( $0^{\circ}\text{C}$ ) より  $17^{\circ}\text{C}$ 以上低い温度である。

ニ. 試験片

試験片は溶接金属部及び熱影響部から、それぞれ 3 個採取する。

ホ. 合格基準

試験片の吸収エネルギーが次の表の値以上であるものを合格とする。

なお、再試験は省令第 8 1 号第 30 条 (第 13 条準用) の規定による。

材料	吸収エネルギー	
	3 個の平均	最小値
	J (kg・m)	J (kg・m)
SGV49	27 (2.8)	21 (2.1)
SPV50	40 (4.1)	33 (3.4)

### 3.1.5 耐圧試験圧力

原子炉格納容器の耐圧試験圧力は、施設時に適用された告示第501号第104条第1号に基づき、最高使用圧力427kPa (4.35kg/cm<sup>2</sup>) の1.125倍である481kPa (4.9kg/cm<sup>2</sup>) で気圧試験を行い原子炉格納容器の健全性を確認する。

以上より、原子炉格納容器の耐圧試験圧力481kPa (4.9kg/cm<sup>2</sup>) とする。

### 3.1.6 開口部

開口部となるドライウェル主フランジ、機器搬出入用ハッチ、逃がし安全弁搬出入口、制御棒駆動機構搬出入口、サプレッションチェンバ出入口（以下「ハッチ類」という。）及び所員用エアロックは十分な気密性を保つ設計とし、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程（J E A C 4 2 0 3-2008）」に定める漏えい試験のうちB種試験ができる設計とする。

所員用エアロックは、扉の開閉状態を管理するため、所員用エアロックの扉が開いた場合には中央制御室に警報を発信する。また、所員用エアロックの扉は、両方の扉が同時に開かないようにインターロックを設ける設計とする。

ハッチ類は、原子炉格納容器の貫通部にフランジ付の胴板が溶接固定されており、ハッチ類の外周側から蓋フランジをガスケットとボルトで固定し、気密性を保つ設計とする。

### 3.1.7 配管貫通部

原子炉格納容器配管貫通部は、冷却材喪失事故時において想定される原子炉格納容器内の圧力を考慮した最高使用圧力、温度を考慮した最高使用温度、湿度、放射線等の環境条件の下でも機能を発揮できる設計とする。

### 3.1.8 電気配線貫通部

電気配線貫通部は、冷却材喪失事故時において想定される原子炉格納容器内の圧力を考慮した最高使用圧力、温度を考慮した最高使用温度、湿度、放射線等の環境条件の下でも機能を発揮できるよう、それらの試験条件を考慮した試験により健全性が確認されたものを使用する設計とする。

### 3.1.9 原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器隔離弁（以下「隔離弁」という。）は、施設時に適用された「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」（昭和40年通商産業省令第62号，以下「省令第62号」という。）第32条第3項に基づくとともに以下に示す設計方針及び設計仕様に基づき設置する。

#### (1) 設計方針

原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける隔離弁は、安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動弁，チェーンロックが可能な手動弁，キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続するか，又は原子炉格納容器内に開口し，原子炉格納容器を貫通している各配管は，冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測制御系統施設に関連する小口径配管を除いて，原則として原子炉格納容器の内側に1個，外側に1個の自動隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。

ただし，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく，かつ，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に損壊するおそれがない管又は原子炉格納容器外側で閉じた系を構成した管で，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に，原子炉格納容器内で水封が維持され，かつ，原子炉格納容器外へ導かれた漏えい水による放射性物質の放出量が，冷却材喪失事故の原子炉格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べ十分小さい配管については，原子炉格納容器の内側又は外側に少なくとも1個の隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。

また，原子炉格納容器の内側で閉じた系を構成する管に設置する隔離弁は，遠隔操作にて閉止可能な弁を設置することも可能とする。

貫通箇所の内側又は外側に設置する隔離弁は，一方の側の設置箇所における管であって，湿気や水滴等により駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある箇所，配管が狭隘部を貫通する場合であって貫通部に近接した箇所に設置できないことによりその機能が著しく低下するような箇所には，貫通箇所の外側であって近接した箇所に2個の隔離弁を設ける設計とする。

原子炉格納容器を貫通する配管には，圧力開放板を設けない設計とする。

設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な非常用炉心冷却設備及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）で原子炉格納容器を貫通する配管，その他隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり，かつ，当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合は，自動隔離弁を設けない設計とする。

ただし，原則遠隔操作が可能であり，設計基準事故時及び重大事故等時に容易に閉鎖可能な隔離機能を有する弁を設置する設計とする。

また，重大事故等時に使用する原子炉格納容器調気系の隔離弁については，設計基準事故時の隔離機能の確保を考慮し自動隔離弁とし，重大事故等時に容易に開弁が可能な設計とする。

原子炉格納容器を貫通する計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する小口径配管であって特に隔離弁を設けない場合には、隔離弁を設置したものと同等の隔離機能を有する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される原子炉格納容器を貫通する計測系配管に隔離弁を設けない場合には、オリフィス又は過流量防止逆止弁を設置し、流出量抑制対策を講じる設計とする。

隔離弁は、閉止後に駆動動力源が喪失した場合においても閉止状態が維持され隔離機能を喪失しない設計とする。また、隔離弁のうち、隔離信号で自動閉止するものは、隔離信号が除去されても自動開とはならない設計とする。

隔離弁は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程（J E A C 4 2 0 3 -2008）」に定める漏えい試験のうちC種試験ができる設計とする。また、隔離弁は動作試験ができる設計とする。

## (2) 設備仕様

原子炉格納容器を貫通する配管系に設ける隔離弁は、以下の項目を満足し、原子炉格納容器バウンダリを構成する。

- a. 設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な設備に係る配管の隔離弁は、隔離信号により自動的に閉止しないが、必要に応じて遠隔操作により閉止できる弁又は逆止弁動作により閉止する弁であり、原子炉格納容器の隔離機能を確保できる。
- b. 2 個の隔離弁を必要とする配管の弁駆動は、駆動動力源の単一故障によって両方の弁を閉止する能力を損なわない。さらに、閉止後駆動動力源の喪失によっても閉止状態が維持され、隔離機能は喪失しない。
- c. 隔離信号で自動閉止するものは、隔離信号が除去されても自動開とはならない。  
自動隔離弁への隔離信号は、原子炉水位低、ドライウエル圧力高あるいは、放射能レベル高及び手動である。

原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁の全体概要図を図 3-1～図 3-9 に示す。また、記号及び略号を図 3-10 に示す。

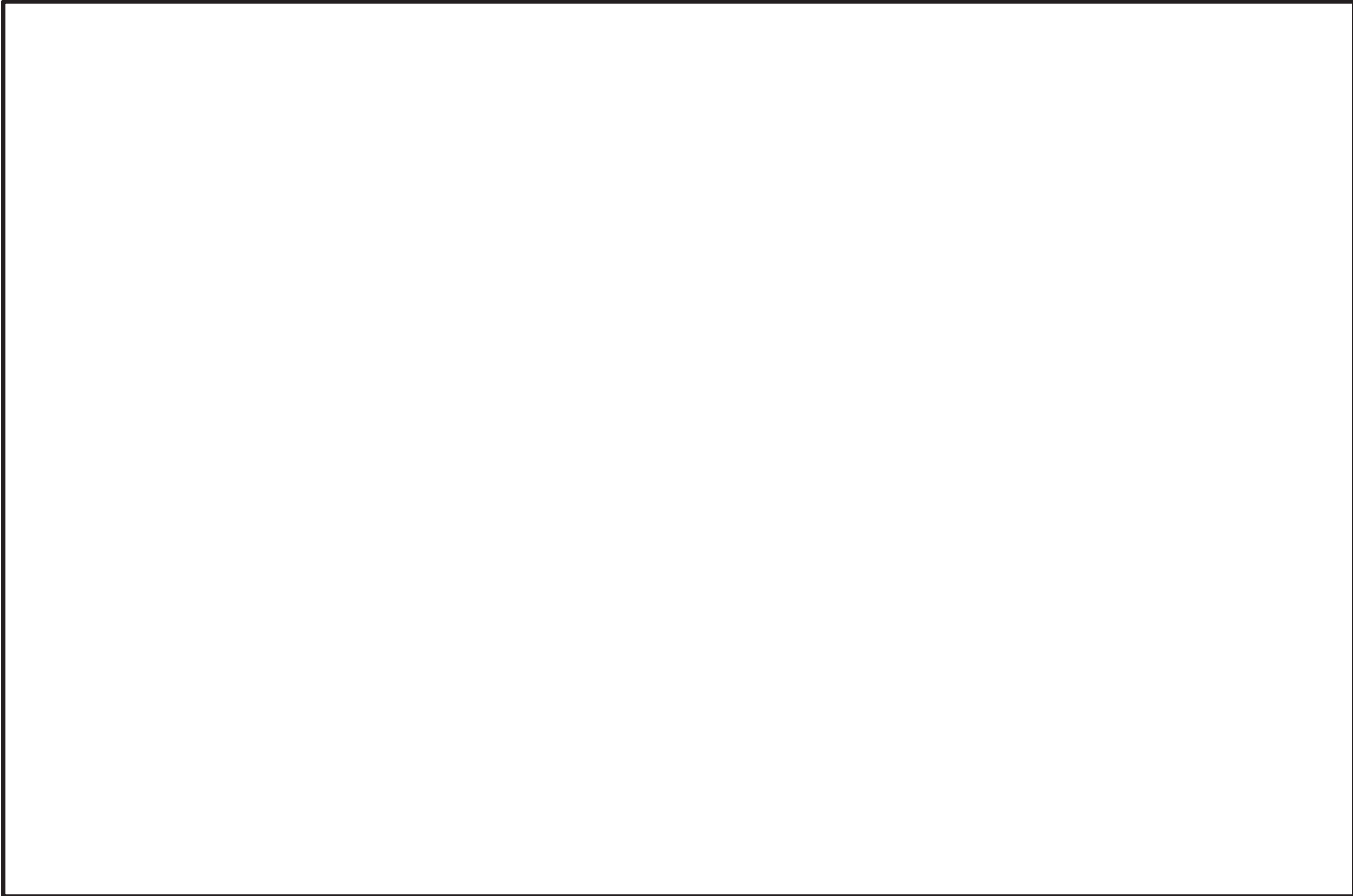


図 3-1 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

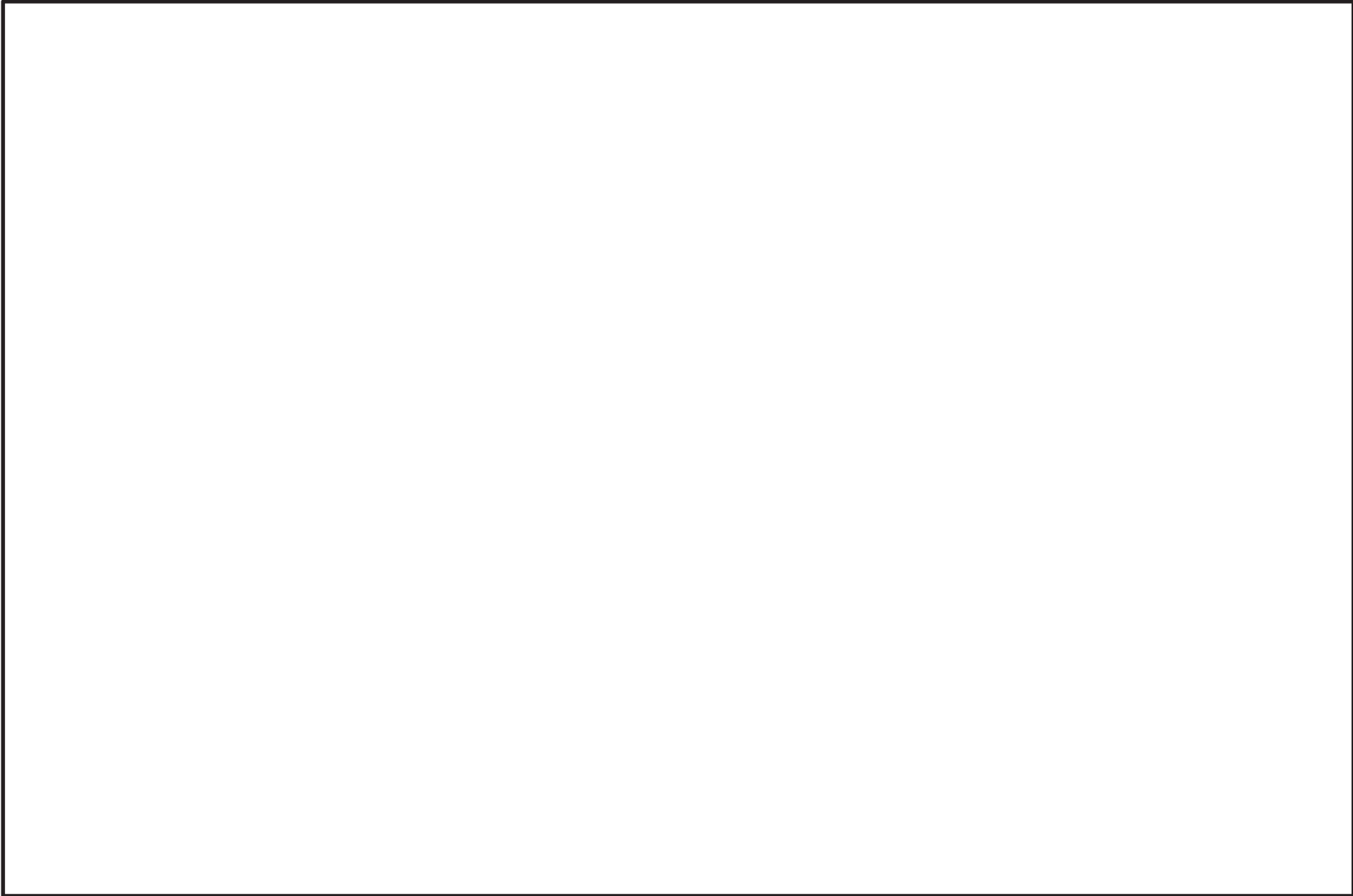


図 3-2 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

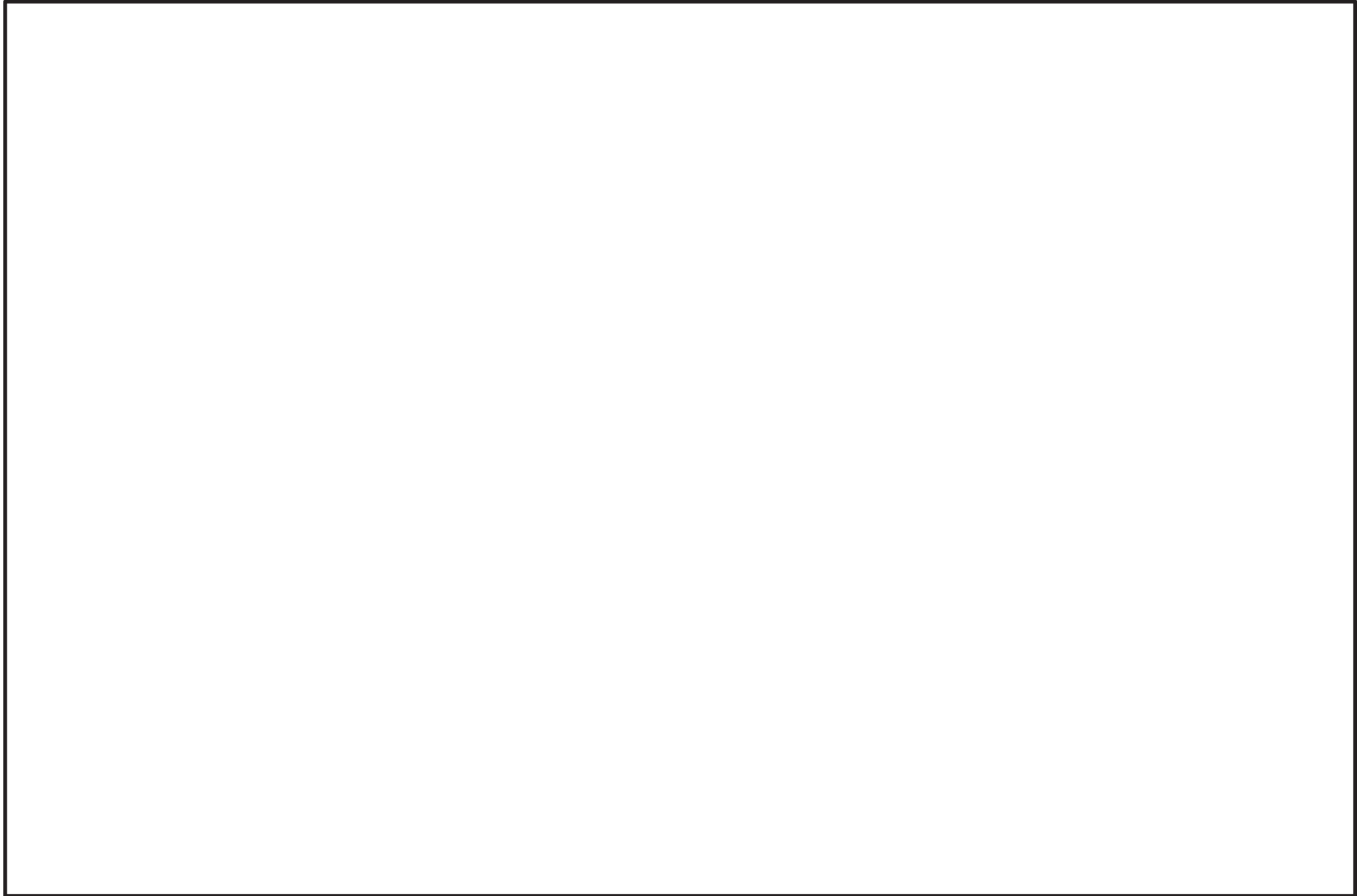


図 3-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図



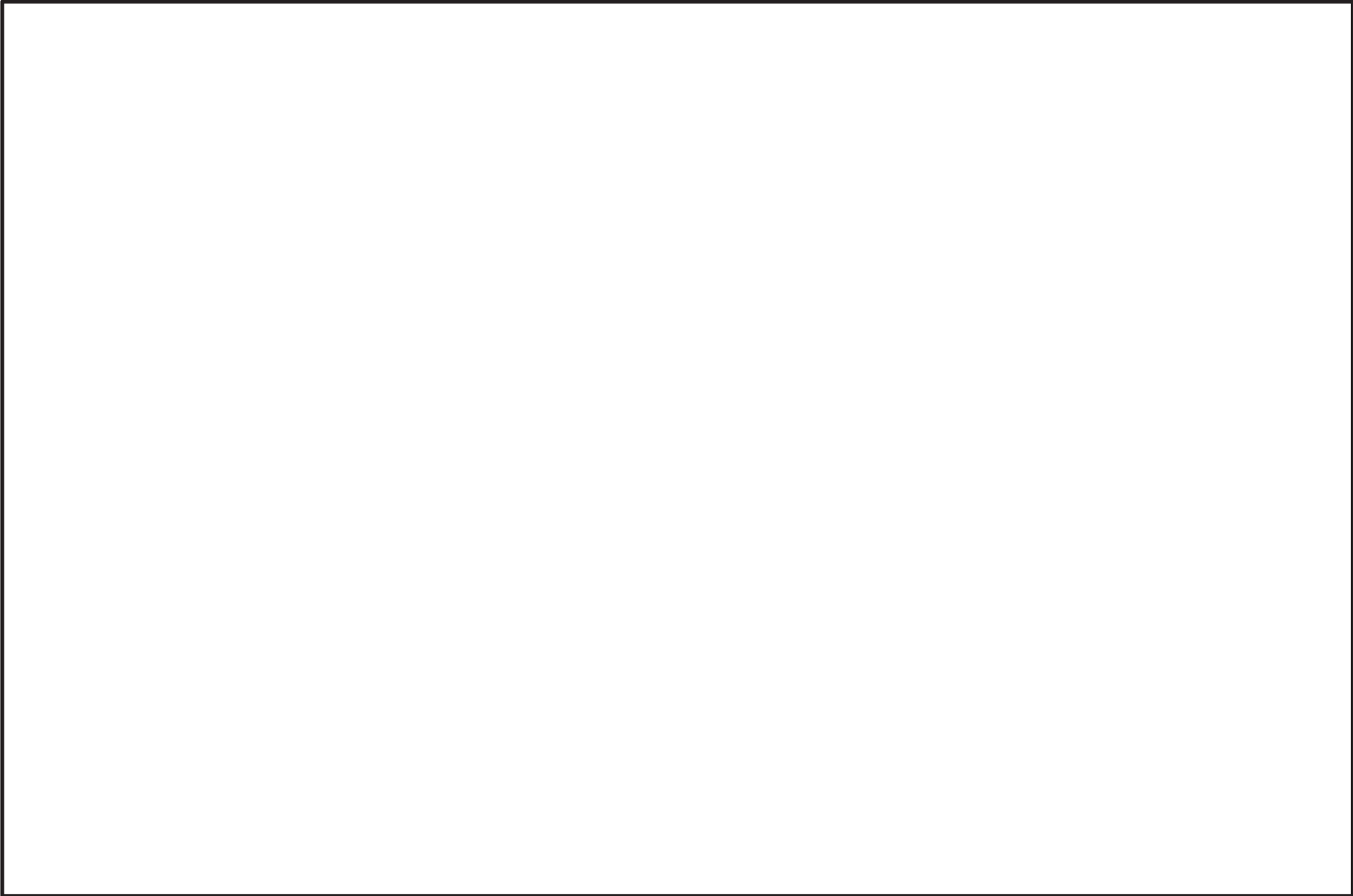


図 3-4 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

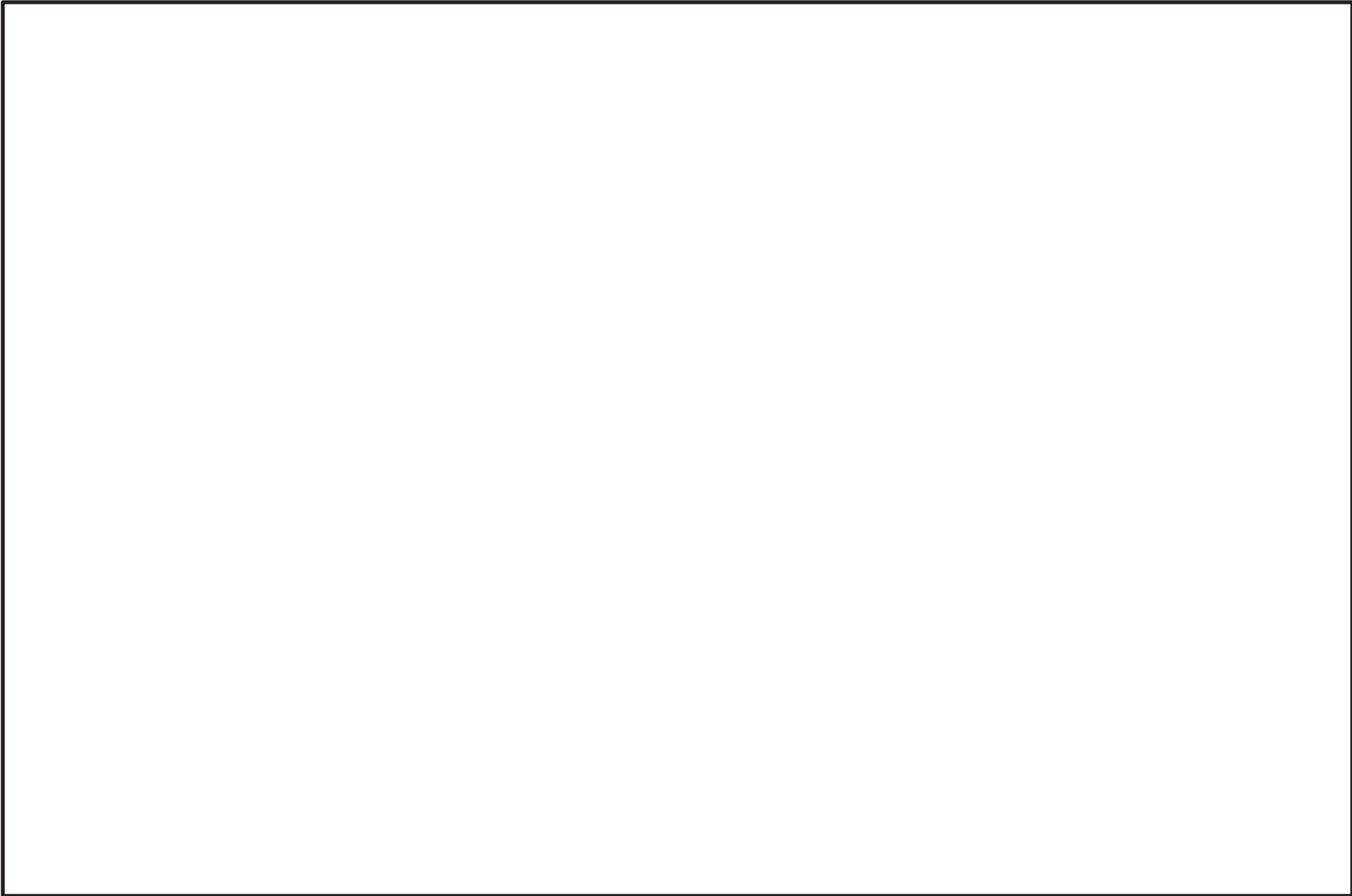


図 3-5 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

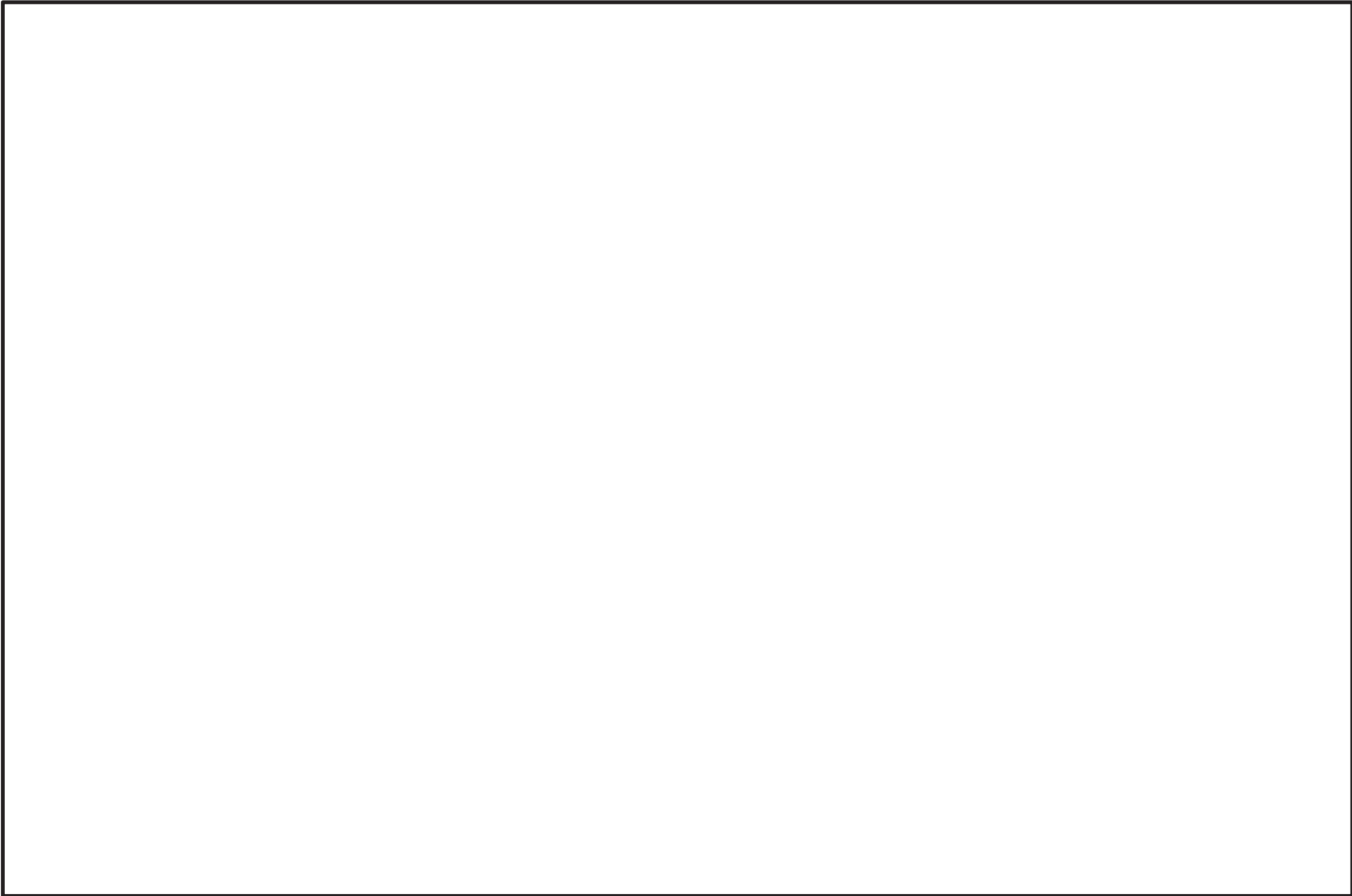
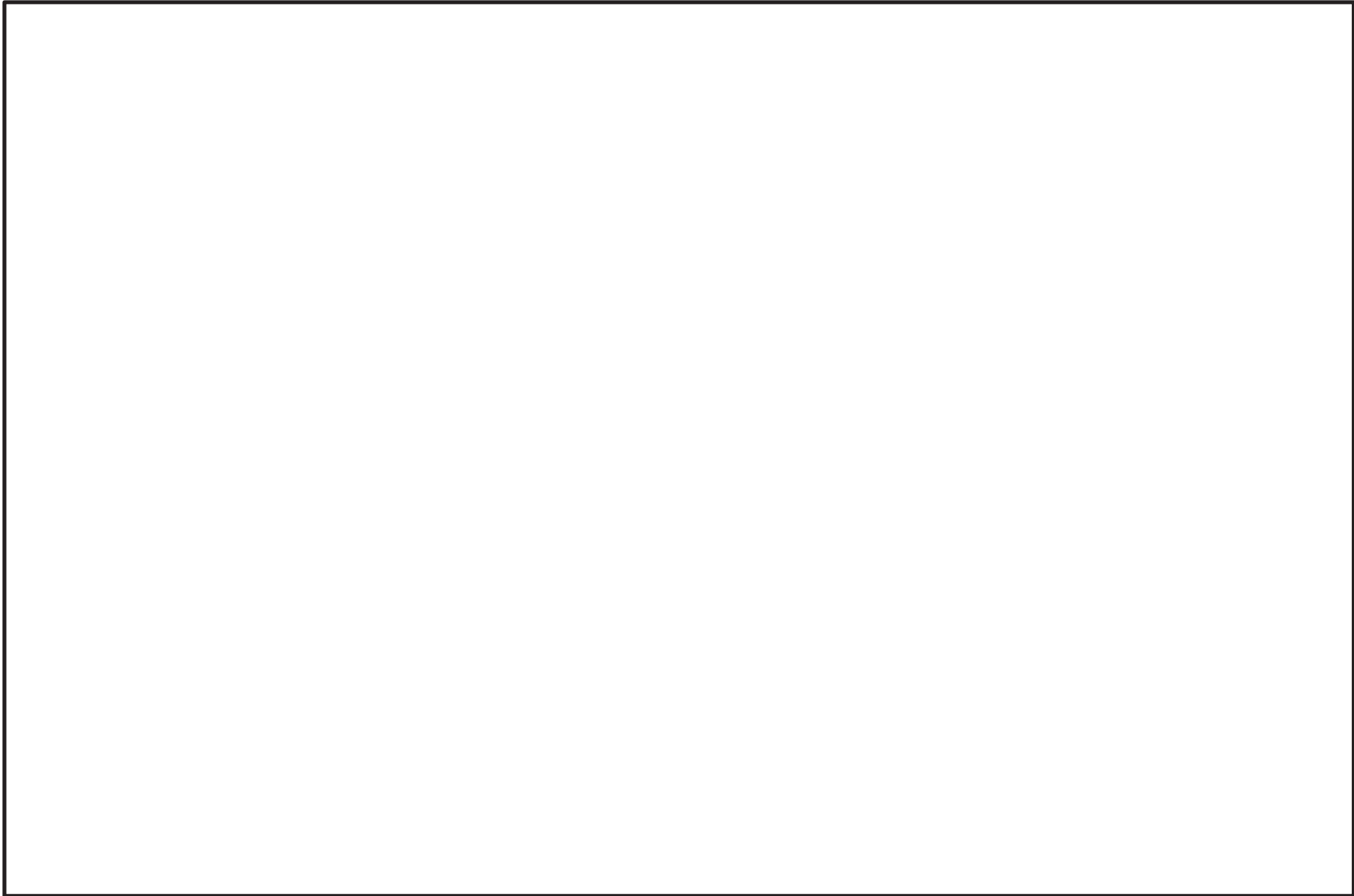
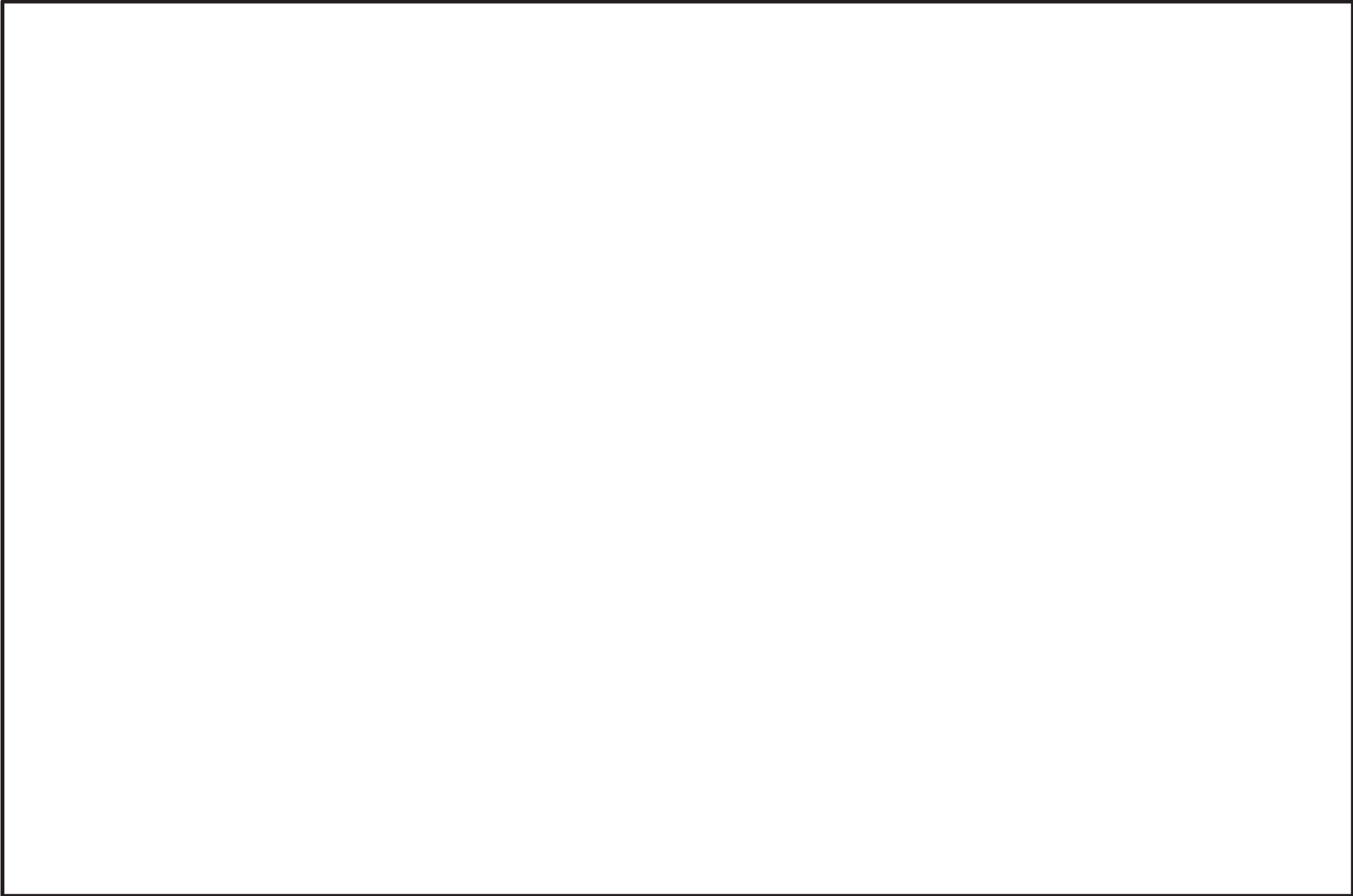


図 3-6 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

図 3-7 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

図 3-8 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

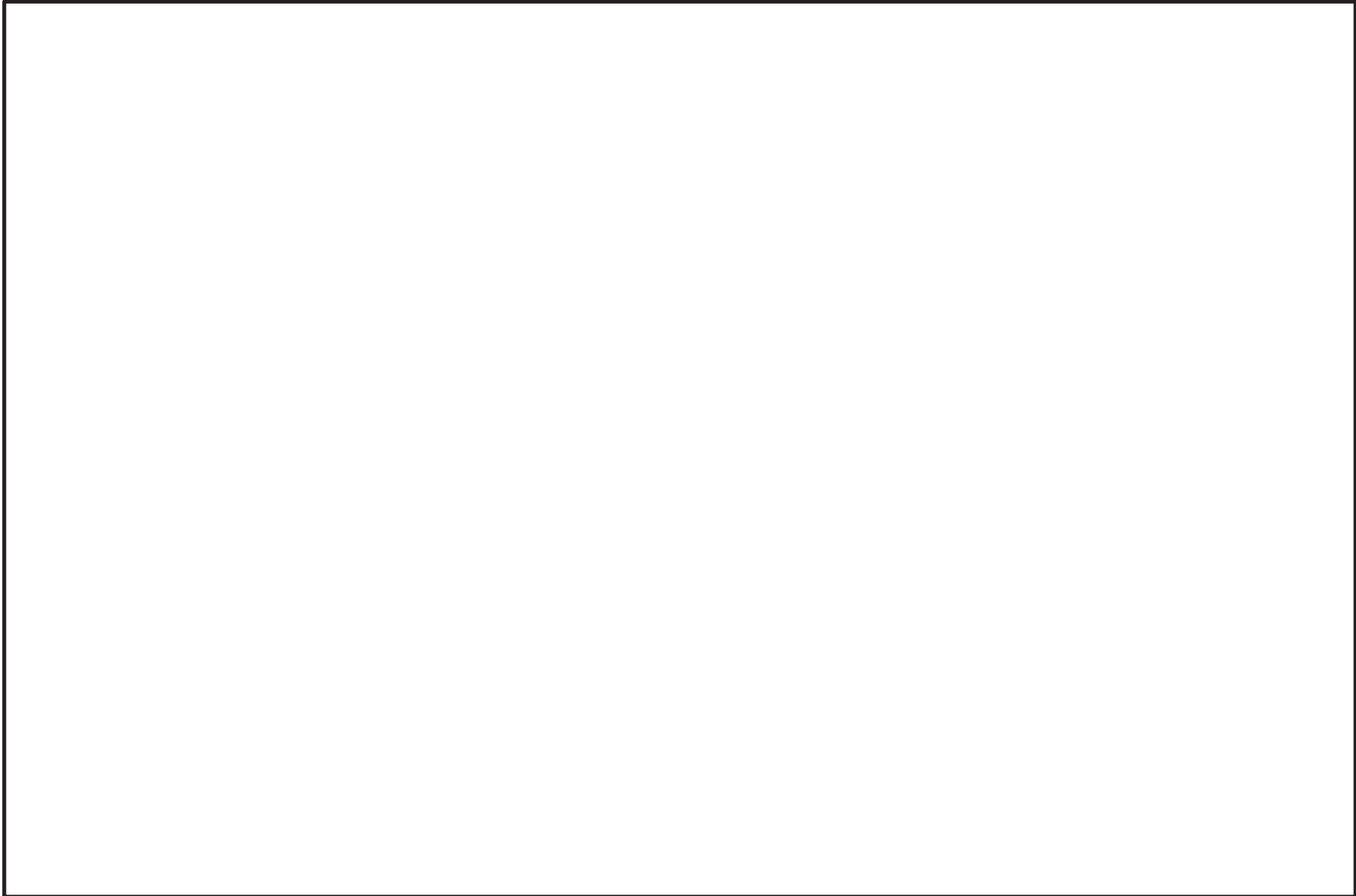


図 3-9 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

(注)

- ①：原子炉格納容器に取り付ける管の貫通箇所の内側及び外側であって近接した箇所に1個の隔離弁を設置する。
- ②：原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に損壊するおそれがない管又は原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に、構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器内の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管にあつては、貫通箇所の内側又は外側の近接した箇所に1個の隔離弁を設置する。
- ③：貫通箇所の内側又は外側に隔離弁を設ける場合には、一方の側の設置箇所における管であつて、湿気その他の隔離弁の機能に影響を与える環境条件によりその隔離弁の機能が著しく低下するおそれがあると認められるもの（湿気や水滴等により隔離弁の駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある管、配管が狭隘部を貫通する場合であつて貫通部に近接した箇所に設置できないことにより隔離弁の機能が著しく低下するおそれがある管）にあつては、貫通箇所の外側であつて近接した箇所に2個の隔離弁を設置する。
- ④：隔離弁を設けることを要しない箇所  
設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合。
- ⑤：隔離弁を設けることを要しない箇所  
計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する配管であつて、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているもの。

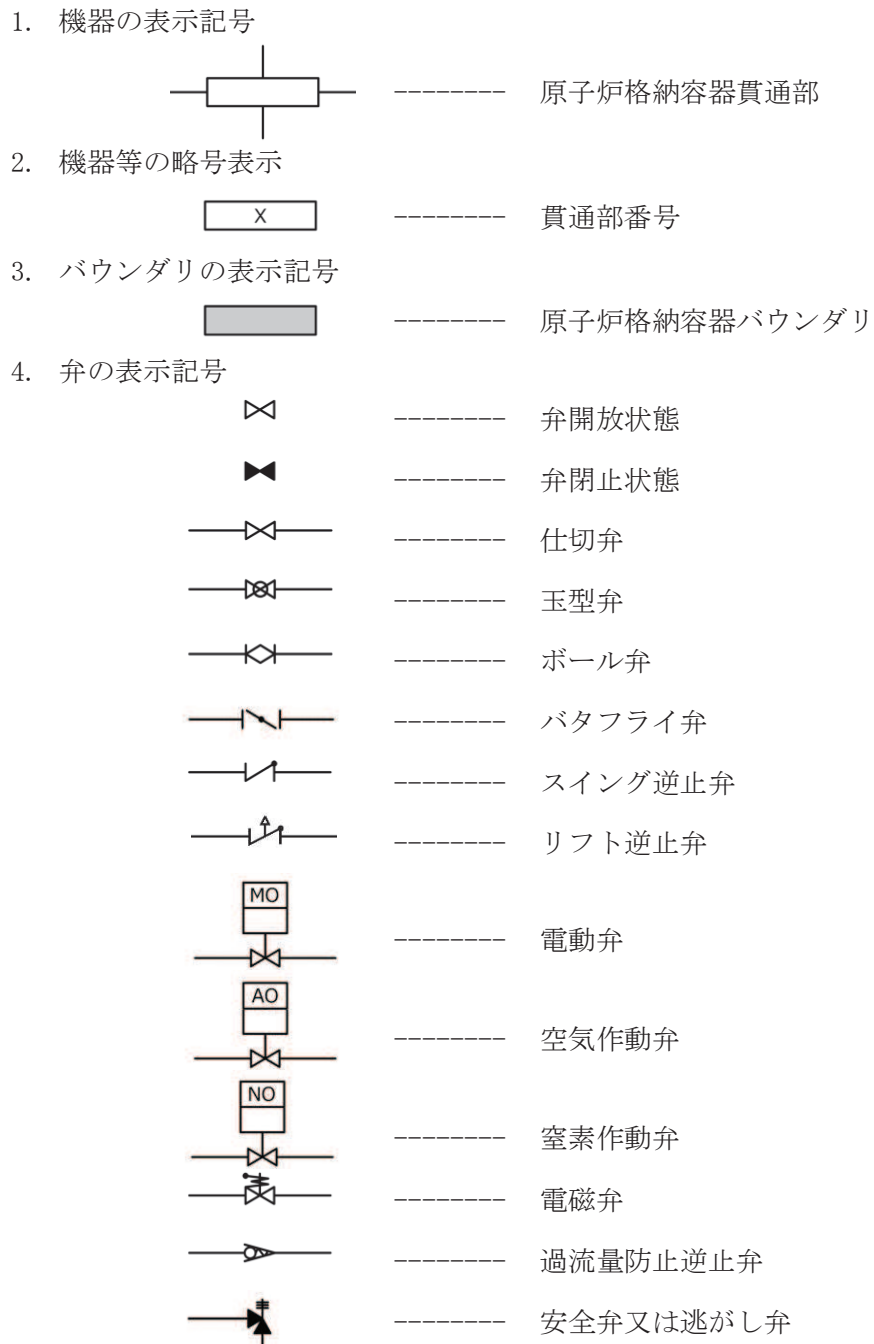


図 3-10 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図の記号及び略号



### 3.1.10 原子炉格納容器体積

設計基準事故時における冷却材喪失事故直後の圧力上昇に耐えうるよう、ドライウエル空間容積（約 7900m<sup>3</sup>）、サブプレッションチェンバ空間容積（約 4700m<sup>3</sup>）の自由体積を有している。

### 3.1.11 原子炉格納容器安全設備

設計基準対象施設としての残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内にスプレイすることにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度以下に維持できる設計とする。

サブプレッションチェンバのプール水を水源とする残留熱除去系ポンプは、予想される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする\*。サブプレッションチェンバは、設計基準事故及び重大事故等時に必要な水源として容量 2800m<sup>3</sup>、個数 1 個を有する設計とする。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、テストラインを構成することにより、発電用原子炉の運転中に試験ができる設計とする。また、設計基準事故時に動作する弁については、残留熱除去系ポンプが停止中に開閉試験ができる設計とする。また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、冷却材喪失事故後、サブプレッションチェンバ内のプール水をドライウエル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることによって、原子炉格納容器内の温度、圧力を低減し、原子炉格納容器内に浮遊している放射性物質が漏えいするのを抑えるよう設計する。

注記\*：詳細は、添付書類「VI-1-8-4 圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」に示す。

### 3.1.12 許容外圧

原子炉格納容器の許容外圧は、施設時に適用された告示第 5 0 1 号第 22 条第 3 項第 2 号ハ、ト、リ及び第 23 条第 2 項第 2 号、第 4 号により、

ドライウエル上鏡	約 <input type="text"/> kPa
ドライウエル上部円筒部	約 <input type="text"/> kPa
ドライウエル球形部	約 <input type="text"/> kPa
ドライウエル下部円筒部	約 <input type="text"/> kPa
ドライウエル下鏡	約 <input type="text"/> kPa
サブプレッションチェンバ円筒部	約 <input type="text"/> kPa
ベント管円筒部	約 <input type="text"/> kPa
ベント管円すい部	約 <input type="text"/> kPa
ベント管伸縮継手	約 <input type="text"/> kPa となる。

許容外圧は、原子炉格納容器の設計外圧（約 13.7kPa）を上回る値となっている。

なお、通常運転中においては、原子炉格納容器に窒素を充填していることなどから、原子炉格納容器外面に受ける圧力が設計外圧を超えることはない。

3.1.13 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法

蒸気凝縮による圧力抑制効果については、パシフィック・ガス・アンド・エレクトリック社と GE 社が米国モスランディング発電所において、フンボルトベイ及びボデガベイ原子力発電所用として行った実験結果に基づいており、この実験により構造及び寸法等のパラメータを定めている。

女川原子力発電所第2号機における構造及び寸法等のパラメータと上記実験によって求められたパラメータを比較すると表3-5のとおりとなっており、圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法は満足されている。

表 3-5 女川原子力発電所第2号機 圧力抑制機能の構造，寸法等

		女川原子力発電所 第2号機	実験結果に基づく 設計条件
1	直径 (ダウンカマ)		
2	水浸 (ダウンカマ)		
3	クリアランス (ダウンカマとサプレッション チェンバ底部間)		
4	中心間距離 (ダウンカマ)		
5	$\frac{\text{実効破断面積}^{*1}}{\text{ベント管流路面積}^{*2}}$		

注記\*1:  の実効破断面積 :  $A_R$

$$A_R = \text{} \text{ m}^2$$

\*2 : ベント管流路面積 :  $A_v$   
(ベント管断面積×8)

$$A_v = \frac{\pi}{4} \times \text{} \times 8 = \text{} \text{ m}^2$$

ここで、

ベント管内径 :  mm

ベント管本数 : 8 本

### 3.1.14 真空破壊装置

#### (1) 真空破壊装置の機能

ドライウエル内の冷却材喪失事故後、ドライウエル圧力がサブプレッションチェンバ圧力より低下した場合に、ドライウエルとサブプレッションチェンバ間に設置された6個の真空破壊装置が、圧力差により自動的に働き、サブプレッションチェンバのプール水のドライウエルへの逆流及びドライウエルの破損を防止できる設計とする。

真空破壊装置は、その作動によって原子炉格納容器に設計外圧以上の負圧を生じないようにする。真空破壊装置の取付位置を図3-11に示す。

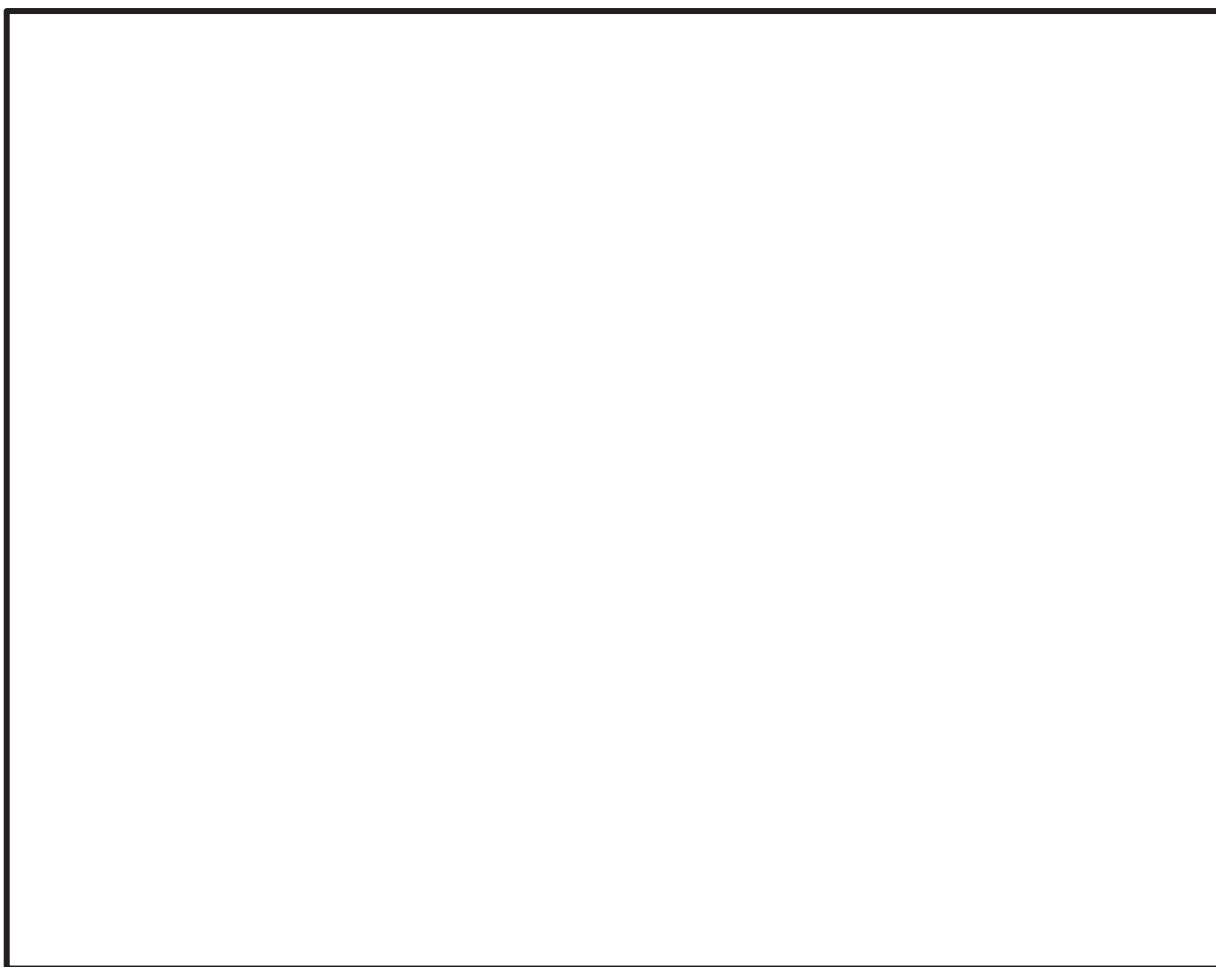


図 3-11 真空破壊装置の取付位置

(2) 真空破壊装置の容量

ドライウエルの真空破壊装置の必要容量は、ベント管の容量とともにモスランディング発電所における実験によって求められている。

必要な真空破壊装置の流路面積は

$$\frac{\text{真空破壊装置流路断面積}}{\text{ベント管流路断面積}} \geq \boxed{\phantom{00}}$$

したがって、真空破壊装置の必要流路面積 $A_B$ は

$$A_B = \frac{A_V}{\boxed{\phantom{00}}} = \boxed{\phantom{00}} \text{ m}^2$$

一方、真空破壊装置の内径は $\boxed{\phantom{00}}$  m であるので、1 個当たりの流路面積は

$$\frac{\pi}{4} \times \boxed{\phantom{00}}^2 = \boxed{\phantom{00}} \text{ m}^2$$

したがって、真空破壊装置の必要個数は、

$$\boxed{\phantom{0000}}$$

となる。実際の個数は、これに 1 個余裕をもたせて 6 個とする。

なお、この真空破壊装置は常時その開閉状態をチェックできる試験開閉装置を設置する。

3.1.15 原子炉建屋原子炉棟

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいした場合、放射性物質の濃度を低減する設備として原子炉建屋原子炉棟を設置する。

原子炉建屋原子炉棟は、原子炉格納容器を収納する建屋であって、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保し、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあっても発電所周辺に直接放出されることを防止する設計とする。

原子炉建屋原子炉棟に開口部を設ける場合には、気密性を確保する設計とする。

3.1.16 可燃性ガス濃度制御設備

可燃性ガス濃度制御系は、通常運転中、原子炉格納容器調気系により原子炉格納容器内に窒素を充填することとあいまって、冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内の水素濃度又は酸素濃度を、可燃限界に達しないための制限値である水素濃度を 4vol%未満又は酸素濃度を 5vol%未満に維持できる設計とする。

3.1.17 放射性物質濃度制御設備

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいした場合、放射性物質の濃度を低減する設備として非常用ガス処理系を設置する設計とする。

非常用ガス処理系は、冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした放射性よう素・粒子状核分裂生成物を除去できるように設計する。非常用ガス処理

系は、チャコールエアフィルタによるよう素除去効率は99%以上となる設計とする\*。

注記\*：令和2年2月26日付け「原規規発第2002261号」をもって許可を受けた「女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 3.設計基準事故解析  
3.4.4 原子炉冷却材喪失における解析条件

### 3.1.18 原子炉格納容器調気設備

原子炉格納容器調気系は、水素及び酸素の反応を防止するため、あらかじめ原子炉格納容器内に窒素を充填することにより、水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に保つ設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化させる設計とする。

### 3.1.19 冷却材喪失事故時の荷重

#### (1) ドライウェル内の配管破断によるジェット力

原子炉格納容器のドライウェル内原子炉系配管が破断した場合、ドライウェル壁面は高温・高圧の飽和蒸気及び二相流の噴出流によるジェット力を受ける。

ジェット力及びその拡がりにはF. J. Moodyの理論により求めるが、その荷重は応力評価すべき場所によって異なるため計算書の中で述べる。

#### (2) サプレッションチェンバ内に生じる荷重

冷却材喪失事故時には、まず、ドライウェル内の非凝縮性ガスがベント管を経てサプレッションプール水中に押し出されるが、この非凝縮性ガスによって、サプレッションプール水がスラグ流となって上昇し、急速な水面の上昇（プールのスウェル）が起こり、サプレッションチェンバ及びサプレッションチェンバ内部構造体に種々の荷重が加わる。

また、その後サプレッションプール水中に蒸気が放出され、サプレッションプール水中で凝縮する。これらにより、サプレッションチェンバ及びサプレッションチェンバ内部構造体に種々の荷重が加わる。

図3-12に冷却材喪失事故時荷重の時間履歴を示す。

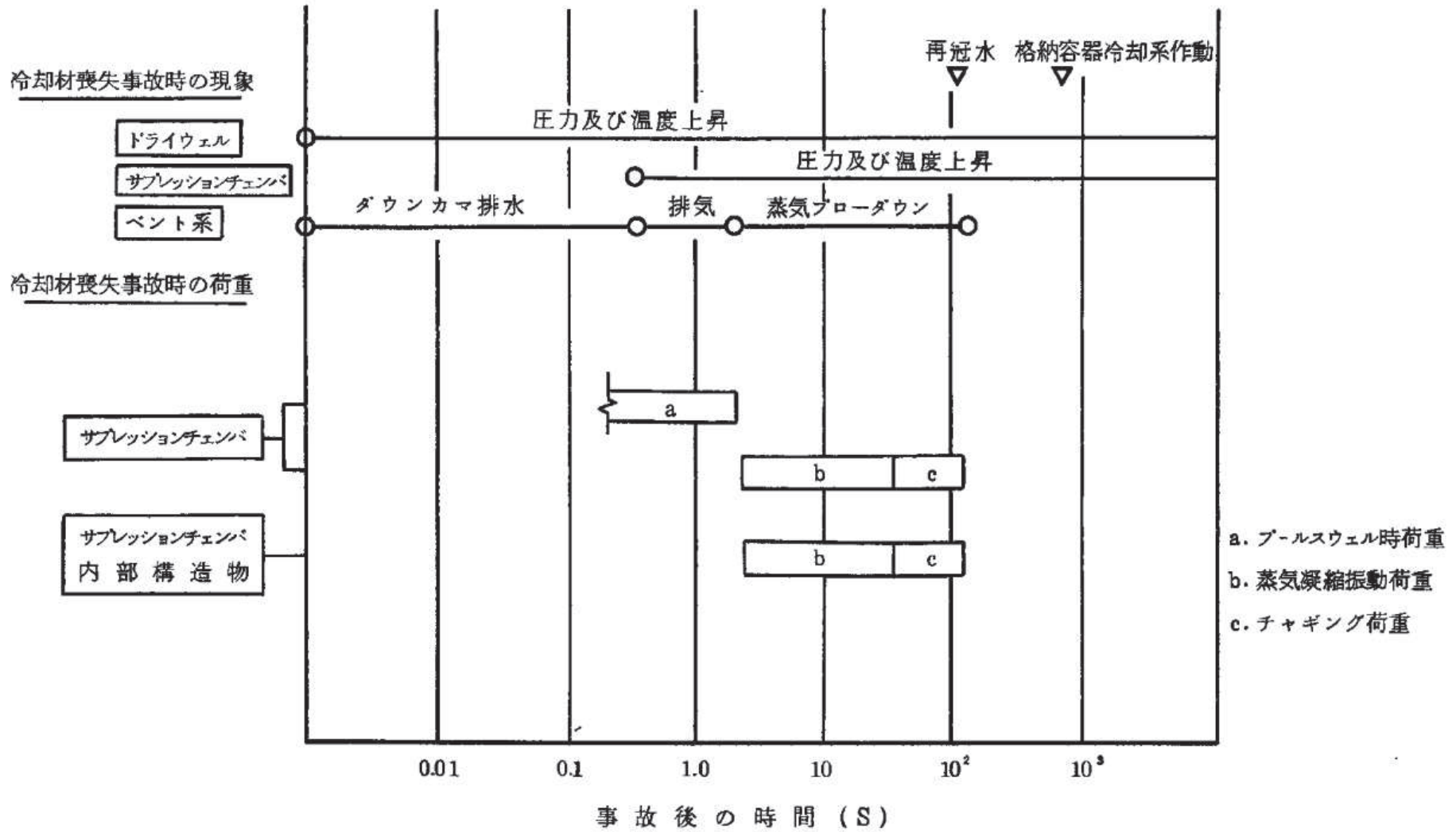


図 3-12 冷却材喪失事故時荷重の時間履歴

## a. サプレッションチェンバに加わる荷重

## (a) プールスウェル時荷重

冷却材喪失事故によりダウンカマ内のプール水が押し出され、引き続きドライウエルの非凝縮性ガスがサプレッションプール水中に放出され、サプレッションチェンバに下向き荷重が作用する。

さらにダウンカマ出口に形成される気泡の膨張によりサプレッションプール水は押し上げられ、気相部が圧縮されることにより、サプレッションチェンバに上向き荷重が作用する。

これらの荷重は、冷却材喪失事故後の原子炉格納容器内圧力挙動解析により求まるドライウエル内圧力上昇速度を基に、実機を模擬した国内 1/8 規模実験、米国 1/4 規模実験 (QSTF 実験) 及び EPRI 1/12 規模実験により得られた荷重及び荷重分布のデータからスケール則等を用いて評価した。サプレッションチェンバ上向き荷重の最大値は  kPa、下向き荷重の最大値は  kPa である。

## (b) 蒸気凝縮時荷重

プールスウェルに引き続き、高流量蒸気が凝縮することによってサプレッションプール水に凝縮振動波が伝播し、サプレッションチェンバに荷重が作用する (蒸気凝縮振動荷重)。

また、低流量蒸気が凝縮する場合には、ダウンカマ出口で不均一な凝縮を生じ、サプレッションチェンバに圧力振動が作用する (チャギング荷重)。

これらの荷重は、実機を模擬した米国実規模実験 (FSTF 実験) の結果に基づき、ダウンカマ出口における擾乱の大きさ、周波数特性等を評価し、これを用いて動的な解析を実施して評価した。

蒸気凝縮振動荷重の最大正圧は  kPa、最大負圧は  kPa であり、チャギング荷重の最大正圧は  kPa、最大負圧は  kPa である。

## b. サプレッションチェンバ内部構造物に加わる荷重

## (a) プールスウェル時荷重

原子炉格納容器圧力抑制系をモデル化した実験の結果により、プールスウェル時にベント系には衝撃・ドラッグ荷重は作用しない。

## (b) 蒸気凝縮時荷重

蒸気凝縮時においては、ダウンカマ出口に圧力振動による横方向の荷重が作用する (蒸気凝縮振動荷重及びチャギング荷重)。

これらの荷重は、実機を模擬した米国 FSTF 実験の結果に基づき、蒸気凝縮振動についてはダウンカマ内における圧力を、チャギングについてはダウンカマ出口に加わる横方向の荷重を、実機ダウンカマの振動特性等により補正して評価した。

蒸気凝縮振動荷重によるダウンカマ内圧力は、最大内圧  kPa、最大差圧  kPa であり、チャギング荷重によるダウンカマ横方向荷重は  kN である。

### 3.1.20 逃がし安全弁作動時の荷重

逃がし安全弁作動時，排気管内の非凝縮性ガスが圧縮され，これがサブプレッションプール水中に放出される際に気泡を形成し，この気泡が過膨張・収縮を繰返し圧力振動がサブプレッションチェンバに作用する。

本荷重は，米国モンティセロ発電所における実機の試験結果に基づいてクエンチャ出口における擾乱の大きさ，周波数特性等を評価し，逃がし安全弁排気管長さ，排気管水浸長等により補正して評価した。

逃がし安全弁作動時の最大正圧は□ kPa，最大負圧は□ kPa である。

### 3.1.21 地震荷重

原子炉格納施設的设计に用いる地震荷重としては，添付書類「VI-2-1-7 設計用床応答曲線の作成方針」及び「VI-2-3-2 炉心，原子炉圧力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉格納容器及び原子炉本体の基礎の地震応答計算書」に示す解析結果を用いる。

### 3.1.22 荷重の組合せ

設計基準対象施設としての原子炉格納施設の荷重の組合せを表 3-6 に示す。なお，応力計算はそれぞれの荷重の組合せの中で最も厳しい条件について行う。また，圧力，温度及び冷却材喪失事故時の蒸気ブローダウンによる荷重等において，荷重の発生する時間が明らかに異なる場合は時間のずれを考慮する。



表 3-6 設計基準対象施設の荷重の組合せ

荷重の組合せ			許容応力 状態	死 荷重	活 荷重 (燃料交換時)	圧力				温度		事故時 荷重	動荷重			
No.	各運転状態による荷重	地震				最高使用 圧力	通常運 転圧力	最大 事故時 圧力	試験 圧力	通常運 転温度	最大 事故時 温度		ジェ ット力	逃 がし安全 弁 作動時	プ ールスウ ェル	蒸 気凝縮 振動
1	設計条件による荷重	—	設計条件	○	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
2	運転状態Ⅰによる荷重	—	Ⅰ <sub>A</sub>	○	—	—	○	—	—	○	—	—	—	—	—	—
3	運転状態Ⅰによる荷重	—	Ⅰ <sub>A</sub>	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
4	運転状態Ⅱによる荷重	—	Ⅱ <sub>A</sub>	○	—	—	○	—	—	○	—	—	○	—	—	—
5	運転状態Ⅳによる荷重	—	Ⅳ <sub>A</sub>	○	—	—	—	—	—	—	—	○	—	○	—	—
6	運転状態Ⅳによる荷重	—	設計条件	○	—	—	—	○	—	—	○	—	—	—	○	—
7	運転状態Ⅳによる荷重	—	設計条件	○	—	—	—	○	—	—	○	—	○	—	—	○
8	試験状態による荷重	—	試験状態	○	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—
9	運転状態Ⅰによる荷重	S d *	Ⅲ <sub>A</sub> S	○	—	—	○	—	—	○	—	—	—	—	—	—
10	運転状態Ⅰによる荷重	S d *	Ⅲ <sub>A</sub> S	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
11	運転状態Ⅰによる荷重	S s	Ⅳ <sub>A</sub> S	○	—	—	○	—	—	○	—	—	—	—	—	—
12	運転状態Ⅰによる荷重	S s	Ⅳ <sub>A</sub> S	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
13	運転状態Ⅱによる荷重	S d *	Ⅲ <sub>A</sub> S	○	—	—	○	—	—	○	—	—	○	—	—	—
14	運転状態Ⅱによる荷重	S s	Ⅳ <sub>A</sub> S	○	—	—	○	—	—	○	—	—	○	—	—	—
15	運転状態Ⅳによる荷重	S d *	Ⅲ <sub>A</sub> S	○	—	—	—	○ <sup>*1</sup>	—	—	○	—	—	—	—	—
16	運転状態Ⅳによる荷重 <sup>*2</sup>	S d *	Ⅳ <sub>A</sub> S <sup>*3</sup>	○	—	—	—	○	—	—	○	—	—	—	—	—

注記\*1：冷却材喪失事故後 10<sup>-1</sup>年程度以降の最大内圧を考慮するが、この内圧は小さく無視できるため、荷重の組合せとして評価しない。

\*2：冷却材喪失事故後の最大内圧を考慮。また、クラス2容器及びクラス2管については最高使用圧力を考慮。

\*3：クラス2容器及びクラス2管については、Ⅲ<sub>A</sub>Sで評価する。

注：表中の記号は以下のとおり

S d \*：弾性設計用地震動 S d により定まる地震力又は静的地震力

S s：基準地震動 S s により定まる地震力

### 3.1.23 繰返し荷重に対する解析

繰返し荷重に対する解析については、告示第501号第21条第2項（第13条第1項第3号準用）に示される条件を(1)に示すようにいずれも満足しているため、特殊な場合（ベント管ペローズ）を除いて疲れ解析を必要としない。また、「JSME S NC1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下「設計・建設規格」という。）を適用する機器においては、PVB-3140 に示される疲労解析不要の条件を(2)に示すようにいずれも満足しているため、疲労解析を必要としない。

なお、疲れ解析及び疲労解析不要の条件のうち第3号へ及びPVB-3140(6)については、施設後の機械的荷重及び地震動による応力の変更により、疲れ解析及び疲労解析不要の条件を満足できなくなる可能性が考えられることから、満足できなくなった場合においては疲れ解析及び疲労解析を実施する。

ここで、繰返し荷重としてかかるサイクル数は便宜上、以下のように定める。

- ・原子炉格納容器に全体的に加わる荷重のサイクル数

圧力：原子炉格納容器に全体的に内圧が加わるのは、運転開始前試験時、定検時の漏えい試験時及び事故時である。ここで、運転開始前試験時は□回、定検時の漏えい試験時は□回程度、事故時は□回である。

温度：原子炉格納容器が全体的に最高使用温度程度まで温度が上昇するのは事故時□回である。

以上より原子炉格納容器が全体的に負荷される場合の回数は、圧力の回数に余裕をみて□回とする。

- ・原子炉格納容器に局部的に加わる荷重のサイクル数

原子炉格納容器に局部的に負荷されるのは原子炉の起動停止、燃料交換及び地震時である。ここで、原子炉の起動停止及び燃料交換のサイクルは□回程度であるため余裕をみて□回とし、地震荷重が加わるサイクル数は590回である。

#### (1) 告示第501号に基づく繰返し荷重に対する解析

- 大気圧から運転圧力になり、再び大気圧に戻るサイクル数の検討（告示第501号第13条第1項第3号イ準用）

告示第501号に定められる許容引張応力 $S$ の3倍の値は $3 \times 131 = 393 \text{MPa}$ であり、これに対応する許容繰返し回数 $N$ は□である。ここで告示第501号に示される運転圧力を原子炉格納容器の最高使用圧力と対応させてみると、その回数は□回で $N$ より小さいので本条項を満足している。

- 負荷運転時における圧力変動の全振幅の検討（告示第501号第13条第1項第3号ロ準用）

疲れ解析の対象となる圧力変動の全振幅は（イ）より、次のように求める。

$$A_m = \frac{1}{3} \cdot P \cdot \frac{S'}{S} = \boxed{\phantom{000}} \text{MPa}$$

ここに、

$P$  : 最高使用圧力 (427kPa)

$S'$  : 炭素鋼の  $10^6$  回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ (  MPa)

$S$  : 許容引張応力 (131MPa)

したがって、疲れ解析が不要となる圧力変動の全振幅は起動時及び停止時を除く運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおける圧力変動の全振幅 (  MPa) より大きくなるので本条項を満足している。

- c. 起動、運転、停止サイクル中の2点間の温度差の検討 (告示第501号第13条第1項第3号ハ準用)

解析の対象となる任意の2点間の距離は(イ)より、次のように求める。

$$p = 2\sqrt{R \cdot t} = \text{ mm}$$

ここに、 $R$ は原子炉格納容器の最大半径、 $t$ は原子炉格納容器の板厚で、 $p$ の値が最大となるように選ぶ。

疲れ解析が不要となる任意の2点間の最大温度差は(ロ)より、次のように求める。

$$T = \frac{S_a}{2 \cdot E \cdot \alpha} = \text{ } ^\circ\text{C}$$

ここに、

$S_a$  : 炭素鋼の  回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ (  MPa)

$E$  : 炭素鋼の縦弾性係数 (  MPa (  =   $^\circ\text{C}$ における値))

$\alpha$  : 炭素鋼の瞬時熱膨張係数 (  mm/mm $\cdot$  $^\circ\text{C}$  (   $^\circ\text{C}$ における値))

ここで、 $T$ は設計上の最大温度差  $161^\circ\text{C}$  ( $171^\circ\text{C} - 10^\circ\text{C}$ ) より大きい。

したがって、任意の2点間の最大温度差は $T$ の値を超えることはないので本条項を満足している。

- d. 負荷運転中の任意の2点間の温度差の変動の全振幅の検討 (告示第501号第13条第1項第3号ニ準用)

負荷運転中の温度変動の数を  回とすると、疲れ解析が不要となる最大温度差は、c. 項に示す $T$ と同じになる。

したがって、負荷運転時の任意の2点間の最大温度差の変動の全振幅は、c. 項に示す $T$ を超えることはないので本条項を満足している。

e. 負荷運転時の異種材結合部分の温度差の検討（告示第501号第13条第1項第3号準用）

疲れ解析の対象となる異種材結合部分（貫通部）の最小温度差は（イ）より、次のように求める。

$$T = \frac{S'}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)}$$

$$= \square \text{ } ^\circ\text{C}$$

ここに、

- $S'$  : 炭素鋼の  $10^6$  回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ (  $\square$  MPa )
- $E_1$  : ステンレス鋼の縦弾性係数 (  $\square$  MPa (  $\square$   $^\circ\text{C}$  における値 ) )
- $\alpha_1$  : ステンレス鋼の瞬時熱膨張係数 (  $\square$  mm/mm $\cdot$  $^\circ\text{C}$  (  $\square$   $^\circ\text{C}$  における値 ) )
- $E_2$  : 炭素鋼の縦弾性係数 (  $\square$  MPa (  $\square$   $^\circ\text{C}$  における値 ) )
- $\alpha_2$  : 炭素鋼の瞬時熱膨張係数 (  $\square$  mm/mm $\cdot$  $^\circ\text{C}$  (  $\square$   $^\circ\text{C}$  における値 ) )

上記  $T$  を超える異種材結合部温度差の変動回数を  $\square$  回とすると、疲れ解析が不要となる異種材結合部の最大温度差は（ロ）より、次のように求める。

$$T = \frac{S_a}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)}$$

$$= \square \text{ } ^\circ\text{C}$$

ここに、

- $S_a$  : 炭素鋼の  $\square$  回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ (  $\square$  MPa )

したがって、疲れ解析が不要となる異種材結合部の許容最大温度差は温度差 (161 $^\circ\text{C}$ ) より大きくなるので本条項を満足している。

f. 容器に接続される管からの反力その他機械的荷重及び地震動による応力の全振幅の検討（告示第501号第13条第1項第3号準用）

荷重の繰返し回数は、原子炉の起動停止及び燃料交換のサイクル数  $\square$  回、地震荷重が加わるサイクル数 590 回より、回数に余裕をみて  $\square$  回とする。荷重の繰返し回数  $\square$  回に対応する許容ピーク応力強さは、 $\square$  MPa となる。ここで、原子炉格納容器の機械的荷重及び地震動による応力の全振幅はいかなる場所でも  $\square$  MPa を超えることのないよう設計しているので本条項を満足している。

(2) 設計・建設規格に基づく繰返し荷重に対する解析

- a. 大気圧から運転圧力になり，再び大気圧に戻るサイクル数の検討（設計・建設規格 PVB-3140(1)）

設計・建設規格に定められる許容引張応力 $S$ の3倍の値は $3 \times 131 = 393 \text{MPa}$ であり，これに対応する許容繰返し回数 $N$ は  である。ここで設計・建設規格に示される運転圧力を原子炉格納容器の最高使用圧力と対応させてみると，その回数は  回で $N$ より小さいので本条項を満足している。

- b. 負荷運転時における圧力変動の全振幅の検討（設計・建設規格 PVB-3140(2)）

疲労解析の対象となる圧力変動の全振幅は PVB-3140(2)a. より，次のように求める。

$$A_m = \frac{1}{3} \cdot P \cdot \frac{S'}{S} = \text{ MPa}$$

ここに，

$P$  : 最高使用圧力 (427kPa)

$S'$  : 炭素鋼の  $10^6$  回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ (  MPa)

$S$  : 許容引張応力 (131MPa)

したがって，疲労解析が不要となる圧力変動の全振幅は負荷運転時における圧力変動の全振幅 (  MPa) より大きくなるので本条項を満足している。

- c. 起動，運転，停止サイクル中の任意の2点間の温度差の検討（設計・建設規格 PVB-3140(3)）

解析の対象となる任意の2点間の距離は PVB-3140(3)より，次のように求める。

$$p = 2\sqrt{R \cdot t} = \text{ mm}$$

ここに， $R$ は原子炉格納容器の最大半径， $t$ は原子炉格納容器の板厚で， $p$ の値が最大となるように選ぶ。

疲労解析が不要となる任意の2点間の最大温度差は PVB-3140(3)より，次のように求める。

$$T = \frac{S_a}{2 \cdot E \cdot \alpha} = \text{ } ^\circ\text{C}$$

ここに，

$S_a$  : 炭素鋼の  回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ (  MPa)

$E$  : 炭素鋼の縦弾性係数 (  MPa (  =   $^\circ\text{C}$ における値))

$\alpha$  : 炭素鋼の瞬時熱膨張係数 (  mm/mm $\cdot^\circ\text{C}$  (   $^\circ\text{C}$ における値))

ここで， $T$ は設計上の最大温度差  $161^\circ\text{C}$  ( $171^\circ\text{C} - 10^\circ\text{C}$ ) より大きい。

したがって，任意の2点間の最大温度差は $T$ の値を超えることはないので本条項を満足している。

d. 負荷運転中の任意の 2 点間の温度差の変動の全振幅の検討（設計・建設規格 PVB-3140(4)）

負荷運転中の温度変動の数を  回とすると、疲労解析が不要となる最大温度差は、c. 項に示す  $T$  と同じになる。

したがって、負荷運転時の任意の 2 点間の最大温度差の変動の全振幅は、c. 項に示す  $T$  を超えることはないので本条項を満足している。

e. 負荷運転時の異種材結合部分の温度差の検討（設計・建設規格 PVB-3140(5)）

疲労解析の対象となる異種材結合部分（貫通部）の最小温度差は PVB-3140(5)a. より、次のように求める。

$$T = \frac{S'}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)}$$

$$= \text{} \text{ } ^\circ\text{C}$$

ここに、

- $S'$  : 炭素鋼の  $10^6$  回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ (  MPa )
- $E_1$  : ステンレス鋼の縦弾性係数 (  MPa (   $^\circ\text{C}$  における値 ) )
- $\alpha_1$  : ステンレス鋼の瞬時熱膨張係数 (  mm/mm $\cdot^\circ\text{C}$  (   $^\circ\text{C}$  における値 ) )
- $E_2$  : 炭素鋼の縦弾性係数 (  MPa (   $^\circ\text{C}$  における値 ) )
- $\alpha_2$  : 炭素鋼の瞬時熱膨張係数 (  mm/mm $\cdot^\circ\text{C}$  (   $^\circ\text{C}$  における値 ) )

上記  $T$  を超える異種材結合部温度差の変動回数を  回とすると、疲労解析が不要となる異種材結合部の最大温度差は PVB-3140(5)b. より、次のように求める。

$$T = \frac{S_a}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)}$$

$$= \text{} \text{ } ^\circ\text{C}$$

ここに、

- $S_a$  : 炭素鋼の  回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ (  MPa )

したがって、疲労解析が不要となる異種材結合部の許容最大温度差は温度差 (161 $^\circ\text{C}$ ) より大きくなるので本条項を満足している。

f. 容器に接続される管からの反力その他機械的荷重及び地震動による応力の全振幅の検討（設計・建設規格 PVB-3140(6)）

荷重の繰返し回数は、原子炉の起動停止及び燃料交換のサイクル数  回、地震荷重が加わるサイクル数 590 回より、回数に余裕をみて  回とする。荷重の繰返し回数  回に対応する許容ピーク応力強さは、設計基準対象施設としては  MPa、重大事故等対処設備としては  MPa となる。ここで、原子炉格納容器の機械的荷重及び地震動による応力の全振幅はいかなる場所でも設計基準対象施設としては  MPa、重大事故等対処設備としては  MPa を超えることのないよう設計しているので本条項を満足している。



### 3.2 重大事故等時における設計条件

重大事故等時については、原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能の確認を行うために、原子炉格納容器の評価温度、評価圧力を設定し、構造健全性評価又は機能維持評価を行い、その環境下での原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能が損なわれることがないことを確認する。

また、重大事故等時の原子炉格納施設として原子炉格納容器内の熱を輸送するために用いる原子炉格納容器フィルタベント系、耐圧強化ベント系及び可搬型窒素ガス供給系、原子炉格納容器内の冷却のために用いる原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）、原子炉格納容器の過圧破損防止のために用いる代替循環冷却系、原子炉格納容器フィルタベント系及び可搬型窒素ガス供給系、原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却のために用いる原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）及び代替循環冷却系、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために用いる低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低压代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、高压代替注水系及びほう酸水注入系、原子炉格納容器内における水素爆発による破損防止のために用いる可搬型窒素ガス供給系及び原子炉格納容器フィルタベント系、原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために用いる静的触媒式水素再結合装置、並びに炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために用いる放水設備（大気への拡散抑制設備）、放水設備（泡消火設備）及び海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）の設計についても以下に示す。

#### 3.2.1 重大事故等時の評価温度、評価圧力

##### (1) 原子炉格納容器の限界温度、限界圧力

重大事故等時の原子炉格納容器の破損の防止において想定する評価事故シーケンスのうち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・過温破損）」について原子炉格納容器の温度、圧力を評価した結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最高値は約 178℃\*<sup>1</sup>、原子炉格納容器圧力の最高値は約 0.640MPa\*<sup>2</sup>となる。

重大事故等時の原子炉格納容器内の最高温度及び最高圧力は、設計基準事故時における最高使用温度（ドライウエル：171℃、サブプレッションチェンバ：104℃）及び最高使用圧力（1Pd：427kPa）を上回ることから、重大事故等時の最高温度及び最高圧力を上回り、かつ、産業界でシビアアクシデント時の原子炉格納容器の耐性の指標\*<sup>3</sup>として用いられている 200℃及び 2Pd（0.854MPa）を原子炉格納容器の限界温度、限界圧力として設定し、その環境下での原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能について評価対象部位ごとに評価することにより、その機能が損なわれることがないことを確認する。また、これにより、原子炉格納容器を重大事故等時において使用する場合の設計漏えい率は、設計基準対象施設として使用する設計漏えい率と同じ 0.5%/d（最高使用圧力の 0.9 倍の圧力において）以下を維持できる。なお、重大事故等時の漏えい率は、原子炉格納容器圧力が設計基準対象施設としての最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合においても原



子炉格納容器の環境条件を考慮し、適切に割増しして評価に使用しており、その設定値において被ばく評価上の基準に適合することを確認している。

図 3-13 に原子炉格納容器内雰囲気温度の変化、図 3-14 に原子炉格納容器圧力の変化を示す。

注記\*1：令和2年2月26日付け「原規規発第2002261号」をもって許可を受けた「女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1.3.2 (4)有効性評価の結果における原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最高値

\*2：令和2年2月26日付け「原規規発第2002261号」をもって許可を受けた「女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1.3.2 (4)有効性評価の結果における原子炉格納容器圧力の最高値

\*3：(財)原子力発電技術機構「重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告書」

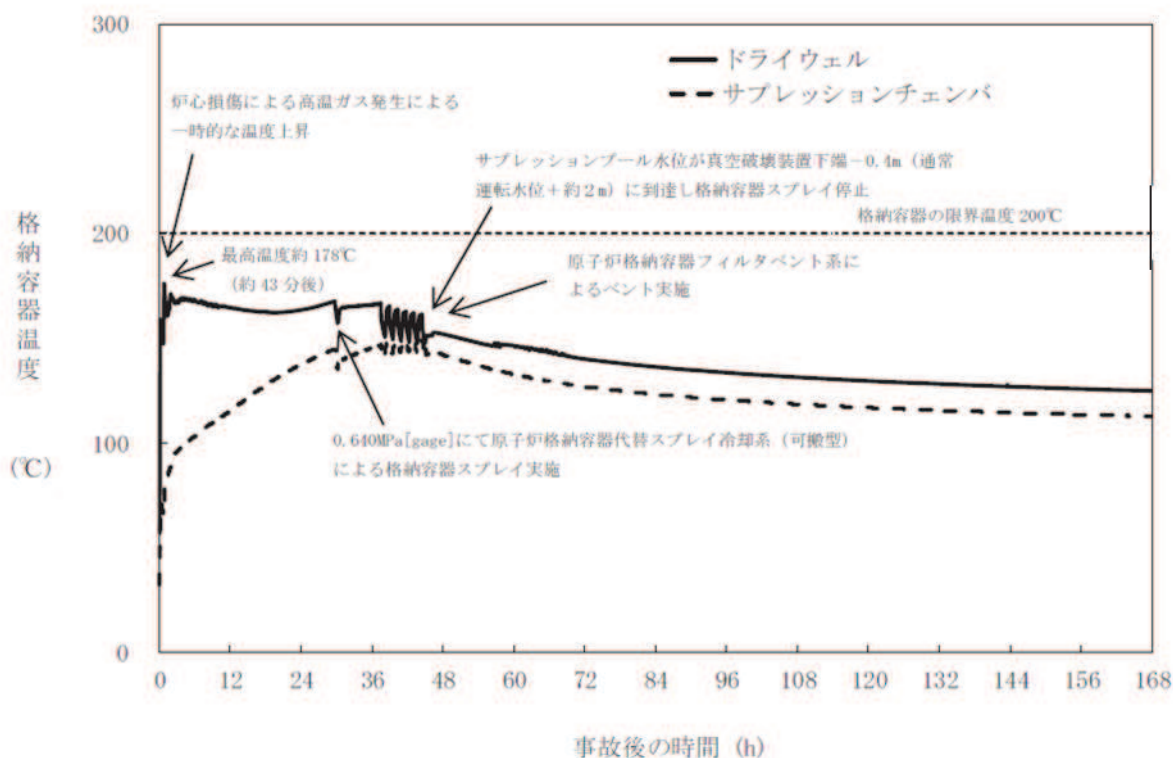


図 3-13 重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気温度の変化\*

注記\*：令和 2 年 2 月 26 日付け「原規規発第 2002261 号」をもって許可を受けた「女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1.3.2 (4)有効性評価の結果における原子炉格納容器内雰囲気温度の推移

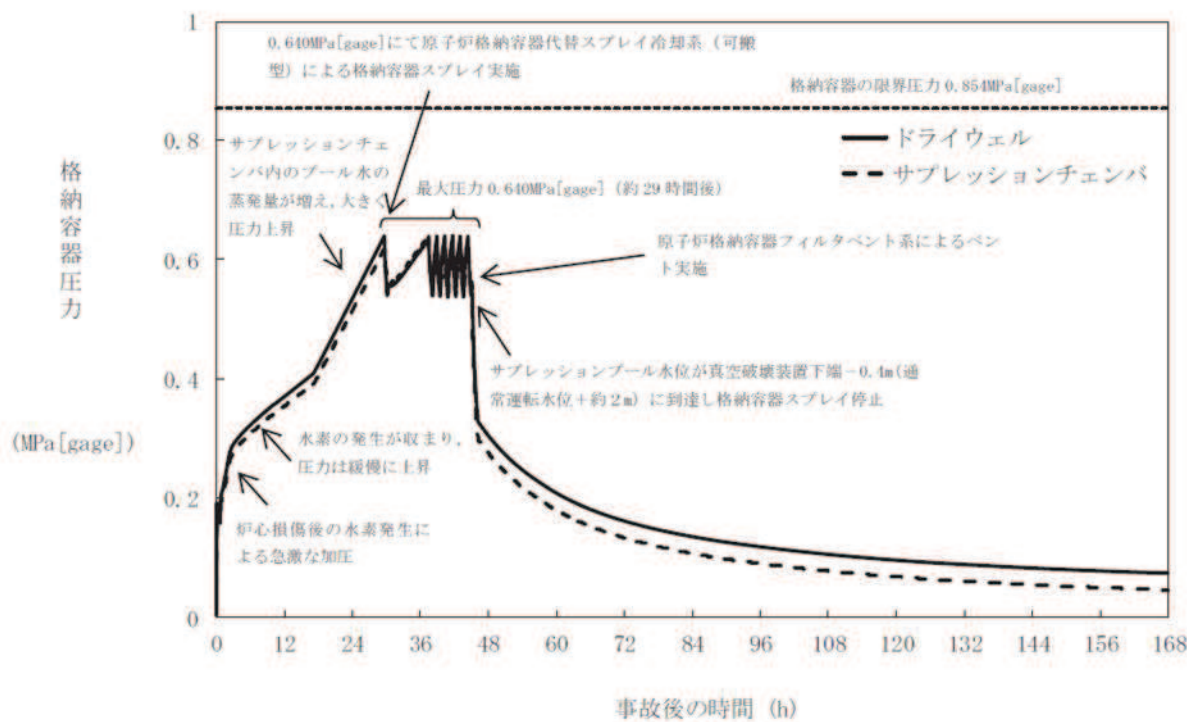


図 3-14 重大事故等時の原子炉格納容器圧力の変化\*

注記\* : 令和 2 年 2 月 26 日付け「原規規発第 2002261 号」をもって許可を受けた「女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1.3.2 (4)有効性評価の結果における原子炉格納容器圧力の推移

## (2) 地震力と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度，評価圧力

重大事故等と地震力の組合せについては、添付書類「VI-2-1-1 耐震設計の基本方針」において、「原子炉格納容器バウンダリを構成する施設（原子炉格納容器内の圧力，温度の条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については、いったん事故が発生した場合，長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力を組み合わせ，その状態から更に長期的に継続する事象による荷重と基準地震動  $S_s$  による地震力を組み合わせる」としている。

a. 弾性設計用地震動  $S_d$  と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度，評価圧力

弾性設計用地震動  $S_d$  と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度，評価圧力は，事象発生後  $10^{-2}$  年（約3日）後の状態として，保守的に事象発生後以降の最高となる原子炉格納容器温度，圧力とする。

重大事故等時の原子炉格納容器の破損の防止において想定する評価事故シーケンスのうち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・過温破損）」（代替循環冷却系を使用できない場合）について原子炉格納容器の温度，圧力を評価した結果，原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最高値は約  $178^{\circ}\text{C}$ ，原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最高値は  $640\text{kPa}$  となる。図3-13に原子炉格納容器内雰囲気温度の変化，図3-14に原子炉格納容器圧力の変化を示す。原子炉格納容器の強度評価等に用いる温度条件としては，原子炉格納容器バウンダリにかかる最高温度である約  $178^{\circ}\text{C}$  を考慮する。

以上より，弾性設計用地震動  $S_d$  と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度は  $178^{\circ}\text{C}$ ，評価圧力は  $640\text{kPa}$  とする。

b. 基準地震動  $S_s$  と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度，評価圧力

基準地震動  $S_s$  と組み合わせる，原子炉格納容器の評価温度，評価圧力は，事象発生後  $2 \times 10^{-1}$  年（約72日）後の値とする。

基準地震動  $S_s$  との組合せにおいて想定する評価事故シーケンスは，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）及び雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）である。

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）について原子炉格納容器の温度，圧力を評価した結果，事象発生後  $2 \times 10^{-1}$  年（約72日）後時点においては，原子炉格納容器温度は約  $50^{\circ}\text{C}$ ，原子炉格納容器圧力は約  $426\text{kPa}$  となる。同シーケンスについて，図3-15に原子炉格納容器温度の変化（長期解析，代替循環冷却系を使用する場合），図3-16に原子炉格納容器圧力の変化（長期解析，代替循環冷却系を使用する場合）を示す。

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）について原子炉格納容器の温度，圧力を評価した結果，事象発生後  $2 \times 10^{-1}$  年（約72日）後時点においては，原子炉格納容器温度は約  $110^{\circ}\text{C}$ ，原子炉格納容器圧

力は約38kPaとなる。同シーケンスについて、図3-17に原子炉格納容器温度の変化（長期解析，代替循環冷却系を使用できない場合），図3-18に原子炉格納容器圧力の変化（長期解析，代替循環冷却系を使用できない場合）を示す。

以上より，基準地震動 $S_s$ と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度，評価圧力は，上記を包絡する値として，111℃，427kPaとする。

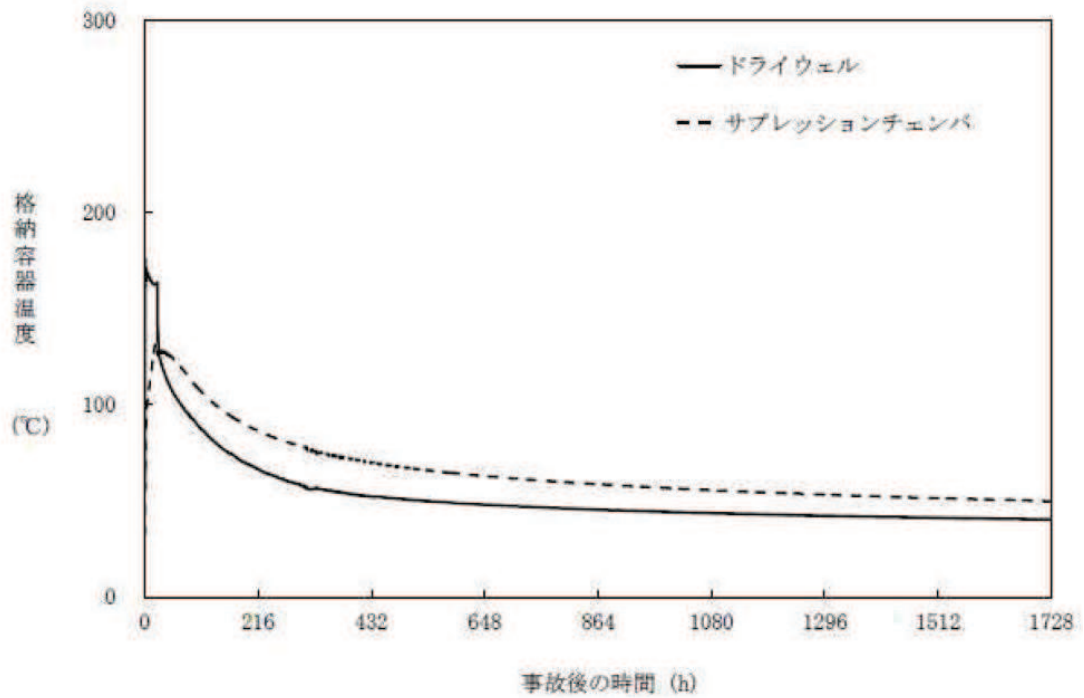


図3-15 重大事故等時の原子炉格納容器温度の変化  
 (長期解析, 代替循環冷却系を使用する場合) \*

注記\* : 令和2年2月26日付け「原規規発第2002261号」をもって許可を受けた「女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 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) 7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合と同条件で実施した原子炉格納容器温度の長期解析結果

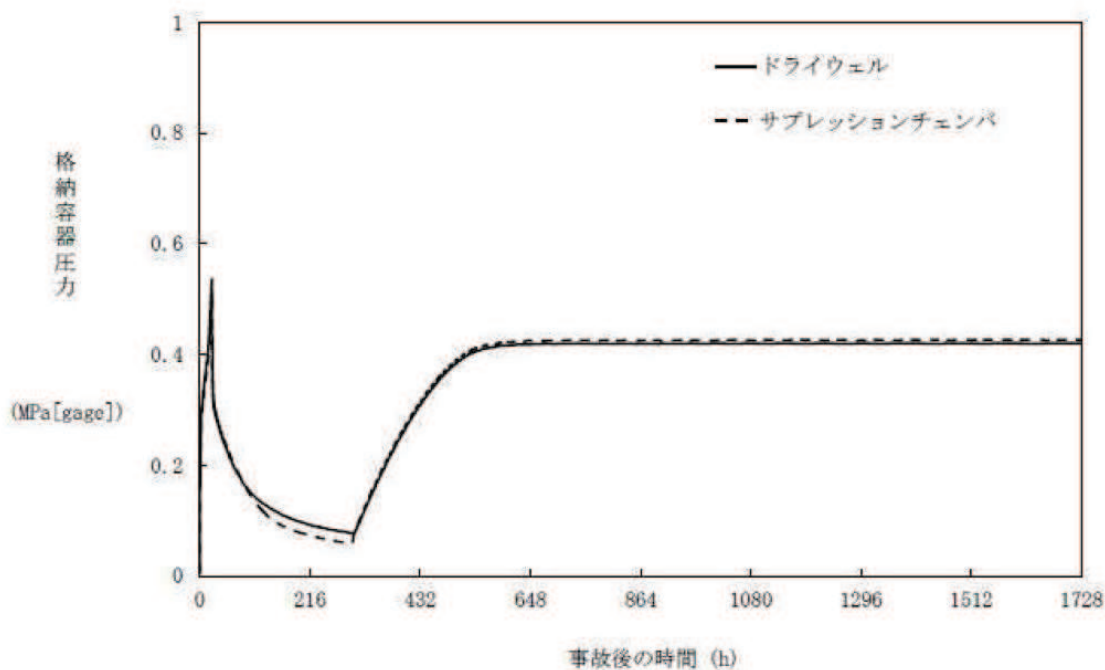


図3-16 重大事故等時の原子炉格納容器圧力の変化  
(長期解析, 代替循環冷却系を使用する場合) \*

注記\* : 令和2年2月26日付け「原規規発第2002261号」をもって許可を受けた「女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 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) 7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合と同条件で実施した原子炉格納容器圧力の長期解析結果

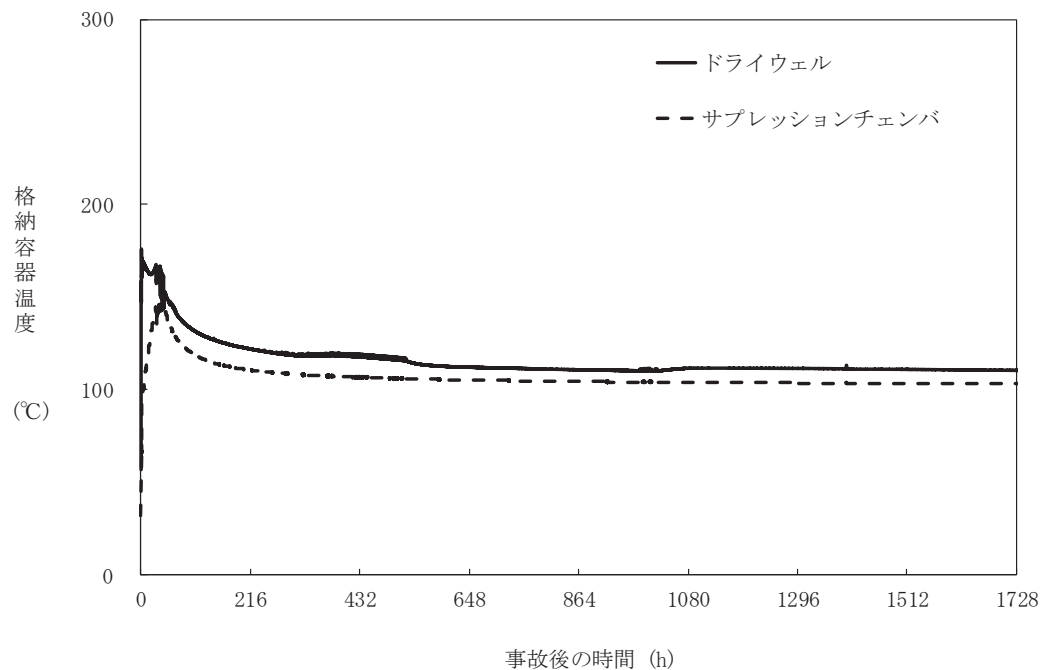


図3-17 重大事故等時の原子炉格納容器温度の変化  
(長期解析, 代替循環冷却系を使用できない場合) \*

注記\* : 令和2年2月26日付け「原規規発第2002261号」をもって許可を受けた「女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 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) 7.2.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合と同条件で実施した原子炉格納容器温度の長期解析結果



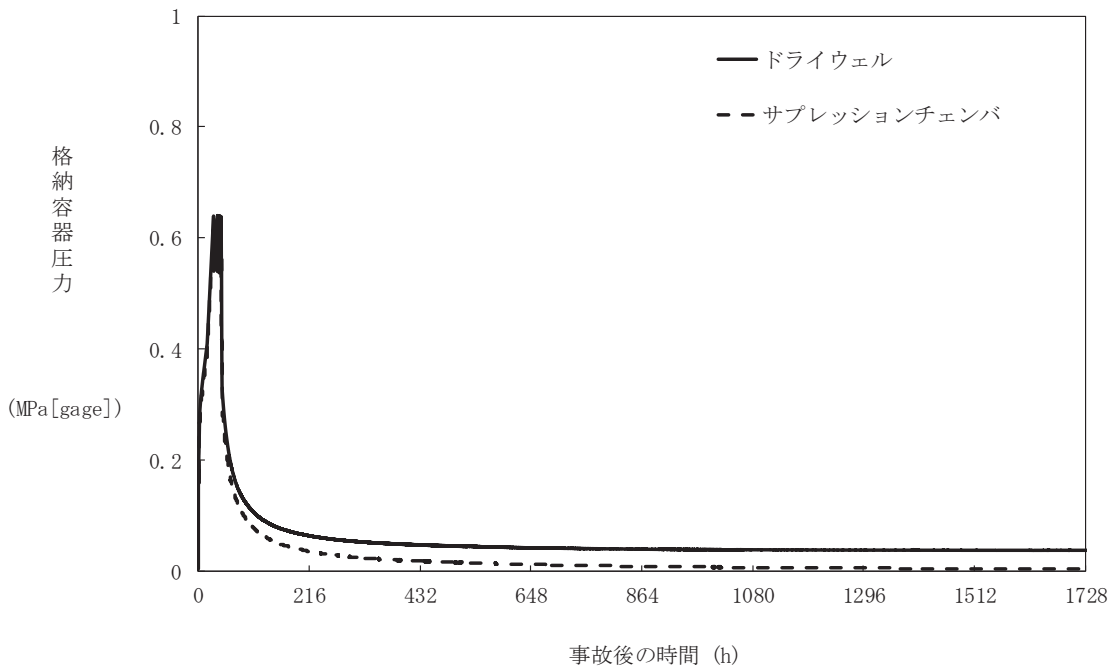


図3-18 重大事故等時の原子炉格納容器圧力の変化  
(長期解析, 代替循環冷却系を使用できない場合) \*

注記\* : 令和2年2月26日付け「原規規発第2002261号」をもって許可を受けた「女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 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) 7.2.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合と同条件で実施した原子炉格納容器圧力の長期解析結果

(3) 重大事故等時の原子炉格納容器の評価水位

重大事故等時は原子炉格納容器外部を水源とする原子炉格納容器代替スプレイ冷却系により、サブプレッションプール水位が上昇し、また、ドライウエル水位が形成される。

重大事故等時の原子炉格納容器の破損の防止において想定する評価事故シーケンスのうち、原子炉格納容器水位が最大となる雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）についてサブプレッションプール水位及びドライウエル水位を評価した結果、最高値はそれぞれ約 5.6m 及び約 0.5m となる。図 3-19 にサブプレッションプール水位の変化、図 3-20 にドライウエル水位の変化を示す。

重大事故対応上は、サブプレッションプール水位が真空破壊弁下端位置から-0.4m に到達した時点で原子炉格納容器代替スプレイ冷却を停止するが、保守的にこれを上回る水位として、真空破壊弁下端位置である O.P. -1514mm（水位約 5.9m）を弾性設計用地震動  $S_d$  及び基準地震動  $S_s$  と組み合わせる原子炉格納容器の評価に用いるサブプレッションプール水位とする。

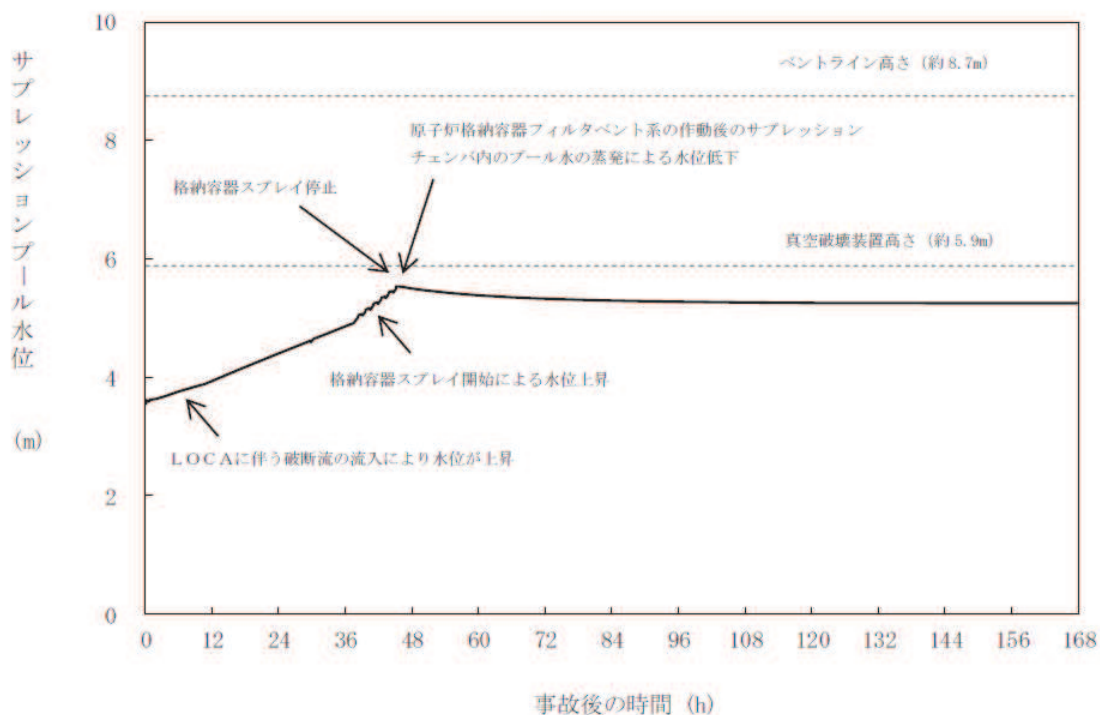


図3-19 重大事故等時のサプレッションプールの水位の変化\*

注記\*：令和2年2月26日付け「原規規発第2002261号」をもって許可を受けた「女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 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） 7.2.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合 7.2.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価（4）有効性評価の結果における第7.2.1.3-12図 サプレッションプール水位の推移

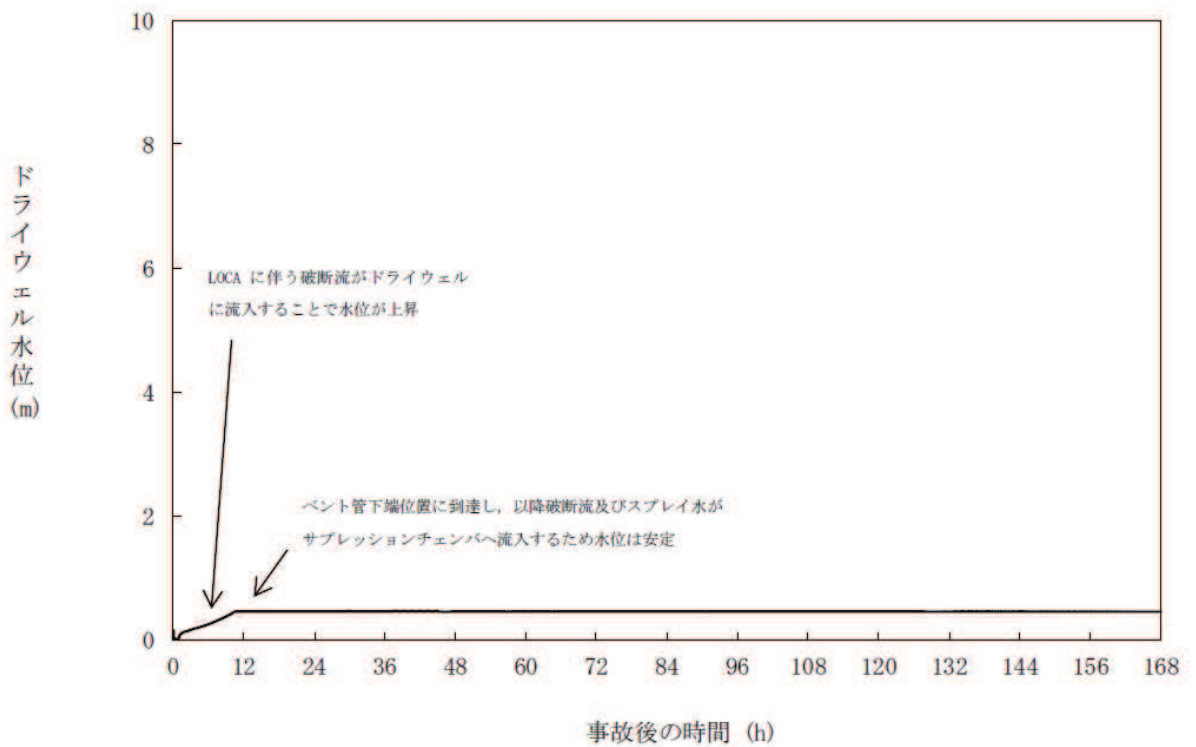


図3-20 重大事故等時のドライウエル水位の変化\*

注記\*：令和2年2月26日付け「原規規発第2002261号」をもって許可を受けた「女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 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） 7.2.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合と同条件の解析結果に基づくドライウエル水位の変化

### 3.2.2 重大事故等時における原子炉格納容器の熱の輸送機能

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備として、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系を設ける。

原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ溶液、金属繊維フィルタ、放射性イオン交換樹脂フィルタ）、フィルタ装置出口側ラプチャディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 10.0kg/s（1Pd において））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が 5mSv 以下であることを確認しており、原子炉格納容器フィルタベント系はこの評価条件を満足する設計とする。

詳細は、「3.2.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能」に示す。

耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、排気筒を通して原子炉建屋外に放出（系統設計流量 10.0kg/s（1Pd において））することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の耐圧強化ベント系は、炉心損傷前に使用するため、排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。

耐圧強化ベント系は、使用する際に弁により他の系統・機器と隔離することにより、悪影響を及ぼさない設計とする。

耐圧強化ベント系の使用に際しては、原子炉格納容器が負圧とならないよう原子炉格納容器代替スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。耐圧強化ベント系の使用後に再度、原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。

耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁（直流）は所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電による操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁（交流）については常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による操作が可能な設計とする。

このうち、電動弁（直流）については、遠隔手動弁操作設備によって人力による操作が可能な設計とし、隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。

耐圧強化ベント系はサプレッションチェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッションチェンバ側からの排気ではサプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ドライウエルの床面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも溶

融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置(変更)許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が 5mSv 以下であることを確認しており、耐圧強化ベント系はこの評価条件を満足する設計とする。

可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として、可搬型窒素ガス供給系を設ける。

可搬型窒素ガス供給系は、可搬型窒素ガス供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス(窒素)の供給が可能な設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス(窒素)で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント後においても不活性ガス(窒素)で置換できる設計とする。

### 3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)を設ける。また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)及び残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)が使用できる場合は重大事故等対処設備(設計基準拡張)として使用できる設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内のドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)の水源である復水貯蔵タンクは、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、系統構成に必要な電動弁(直流)は、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)は、大容量送水ポンプ(タイプ I)により代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内のドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)は、代替淡水源が枯渇した場合において、



重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大容量送水ポンプ（タイプ I）により海を利用できる設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器によりサブプレッションチェンバのプール水をドライウェル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器により、サブプレッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

### 3.2.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備である代替循環冷却系及び原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備である原子炉格納容器フィルタベント系を設ける。

代替循環冷却系は、代替循環冷却ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水及び原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

原子炉圧力容器に注水された水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内へスプレイされた水とともに、ベント管を経て、サブプレッションチェンバに戻ることで循環できる設計とする。

代替循環冷却系は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ溶液、金属繊維フィルタ、放射性よう素フィルタ）、フィルタ装置出口側ラプチャディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 10.0kg/s（1Pd において））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

フィルタ装置は 3 台を並列に設置し、排気中に含まれる粒子状放射性物質、ガス状の無機よう素及び有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラバ溶液中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（待機状態において pH13 以上）に維持する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系はサプレッションチェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッションチェンバ側からの排気ではサプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ドライウエル床面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、可搬型窒素ガス供給系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント開始後においても不活性ガス（窒素）で置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系の使用に際しては、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。原子炉格納容器フィルタベント系の使用後に再度、原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。

原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備（個数4）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。

系統内に設けるフィルタ装置出口側ラプチャディスクは、原子炉格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、代替淡水源から、大容量送水ポンプ（タイプI）によりフィルタ装置にスクラバ溶液を補給できる設計とする。

可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として、可搬型窒素ガス供給系を設ける。

可搬型窒素ガス供給系は、可搬型窒素ガス供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置発電設備は、車両内に搭載し、可搬型窒素ガス供給装置に給電できる設計とする。



### 3.2.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）及び代替循環冷却系を設ける。また、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を補給水系配管等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の水源である復水貯蔵タンクは、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、系統構成に必要な電動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）は、代替循環冷却ポンプにより、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、代替淡水源の水をあらかじめ敷設した補給水系配管を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大容量送水ポンプ（タイプ I）により海を利用できる設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を残留熱除去系配管等を経由して原子炉格納容器内のドライウェルスプレー管からドライウェル内にスプレーし、スプレーした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を経由して原子炉格納容器下部へ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子

炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の水源である復水貯蔵タンクは、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、系統構成に必要な電動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、代替淡水源の水を残留熱除去系配管等を経由して原子炉格納容器内のドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイし、スプレイした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を経由して原子炉格納容器下部へ流入することで、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大容量送水ポンプ（タイプ I）により海を利用できる設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

代替循環冷却系は、代替循環冷却ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系配管を経由して原子炉格納容器内へスプレイし、スプレイした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を経由して原子炉格納容器下部へ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

代替循環冷却系は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低压代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、高压代替注水系及びほう酸水注入系を設ける。

低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低压代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、高压代替注水系及びほう酸水注入系は、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低压代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系及び高压代替注水系のいずれかと並行してほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を行うことで熔融炉心を冷却できる設計とする。

低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。

低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の水源である復水貯蔵タンクは、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大容量送水ポンプ（タイプ I）により海を利用できる設計とする。

高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵タンクの水を高圧炉心スプレイ系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。

代替循環冷却系は、代替循環冷却ポンプにより、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系配管を経由して原子炉圧力容器へ注水することで、原子炉圧力容器内に存在する熔融炉心を冷却できる設計とする。

ほう酸水注入系は、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止する設計とする。

### 3.2.6 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器内を不活性化するための設備である可搬型窒素ガス供給装置及び原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための設備である原子炉格納容器フィルタベント系を設ける。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化する設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、原子炉格納容器内に窒素を供給することで、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にできる設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、車両内に搭載された可搬型窒素ガス供給装置発電設備により給電できる設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 10.0kg/s（1Pd において））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素及び酸素を大気に排出できる設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、可搬型窒素ガス供給系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント開始後においても不活性ガス（窒素）で置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを

連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、車両内に搭載された可搬型窒素ガス供給装置発電設備により給電できる設計とする。

なお、詳細は添付書類「VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」に示す。

### 3.2.7 重大事故等時における水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御するための重大事故等対処設備として、水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合装置を設ける。

水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合装置は、運転員の起動操作を必要とせずに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止できる設計とする。

なお、詳細は添付書類「VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」に示す。

### 3.2.8 重大事故等時における放射性物質拡散抑制機能

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、放水設備（大気への拡散抑制設備）及び海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）を設ける。また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できる設備として、放水設備（泡消火設備）を設ける設計とする。

大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、放水設備（大気への拡散抑制設備）は、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）により海水を取水し、ホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）により泡消火薬剤混合装置を通して、海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。

海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）は、シルトフェンスで構成し、シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する南側排水路排水柵、タービン補機放水ピット、北側排水路排水柵及び取水口に設置できる設計とする。

シルトフェンスは、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。また、破損時及び保守点検時のバックアップ用として、設置場所ごとに予備を保管する。



### 3.2.9 重大事故等時の動荷重

重大事故等時は、設計基準事故時と事故進展が異なるため、設計基準事故時に生じる冷却材喪失事故時の動荷重及び逃がし安全弁作動時以外の動荷重が加わる。

そこで、炉心損傷防止対策の有効性評価における重要事故シーケンス及び格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス等」という。）ごとの事故進展を考慮し、重大事故等時の動荷重を抽出した。

その結果、設計基準事故時の動荷重である冷却材喪失事故時及び逃がし安全弁作動時以外に、以下の重要事故シーケンス等における動荷重を新たに抽出した。

- ・ 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用時の蒸気発生に伴う圧力上昇
- ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時の格納容器ベントによる減圧

これらの動荷重については、影響を評価した結果、冷却材喪失事故時の動荷重に対して同等以下であり、設計基準事故時の動荷重に包絡される。

一方で、以下の重要事故シーケンス等の状態は設計基準事故時の範囲を逸脱しており、この際に生じる逃がし安全弁作動時の動荷重は設計基準事故時より大きくなる可能性が考えられる。

- ・ 全交流動力電源喪失のプール水の温度上昇時
- ・ 原子炉停止機能喪失時の逃がし安全弁 11 弁作動時
- ・ 原子炉停止機能喪失時の原子炉圧力上昇時
- ・ 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止のための逃がし安全弁作動に伴う過熱蒸気発生時

これらのうち、原子炉停止機能喪失時の原子炉圧力上昇時の動荷重は、設計基準事故時の逃がし安全弁作動時の動荷重よりも大きくなる可能性があることから、重大事故等時の動荷重として、新たに考慮し、動荷重に対する構造健全性を確認する。

上記以外の状態については、影響を評価した結果、設計基準事故の逃がし安全弁の動荷重に対して同等以下であり、設計基準事故時の動荷重に包絡される。

なお、重大事故等時のサプレッションチェンバ内部構造物に加わる荷重のうち、チャギング荷重によるダウンカム横方向荷重については  kN である。

### 3.2.10 荷重の組合せ

原子炉格納施設の重大事故等時における荷重の組合せを表 3-7 に示す。なお、応力計算はそれぞれの荷重の組合せの中で最も厳しい条件について行うが、SA 長期 (L) 及び SA 長期 (LL) 時においてサプレッションチェンバ内に設置されるベント管、ベントヘッド及びダウンカムに組み合わせる圧力は、SA 長期 (L) 及び SA 長期 (LL) 時に想定されるドライウエル内圧力とサプレッションチェンバ内圧力との最大圧力差を組み合わせる。また、圧力、温度及び冷却材喪失事故時の蒸気ブローダウンによる荷重等において、荷重の発生する時間が明らかに異なる場合は時間のずれを考慮する。

表 3-7 重大事故等時の荷重の組合せ

荷重の組合せ			許容応力 状態	死荷重	活荷重 (燃料交換時)	圧力				S A 温度 *5	事故時 荷重*6	動荷重	
No.	各運転状態による荷重	地震				限界圧力 *1	設計圧力 *2	S A 後長期 (L) 圧力 *3	S A 後長期 (LL) 圧力 *4		ジェット力	逃がし安全 弁作動時	チャギング
V (S)-1	SA 短期における荷重	—	V <sub>A</sub>	○	—	○	—	—	—	—	—	—	○
V (S)-2	SA 短期における荷重	—	V <sub>A</sub>	○	—	—	○	—	—	—	—	○	○
V (L)-1	SA 長期 (L) における荷重	S d	V <sub>A</sub> S	○	—	—	—	○	—	—	—	—	○
V (LL)-1	SA 長期 (LL) における荷重	S s	V <sub>A</sub> S	○	—	—	—	—	○	—	—	—	—

注記\*1：評価対象設備に応じて、内圧 854kPa（限界圧力）を適用する。

\*2：評価対象設備に応じて、内圧 427kPa（最高使用圧力）を適用する。

\*3：評価対象設備に応じて、内圧 640kPa（SA 後長期 (L) 圧力），差圧 35kPa を適用する。

\*4：評価対象設備に応じて、内圧 427kPa（SA 後長期 (LL) 圧力），差圧 35kPa を適用する。

\*5：重大事故等の最大温度による影響は発生する回数が 1 回であり、疲労破壊には顕著な影響を与えないため、組み合わせない。  
疲労評価は不要であるため、一次+二次応力評価は不要とする。

\*6：重大事故等時の事象発生直後に生じる荷重であり、設計基準事故時に考慮されているため、組み合わせない。

4. 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価及びその他影響確認  
重大事故等時の評価温度，評価圧力に対して原子炉格納容器の構造健全性及び機能維持について評価する。

#### 4.1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価

##### 4.1.1 評価方針

「3.2.1 重大事故等時の評価温度，評価圧力」に示す限界温度（200℃），限界圧力（2Pd）を用いて，その環境下での原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について評価部位ごとに評価することにより，その機能が損なわれないことを確認する。

原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認するため，200℃，2Pd の環境下で原子炉格納容器本体及び開口部等のリークパスとなる可能性のある部位を抽出し，規格を用いた構造健全性評価にて原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について確認する。

さらに，福島第一原子力発電所での事故において，原子炉格納容器からの漏えい要因の一つとして指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても評価部位として抽出し，試験結果を用いた機能維持評価により原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について確認する。

##### 4.1.2 評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因

図 3-1～図 3-9「原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図」に示す原子炉格納容器バウンダリを構成する機器から，以下のとおり評価対象部位を抽出し，評価部位ごとに放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因を抽出する。

評価対象部位として 200℃，2Pd の環境下で原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能が損なわれないよう原子炉格納容器本体について強度評価する。また，原子炉格納容器の開口部及び貫通部については，構造上原子炉格納容器の内圧等の影響によりリークパスになる可能性があるため，評価対象部位として抽出する。開口部のシール部についても，ガスケットの劣化及びシール部の変形に伴いリークパスになる可能性があるため評価対象部位とする。

原子炉格納容器の機能喪失要因としては脆性破壊，疲労破壊，座屈及び延性破壊が考えられるため，これらの破損モードの中から原子炉格納容器内の環境条件等を考慮し，評価対象ごとに想定される機能喪失要因を抽出する。

機能喪失要因の詳細な抽出内容については別添 1 において，評価対象ごとに説明する。

原子炉格納容器バウンダリ構成部である評価対象部位を以下に示す。また，バウンダリ構成部の概要図を図 4-1 に示す。

- ① 原子炉格納容器本体  
(ドライウェル，サプレッションチェンバ，ベント管（ベント管ベローズを含む。))
- ② ドライウェル主フランジ
- ③ 機器搬出入用ハッチ
- ④ 制御棒駆動機構搬出入口
- ⑤ 所員用エアロック

- ⑥ 逃がし安全弁搬出入口
- ⑦ 配管貫通部
  - ・ 貫通配管
  - ・ スリーブ
  - ・ 端板
  - ・ フランジ部
  - ・ 閉止板
  - ・ 伸縮継手
  - ・ 短管
- ⑧ 電気配線貫通部
- ⑨ 原子炉格納容器隔離弁
  - ・ 原子炉格納容器調気系バタフライ弁
  - ・ 移動式炉心内計装系電磁弁
  - ・ 移動式炉心内計装系ボール弁



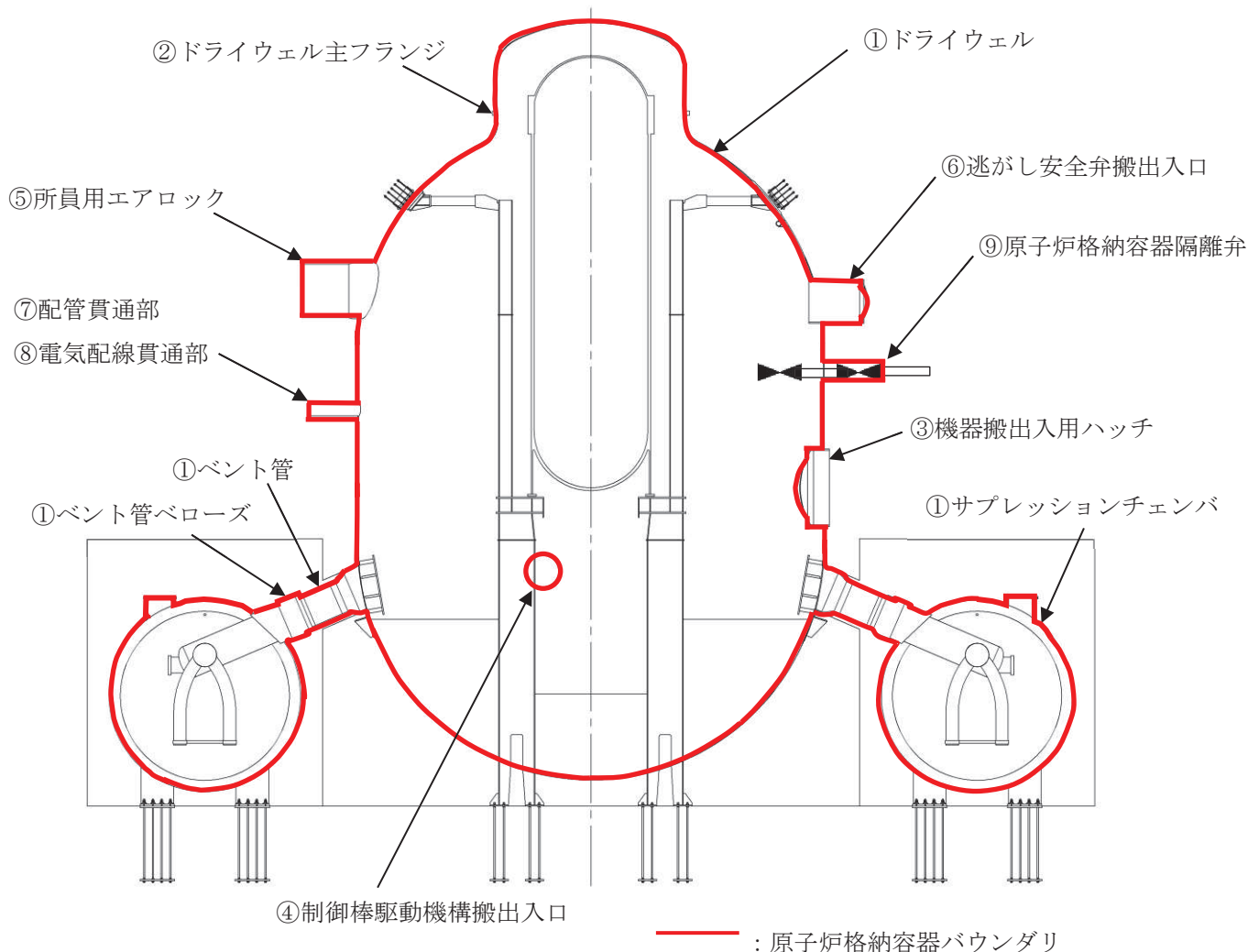


図 4-1 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図

原子炉格納容器バウンダリ構成部の重大事故等時における放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因（以下「機能喪失要因」という。）として、原子炉格納容器内の温度、圧力条件や原子炉格納容器本体の変形から、表 4-1 に示す機能喪失要因が想定される。

表 4-1 評価対象における機能喪失要因

評価対象		機能喪失要因	
		構造部	シール部
①原子炉格納容器本体	胴部等及びドライウェル基部	延性破壊	—
	ベント管ベローズ	疲労破壊	—
②ドライウェル主フランジ	フランジ	延性破壊	開口, シール能力低下
	締付ボルト	延性破壊	—
③機器搬出入用ハッチ	円筒胴取付部	延性破壊	—
	円筒胴	延性破壊	変形, シール能力低下
	鏡板	座屈	—
④制御棒駆動機構搬出入口	円筒胴取付部	延性破壊	—
	円筒胴	延性破壊	変形, シール能力低下
	鏡板	座屈	—
⑤所員用エアロック	扉及び隔壁	延性破壊	変形, シール能力低下
	円筒胴	延性破壊	—
	シール部 (扉以外)	—	シール能力低下
⑥逃がし安全弁搬出入口	円筒胴	延性破壊	—
	鏡板	延性破壊	—
	フランジ	延性破壊	開口, シール能力低下
	ヒンジボルト	延性破壊	—
⑦配管貫通部	貫通配管	延性破壊	—
	スリーブ	延性破壊, 座屈	—
	端板	延性破壊	—
	ボルト締付平板	延性破壊	—
	フランジ	延性破壊	開口, シール能力低下
	締付ボルト	延性破壊	—
	閉止板	延性破壊	—
	伸縮継手	疲労破壊	—
短管	延性破壊	—	
⑧電気配線貫通部	スリーブ	延性破壊	—
	アダプタ	延性破壊	—
	ヘッド	延性破壊	—
	モジュール	—	シール能力低下
⑨原子炉格納容器隔離弁	耐圧部材	延性破壊	—
	シール部	—	シール能力低下

#### 4.1.3 評価方法

機能喪失要因に対する評価方法は、各評価対象に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定し、以下の(a)～(c)のいずれかの方法により評価し、200°C、2Pdの環境下での構造健全性及びシール部の機能維持を確認する。

- (a) 告示第501号又は設計・建設規格に準拠した評価
- (b) 告示第501号又は設計・建設規格の準用等による評価
- (c) 既往研究又は解析結果等を活用した評価

評価方法による評価対象の分類を図4-2及び表4-2に示す。

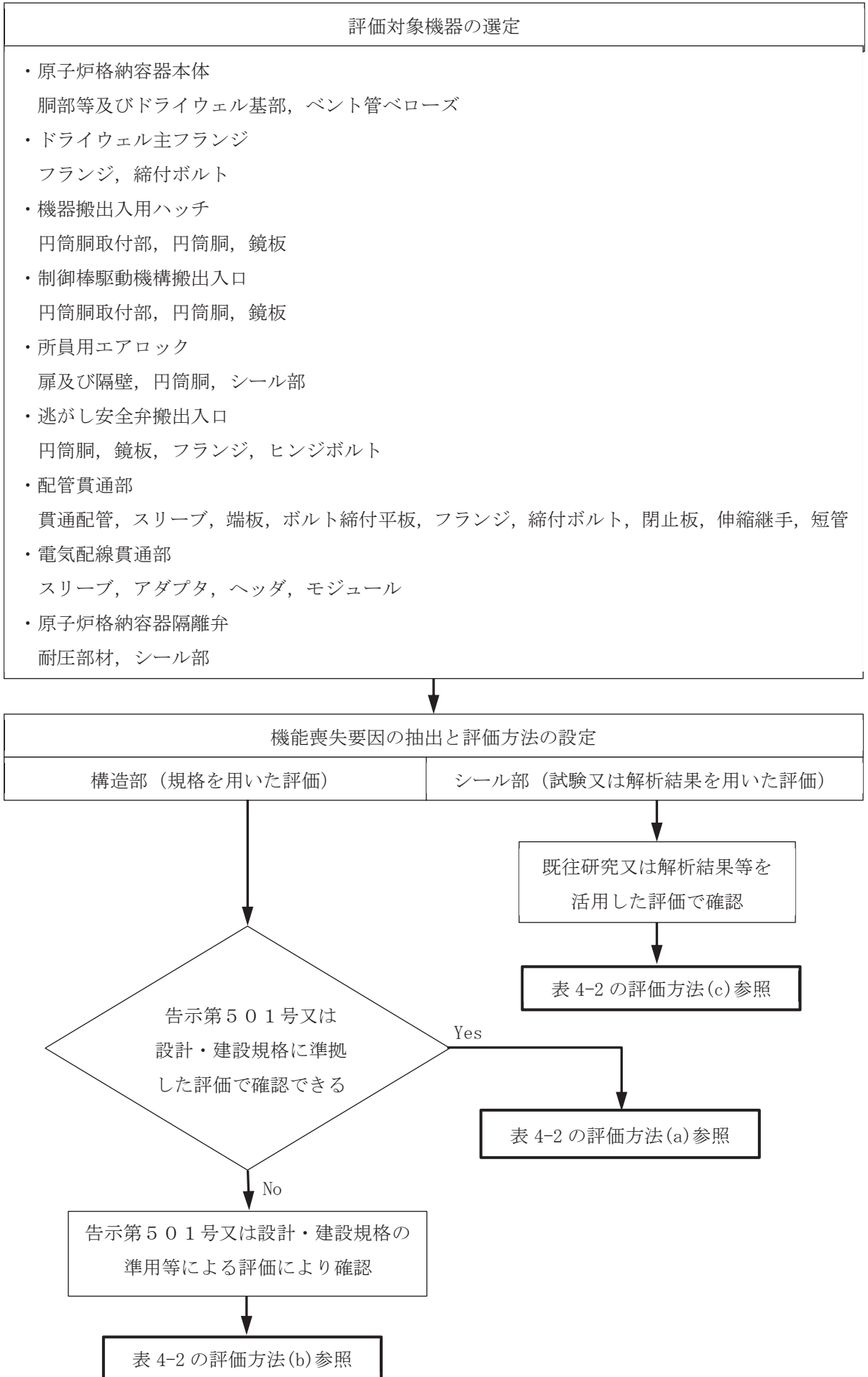


図 4-2 評価方法による評価対象の分類

表 4-2 評価対象の分類及び評価内容 (1/3)

評価対象		想定される機能喪失要因	評価方法*1	評価方法の概要*2	判定基準*2
① 原子炉格納容器本体	胴部等及びドライウエル基部	延性破壊 (一般構造部)	(a)	添付書類「VI-3-3-6-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」及び「VI-3-3-6-2 圧力低減設備その他の安全設備の強度計算書」に記載	0.854MPa (2Pd) 以上
			(b)	原子炉格納容器本体の一般構造部について、告示第501号の評価式を準用し、200℃における $2/3 S_u$ 値が発生するときの許容圧力を算出。	
		延性破壊 (構造不連続部)	(a)	添付書類「VI-3-3-6-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載	
	延性破壊 (ドライウエル基部)	(a)	添付書類「VI-3-3-6-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載		
	ベント管ベローズ	疲労破壊	(a)	添付書類「VI-3-3-6-2 圧力低減設備その他の安全設備の強度計算書」に記載	
② ドライウエル主フランジ		延性破壊 (フランジ及び締付ボルト)	(a)	添付書類「VI-3-3-6-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載	
		開口、シール能力低下	(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価	シール部が健全であること (許容開口量以下であること)
③ 機器搬出入用ハッチ		延性破壊 (円筒胴取付部、円筒胴及び鏡板)	(a)	添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載	
		延性破壊 (円筒胴及び鏡板)	(b)	円筒胴及び鏡板について、告示第501号の評価式を準用し、200℃における $2/3 S_u$ 値に相当する許容圧力を評価。	0.854MPa (2Pd) 以上
		変形、シール能力低下	(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による変形量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価	シール部が健全であること (許容変形量以下であること)
④ 逃がし安全弁搬出入口		延性破壊 (円筒胴、鏡板、フランジ及びヒンジボルト)	(a)	添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載	
		延性破壊 (円筒胴及び鏡板)	(b)	円筒胴及び鏡板について、告示第501号の評価式を準用し、200℃における $2/3 S_u$ 値に相当する許容圧力を評価。	0.854MPa (2Pd) 以上
		開口、シール能力低下	(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの圧縮永久ひずみ試験結果に基づき評価	シール部が健全であること (許容開口量以下であること)
⑤ 制御棒駆動機構搬出入口		延性破壊 (円筒胴取付部、円筒胴及び鏡板)	(a)	添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載	
		延性破壊 (円筒胴、鏡板)	(b)	円筒胴及び鏡板について、告示第501号の評価式を準用し、200℃における $2/3 S_u$ 値に相当する許容圧力を評価。	0.854MPa (2Pd) 以上
		変形、シール能力低下	(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による変形量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価	シール部が健全であること (許容変形量以下であること)

表 4-2 評価対象の分類及び評価内容 (2/3)

評価対象	想定される機能喪失要因	評価方法*1	評価方法の概要*2	判定基準*2
⑥所員用エアロック	延性破壊 (扉, 隔壁及び円筒胴)	(a)	添付書類「VI-3-3-6-1-3 エアロックの強度計算書」に記載	
	延性破壊 (円筒胴)	(b)	円筒胴について, 告示第 5 0 1 号の評価式を準用し, 200℃における $2/3 S_u$ 値に相当する許容圧力を評価。	0.854MPa (2Pd) 以上
	変形, シール能力低下 (扉のシール部)	(c)	機械工学便覧のはりのたわみ計算式による変形量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価	シール部が健全であること (許容変形量以下であること)
	シール能力低下 (扉以外のシール部)	(c)	シール材の試験結果及び材料特性により評価	耐熱温度が 200℃以上であること
⑦配管貫通部	延性破壊 (貫通配管)	(a)	添付書類「VI-3-3-3-1 原子炉冷却材再循環設備の強度計算書」, 「VI-3-3-3-2 原子炉冷却材の循環設備の強度計算書」, 「VI-3-3-3-3 残留熱除去設備の強度計算書」, 「VI-3-3-3-4 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の強度計算書」, 「VI-3-3-3-5 原子炉冷却材補給設備の強度計算書」, 「VI-3-3-4-1-2 制御棒駆動水圧設備の強度計算書」, 「VI-3-3-4-2 ほう酸水注入設備の強度計算書」, 「VI-3-3-4-3 制御用空気設備の強度計算書」, 「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」, 「VI-3-3-6-2-7 原子炉格納容器安全設備の強度計算書」, 「VI-3-3-6-2-8 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の強度計算書」, 「VI-3-3-6-2-9 原子炉格納容器調気設備の強度計算書」及び「VI-3-3-6-2-10 圧力逃がし装置の強度計算書」に記載	
	延性破壊 (貫通配管)	(b)	貫通配管について, 告示第 5 0 1 号又は設計・建設規格の評価式を準用し, 重大事故等時の最高温度における $2/3 S_u$ 値に相当する許容圧力を評価。	重大事故等時の最高圧力以上
	延性破壊 (スリーブ)	(a)	添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」及び「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載	
	延性破壊, 座屈 (スリーブ)	(b)	スリーブについて, 告示第 5 0 1 号又は設計・建設規格の評価式を準用し, 重大事故等時の最高温度における $2/3 S_u$ 値に相当する許容圧力を評価。	重大事故等時の最高圧力以上
	延性破壊 (端板)	(a)	添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載	
	延性破壊 (端板)	(b)	端板について, 告示第 5 0 1 号の評価式を準用し, 重大事故等時の最高温度における $2/3 S_u$ 値に相当する許容圧力を評価。	重大事故等時の最高圧力以上
	延性破壊 (フランジ, 締付ボルト)	(a)	添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載	
	延性破壊 (ボルト締付平板)	(b)	ボルト締付平板について, 告示第 5 0 1 号の評価式を準用し, 重大事故等時の最高温度における $2/3 S_u$ 値に相当する許容圧力を評価。	重大事故等時の最高圧力以上
	開口, シール能力低下 (フランジ部)	(c)	一般式によるフランジ開口量評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	シール部が健全であること (許容開口量以下であること)
	延性破壊 (閉止板)	(a)	添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載	
	延性破壊 (閉止板)	(b)	閉止板について, 告示第 5 0 1 号の評価式を準用し, 重大事故等時の最高温度における $2/3 S_u$ 値に相当する許容圧力を評価。	重大事故等時の最高圧力以上
	疲労破壊 (伸縮継手)	(a)	添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載	

表 4-2 評価対象の分類及び評価内容 (3/3)

評価対象	想定される機能喪失要因	評価方法*1	評価方法の概要*2	判定基準*2	
⑦配管貫通部	延性破壊 (短管)	(a)	添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載		
	延性破壊 (短管)	(b)	短管について、告示第501号の評価式を準用し、重大事故等時の最高温度における $2/3 S_u$ 値に相当する許容圧力を評価。	重大事故等時の最高圧力以上	
⑧電気配線貫通部	延性破壊 (スリーブ)	(a)	添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載		
	延性破壊 (アダプタ)	(a)	添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載		
	延性破壊 (アダプタ)	(b)	アダプタについて、告示第501号の評価式を準用し、重大事故等時の最高温度における $2/3 S_u$ 値に相当する許容圧力を評価。	重大事故等時の最高圧力以上	
	延性破壊 (ヘッド)	(a)	添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載		
	延性破壊 (ヘッド)	(b)	ヘッドについて、告示第501号の評価式を準用し、重大事故等時の最高温度における $2/3 S_u$ 値に相当する許容圧力を評価。	重大事故等時の最高圧力以上	
	シール能力低下 (モジュール)	(c)	電共研、NUPEC 等での試験結果を用いて、シール性が確保されることを評価	シール機能を維持すること (設計漏えい量以下であること)	
⑨原子炉格納容器隔離弁	原子炉格納容器調気系 バタフライ弁	延性破壊 (耐圧部材)	(b)	設計・建設規格(弁の圧力温度基準に基づく評価)に基づき、弁耐圧部の耐圧機能を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
		シール能力低下	(c)	シール材の試験結果及び蒸気加熱漏えい試験結果により評価	耐熱温度が 200℃以上であり、シール機能を維持すること
	移動式炉心内計装系電磁弁	延性破壊 (耐圧部材)	(b)	設計・建設規格(弁の圧力温度基準に基づく評価)に基づき、弁耐圧部の耐圧機能を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
		シール能力低下	(c)	シール材の試験結果及び材料特性により評価	耐熱温度が 200℃以上であり、シール機能を維持すること
	移動式炉心内計装系ボール弁	延性破壊 (耐圧部材)	(b)	設計・建設規格(弁の圧力温度基準に基づく評価)に基づき、弁耐圧部の耐圧機能を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
		シール能力低下	(c)	シール材の試験結果及び材料特性により評価	耐熱温度が 200℃以上であり、シール機能を維持すること

注記\*1：(a) 告示第501号又は設計・建設規格に準拠した評価  
 (b) 告示第501号又は設計・建設規格の準用等による評価  
 (c) 既往研究又は解析結果等を活用した評価

\*2：許容圧力：設備の機能が維持される最大の負荷圧力

#### 4.1.4 評価結果

原子炉格納容器本体及び原子炉格納容器に設置されている開口部（ドライウェル主フランジ，機器搬出入用ハッチ，制御棒駆動機構搬出入口，所員用エアロック及び逃がし安全弁搬出入口）については，告示第501号の規格式による応力評価等を行い，判定値を満足することにより200℃，2Pdの環境下での構造健全性を確認した。

原子炉格納容器貫通部（配管貫通部，電気配線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁については，告示第501号及び設計・建設規格等による評価を行い，判定値を満足することにより200℃，2Pdの環境下での構造健全性を確認した。

また，ドライウェル主フランジ，機器搬出入用ハッチ等の開口部のシール部，原子炉格納容器調気系バタフライ弁等については既往研究又は解析結果を基に評価を行い，200℃，2Pdの環境下での機能維持が可能であることを確認した。

評価対象部位ごとの詳細な評価方法及び評価結果を表4-3及び別添1に示す。



表 4-3 評価結果まとめ (1/3)

評価対象	評価点	評価方法	評価条件	評価値	評価基準	評価結果
原子炉格納容器本体	一般構造部	添付書類「VI-3-3-6-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」及び「VI-3-3-6-2 圧力低減設備その他の安全設備の強度計算書」に記載				
		告示第501号を準用	200℃ 2 Pd	許容圧力 1.133 MPa (サブプレッション チェンバ円筒胴)	0.854 MPa (2Pd) 以上	破断せず
	構造不連続部	添付書類「VI-3-3-6-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載				
	ドライウェル基部	添付書類「VI-3-3-6-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載				
	ベント管パローズ	添付書類「VI-3-3-6-2 圧力低減設備その他の安全設備の強度計算書」に記載				
ドライウェル主フランジ	構造部 (フランジ及び締付ボルト)	添付書類「VI-3-3-6-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載				
	シール部 (フランジ, ガasket)	有限要素法 (FEM) ガasket試験	200℃ 2 Pd	開口量: [ ] mm	許容開口量: ( [ ] mm) 以下	シール機能維持*1
機器搬出入用ハッチ	構造部 (円筒胴取付部, 円筒胴及び鏡板)	添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載				
	構造部 (円筒胴及び鏡板)	告示第501号を準用	200℃ 2 Pd	許容圧力 (円筒胴) : 4.523 MPa 許容圧力 (球形胴) : 1.053 MPa	0.854 MPa (2Pd) 以上	破断せず
	シール部 (フランジ, ガasket)	有限要素法 (FEM) ガasket試験	200℃ 2 Pd	開口量: [ ] mm	許容開口量: ( [ ] mm) 以下	シール機能維持*1
逃がし安全弁搬出入口	構造部 (円筒胴, 鏡板, フランジ及びヒンジボルト)	添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載				
	構造部 (円筒胴及び鏡板)	告示第501号を準用	200℃ 2 Pd	許容圧力 (円筒胴) : 21.454 MPa 許容圧力 (球形胴) : 8.406 MPa	0.854 MPa (2Pd) 以上	破断せず
	シール部 (フランジ, ガasket)	有限要素法 (FEM) ガasket試験	200℃ 2 Pd	開口量: [ ] mm	許容開口量: ( [ ] mm) 以下	シール機能維持*1
制御棒駆動機構搬出入口	構造部 (円筒胴取付部, 円筒胴及び鏡板)	添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載				
	構造部 (円筒胴及び鏡板)	告示第501号を準用	200℃ 2 Pd	許容圧力 (円筒胴) : 9.590 MPa 許容圧力 (球形胴) : 2.600 MPa	0.854 MPa (2Pd) 以上	破断せず
	シール部 (フランジ, ガasket)	有限要素法 (FEM) ガasket試験	200℃ 2 Pd	開口量: [ ] mm	許容開口量: ( [ ] mm) 以下	シール機能維持*1

注記\*1: フランジ部の形状・寸法に基づき解析等により算出した開口量が圧縮永久ひずみ試験結果及び実機フランジ模擬試験の漏えい試験結果に基づき設定した許容開口量以下であることを確認

\*2: シール材の試験結果又は材料仕様により高温環境下における耐性を確認

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 4-3 評価結果まとめ (2/3)

評価対象	評価点	評価方法	評価条件	評価値	評価基準	評価結果	
所員用エアロック	構造部 (扉, 隔壁及び円筒胴)	添付書類「VI-3-3-6-1-3 エアロックの強度計算書」に記載					
	構造部 (円筒胴)	告示第 5 0 1 号を準用	200 °C 2 Pd	許容圧力 (外側円筒胴) : 3.433 MPa 許容圧力 (内側円筒胴) : 6.000 MPa	0.854 MPa (2Pd) 以上	破断せず	
	扉のシール部 (扉, ガasket)	機械工学便覧 ガasket試験	200 °C 2 Pd	開口量: <input type="text"/> mm	許容開口量: ( <input type="text"/> mm) 以下	シール機能維持*1	
	扉以外のシール部 (圧力平衡弁, 扉開閉ハンドルメカニカルシール)	材料仕様 ガasket試験	200 °C 2 Pd	200 °C以上	200 °C以上	シール機能維持*2	
配管貫通部	貫通配管	同左	添付書類「VI-3-3-3-1 原子炉冷却材再循環設備の強度計算書」, 「VI-3-3-3-2 原子炉冷却材の循環設備の強度計算書」, 「VI-3-3-3-3 残留熱除去設備の強度計算書」, 「VI-3-3-3-4 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の強度計算書」, 「VI-3-3-3-5 原子炉冷却材補給設備の強度計算書」, 「VI-3-3-4-1-2 制御棒駆動水圧設備の強度計算書」, 「VI-3-3-4-2 ほう酸水注入設備の強度計算書」, 「VI-3-3-4-3 制御用空気設備の強度計算書」, 「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」, 「VI-3-3-6-2-7 原子炉格納容器安全設備の強度計算書」, 「VI-3-3-6-2-8 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の強度計算書」, 「VI-3-3-6-2-9 原子炉格納容器調気設備の強度計算書」及び「VI-3-3-6-2-10 圧力逃がし装置の強度計算書」に記載				
			告示第 5 0 1 号を準用	315 °C 10.34 MPa	許容圧力 (X-10A~D) : 30.982 MPa	10.34 MPa 以上	破断せず
			設計・建設規格を準用	200 °C 2.00 MPa	許容圧力 (X-93) : 35.752 MPa	2.00 MPa 以上	破断せず
	スリーブ	同左	添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」及び「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載				
			告示第 5 0 1 号を準用	200 °C 2 Pd	許容圧力 (X-200A, B) : 15.874 MPa	0.854 MPa (2Pd) 以上	破断せず
			告示第 5 0 1 号を準用	200 °C 2 Pd	許容圧力 (X-151A, B) : 1.806 MPa	0.854 MPa (2Pd) 以上	破断せず
			設計・建設規格を準用	200 °C 2 Pd	許容圧力 (X-230, X-231) : 28.550 MPa	0.854 MPa (2Pd) 以上	破断せず
	端板	同左	添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載				
			告示第 5 0 1 号を準用	315 °C 2 Pd	許容圧力 (X-130A~D) : 3.061 MPa	0.854 MPa (2Pd) 以上	破断せず
	フランジ部	構造部 (フランジ, 締付ボルト)	添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載				
		構造部 (ボルト締付平板)	告示第 5 0 1 号を準用	200 °C 2 Pd	許容圧力 (X-200A, B) : 1.311 MPa	0.854 MPa (2Pd) 以上	破断せず
		シール部 (フランジ, ガasket)	文献理論式 ガasket試験	200 °C 2 Pd	開口量: <input type="text"/> mm	許容開口量: ( <input type="text"/> mm) 以下	シール機能維持*1

注記\*1: フランジ部の形状・寸法に基づき解析等により算出した開口量が圧縮永久ひずみ試験結果及び実機フランジ模擬試験の漏えい試験結果に基づき設定した許容開口量以下であることを確認

\*2: 試験における漏えい量が設計漏えい量以下であることを確認

\*3: シール材の試験結果又は材料仕様により高温環境下における耐性を確認

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 4-3 評価結果まとめ (3/3)

評価対象		評価点	評価方法	評価条件	評価値	評価基準	評価結果
配管貫通部	閉止板	同左	添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載				
			告示第501号を準用	200℃ 2 Pd	許容圧力 (X-90) : 3.459 MPa	0.854 MPa (2Pd) 以上	破断せず
	伸縮継手	同左	添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載				
	短管	同左	添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載				
告示第501号を準用			200℃ 2 Pd	許容圧力 (X-10A~D) : 10.698 MPa	0.854 MPa (2Pd) 以上	破断せず	
電気配線貫通部	スリーブ	同左	添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載				
	アダプタ	同左	添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載				
			告示第501号を準用	200℃ 2 Pd	許容圧力 (高電圧用) : 29.254 MPa 許容圧力 (低電圧用) : 30.767 MPa	0.854 MPa (2Pd) 以上	破断せず
	ヘッド	同左	添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載				
			告示第501号を準用	200℃ 2 Pd	許容圧力 (高電圧用) : 9.511 MPa 許容圧力 (低電圧用) : 19.473 MPa	0.854 MPa (2Pd) 以上	破断せず
モジュール	シール部 (モジュール)	電共研, NUPEC 試験等	200℃ 2 Pd	漏えいなし	設計漏えい量以下	シール機能維持*2	
原子炉格納容器隔離弁	原子炉格納容器調気系バタフライ弁	耐圧部材	設計・建設規格を準用 (弁の圧力温度基準に基づく評価)	200℃ 2 Pd	許容圧力 : 1.40 MPa	0.854 MPa (2Pd) 以上	破断せず
		シール部	ガスケット試験 漏えい確認試験	200℃ 2 Pd	漏えいなし	設計漏えい量以下	シール機能維持*2
	移動式炉心内計装系電磁弁	耐圧部材	設計・建設規格を準用 (弁の圧力温度基準に基づく評価)	200℃ 2 Pd	許容圧力 : 1.46 MPa	0.854 MPa (2Pd) 以上	破断せず
		シール部	材料仕様 ガスケット試験	200℃ 2 Pd	200℃以上	200℃以上	シール機能維持*3
	移動式炉心内計装系ボール弁	耐圧部材	設計・建設規格を準用 (弁の圧力温度基準に基づく評価)	200℃ 2 Pd	許容圧力 : 1.32 MPa	0.854 MPa (2Pd) 以上	破断せず
		シール部	材料仕様 ガスケット試験	200℃ 2 Pd	200℃以上	200℃以上	シール機能維持*3

注記\*1 : フランジ部の形状・寸法に基づき解析等により算出した開口量が圧縮永久ひずみ試験結果及び実機フランジ模擬試験の漏えい試験結果に基づき設定した許容開口量以下であることを確認

\*2 : 試験における漏えい量が設計漏えい量以下であることを確認

\*3 : シール材の試験結果又は材料仕様により高温環境下における耐性を確認

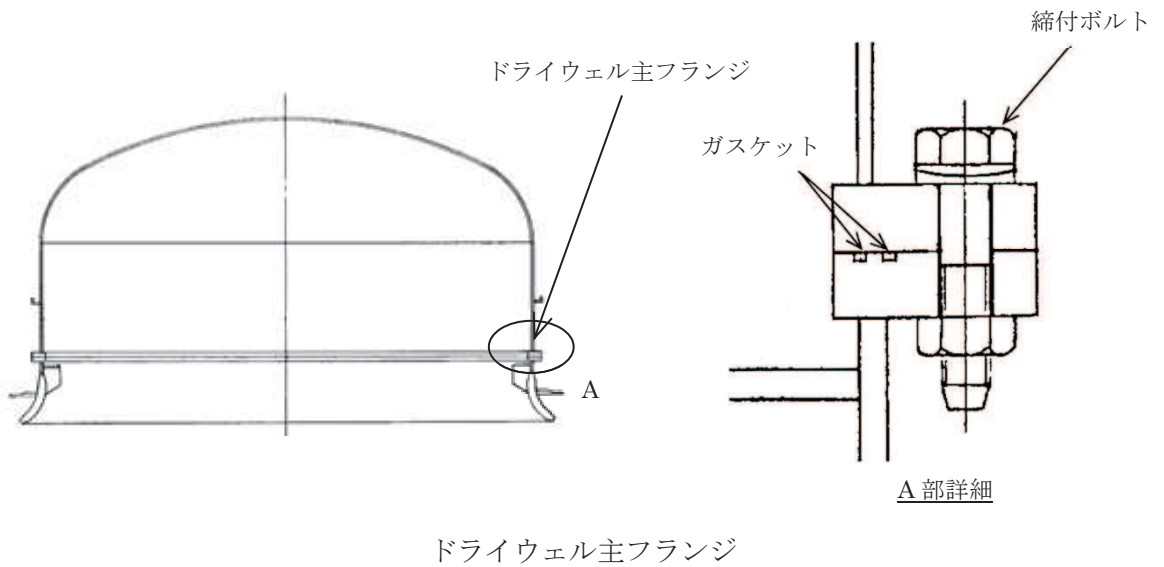
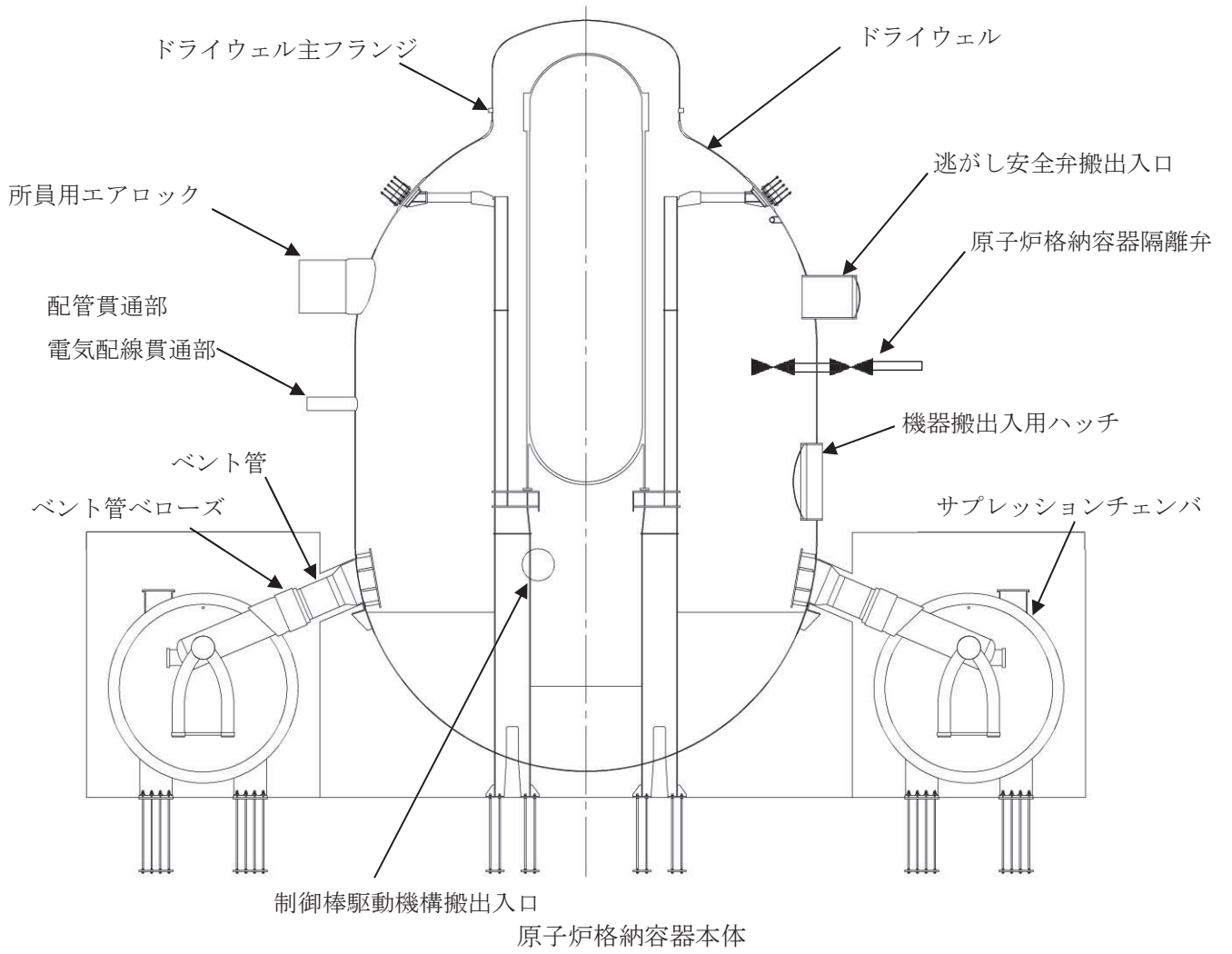
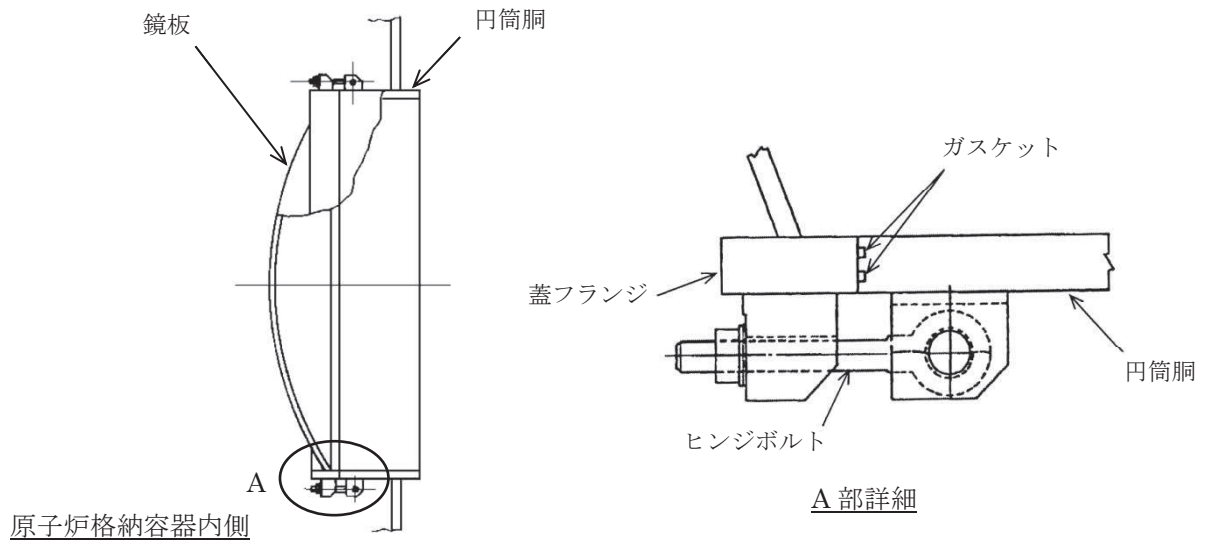
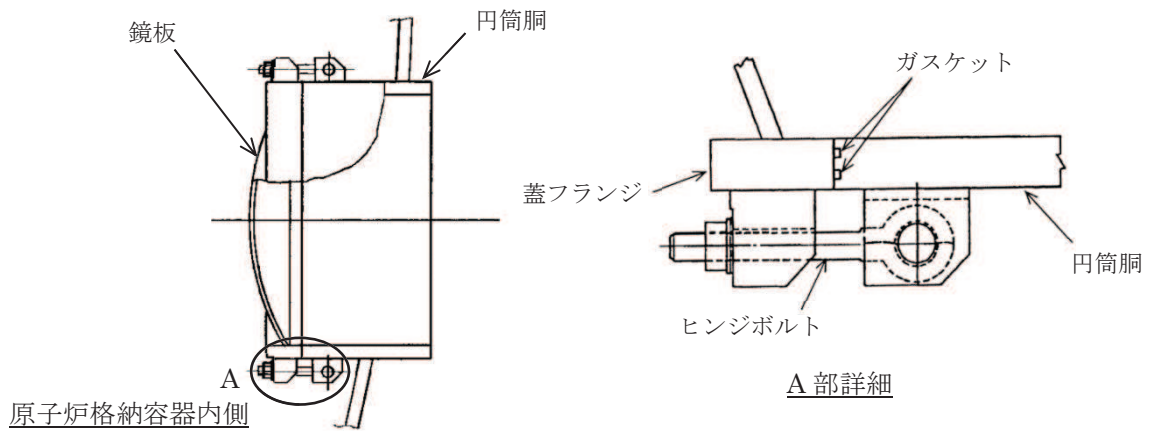


図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (1/8)

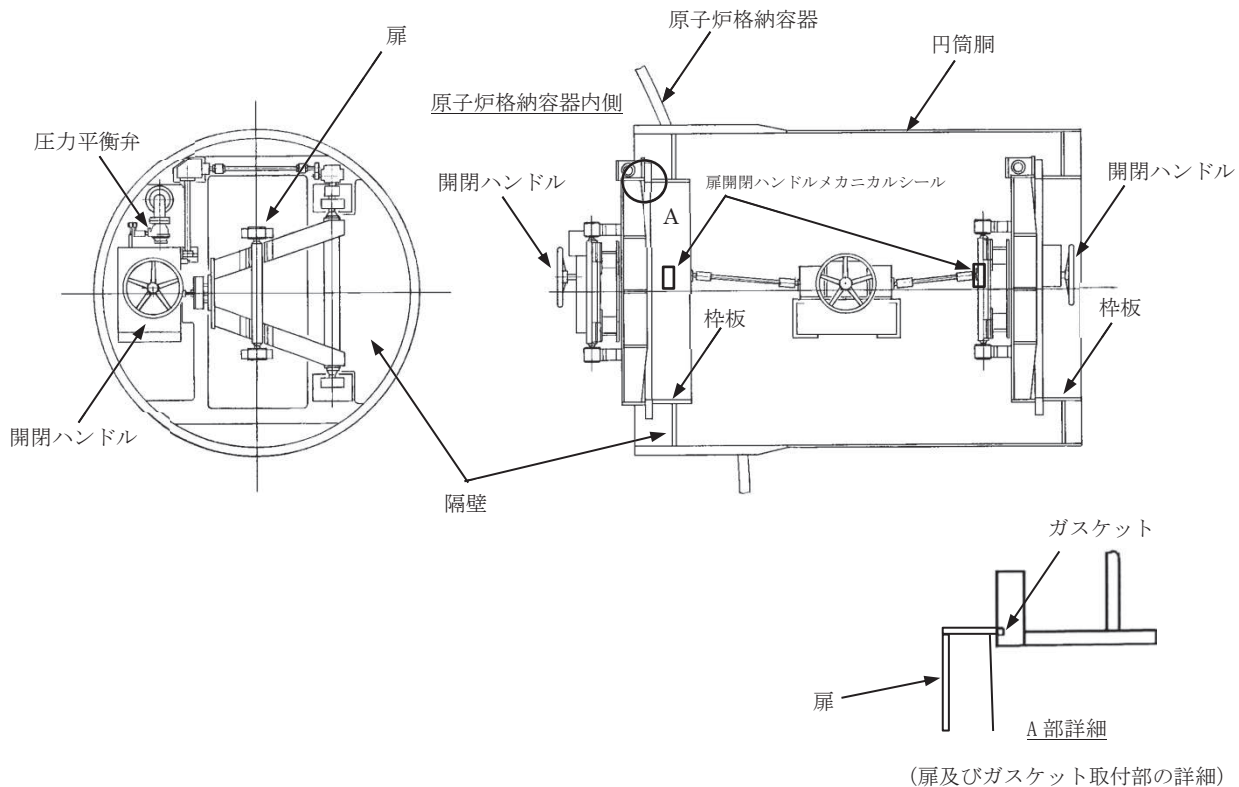


機器搬出入用ハッチ

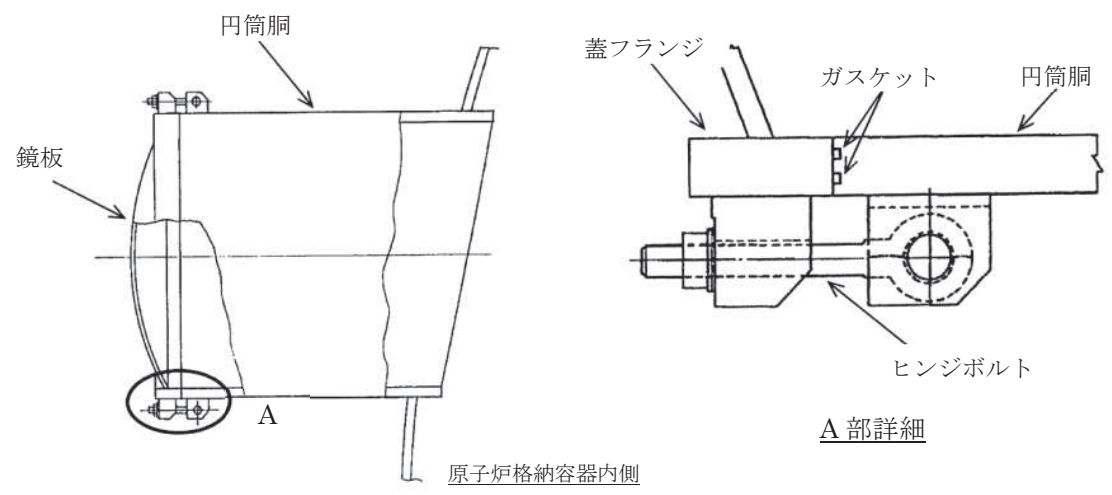


制御棒駆動機構搬出入口

図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (2/8)

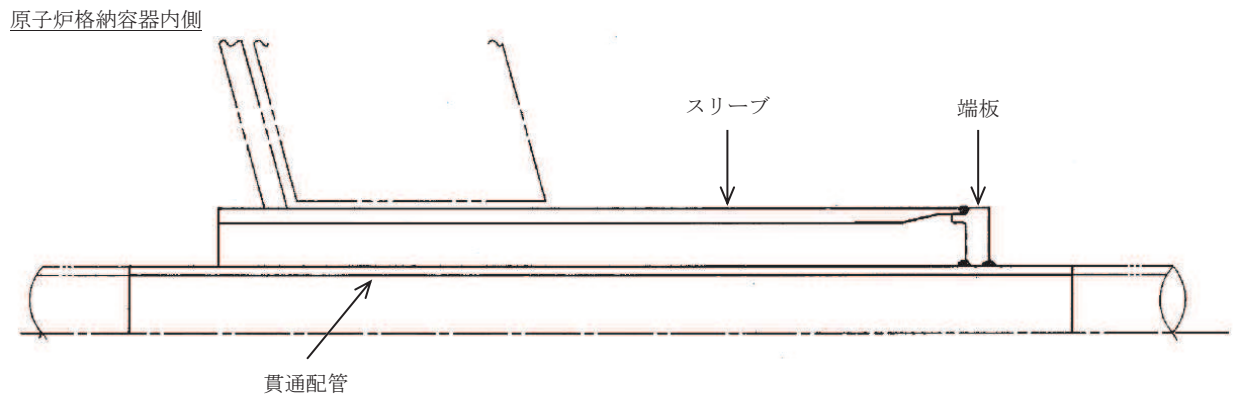


所員用エアロック

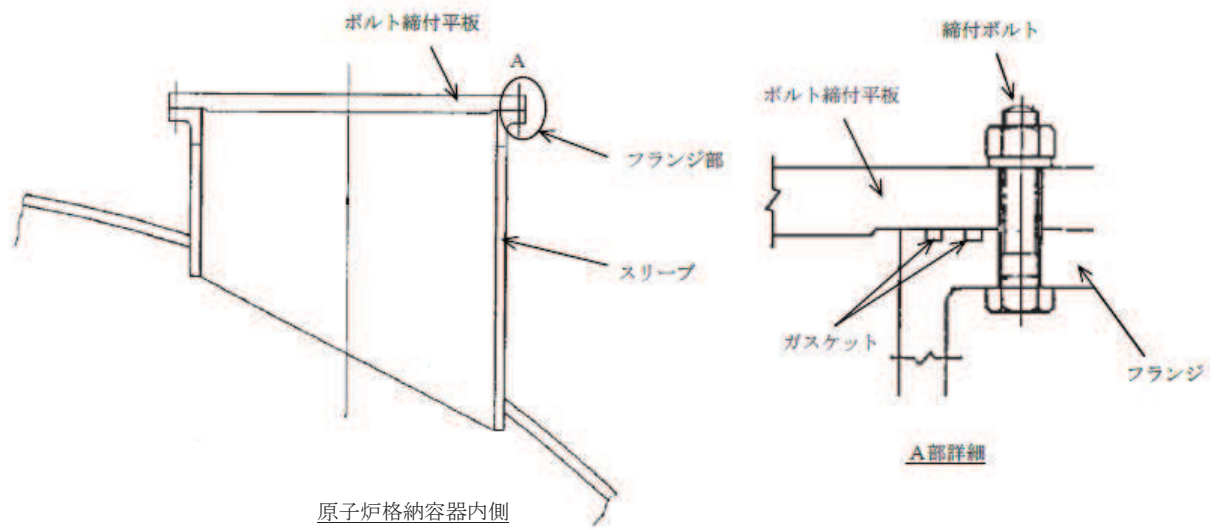


逃がし安全弁搬出入口

図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (3/8)



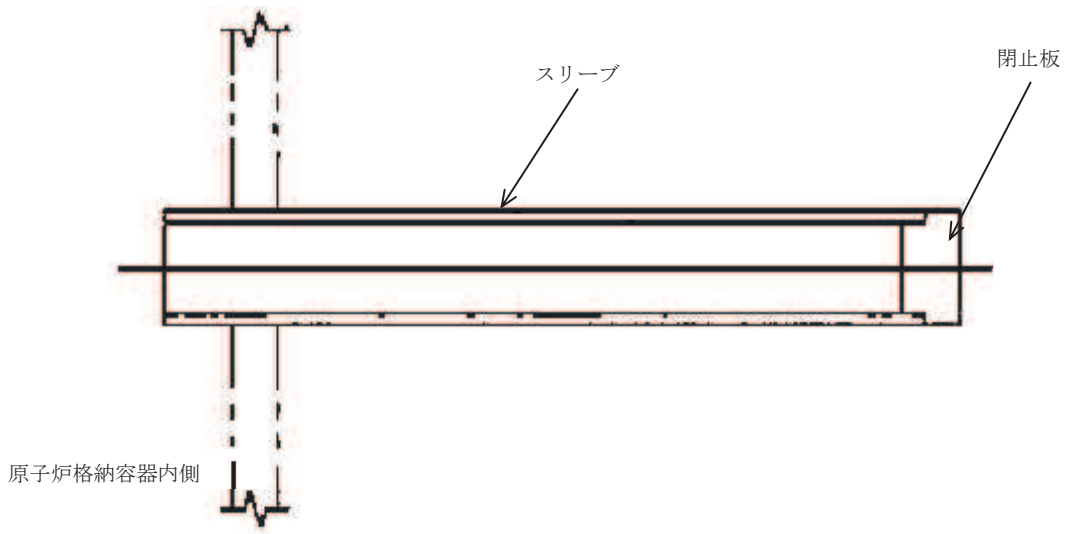
配管貫通部（貫通配管，スリーブ，端板）



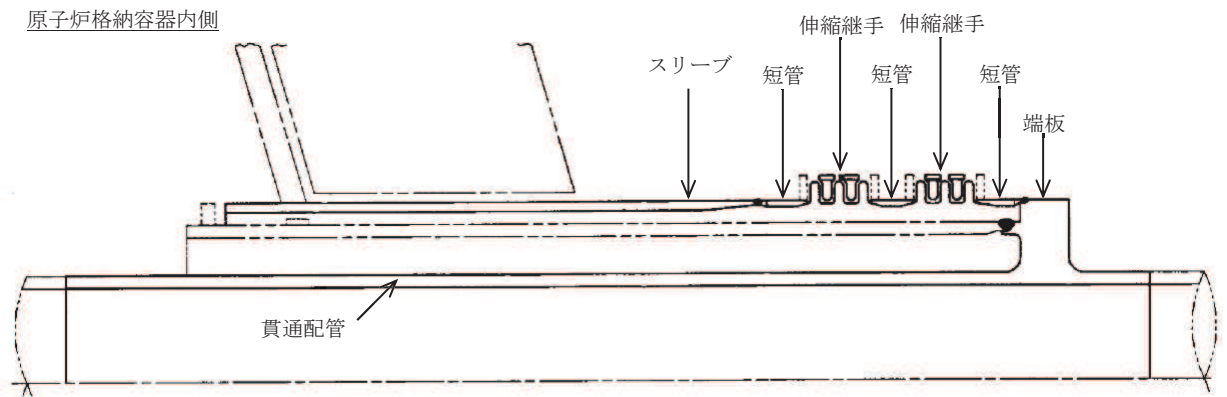
配管貫通部（フランジ部）

図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（4/8）





配管貫通部（閉止板）



配管貫通部（伸縮継手，短管）

図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (5/8)



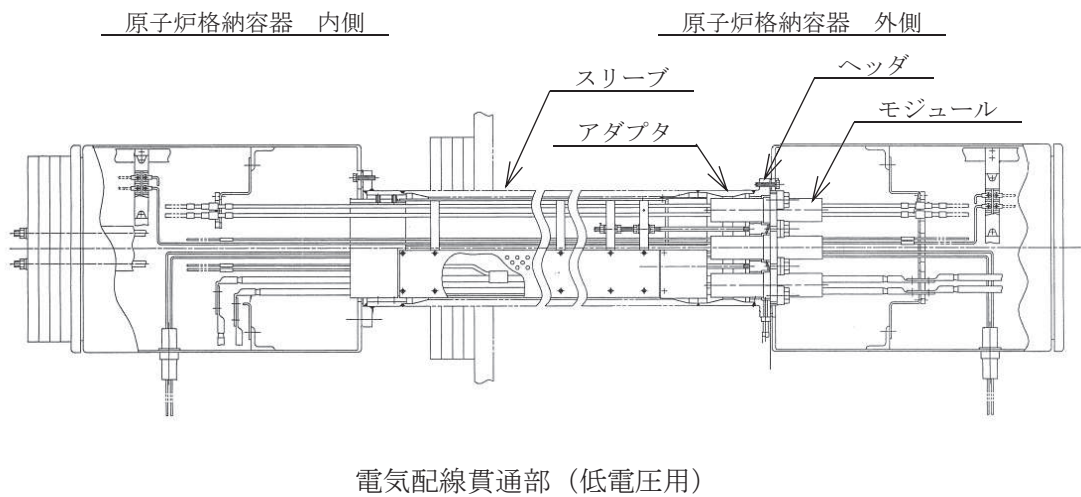
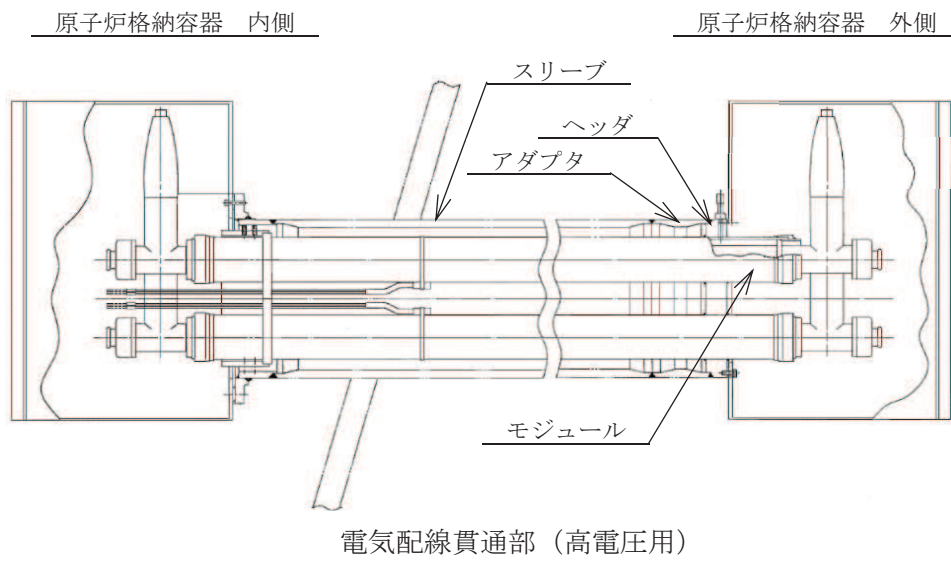
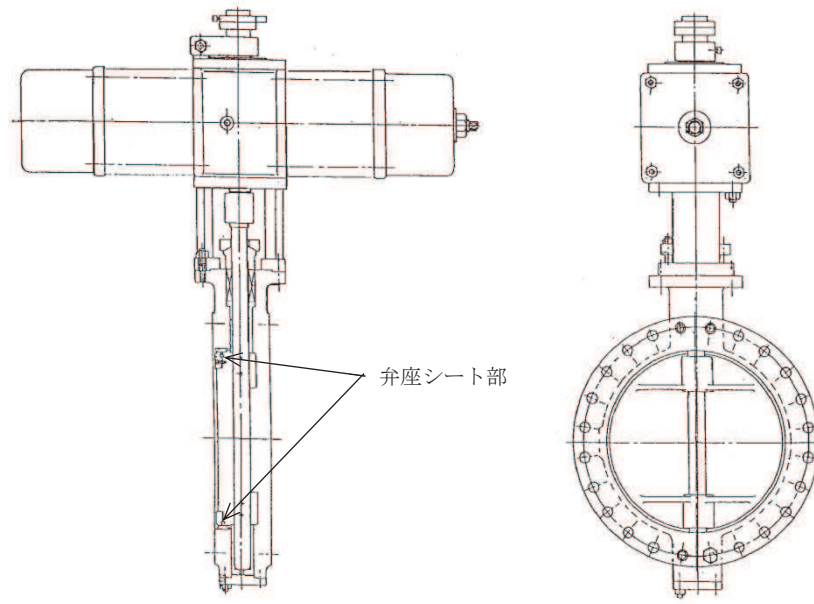
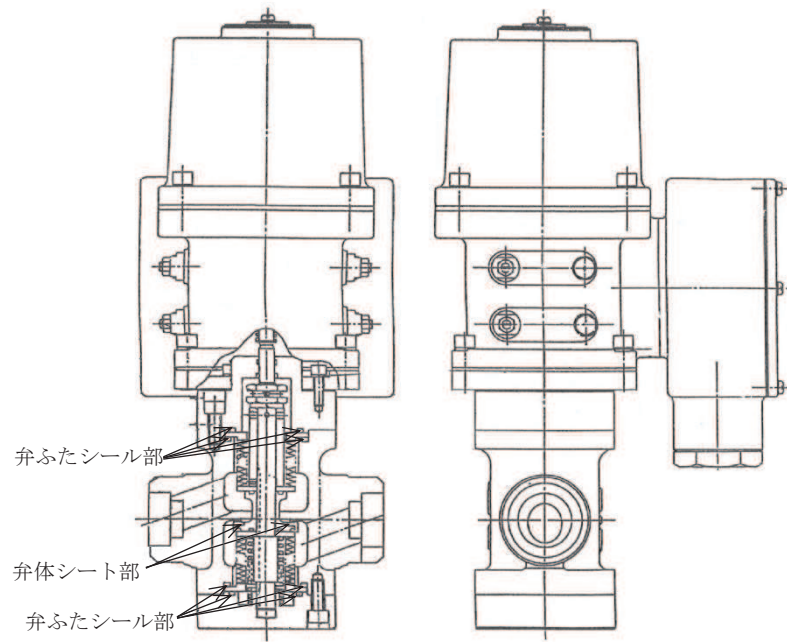


図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (6/8)

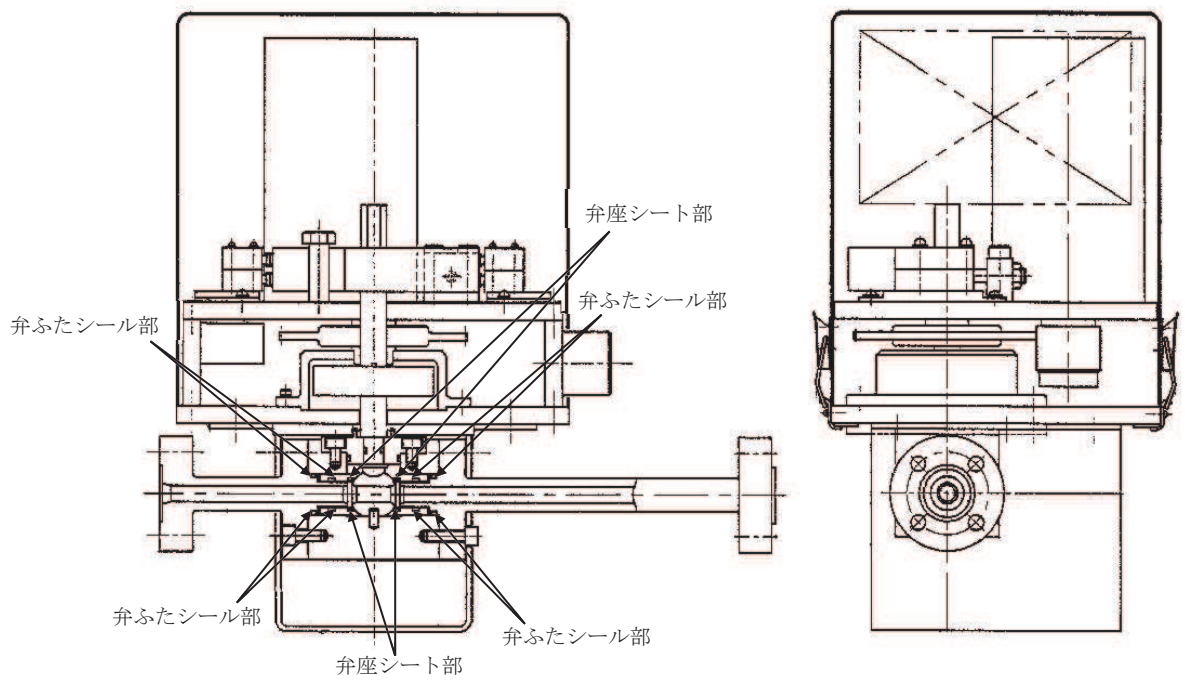


原子炉格納容器隔離弁（原子炉格納容器調気系バタフライ弁）



原子炉格納容器隔離弁（移動式炉心内計装系電磁弁）

図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (7/8)



原子炉格納容器隔離弁（移動式炉心内計装系ボール弁）

図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (8/8)

#### 4.2 その他原子炉格納容器の限界温度，圧力に対する影響確認

原子炉格納容器の限界温度，圧力の環境下における評価に対して影響を及ぼす可能性のある設備の経年劣化，200℃，2Pd が負荷された後の耐震性，貫通部の核分裂生成物（以下「FP」という。）沈着について影響を確認する。

##### 4.2.1 確認内容

原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能の評価に対して，影響を及ぼす可能性のある対象機器の経年劣化，限界温度，圧力負荷後の耐震性への影響等，以下の内容について影響を確認する。

###### (1) 経年劣化の影響

原子炉格納容器の限界温度，圧力（200℃，2Pd）の環境下での放射性物質の閉じ込め機能の健全性が，経年劣化により低下していないことを確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添 1 別紙 1 に示す。

###### (2) 限界温度，圧力負荷後の耐震性への影響

原子炉格納容器が限界温度，圧力（200℃，2Pd）が負荷された後の耐震性の影響について確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添 1 別紙 2 に示す。

###### (3) 貫通部の FP 沈着による影響

炉心溶融時，貫通部のリークパスに FP が沈着した場合の温度上昇について確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添 1 別紙 3 に示す。

##### 4.2.2 確認結果

- (1) 原子炉格納容器の閉じ込め機能を有する箇所における経年劣化の対策について確認し，原子炉格納容器の限界温度，圧力における閉じ込め機能への影響はないことを確認した。
- (2) 重大事故等時の温度，圧力を超える限界温度，圧力（200℃，2Pd）が負荷された後の耐震性の影響については，限界温度，圧力の環境下において残留ひずみが発生するが十分小さく，耐震評価にて考慮する許容応力は今回の評価で考慮した許容応力の制限内であり，さらに限界温度，圧力負荷前と同様の挙動を示すことから，耐震性に影響はないことを確認した。
- (3) 炉心溶融時の原子炉格納容器内の FP の沈着による温度上昇について，格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を想定した条件にて，原子炉格納容器のリークパスへ FP が飛散し，リークパス内が FP で満たされ目詰まりしたと保守的に仮定し，FEM 解析により熱解析を実施した。評価結果としては，原子炉格納容器の貫通部リークパス箇所の最高温度は約 178℃となり，原子炉格納容器の限界温度である 200℃を下回ることから原子炉格納容器の限界温度，圧力に影響はないことを確認した。

VI-1-8-1-別添1 重大事故等時における原子炉格納容器の  
放射性物質閉じ込め機能健全性について

## 目 次

1. 概要 .....	別添 1-1
2. 原子炉格納容器本体 .....	別添 1-2
2.1 評価方針 .....	別添 1-2
2.2 評価結果 .....	別添 1-4
3. ドライウエル主フランジ .....	別添 1-14
3.1 評価方針 .....	別添 1-14
3.2 評価結果 .....	別添 1-15
3.3 評価結果まとめ .....	別添 1-18
4. 機器搬出入用ハッチ .....	別添 1-19
4.1 評価方針 .....	別添 1-19
4.2 評価結果 .....	別添 1-20
4.3 評価結果まとめ .....	別添 1-24
5. 逃がし安全弁搬出入口 .....	別添 1-25
5.1 評価方針 .....	別添 1-25
5.2 評価結果 .....	別添 1-26
5.3 評価結果まとめ .....	別添 1-30
6. 制御棒駆動機構搬出入口 .....	別添 1-31
6.1 評価方針 .....	別添 1-31
6.2 評価結果 .....	別添 1-32
6.3 評価結果まとめ .....	別添 1-36
7. 所員用エアロック .....	別添 1-37
7.1 評価方針 .....	別添 1-37
7.2 評価結果 .....	別添 1-40
7.3 評価結果まとめ .....	別添 1-44
8. 配管貫通部 .....	別添 1-45
8.1 概要 .....	別添 1-45
8.2 配管貫通部（貫通配管） .....	別添 1-46
8.3 配管貫通部（スリーブ） .....	別添 1-49
8.4 配管貫通部（端板） .....	別添 1-52
8.5 配管貫通部（フランジ部） .....	別添 1-54
8.6 配管貫通部（閉止板） .....	別添 1-59
8.7 配管貫通部（伸縮継手） .....	別添 1-61
8.8 配管貫通部（短管） .....	別添 1-62
8.9 評価結果まとめ .....	別添 1-64
9. 電気配線貫通部 .....	別添 1-66
9.1 概要 .....	別添 1-66

9.2	電気配線貫通部（アダプタ）	別添 1-68
9.3	電気配線貫通部（ヘッダ）	別添 1-70
9.4	電気配線貫通部（モジュール）	別添 1-72
10.	原子炉格納容器隔離弁	別添 1-77
10.1	概要	別添 1-77
10.2	原子炉格納容器隔離弁（原子炉格納容器調気系バタフライ弁）	別添 1-78
10.3	原子炉格納容器隔離弁（移動式炉心内計装系電磁弁）	別添 1-80
10.4	原子炉格納容器隔離弁（移動式炉心内計装系ボール弁）	別添 1-82
添付 1	重大事故等時条件におけるガスケット健全性について	別添 1-85
添付 2	原子炉格納容器隔離弁の抽出について	別添 1-89
別紙 1	原子炉格納容器 限界温度・圧力に対する経年劣化の影響について	別添 1-90
別紙 2	原子炉格納容器 限界温度・圧力負荷後の耐震性の影響について	別添 1-91
別紙 3	原子炉格納容器貫通部の核分裂生成物沈着による影響について	別添 1-96

## 1. 概要

本資料は、添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」（以下「説明書」という。）の「4.1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価」に示す重大事故等時の限界温度，限界圧力に対する原子炉格納容器の構造健全性及び機能維持の評価方法及び評価結果を詳細に示すものである。



## 2. 原子炉格納容器本体

### 2.1 評価方針

原子炉格納容器本体は、鋼製の上下部半球円筒形ドライウエル、円環形サプレッションチェンバ、これらを連結するベント管及びベント管ベローズから構成されている。

原子炉格納容器本体の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと及び圧縮力が原子炉格納容器本体に生じないことから、脆性破壊及び座屈は評価する必要がない。

したがって、原子炉格納容器本体の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受けることによって生じる、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。また、ベント管ベローズには、通常運転時に累積される低サイクル疲労に加え、200℃、2Pd により累積される低サイクル疲労による疲労破壊が想定される。原子炉格納容器本体の評価対象を図 2-1 にそれぞれ示す。

#### 2.1.1 一般構造部

原子炉格納容器本体の一般構造部の評価として、告示第 501 号の第 22 条及び第 23 条に記載の評価式を準用し、許容引張応力に運転状態Ⅳにおける一次一般膜応力の許容値である 200℃の  $\frac{2}{3}S_u$  を与えることで許容圧力を算出し、限界圧力 2Pd を上回ることを確認する。また、ダウンコマ及びベントヘッドについて、原子炉格納容器本体の放射性物質の閉じ込め機能を有するものではないが、限界圧力 2Pd が負荷される設備であることから、念のため 200℃による許容圧力を算出し、限界圧力 2Pd を上回ることを確認する。なお、応力評価は、添付書類「VI-3-3-6-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」及び「VI-3-3-6-2 圧力低減設備その他の安全設備の強度計算書」に記載する。

#### 2.1.2 構造不連続部

原子炉格納容器本体の構造不連続部の強度評価方法は、添付書類「VI-3-3-6-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載する。

また、原子炉格納容器はドライウエル基部がコンクリートに拘束されているため、温度上昇時にはドライウエル基部に熱応力（二次応力）が発生する。二次応力は、応力増加に伴い局部的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を引き起こすとは考えられないが、念のため一次＋二次応力を評価する。

#### 2.1.3 ベント管ベローズ

ベント管ベローズの強度評価方法は、添付書類「VI-3-3-6-2 圧力低減設備その他の安全設備の強度計算書」に記載する。

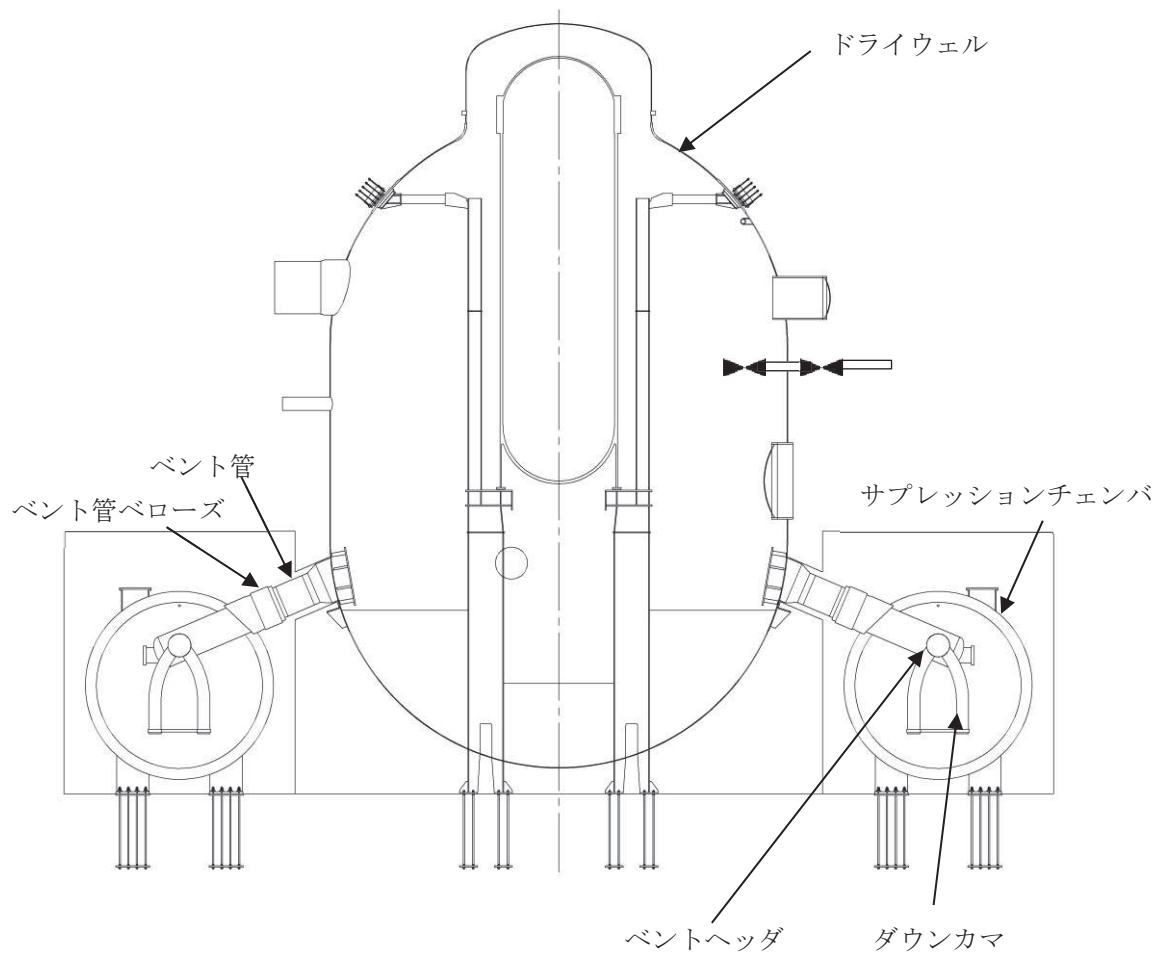


図 2-1 原子炉格納容器本体の評価対象

## 2.2 評価結果

### 2.2.1 一般構造部

原子炉格納容器本体の一般構造部について、既工認と同様の評価手法である告示第501号に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、 $2Pd$  を上回ることを確認した。その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ（ $S_u$ 値）に対する割下げ率を $P_m$ （一次一般膜応力強さ）には1.5として評価した。 $S_u$ 値を算出する際の温度は、限界温度として設定した $200^{\circ}\text{C}$ を用いる。また、ダウンカメラ及びベントヘッドについて、既工認と同様の評価手法である告示第501号に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、 $2Pd$  を上回ることを確認した。評価結果の詳細を添付2-1に示す。

また、応力評価結果は、添付書類「VI-3-3-6-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」及び「VI-3-3-6-2 圧力低減設備その他の安全設備の強度計算書」に記載する。

### 2.2.2 構造不連続部

原子炉格納容器本体の構造不連続部の強度評価結果は、添付書類「VI-3-3-6-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載する。

また、ドライウェル基部の熱応力評価結果を、添付2-2に示す。

### 2.2.3 ベント管ベローズ

ベント管ベローズの強度評価結果は、添付書類「VI-3-3-6-2 圧力低減設備その他の安全設備の強度計算書」に記載する。

## 原子炉格納容器の許容圧力評価結果

原子炉格納容器の必要板厚は、告示第 5 0 1 号第 22 条及び第 23 条を用いて求めることができる。ここで求めた式の許容引張応力に 200℃での  $2/3 S_u$  を与えることで限界圧力は算出できる。下記に評価結果を示す。

## ①ドライウエル上鏡

鏡板 : SGV49

許容圧力算定式 : 告示第 5 0 1 号第 23 条第 2 項第 1 号を準用

$$P = 2S \eta t / (RW + 0.2t)$$

S	許容引張応力 (200℃における $2/3 S_u$ 値を使用)	(MPa)	281
$\eta$	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	
R	鏡板の中央部における内面の半径	(mm)	
W	さら形鏡板の形状による係数		1.322
P	200℃における許容圧力	(MPa)	1.223
1.223 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

## ②ドライウエル上部円筒部

円筒胴 : SGV49

許容圧力算定式 : 告示第 5 0 1 号第 22 条第 3 項第 2 号イを準用

$$P = 2S \eta t / (D_i + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (200℃における $2/3 S_u$ 値を使用)	(MPa)	281
$\eta$	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	
$D_i$	胴の内径	(mm)	
P	200℃における許容圧力	(MPa)	1.458
1.458 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

③ ドライウェル球形部

球形胴：SGV49

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号ホを準用

$$P = 4S \eta t / (D_i + 0.4t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける 2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	281
η	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	
D <sub>i</sub>	胴の内径	(mm)	
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	1.675
1.675 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

④ ドライウェル球形部

球形胴：SPV50

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号ホを準用

$$P = 4S \eta t / (D_i + 0.4t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける 2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	363
η	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	
D <sub>i</sub>	胴の内径	(mm)	
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	2.166
2.166 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

⑤ ドライウェル下部円筒部

円筒胴：SPV50

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号イを準用

$$P = 2S \eta t / (D_i + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける 2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	363
η	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	
D <sub>i</sub>	胴の内径	(mm)	
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	1.145
1.145 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

⑥ドライウエル下鏡

鏡板：SPV50

許容圧力算定式：告示第501号第23条第2項第3号を準用

$$P = 2S \eta t / (R + 0.2t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける 2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	363
η	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	
R	鏡板の内半径	(mm)	
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	1.529
1.529 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

⑦サプレッションチェンバ円筒部

円筒胴：SGV49

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号イを準用

$$P = 2S \eta t / (D_i + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける 2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	281
η	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	
D <sub>i</sub>	胴の内径	(mm)	
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	1.133
1.133 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

⑧ベント管円筒部A

円筒胴：SGV49

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号イを準用

$$P = 2S \eta t / (D_i + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける 2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	281
η	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	
D <sub>i</sub>	胴の内径	(mm)	
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	13.643
13.643 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

⑨ベント管円筒部B

円筒胴：SGV49

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号イを準用

$$P = 2S \eta t / (D_i + 1.2 t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける 2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	281
η	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	
D <sub>i</sub>	胴の内径	(mm)	
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	2.446
2.446 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

⑩ベント管円筒部C

円筒胴：SGV49

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号イを準用

$$P = 2S \eta t / (D_i + 1.2 t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける 2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	281
η	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	
D <sub>i</sub>	胴の内径	(mm)	
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	5.793
5.793 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

⑪ベント管円すい部

円筒胴：SGV49

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号チを準用

$$P = 2S \eta t \times \cos \theta / (D_i + 1.2 t \times \cos \theta)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける 2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	281
η	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	
θ	円すいの頂角の 1/2	(°)	
D <sub>i</sub>	胴の大径端側の内径	(mm)	
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	
3.567 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

⑫ベント管鏡板

鏡板：SGV49

許容圧力算定式：告示第501号第23条第2項第5号を準用

$$P = 2S \eta t / (DK + 0.2t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける $2/3 S_u$ 値を使用)	(MPa)	281
$\eta$	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	
D	鏡板の内面における長径	(mm)	
K	半だ円形鏡板の形状による係数		1.00
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	5.609
5.609 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

⑬ベント管ベローズ円筒部－円筒胴1

円筒胴：SGV49

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号イを準用

$$P = 2S \eta t / (D_i + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける $2/3 S_u$ 値を使用)	(MPa)	281
$\eta$	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	
$D_i$	胴の内径	(mm)	
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	4.331
4.331 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

⑭ベント管ベローズ円筒部－円筒胴2

円筒胴：SGV49

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号イを準用

$$P = 2S \eta t / (D_i + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける $2/3 S_u$ 値を使用)	(MPa)	281
$\eta$	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	
$D_i$	胴の内径	(mm)	
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	2.793
2.793 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



⑮ ダウンカマ

管 : SGV49

許容圧力算定式 : 告示第 5 0 1 号第 58 条第 1 項第 1 号を準用

$$P = 2S \eta t / (D_o - 0.8 t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける S 値を使用)	(MPa)	119
$\eta$	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	
$D_o$	管の外径	(mm)	
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	2.771
2.771 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

⑯ ベントヘッド

円筒胴 : SGV49

許容圧力算定式 : 告示第 5 0 1 号第 32 条第 3 項第 2 号イを準用

$$P = 2S \eta t / (D_i + 1.2 t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける S 値を使用)	(MPa)	119
$\eta$	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	
$D_i$	胴の内径	(mm)	
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	1.445
1.445 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

## ドライウエル基部の評価

## 1. 概要

原子炉格納容器本体については、200℃、2Pdにおいて一次応力が発生する。また、ドライウエル基部については、熱膨張の拘束による熱応力が発生する。ここでは、既工事計画書（工事計画認可申請書（東北電原第53号 平成元年12月4日付け、一部補正 東北電原第68号 平成2年3月23日付け）の添付書類「IV-3-1-1-4 ドライウエルの強度計算書」の応力値を用いて、ドライウエル基部について一次応力+二次応力（ $P_L + P_b + Q$ ）を評価する。

なお、原子炉格納容器の限界圧力、限界温度の確認においては、繰り返し荷重を考慮する必要はないと考えられるが、ドライウエル基部については、念のため、200℃、2Pdにおける発生応力を算出し、許容応力を下回ることを確認する。

## 2. 評価方針

発生応力は、熱により発生する二次応力に分類されることから、告示第501号に示される一次+二次応力の評価方法及び評価基準値に従う。

許容値は、告示第501号において示される原子炉格納容器（第2種容器）の運転状態Ⅰ、Ⅱに対する許容値と同じ3S（S値：200℃における値）とする。

## 3. 評価条件

## (1) 圧力及び温度

評価圧力：0.854MPa（2Pd）

評価温度：200℃

## (2) 材料及び許容応力

材料及び許容応力を表2-2(1)に示す。

表 2-2(1) 材料の許容応力

部位	材料	一次+二次応力(MPa)
		$P_L + P_b + Q$
原子炉格納容器	SPV50	500 (=3S)

#### 4. 応力計算

##### (1) 応力評価点

応力評価点を表 2-2(2)及び図 2-2(1)に示す。応力評価点は、既工事計画書の強度計算書において、一次局部膜応力+一次曲げ応力+二次応力が最大の値を示す部位を応力評価点とする。

表 2-2(2) 応力評価点

応力評価点番号	評価項目	応力評価点
P11	一次局部膜応力 + 一次曲げ応力 + 二次応力	ドライウェル基部

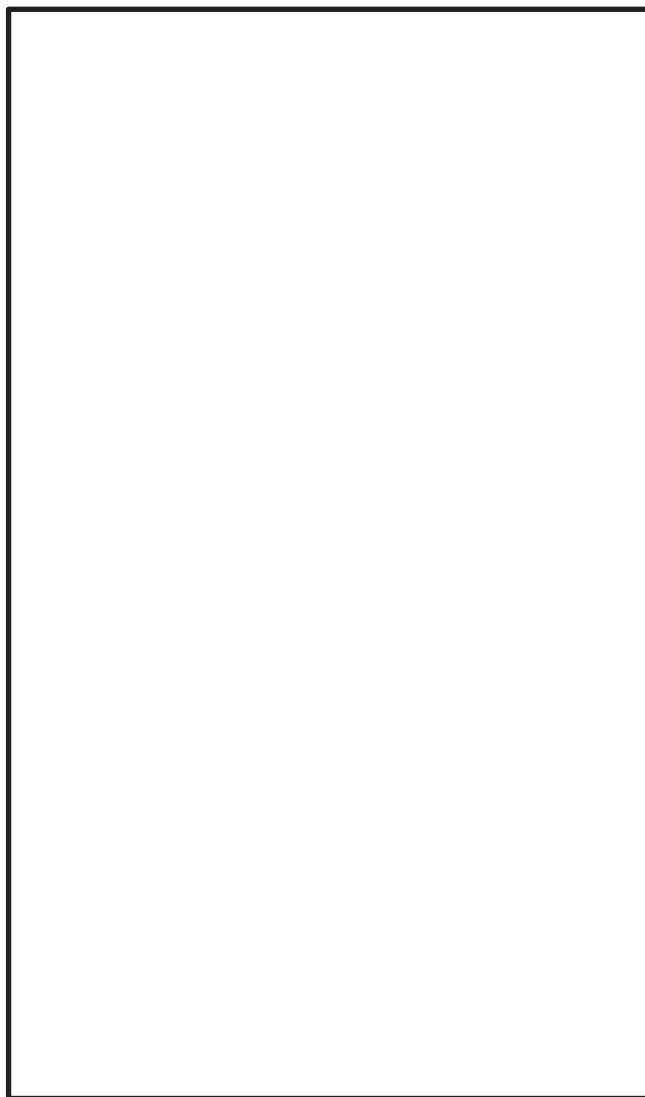


図 2-2(1) 応力評価点

(2) 応力計算

ドライウエル基部に作用する圧力，熱荷重及び死荷重による応力は，既工事計画書で計算した応力を用い，評価荷重比の割り増しを考慮して算出する。

5. 応力評価

ドライウエル基部の各荷重による応力を表 2-2(3)に示す。また，応力の組合せ結果を表 2-2(4)に示す。

表 2-2(3) 各荷重による応力

荷重	一次+二次応力 (MPa)					
	$P_L + P_b + Q$					
	内面			外面		
	$\sigma_t$	$\sigma_l$	$\tau$	$\sigma_t$	$\sigma_l$	$\tau$
重大事故等時内圧						
鉛直荷重						
熱荷重 (重大事故等時・200℃)						

$\sigma_t$  : 円周方向応力,  $\sigma_l$  : 軸方向応力,  $\tau$  : せん断応力

表 2-2(4) 一次+二次応力の評価結果

応力評価点 番号	荷重の組合せ	応力分布	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
P11	死荷重+内圧+熱	一次+二次応力		500

### 3. ドライウェル主フランジ

#### 3.1 評価方針

ドライウェル主フランジは、原子炉格納容器の上蓋フランジであり、締付ボルトで固定される構造である。また、フランジ間のシールにはガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、原子炉格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。

ドライウェル主フランジの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価する必要がない。

したがって、ドライウェル主フランジの機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため、200℃、2Pd での健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・ドライウェル主フランジ部の耐圧
- ・ドライウェル主フランジ固定部の強度
- ・ドライウェル主フランジのシール性能

ドライウェル主フランジの評価部位の概形を図 3-1 に示す。

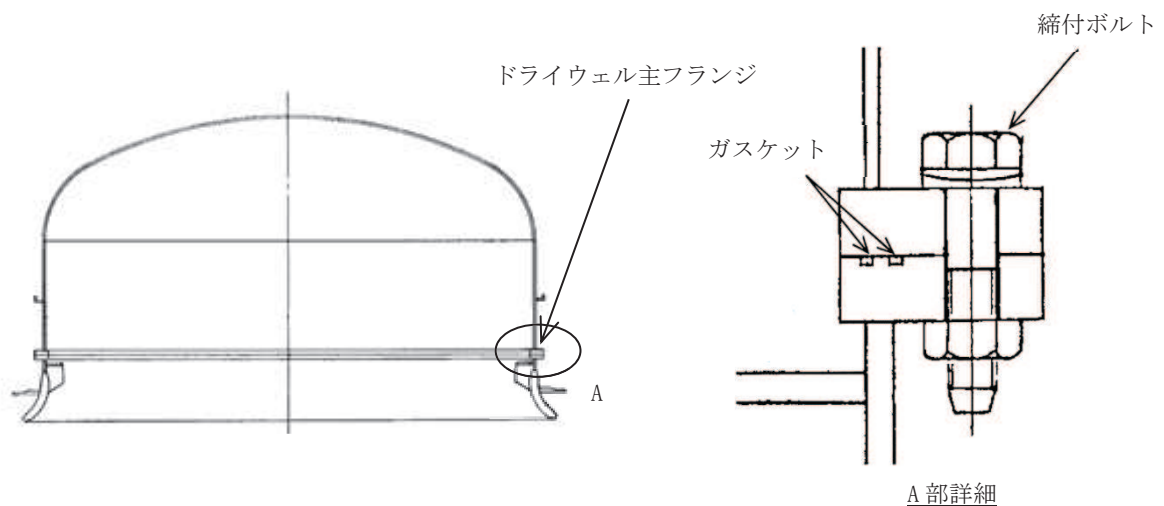


図 3-1 評価部位概形図（ドライウェル主フランジ）

### 3.1.1 ドライウェル主フランジ部の耐圧

ドライウェル主フランジの強度評価方法は、添付書類「VI-3-3-6-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載する。

### 3.1.2 ドライウェル主フランジ固定部の強度

ドライウェル主フランジ固定部の強度評価方法は、添付書類「VI-3-3-6-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載する。

### 3.1.3 ドライウェル主フランジのシール性能

原子炉格納容器の限界温度、限界圧力におけるフランジ開口量を評価するために、三次元有限要素法による解析を用いてドライウェル主フランジ部における開口量を評価する。

評価した開口量は、添付 1 に示す重大事故等時条件におけるガスケットの健全性確認結果を基に設定した許容開口量と比較し、開口量が許容開口量を下回ることを確認する。

## 3.2 評価結果

### 3.2.1 ドライウェル主フランジ部の耐圧

ドライウェル主フランジの強度評価結果は、添付書類「VI-3-3-6-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載する。

### 3.2.2 ドライウェル主フランジ固定部の強度

ドライウェル主フランジ固定部の強度評価結果は、添付書類「VI-3-3-6-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載する。

### 3.2.3 ドライウェル主フランジのシール性能

ドライウェル主フランジについて、限界温度、限界圧力におけるフランジ面の開口量が許容開口量を下回ることを確認するため、三次元有限要素法モデルを用いて弾塑性解析を実施した。

図 3-2 に解析モデルを示す。本解析では、フランジ部だけでなく鋼材が圧力を負担する原子炉格納容器上鏡及び原子炉格納容器胴部（円筒胴及び球形胴）を含めてドライウェル主フランジ全体をモデル化する。

また、フランジシール部を構成する各種部材（フランジ、ボルト、ナット等）の荷重伝達経路を詳細にモデル化するため、ソリッド要素を用いて可能な限り詳細な形状をモデル化する。モデルは対称性及びボルト間の変形を考慮して周方向 7.5° 分をモデル化している。

荷重条件として、0 から内圧を加えて開口量を解析する。解析コードは「ANSYS」を使用する。評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、添付書類「VI-5 計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

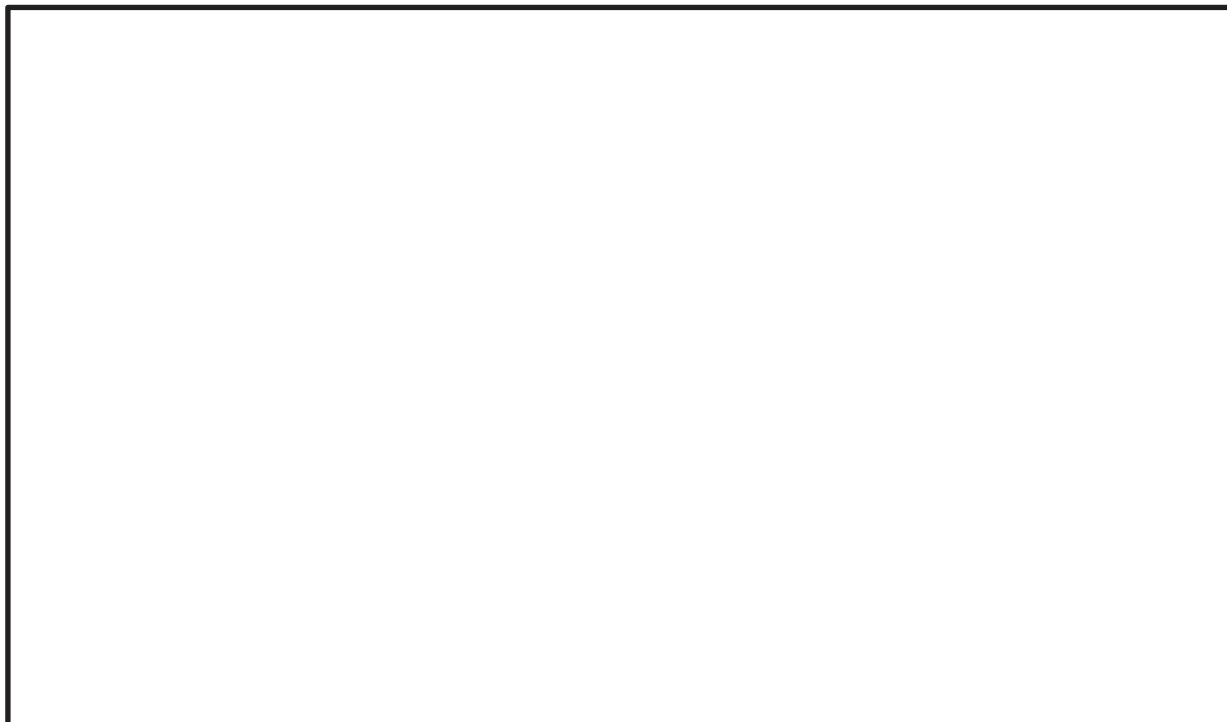


図 3-2 ドライウェル主フランジの解析モデル

(1) ドライウェル主フランジの開口量評価結果

200 °Cにおける圧力と開口量の関係を図 3-3 に示す。

2 Pd における内側ガスケット部の開口量は  mm であった。

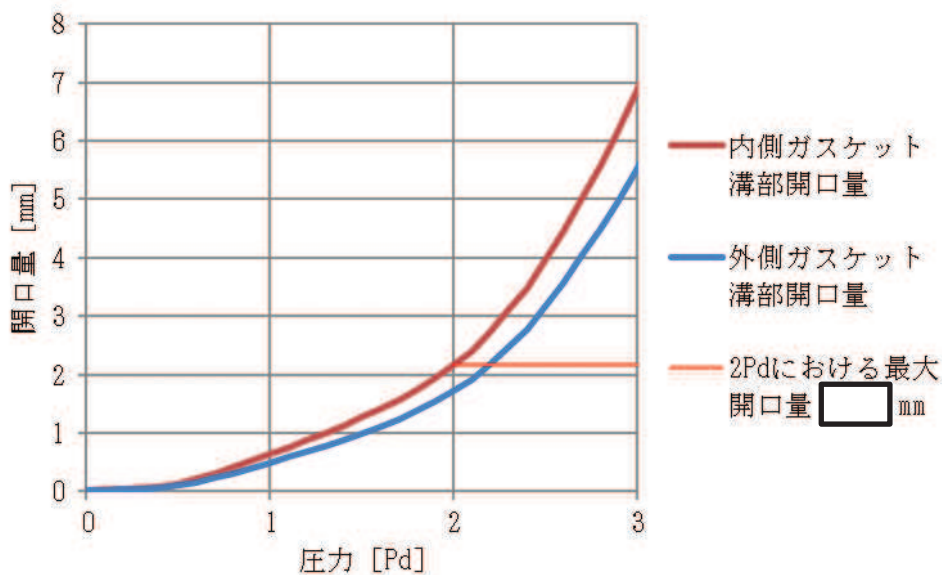


図 3-3 ドライウェル主フランジの圧力と開口量の関係

(2) ドライウェル主フランジの許容開口量

ドライウェル主フランジに許容される開口量について以下のように設定する。

図 3-4 に開口量とシール材のシール性との関係図を示す。ドライウェル主フランジは、上鏡部のフランジと原子炉格納容器本体部のフランジ間にシール溝が二重に配置されており、それぞれガスケットを挟み込み、締付ボルトで固定しシールする構造であり、フランジの定格締付量（締付量）は  $\square$  mm である。圧力の増加に伴いフランジ部は開口するが、添付 1 に示す改良 EPDM 製シール材の重大事故等時環境における圧縮永久ひずみ率  $\square$  % をもとに、ガスケットの重大事故等時の環境における最大復元量を評価すると、 $\square$  mm (=  $\square$  mm  $\times$  (100% -  $\square$  %)) となる。また、添付 1 に示す試験から 200°C, 2Pd における締付量 0mm においてシール機能が維持されていることを確認したことから、許容開口量は、最大復元量と同じ  $\square$  mm に設定する。

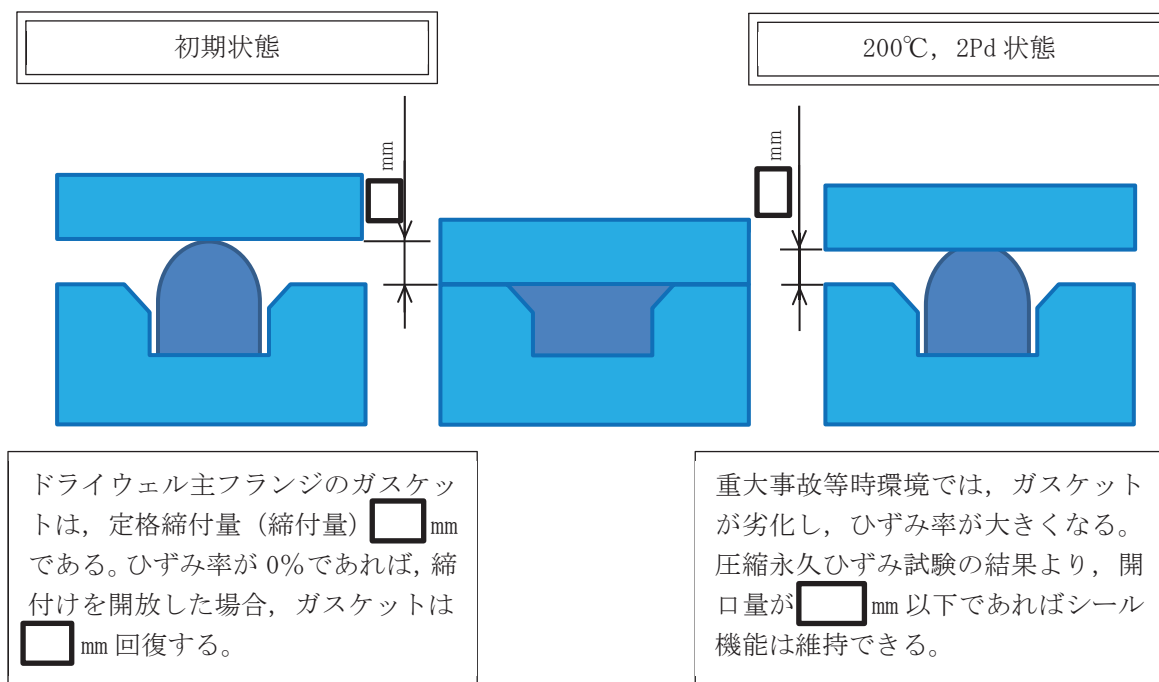


図 3-4 ひずみ率と許容開口量関係図

(3) 比較結果

200°C, 2Pd (0.854MPa) における開口量は、内側ガスケット溝で  $\square$  mm であり、許容開口量  $\square$  mm を下回り、シール機能が維持できることを確認した。



### 3.3 評価結果まとめ

ドライウエル主フランジの健全性評価結果を表 3-1 に示す。

表 3-1 ドライウエル主フランジの健全性評価結果

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	ドライウエル主フランジ部の耐圧	応力評価	添付書類「VI-3-3-6-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載	
2	ドライウエル主フランジ固定部の強度	応力評価	添付書類「VI-3-3-6-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載	
3	ドライウエル主フランジのシール性能	開口量評価	シール材の重大事故等時の環境における劣化特性を考慮しても、限界温度、限界圧力におけるフランジ開口量は、許容開口量を下回ることから、シール機能が維持されることを確認した。	○

以上により、ドライウエル主フランジについては、限界温度、限界圧力環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。

#### 4. 機器搬出入用ハッチ

##### 4.1 評価方針

機器搬出入用ハッチは、原子炉格納容器内側に突き出した円筒胴及び鏡板によって原子炉格納容器バウンダリを構成しており、原子炉格納容器の内圧が円筒胴及び鏡板に対して外圧として作用する。また、蓋フランジ部はヒンジボルトにより固定され、フランジ間のシールにはガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、原子炉格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。

機器搬出入用ハッチの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は考慮する必要がない。

また、シール部は、原子炉格納容器内の圧力により鏡板を機器搬出入用ハッチ円筒胴に押し付ける構造であり、内圧により鏡板を開く荷重が作用しないことから、ヒンジボルトの延性破壊は、評価対象外とする。

したがって、機器搬出入用ハッチの機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、鏡板の座屈、原子炉格納容器本体の変形に伴う円筒胴の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため、200℃、2Pd での健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・機器搬出入用ハッチ本体の耐圧
- ・機器搬出入用ハッチフランジのシール性能

機器搬出入用ハッチの評価部位の概形を図 4-1 に示す。

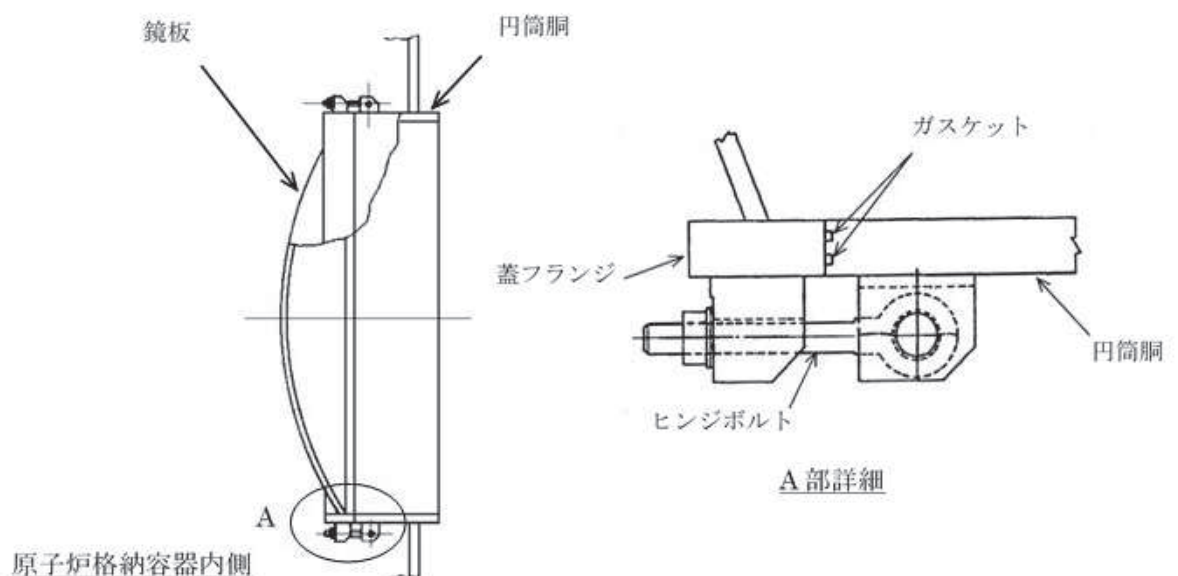


図 4-1 評価部位概形図（機器搬出入用ハッチ）

#### 4.1.1 機器搬出入用ハッチ本体の耐圧

##### (1) 応力評価

機器搬出入用ハッチ本体の構造健全性評価は、添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載する。

##### (2) 許容圧力評価

機器搬出入用ハッチ本体の構造健全性評価として、告示第501号の第13条第2項及び第22条第3項第2号に記載の評価式を準用し、運転状態IVにおいて外面に受ける許容圧力を算出し、限界圧力 $2Pd$ を上回ることを確認する。

#### 4.1.2 機器搬出入用ハッチフランジのシール性能

原子炉格納容器の限界温度、限界圧力におけるフランジ変形量を評価するために、三次元有限要素法による解析を用いて機器搬出入用ハッチフランジ部における変形量を評価する。

評価した変形量は、添付1に示す重大事故等時条件におけるガスケットの健全性確認結果を基に設定した許容変形量と比較し、変形量が許容変形量を下回ることを確認する。

#### 4.2 評価結果

##### 4.2.1 機器搬出入用ハッチ本体の耐圧

##### (1) 応力評価

機器搬出入用ハッチ本体の応力評価結果は、添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載する。

##### (2) 許容圧力評価

機器搬出入用ハッチ本体の構造健全性について、既工認と同様の評価手法である告示第501号に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表4-1に示す。

表 4-1 機器搬出入用ハッチの許容圧力評価結果

①機器搬出入用ハッチ円筒部

円筒胴：SGV49

許容圧力算定式：告示第501号第13条第2項第1号ハ及び第22条第3項第2号ハを準用

$$P = 1.5 \times \{4B t / (3D_o)\}$$

B			
t	板厚	(mm)	
D <sub>o</sub>	胴の外径	(mm)	
P	200℃における許容圧力	(MPa)	4.523
4.523 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

②機器搬出入用ハッチ鏡板

球形胴：SGV49

許容圧力算定式：告示第501号第13条第2項第2号ハ及び第22条第3項第2号トを準用

$$P = 1.5 \times (B t / R_o)$$

B			
t	板厚	(mm)	
R <sub>o</sub>	胴の外半径	(mm)	
P	200℃における許容圧力	(MPa)	1.053
1.053 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

4.2.2 機器搬出入用ハッチフランジのシール性能

機器搬出入用ハッチフランジについて、限界温度、限界圧力におけるフランジ面の変形量が許容変形量を下回ることを確認するため、三次元有限要素法モデルを用いて弾塑性解析を実施した。

図4-2に解析モデル、図4-3に変形概念図をそれぞれ示す。本解析では、原子炉格納容器の重大事故等時の過温、過圧時におけるフランジ変形量を評価するため、機器搬出入用ハッチ及びハッチ近傍の原子炉格納容器をモデル化する。

また、フランジシール部を構成する各種部材（蓋フランジ、ヒンジボルト等）の荷重伝達経路を詳細にモデル化するため、ソリッド要素を用いて可能な限り詳細な形状をモデル化する。モデルは対称性を考慮して機器搬出入用ハッチ中心を境にドライウエル全体1/4ピッチ分をモデル化している。

荷重条件として、0から内圧を加えて変形量を解析する。解析コードは「ABAQUS」を使用する。評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、添付書類「VI-5 計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。



図 4-2 機器搬出入用ハッチ開口部評価解析モデル

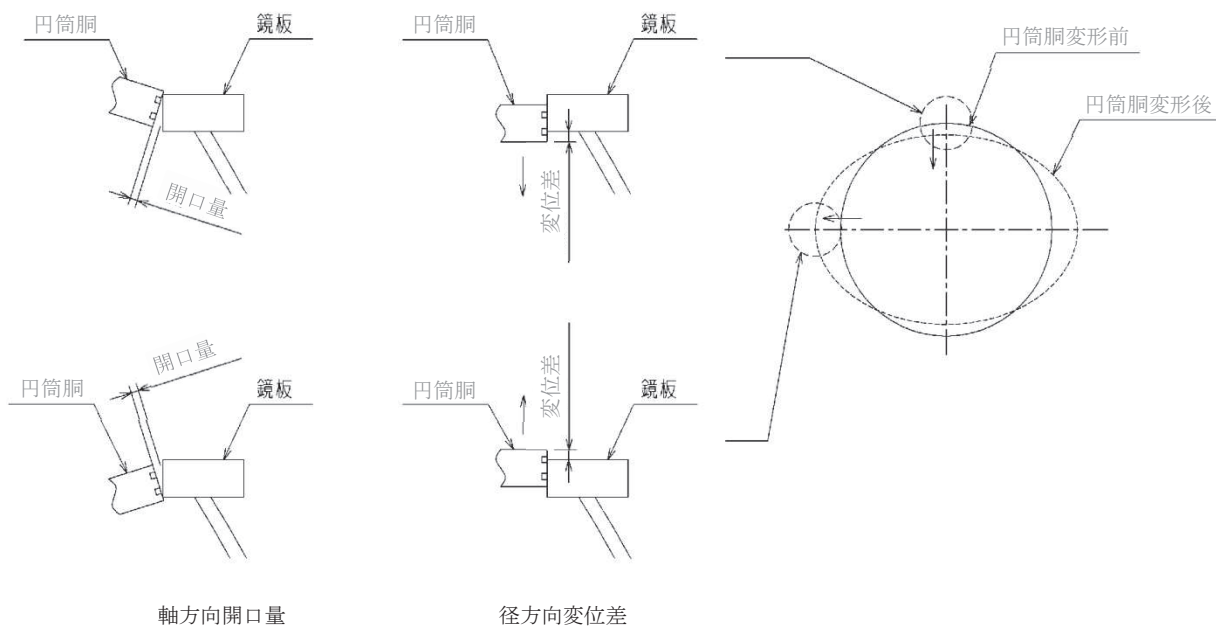


図 4-3 径方向変位差と軸方向開口量の概念図

(1) 機器搬出入用ハッチフランジの変形量評価結果

200°Cにおける径方向変形量（変位差）を図 4-4 に、軸方向変形量（開口量）を図 4-5 にそれぞれ示す。

2Pd における変形量は、径方向が最大  mm（短径方向変位差）、軸方向が最大  mm（短径部開口量）であった。

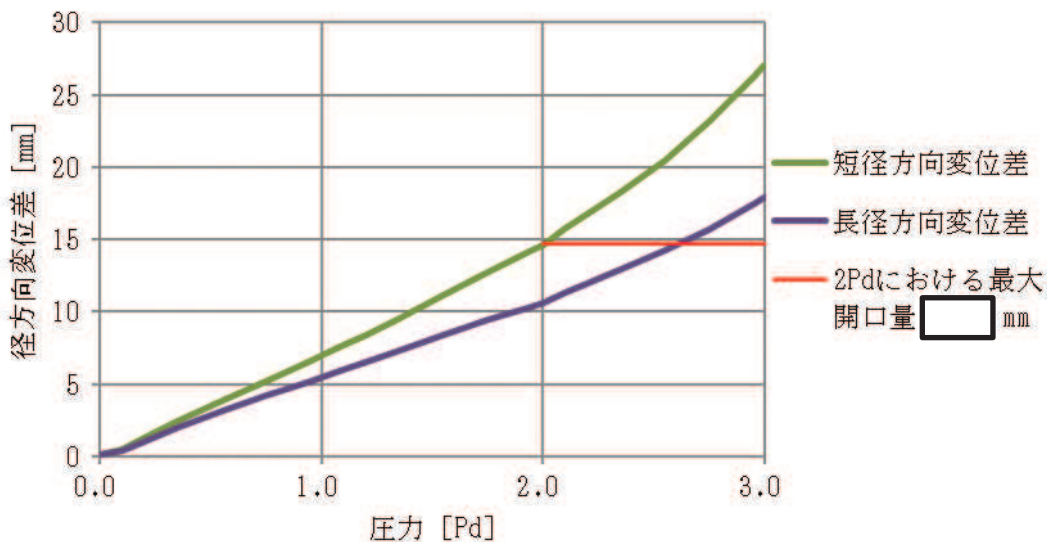


図 4-4 機器搬出入用ハッチの各ガスケット部の圧力と径方向変形量（変位差）の関係

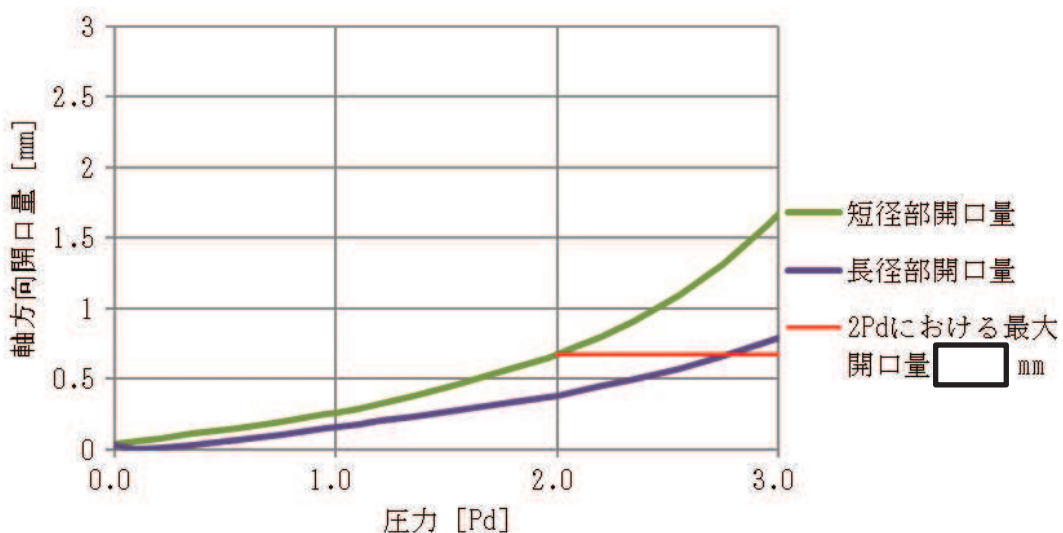


図 4-5 機器搬出入用ハッチの各ガスケット部の圧力と軸方向変形量（開口量）の関係

(2) 機器搬出入用ハッチフランジの許容変形量

円筒胴が変形することによる径方向許容変位差は□ mm となる。

また、添付 1 に示すように、改良 EPDM 製シール材の重大事故等時環境における圧縮永久ひずみ率は□ % であり、シール材の初期締付け量は□ mm であるため、圧縮永久ひずみ率を考慮した軸方向許容開口量は□ mm となる。

(3) 比較結果

200℃, 2Pd (0.854MPa) における、径方向変位差は最大で□ mm であり、径方向許容変位差□ mm を下回る。また、軸方向開口量は最大で□ mm であり、軸方向許容開口量□ mm を下回る。よって、シール機能が維持できることを確認した。

4.3 評価結果まとめ

機器搬出入用ハッチの健全性評価結果を表 4-2 に示す。

表 4-2 機器搬出入用ハッチの健全性評価結果

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	機器搬出入用ハッチ本体の耐圧	①応力評価	添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載	○
		②許容圧力評価	200℃, 2Pd における許容圧力が 2Pd 以上であることを確認した。	
2	機器搬出入用ハッチフランジのシール性能	変形量評価	シール材の重大事故等時の環境における劣化特性を考慮しても、限界温度、限界圧力におけるフランジ変形量は、許容変形量を下回ることから、シール機能が維持されることを確認した。	○

以上により、機器搬出入用ハッチについては、限界温度、限界圧力環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。

## 5. 逃がし安全弁搬出入口

### 5.1 評価方針

逃がし安全弁搬出入口は、原子炉格納容器外側に突き出した円筒胴及び鏡板によって原子炉格納容器バウンダリを構成しており、原子炉格納容器の内圧が円筒胴及び鏡板に対して内圧として作用する。また、蓋フランジ部はヒンジボルトにより固定され、フランジ間のシールにはガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、原子炉格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。

逃がし安全弁搬出入口の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。

したがって、逃がし安全弁搬出入口の機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため、200℃、2Pd での健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・逃がし安全弁搬出入口本体の耐圧
- ・逃がし安全弁搬出入口フランジ固定部の強度
- ・逃がし安全弁搬出入口フランジのシール性能

逃がし安全弁搬出入口の評価部位の概形を図 5-1 に示す。

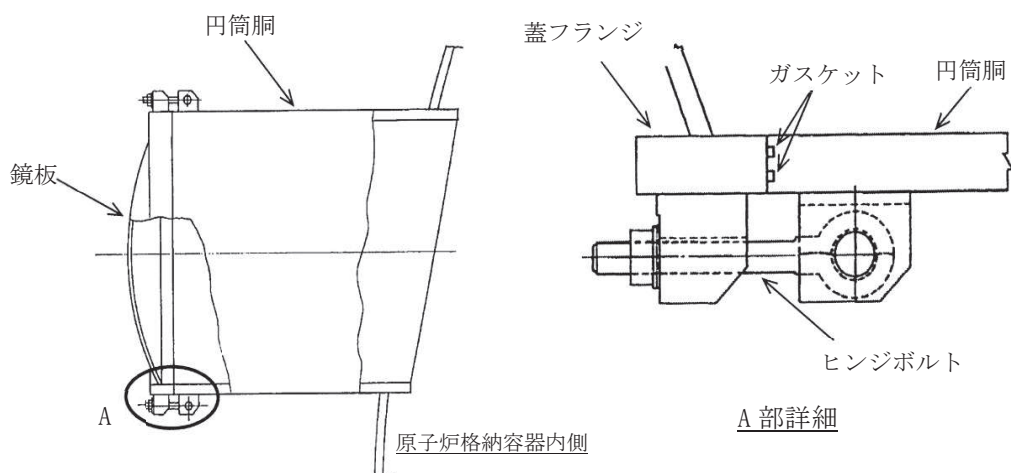


図 5-1 評価部位概形図（逃がし安全弁搬出入口）



### 5.1.1 逃がし安全弁搬出入口本体の耐圧

#### (1) 応力評価

逃がし安全弁搬出入口本体の構造健全性評価は、添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載する。

#### (2) 許容圧力評価

逃がし安全弁搬出入口本体の構造健全性評価として、告示第501号の第22条に記載の評価式を準用し、許容引張応力に運転状態IVにおける一次一般膜応力の許容値である $200^{\circ}\text{C}$ の $2/3 S_u$ を与えることで許容圧力を算出し、限界圧力 $2Pd$ を上回ることを確認する。

### 5.1.2 逃がし安全弁搬出入口フランジ固定部の強度

逃がし安全弁搬出入口ヒンジボルトの強度評価方法は、添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載する。

### 5.1.3 逃がし安全弁搬出入口フランジのシール性能

原子炉格納容器の限界温度、限界圧力におけるフランジ開口量を評価するために、二次元有限要素法による解析を用いて逃がし安全弁搬出入口フランジ部における開口量を評価する。

評価した開口量は、添付1に示す重大事故等時条件におけるガスケットの健全性確認結果を基に設定した許容開口量と比較し、開口量が許容開口量を下回ることを確認する。

## 5.2 評価結果

### 5.2.1 逃がし安全弁搬出入口本体の耐圧

#### (1) 応力評価

逃がし安全弁搬出入口本体の応力評価結果は、添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載する。

#### (2) 許容圧力評価

逃がし安全弁搬出入口本体の構造健全性について、既工認と同様の評価手法である告示第501号に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表5-1に示す。

表 5-1 逃がし安全弁搬出入口の許容圧力評価結果

①逃がし安全弁搬出入口円筒部

円筒胴：SGV49

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号イを準用

$$P = 2S \eta t / (D_i + 1.2t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける $2/3 S_u$ 値を使用)	(MPa)	281
$\eta$	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	
$D_i$	胴の内径	(mm)	
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	21.454
21.454 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

②逃がし安全弁搬出入口鏡板

球形胴：SGV49

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号ホを準用

$$P = 4S \eta t / (D_i + 0.4t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける $2/3 S_u$ 値を使用)	(MPa)	281
$\eta$	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	
$D_i$	胴の内径	(mm)	
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	8.406
8.406 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

5.2.2 逃がし安全弁搬出入口フランジ固定部の強度

逃がし安全弁搬出入口ヒンジボルトの強度評価結果は、添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載する。

5.2.3 逃がし安全弁搬出入口フランジのシール性能

逃がし安全弁搬出入口フランジについて、限界温度、限界圧力におけるフランジ面の開口量が許容開口量を下回ることを確認するため、二次元有限要素法モデルを用いて弾塑性解析を実施した。

図 5-2 に解析モデルを示す。本解析では、原子炉格納容器の重大事故等時の過温、過圧時におけるフランジ変形量を評価するため、逃がし安全弁搬出入口円筒胴及び鏡板を軸対称要素でヒンジブラケット、ヒンジボルト、ナット及び座金を平面応力要素でモデル化する。

荷重条件として、0 から内圧を加えて開口量を解析する。解析コードは「ABAQUS」を使用する。評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、添付書類「VI-5 計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

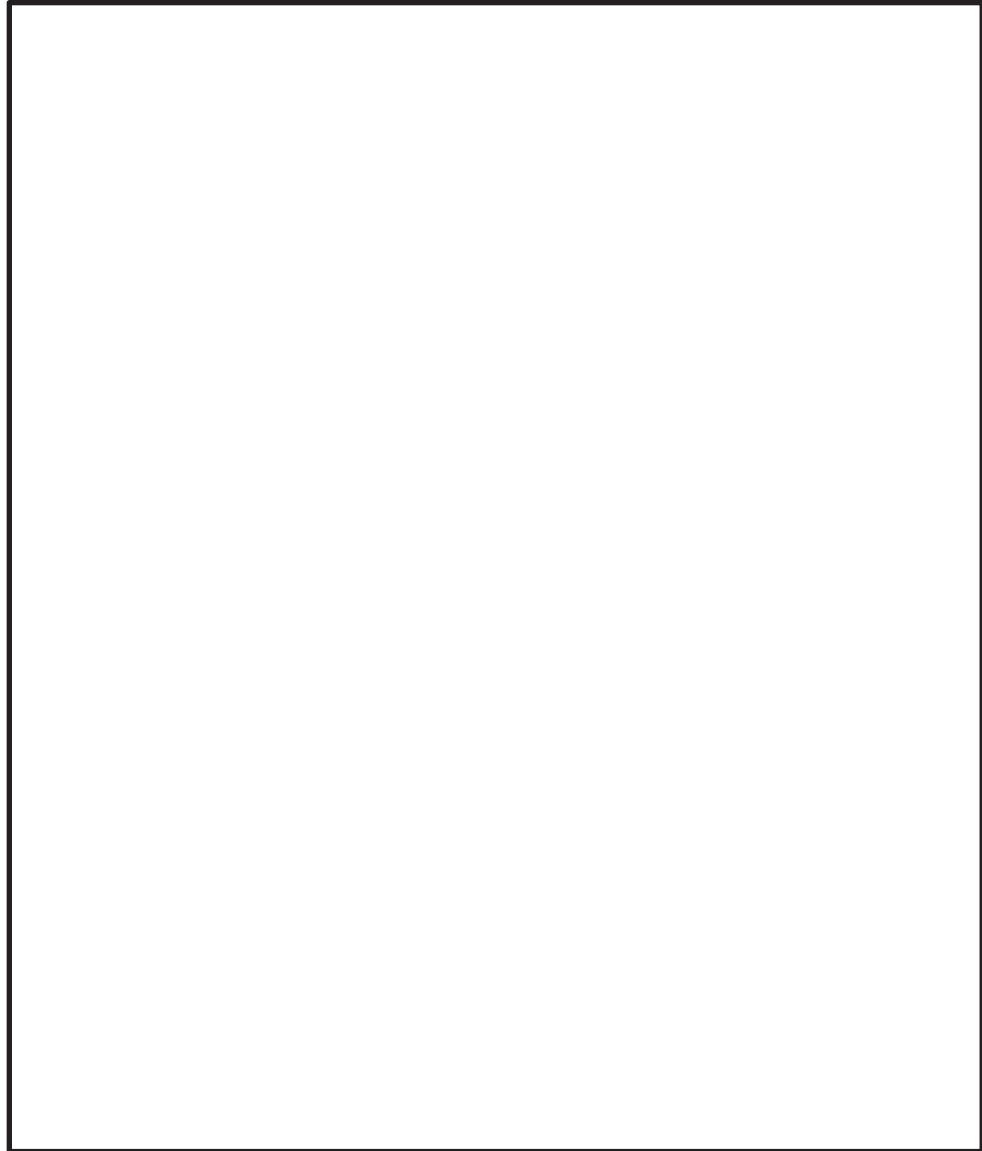


図 5-2 逃がし安全弁搬出入口開口部評価解析モデル

(1) 逃がし安全弁搬出入口フランジの開口量評価結果

200℃における開口量を図 5-3 に示す。

2 Pd における開口量は、最大  mm（円筒胴内面側）であった。

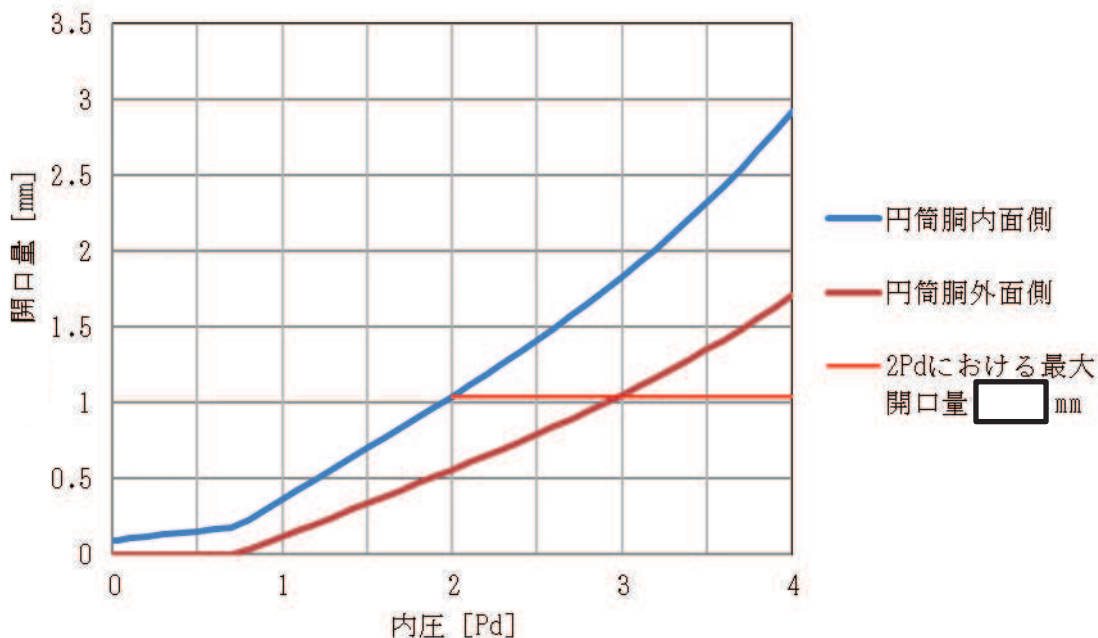


図 5-3 逃がし安全弁搬出入口フランジの圧力と開口量の関係

(2) 逃がし安全弁搬出入口フランジの許容開口量

添付 1 に示すように、改良 EPDM 製シール材の重大事故等時環境における圧縮永久ひずみ率は  % であり、シール材の初期締付け量は  mm であるため、圧縮永久ひずみ率を考慮した許容開口量は  mm となる。

(3) 比較結果

200℃、2Pd (0.854MPa) における開口量は最大で  mm であり、許容開口量  mm を下回る。よって、シール機能が維持できることを確認した。

### 5.3 評価結果まとめ

逃がし安全弁搬出入口の健全性評価結果を表 5-2 に示す。

表 5-2 逃がし安全弁搬出入口の健全性評価結果

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	逃がし安全弁搬出入口本体の耐圧	①応力評価	添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載	○
		②許容圧力評価	200℃, 2Pd における許容圧力が 2Pd 以上であることを確認した。	
2	逃がし安全弁搬出入口フランジ固定部の強度	応力評価	添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載	
3	逃がし安全弁搬出入口フランジのシール性能	開口量評価	シール材の重大事故等時の環境における劣化特性を考慮しても、限界温度、限界圧力におけるフランジ開口量は、許容開口量を下回ることから、シール機能が維持されることを確認した。	○

以上により、逃がし安全弁搬出入口については、限界温度、限界圧力環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

## 6. 制御棒駆動機構搬出入口

### 6.1 評価方針

制御棒駆動機構搬出入口は、原子炉格納容器内側に突き出した円筒胴及び鏡板によって原子炉格納容器バウンダリを構成しており、原子炉格納容器の内圧が円筒胴及び鏡板に対して外圧として作用する。また、蓋フランジ部はヒンジボルトにより固定され、フランジ間のシールにはガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、原子炉格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。

制御棒駆動機構搬出入口の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は考慮する必要がない。

また、シール部は、原子炉格納容器内の圧力により鏡板を制御棒駆動機構搬出入口円筒胴に押し付ける構造であり、内圧により鏡板を開く荷重が作用しないことから、ヒンジボルトの延性破壊は、評価対象外とする。

したがって、制御棒駆動機構搬出入口の機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、鏡板の座屈、原子炉格納容器本体の変形に伴う円筒胴の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため、200℃、2Pd での健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・制御棒駆動機構搬出入口本体の耐圧
- ・制御棒駆動機構搬出入口フランジのシール性能

制御棒駆動機構搬出入口の評価部位の概形を図 6-1 に示す。

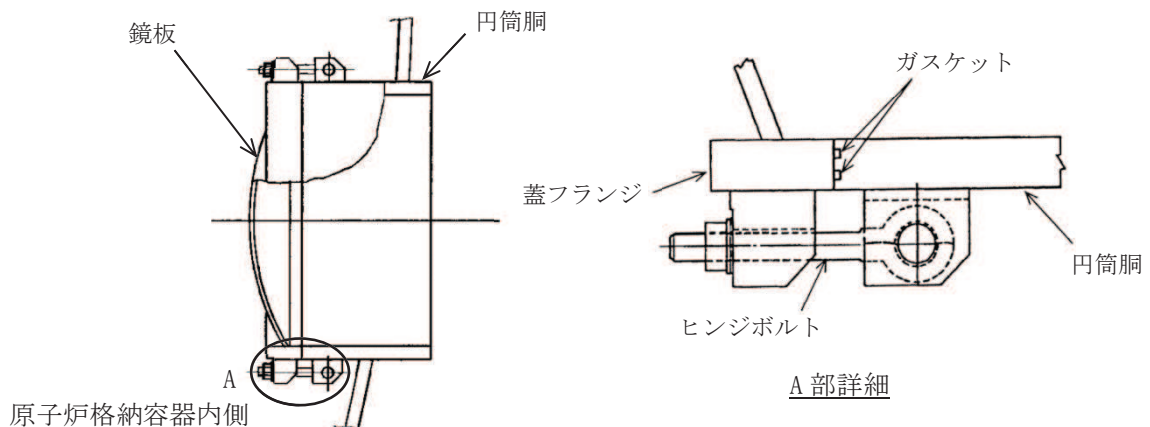


図 6-1 評価部位概形図（制御棒駆動機構搬出入口）

### 6.1.1 制御棒駆動機構搬出入口本体の耐圧

#### (1) 応力評価

制御棒駆動機構搬出入口本体の構造健全性評価は、添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載する。

#### (2) 許容圧力評価

制御棒駆動機構搬出入口本体の構造健全性評価として、告示第501号の第13条第2項及び第22条第3項第2号に記載の評価式を準用し、運転状態IVにおいて外面に受ける許容圧力を算出し、限界圧力 $2Pd$ を上回ることを確認する。

### 6.1.2 制御棒駆動機構搬出入口フランジのシール性能

原子炉格納容器の限界温度、限界圧力におけるフランジ変形量を評価するために、三次元有限要素法による解析を用いて制御棒駆動機構搬出入口フランジ部における変形量を評価する。

評価した変形量は、添付1に示す重大事故等時条件におけるガスケットの健全性確認結果を基に設定した許容変形量と比較し、変形量が許容変形量を下回ることを確認する。

## 6.2 評価結果

### 6.2.1 制御棒駆動機構搬出入口本体の耐圧

#### (1) 応力評価

制御棒駆動機構搬出入口本体の応力評価結果は、添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載する。

#### (2) 許容圧力評価

制御棒駆動機構搬出入口本体の構造健全性について、既工認と同様の評価手法である告示第501号に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表6-1に示す。

表 6-1 制御棒駆動機構搬出入口の許容圧力評価結果

①制御棒駆動機構搬出入口円筒部

円筒胴：SGV49

許容圧力算定式：告示第501号第13条第2項第1号ハ及び第22条第3項第2号ハを準用

$$P = 1.5 \times \{4B t / (3D_o)\}$$

B			
t	板厚	(mm)	
D <sub>o</sub>	胴の外径	(mm)	
P	200℃における許容圧力	(MPa)	9.590
9.590 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

②制御棒駆動機構搬出入口鏡板

球形胴：SGV49

許容圧力算定式：告示第501号第13条第2項第2号ハ及び第22条第3項第2号トを準用

$$P = 1.5 \times (B t / R_o)$$

B			
t	板厚	(mm)	
R <sub>o</sub>	胴の外半径	(mm)	
P	200℃における許容圧力	(MPa)	2.600
2.600 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

6.2.2 制御棒駆動機構搬出入口フランジのシール性能

制御棒駆動機構搬出入口フランジについて、限界温度、限界圧力におけるフランジ面の変形量が許容変形量を下回ることを確認するため、三次元有限要素法モデルを用いて弾塑性解析を実施した。

図 6-2 に解析モデル、図 6-3 に変形概念図をそれぞれ示す。本解析では、原子炉格納容器の重大事故等時の過温、過圧時におけるフランジ変形量を評価するため、制御棒駆動機構搬出入口及び制御棒駆動機構搬出入口近傍の原子炉格納容器をモデル化する。

また、フランジシール部を構成する各種部材（蓋フランジ、ヒンジボルト等）の荷重伝達経路を詳細にモデル化するため、ソリッド要素を用いて可能な限り詳細な形状をモデル化する。

荷重条件として、0 から内圧を加えて変形量を解析する。解析コードは「ABAQUS」を使用する。評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、添付書類「VI-5 計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。



図 6-2 制御棒駆動機構搬出入口開口部評価解析モデル

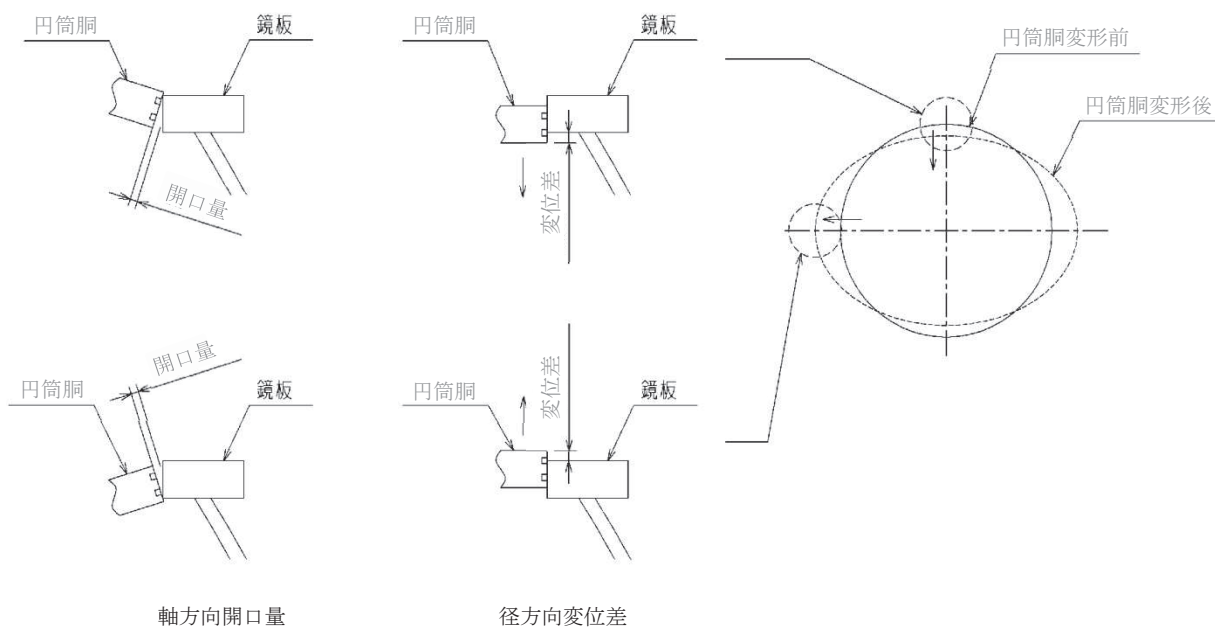
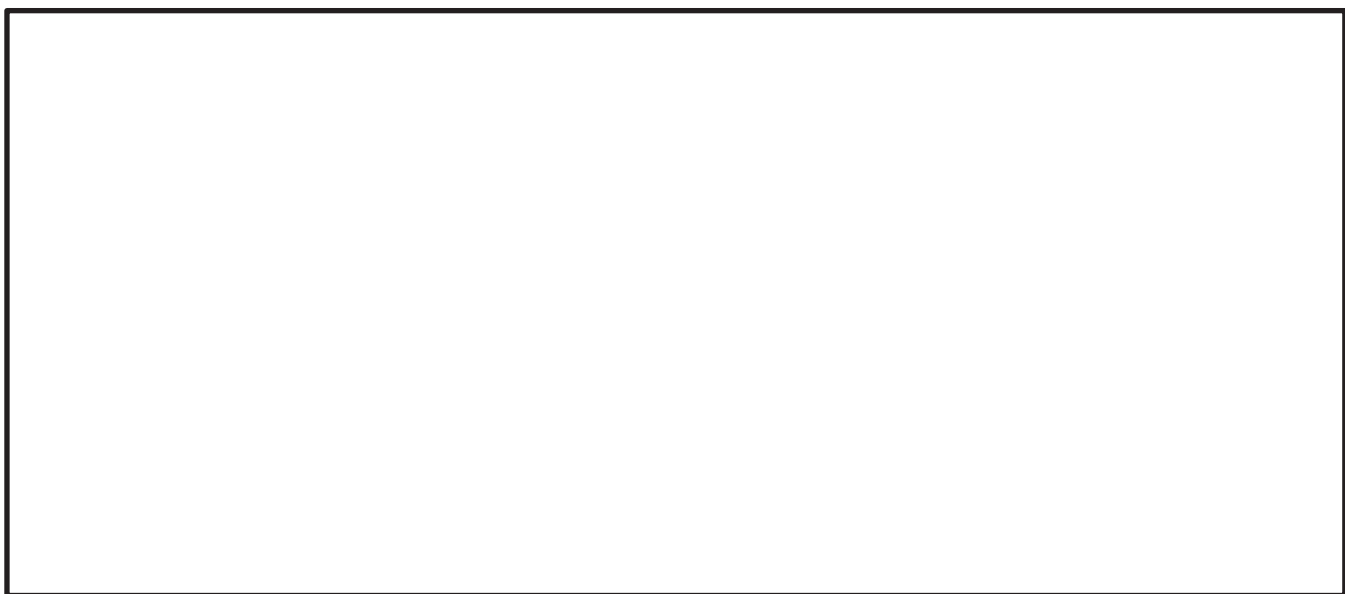


図 6-3 径方向変位差と軸方向開口量の概念図

(1) 制御棒駆動機構搬出入口フランジの開口量評価結果

200℃における径方向変形量（変位差）を図 6-4 に、軸方向変形量（開口量）を図 6-5 にそれぞれ示す。

2Pd における変形量は、径方向が最大  mm (0° 側変位差)、軸方向が最大  mm (0° 側開口量) であった。

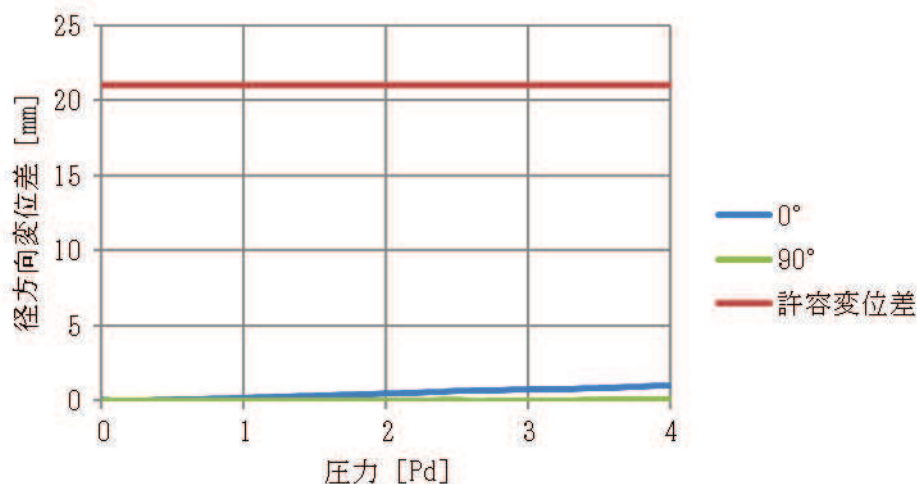


図 6-4 制御棒駆動機構搬出入口の各ガスケット部の圧力と径方向変形量（変位差）の関係

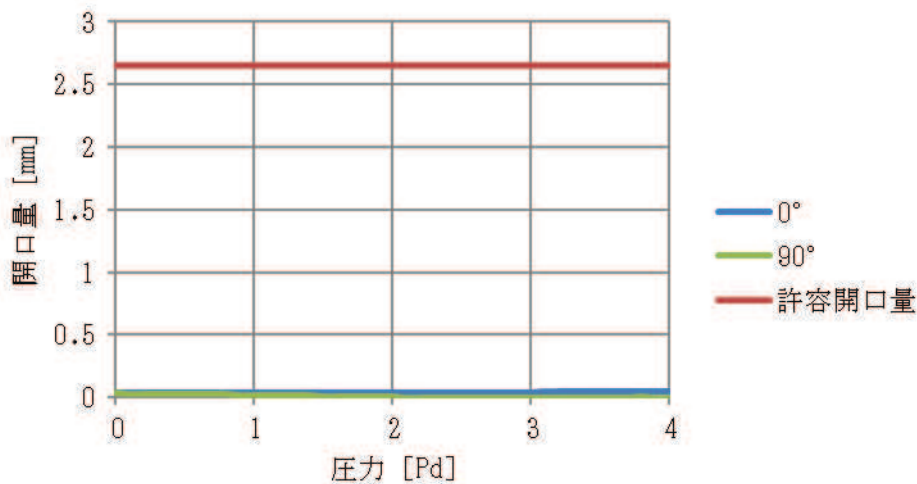


図 6-5 制御棒駆動機構搬出入口の各ガスケット部の圧力と軸方向変形量（開口量）の関係

(2) 制御棒駆動機構搬出入口フランジの許容開口量

円筒胴が変形することによる径方向許容変位差は  mm となる。

また、添付 1 に示すように、改良 EPDM 製シール材の重大事故等時環境における圧縮永久ひずみ率は  % であり、シール材の初期締付け量は  mm であるため、圧縮永久ひずみ率を考慮した軸方向許容開口量は  mm となる。

(3) 比較結果

200℃, 2Pd (0.854MPa) における, 径方向変位差は最大で  mm であり, 径方向許容変位差  mm を下回る。また, 軸方向開口量は最大で  mm であり, 軸方向許容開口量  mm を下回る。よって, シール機能が維持できることを確認した。

6.3 評価結果まとめ

制御棒駆動機構搬出入口の健全性評価結果を表 6-2 に示す。

表 6-2 制御棒駆動機構搬出入口の健全性評価結果

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	制御棒駆動機構搬出入口本体の耐圧	①応力評価	添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載	○
		②許容圧力評価	200℃, 2Pd における許容圧力が 2Pd 以上であることを確認した。	
2	制御棒駆動機構搬出入口フランジのシール性能	変形量評価	シール材の重大事故等時の環境における劣化特性を考慮しても, 限界温度, 限界圧力におけるフランジ変形量は, 許容変形量を下回ることから, シール機能が維持されることを確認した。	○

以上により, 制御棒駆動機構搬出入口については, 限界温度, 限界圧力環境下でも, 放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。

## 7. 所員用エアロック

### 7.1 評価方針

所員用エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器に溶接固定されており、円筒胴の両端に平板（隔壁）を溶接し、人が出入りできる開口部を設けている。この開口部に枠板（隔壁）を溶接し、枠板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。枠板の前面と扉間のシールにはガスケットを使用している。なお、ドライウェル主フランジや逃がし安全弁搬出入口と異なり、原子炉格納容器加圧時は所員用エアロック扉が支持部に押し付けられる構造となっているため、扉板が開くことはない。また、隔壁には扉開閉ハンドル軸等が貫通しており、貫通部にシール材を使用している。

所員用エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び有意な圧縮力が所員用エアロックに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。

したがって、所員用エアロックの機能喪失要因は、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けることによる、過度な塑性変形に伴う所員用エアロック本体の延性破壊、並びに、扉の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下による漏えいが想定される。

このため、200℃、2Pd での健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・所員用エアロック本体の耐圧
- ・所員用エアロック本体のシール性能

所員用エアロックの評価部位の概形を図 7-1 に示す。

なお、隔壁には電気配線貫通部が設けられているが、この電気配線貫通部の構造は電気配線貫通部のうち、低電圧用モジュールと同様の構造であることから、「9. 電気配線貫通部」にて評価する。

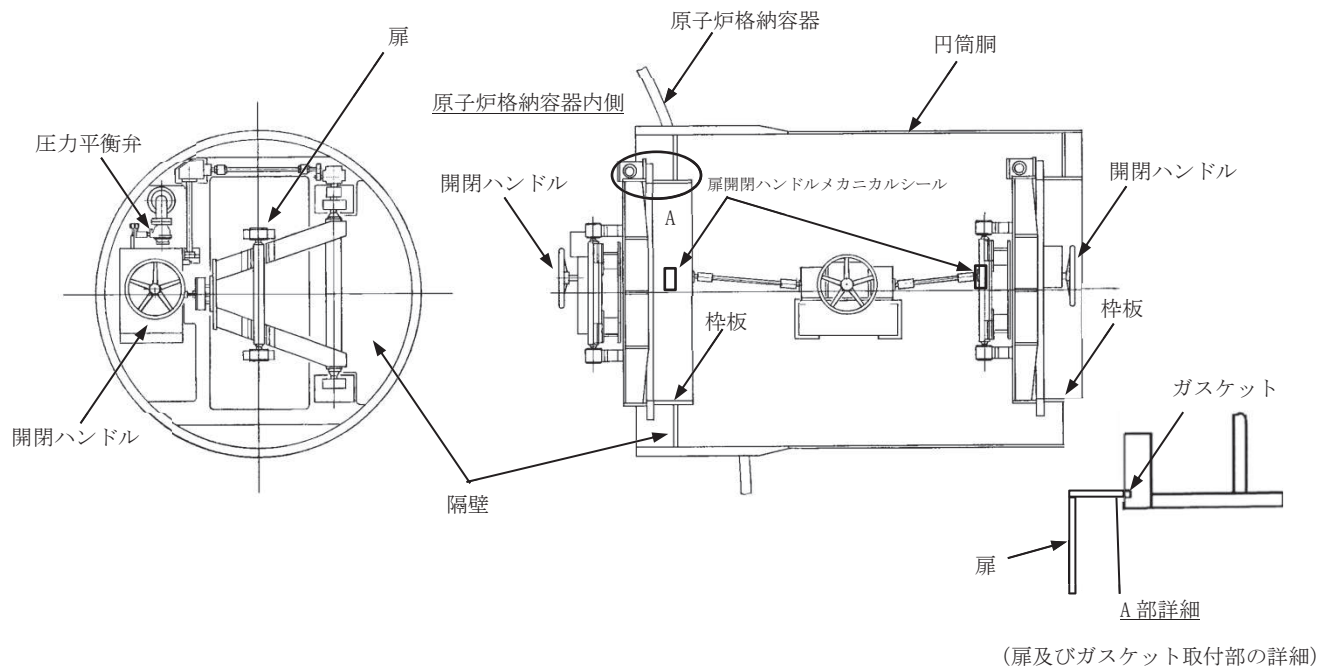


図 7-1 評価部位概形図（所員用エアロック）

### 7.1.1 所員用エアロック本体の耐圧

#### (1) 応力評価

所員用エアロック本体の構造健全性評価は、添付書類「VI-3-3-6-1-3 エアロックの強度計算書」に記載する。

#### (2) 許容圧力評価

所員用エアロック本体の構造健全性評価として、所員用エアロック円筒部（外側円筒胴）については、告示第501号の第22条に記載の評価式を準用し、許容引張応力に運転状態IVにおける一次一般膜応力の許容値である $200^{\circ}\text{C}$ の $\frac{2}{3}S_u$ を与えることで許容圧力を算出し、限界圧力 $2Pd$ を上回ることを確認する。また、所員用エアロック円筒部（内側円筒胴）については、告示第501号の第13条第2項及び第22条第3項第2号に記載の評価式を準用し、運転状態IVにおいて外面に受ける許容圧力を算出し、限界圧力 $2Pd$ を上回ることを確認する。

### 7.1.2 所員用エアロック本体のシール性能

#### (1) 扉のシール材

所員用エアロックの扉のシール材には、重大事故等時の耐環境性に優れた改良 EPDM 製シール材を使用する。所員用エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により扉板が支持部に押し付けられる構造であり、圧力により扉板が開くことはない。しかし、高温状態で内圧を受けることによる扉板のわずかな変形によりガスケット部の微小な開口が予想されるため、圧力による開口量を理論式に基づき評価する。

改良 EPDM 製シール材による重大事故等時の原子炉格納容器閉じ込め機能を確認するために、圧縮永久ひずみ試験結果をもとに許容開口量を評価し、重大事故等時における扉板部の変位量と比較することで原子炉格納容器閉じ込め機能を評価する。

評価した変位量は、添付1に示す重大事故等時条件におけるガスケットの健全性確認結果を基に設定した許容開口量と比較し、変位量が許容開口量を下回ることを確認する。

#### (2) 扉以外のシール材

所員用エアロックには、扉のガスケット以外に原子炉格納容器閉じ込め機能を確保するための隔壁貫通部にシール材が使用されているが、重大事故等時の耐環境性に優れた表7-1に示すシール材に変更する。これらのシール材は、通常運転中における劣化は軽微であることから、通常運転時の劣化を考慮せず重大事故等時の条件下での評価を実施する。

また、これらのシール材について試験結果及び一般的な材料特性により重大事故等時の環境下における耐性を確認する。

扉開閉ハンドルメカニカルシールの配置を図7-2に、圧力平衡弁シール材の配置を図7-3に示す。

表 7-1 所員用エアロック（扉以外）のシール材

対象部位		シール材
扉開閉ハンドル メカニカルシール	Ｏリング	改良 EPDM 材
	シャフトパッキン	改良 EPDM 材
圧力平衡弁	Ｏリング	改良 EPDM 材
	シート	PEEK 材
	グランドパッキン	PEEK 材
	スラストベアリング	PEEK 材
	ステムベアリング	PEEK 材

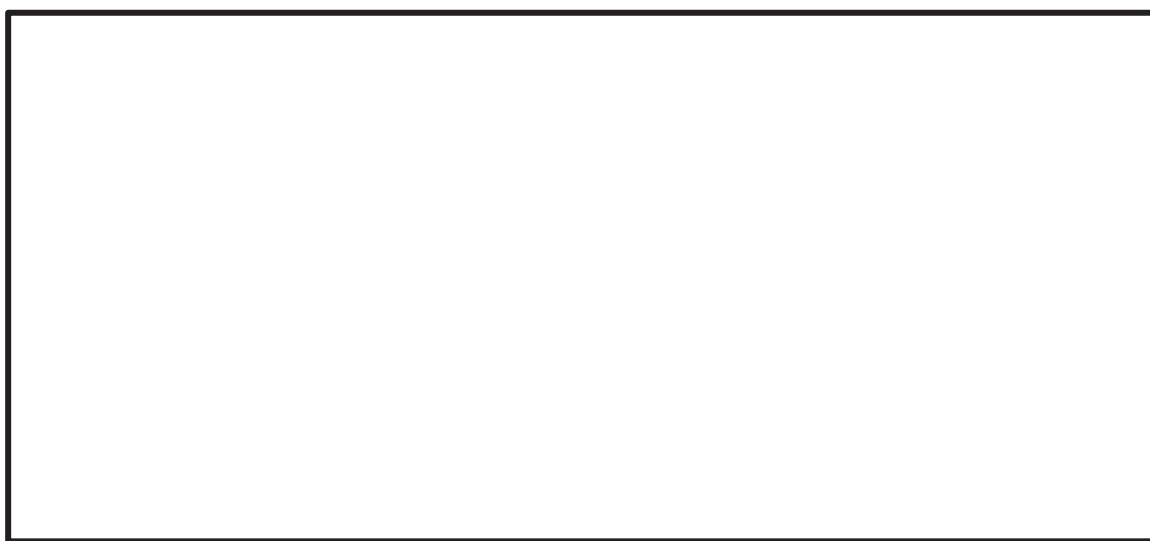


図 7-2 扉開閉ハンドルメカニカルシールの配置図

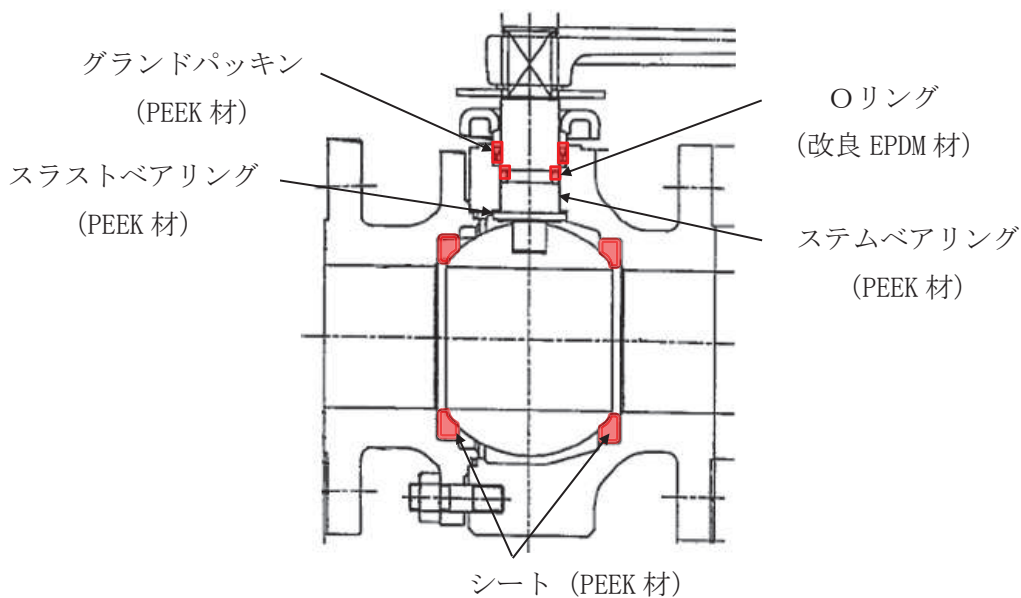


図 7-3 圧力平衡弁シール材の配置図

7.2 評価結果

7.2.1 所員用エアロック本体の耐圧

(1) 応力評価

所員用エアロック本体の応力評価結果は、添付書類「VI-3-3-6-1-3 エアロックの強度計算書」に記載する。

(2) 許容圧力評価

所員用エアロック本体の構造健全性について、既工認と同様の評価手法である告示第501号に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、2Pdを上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表7-2に示す。

表7-2 所員用エアロックの許容圧力評価結果

①所員用エアロック円筒部（外側円筒胴）

円筒胴：SGV49

許容圧力算定式：告示第501号第22条第3項第2号イを準用

$$P = 2S \eta t / (D_i + 1.2 t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける $2/3 S_u$ 値を使用)	(MPa)	281
$\eta$	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	
$D_i$	胴の内径	(mm)	
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	3.433
3.433 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

②所員用エアロック円筒部（内側円筒胴）

円筒胴：SGV49

許容圧力算定式：告示第501号第13条第2項第1号ハ及び第22条第3項第2号ハを準用

$$P = 1.5 \times \{4B t / (3D_o)\}$$

B			
t	板厚	(mm)	
$D_o$	胴の外径	(mm)	
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	6.000
6.000 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

## 7.2.2 所員用エアロック本体のシール性能

### (1) 扉のシール材

所員用エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により扉板が支持部に押し付けられる構造であり、圧力により扉板が開くことはない。しかし、高温状態で内圧を受けることによる扉板のわずかな変形によりガスケット部の微小な開口が予想されるため、圧力による変位量を機械工学便覧のはりのたわみ計算式に基づき評価した。改良 EPDM 製シール材による重大事故等時の原子炉格納容器閉じ込め機能を確認するために、圧縮永久ひずみ試験結果をもとに許容開口量を評価し、重大事故等時における扉板部の変位量と比較することで原子炉格納容器閉じ込め機能の評価した。

許容開口量は、扉板シール部の初期締付け量  mm、必要押込み量  mm 及び添付 1 に示す改良 EPDM 製シール材の重大事故等時環境における圧縮永久ひずみ率  % より、 mm ( $= (\text{初期締付け量 } \text{ mm} - \text{必要押込み量 } \text{ mm}) \times (100\% - \text{ \%}) / 100\%$ ) とする。

機械工学便覧のはりのたわみ計算式を用いて求めた、所員用エアロック扉板の変位量は表 7-3 に示すとおり  mm であり、許容開口量  mm を下回る。

所員用エアロック扉の変形概念図を図 7-4 に示す。



評価式：

$$\delta = w \times L_1 / (24 \times E \times I) \times (3L_1^3 + 6L_1^2 \times L_2 - L_2^3) \quad (\text{出典：機械工学便覧})$$

表 7-3 所員用エアロック（扉板）の変位量評価結果

L <sub>1</sub>	支点からシール部中心までの長さ (mm)	
L <sub>2</sub>	支点間の長さ (mm)	
b <sub>1</sub>	扉の全幅 (mm)	
t <sub>1</sub>	扉の板厚 (mm)	
b <sub>2</sub>	扉垂直部材の幅 (mm)	
t <sub>2</sub>	扉垂直部材の板厚 (最小値) (mm)	
w	2Pd による等分布荷重 (P×b <sub>1</sub> ) (N/mm)	
I	断面二次モーメント (b <sub>1</sub> ×t <sub>1</sub> <sup>3</sup> +4×b <sub>2</sub> ×t <sub>2</sub> <sup>3</sup> ) /12 (mm <sup>4</sup> )	2.765×10 <sup>7</sup>
E	縦弾性係数 (MPa)	191000
δ	変位量 (mm)	

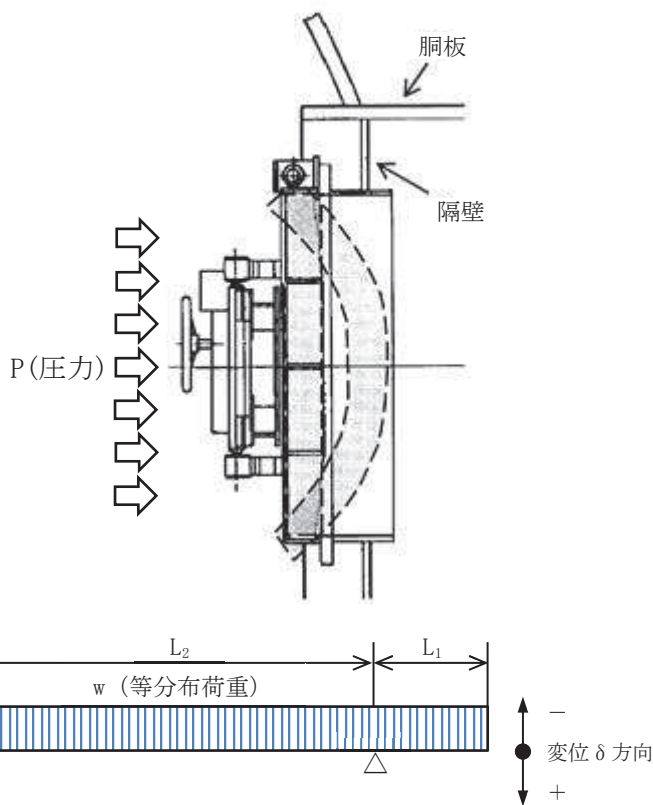


図 7-4 所員用エアロック扉の変形概念図

## (2) 扉以外のシール材

所員用エアロックには、扉のガスケット以外に原子炉格納容器閉じ込め機能を確保するための隔壁貫通部にシール材が表 7-1 のとおり使用されている。

これらのシール材について試験結果及び一般的な材料特性により重大事故等時の環境下における耐性を確認した。

扉開閉ハンドル貫通部及び圧力平衡弁に使用する改良 EPDM 製シール材については、添付 1 に示す圧縮永久ひずみ試験結果のとおり、重大事故等時の環境下における健全性を確認した。

圧力平衡弁に使用する PEEK 材は、一般的に 200℃程度の高温度環境下においても高い安定性を得ることができるシール材料であり、表 7-4 に示す材料特性から、重大事故等時の環境下においても十分な耐性を有することを確認した。

表 7-4 PEEK 材の材料特性

シール材	仕様		
	耐熱温度	融点	耐放射線性
PEEK 材	250℃	343℃	約 10MGy

また、PEEK 材は圧力平衡弁シート部に用いるシール材料であるため、実機圧力平衡弁と同型の弁を使用した、重大事故等時の原子炉格納容器環境を模擬した耐環境試験を実施しており、熱及び放射線曝露後の漏えい試験にて弁シート部の気密性が確保できることを確認している。表 7-5 に耐環境試験条件を示す。

表 7-5 圧力平衡弁の耐環境試験条件 (PEEK 材)

熱劣化	200℃, 168 時間
放射線照射量	<input type="text"/> kGy
漏えい試験圧力	0.854MPa

### 7.3 評価結果まとめ

所員用エアロックの健全性評価結果を表 7-6 に示す。

表 7-6 所員用エアロックの健全性評価結果

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	所員用エアロック本体の耐圧	①応力評価	添付書類「VI-3-3-6-1-3 エアロックの強度計算書」に記載	○
		②許容圧力評価	200℃, 2Pd における許容圧力が 2Pd 以上であることを確認した。	
2	シール性能	開口量評価, シール材評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>扉ガスケットについて, シール材の重大事故等時環境における劣化特性を考慮しても, 限界温度, 限界圧力における変位量は許容開口量を下回ることから, シール機能が維持されることを確認した。</li> <li>扉以外のシール材について, 試験等によりシール材の重大事故等時環境においても, シール機能が維持されることを確認した。</li> </ul>	○

以上により, 所員用エアロックについては, 限界温度, 限界圧力環境下でも, 放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。

## 8. 配管貫通部

### 8.1 概要

配管貫通部について、限界温度、限界圧力環境下における放射性物質の閉じ込め機能が維持されることを確認する。

代表的な配管貫通部の概形を図 8-1 に示す。配管貫通部は、スリーブ、端板、フランジ部（フランジ、ボルト締付平板）、閉止板、伸縮継手及び短管とスリーブ等に接続する配管（貫通配管）によって原子炉格納容器バウンダリを構成している。また、フランジ部は、原子炉格納容器の貫通部に溶接固定されたフランジとボルト締付平板を締結ボルトで固定しており、シール部にはガスケットを使用している。

上記を踏まえ、以下の構成で健全性を確認する。

8.2 項では、配管貫通部（貫通配管）の構造健全性を確認する。

8.3 項では、配管貫通部（スリーブ）の構造健全性を確認する。

8.4 項では、配管貫通部（端板）の構造健全性を確認する。

8.5 項では、配管貫通部（フランジ部）の構造健全性、シール部の機能維持を確認する。

8.6 項では、配管貫通部（閉止板）の構造健全性を確認する。

8.7 項では、配管貫通部（伸縮継手）の構造健全性を確認する。

8.8 項では、配管貫通部（短管）の構造健全性を確認する。

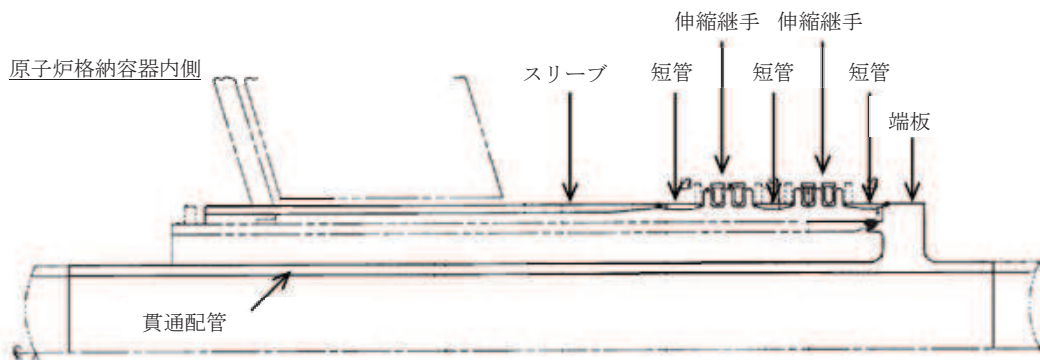


図 8-1 配管貫通部概形図

## 8.2 配管貫通部（貫通配管）

### 8.2.1 評価方針

配管貫通部（貫通配管）は、スリーブ等を介して原子炉格納容器本体に溶接構造で取り付けられている。

配管貫通部（貫通配管）に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である重大事故等時の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び有意な圧縮力が配管貫通部（貫通配管）に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外とする。

一方、配管貫通部（貫通配管）には、原子炉格納容器内圧が作用し、一次応力が生じるため、配管貫通部（貫通配管）における延性破壊が機能喪失要因として想定される。

このため、重大事故等時の環境下における構造健全性を確認する。

### 8.2.2 評価

#### (1) 応力評価

配管貫通部（貫通配管）の構造健全性評価は、添付書類「VI-3-3-3-1 原子炉冷却材再循環設備の強度計算書」、「VI-3-3-3-2 原子炉冷却材の循環設備の強度計算書」、「VI-3-3-3-3 残留熱除去設備の強度計算書」、「VI-3-3-3-4 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の強度計算書」、「VI-3-3-3-5 原子炉冷却材補給設備の強度計算書」、「VI-3-3-4-1-2 制御棒駆動水圧設備の強度計算書」、「VI-3-3-4-2 ほう酸水注入設備の強度計算書」、「VI-3-3-4-3 制御用空気設備の強度計算書」、「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」、「VI-3-3-6-2-7 原子炉格納容器安全設備の強度計算書」、「VI-3-3-6-2-8 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の強度計算書」、「VI-3-3-6-2-9 原子炉格納容器調気設備の強度計算書」及び「VI-3-3-6-2-10 圧力逃がし装置の強度計算書」に記載する。

#### (2) 許容圧力評価

##### a. 今回工認において改造を伴わない配管貫通部（貫通配管）

今回工認において改造を伴わない配管貫通部（貫通配管）の構造健全性評価として、限界圧力に対し許容圧力の裕度が最小となる X-10A～D について評価する。

今回工認において改造を伴わない配管貫通部（貫通配管）については、告示第 501 号第 26 条第 1 項第 1 号に記載の評価式を準用し、許容引張応力に運転状態Ⅳにおける一次一般膜応力の許容値である重大事故等時の最高温度の  $2/3 S_u$  を与えることで許容応力を算出し、重大事故等時の最高圧力を上回ることを確認する。

##### b. 今回工認において改造を伴う配管貫通部（貫通配管）

今回工認において改造を伴う配管貫通部（貫通配管）の構造健全性評価として、限界圧力に対し許容圧力の裕度が最小となる X-93 について評価する。

今回工認において改造を伴う配管貫通部（貫通配管）については、設計・建設規格 PVE-3611 に記載の評価式を準用し、許容引張応力に運転状態Ⅳにおける一次一般膜応

力の許容値である重大事故等時の最高温度の  $2/3 S_u$  を与えることで許容応力を算出し、重大事故等時の最高圧力を上回ることを確認する。

### 8.2.3 評価結果

#### (1) 応力評価

配管貫通部（貫通配管）の強度評価方法及び評価結果は、添付書類「VI-3-3-3-1 原子炉冷却材再循環設備の強度計算書」、「VI-3-3-3-2 原子炉冷却材の循環設備の強度計算書」、「VI-3-3-3-3 残留熱除去設備の強度計算書」、「VI-3-3-3-4 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の強度計算書」、「VI-3-3-3-5 原子炉冷却材補給設備の強度計算書」、「VI-3-3-4-1-2 制御棒駆動水圧設備の強度計算書」、「VI-3-3-4-2 ほう酸水注入設備の強度計算書」、「VI-3-3-4-3 制御用空気設備の強度計算書」、「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」、「VI-3-3-6-2-7 原子炉格納容器安全設備の強度計算書」、「VI-3-3-6-2-8 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の強度計算書」、「VI-3-3-6-2-9 原子炉格納容器調気設備の強度計算書」及び「VI-3-3-6-2-10 圧力逃がし装置の強度計算書」に記載する。

#### (2) 許容圧力評価

##### a. 今回工認において改造を伴わない配管貫通部（貫通配管）

今回工認において改造を伴わない配管貫通部（貫通配管）の構造健全性評価について、既工認と同様の評価手法である告示第501号に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、限界圧力（最高圧力）を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表 8-1 に示す。

表 8-1 X-10A~D の配管貫通部（貫通配管）の許容圧力評価結果

内面に圧力を受ける管台：SFVC2B

許容圧力算定式：告示第501号第26条第1項第1号を準用

$$P = 2S \eta t / (D_o - 0.8t)$$

S	許容引張応力 (315°Cにおける $2/3 S_u$ 値を使用)	(MPa)	292
$\eta$	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	
$D_o$	胴の外径	(mm)	609.60
P	315°Cにおける許容圧力	(MPa)	30.982
30.982 MPa > 10.34 MPa			

##### b. 今回工認において改造を伴う配管貫通部（貫通配管）

今回工認において改造を伴う配管貫通部（貫通配管）の構造健全性評価について、設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、限界圧力（最高圧力）を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表 8-2 に示す。

表 8-2 X-93 の配管貫通部（貫通配管）の許容圧力評価結果

内面に圧力を受ける管台：SUS304LTP

許容圧力算定式：設計・建設規格 PVE-3611 を準用

$$P = 2S \eta t / (D_o - 0.8 t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける 2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	248
η	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	
D <sub>o</sub>	胴の外径	(mm)	76.30
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	35.752
			35.752 MPa > 2.00 MPa

### 8.3 配管貫通部（スリーブ）

#### 8.3.1 評価方針

配管貫通部（スリーブ）は、原子炉格納容器本体胴を貫通する円筒形の部材で、原子炉格納容器本体胴に溶接固定されている。また、配管貫通部（スリーブ）は、原子炉格納容器内に開口しており内面に圧力を受けるスリーブと、原子炉格納容器内の突出し部が閉止しており外面に圧力を受けるスリーブに分類される。

配管貫通部（スリーブ）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である重大事故等時の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと及び繰返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外とする。

したがって、配管貫通部（スリーブ）の機能喪失要因は、内面に圧力を受けるスリーブについては、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。また、外面に圧力を受けるスリーブについては座屈が想定される。

このため、重大事故等時での配管貫通部（スリーブ）の健全性確認について、内面に圧力を受けるスリーブについては、延性破壊を評価する。また、外面に圧力を受けるスリーブについては、座屈を評価する。

#### 8.3.2 評価

##### (1) 応力評価

配管貫通部（スリーブ）の構造健全性評価は、添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」及び「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載する。

##### (2) 許容圧力評価

###### a. 今回工認において改造を伴わない配管貫通部（スリーブ）

今回工認において改造を伴わない配管貫通部（スリーブ）の構造健全性評価として、内面に圧力を受けるスリーブは、許容圧力が最小となる X-200A, B, また、外面に圧力を受けるスリーブは、X-151A, B について評価する。

内面に圧力を受ける X-200A, B のスリーブについては、告示第 5 0 1 号第 26 条第 1 項第 1 号に記載の評価式を準用し、許容引張応力に運転状態Ⅳにおける一次一般膜応力の許容値である  $200^{\circ}\text{C}$  の  $\frac{2}{3}S_u$  を与えることで許容応力を算出し、重大事故等時の最高圧力を上回ることを確認する。また、外面に圧力を受ける X-151A, B のスリーブについては、告示第 5 0 1 号の第 13 条第 2 項及び第 26 条第 1 項第 2 号に記載の評価式を準用し、運転状態Ⅳにおいて外面に受ける許容圧力を算出し、重大事故等時の最高圧力を上回ることを確認する。

###### b. 今回工認において改造を伴う配管貫通部（スリーブ）

今回工認において改造を伴う配管貫通部（スリーブ）の構造健全性評価として、内面に圧力を受けるスリーブは、許容圧力が最小となる X-230, X-231 について評価す



る。なお、今回工認において改造を伴う配管貫通部（スリーブ）として外面に圧力を受けるスリーブはないことから評価しない。

X-230, X-231 のスリーブについては、設計・建設規格 PVE-3611 に記載の評価式を準用し、許容引張応力に運転状態IVにおける一次一般膜応力の許容値である 200℃の  $2/3 S_u$  を与えることで許容圧力を算出し、限界圧力  $2Pd$  を上回ることを確認する。

### 8.3.3 評価結果

#### (1) 応力評価

配管貫通部（スリーブ）の強度評価方法及び評価結果は、添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」及び「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載する。

#### (2) 許容圧力評価

##### a. 今回工認において改造を伴わない配管貫通部（スリーブ）

今回工認において改造を伴わない配管貫通部（スリーブ）の構造健全性について、既工認と同様の評価手法である告示第501号に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、限界圧力（最高圧力）を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を、内面に圧力を受ける X-200A, B のスリーブについては表 8-3 に、外面に圧力を受ける X-151A, B のスリーブについては表 8-4 に示す。

表 8-3 内面に圧力を受ける X-200A, B の配管貫通部（スリーブ）の許容圧力評価結果

内面に圧力を受ける管台：SGV49

許容圧力算定式：告示第501号第26条第1項第1号を準用

$$P = 2 S \eta t / (D_o - 0.8 t)$$

S	許容引張応力 (200℃における $2/3 S_u$ 値を使用)	(MPa)	281
$\eta$	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	
$D_o$	胴の外径	(mm)	
P	200℃における許容圧力	(MPa)	15.874
15.874 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

表 8-4 外面に圧力を受ける X-151A, B の配管貫通部（スリーブ）の許容圧力評価結果

外面に圧力を受ける管台：STS42

許容圧力算定式：告示第 5 0 1 号第 13 条第 2 項第 1 号ハ及び第 26 条第 1 項第 2 号を準用

$$P = 1.5 \times \{4B t / (3D_o)\}$$

B			
t	板厚	(mm)	
D <sub>o</sub>	胴の外径	(mm)	267.40
P	200℃における許容圧力	(MPa)	9.224
9.224 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

- b. 今回工認において改造を伴う配管貫通部（スリーブ）

今回工認において改造を伴う配管貫通部（スリーブ）の構造健全性について、設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、限界圧力（最高圧力）を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表 8-5 に示す。

表 8-5 X-230, X-231 の配管貫通部（スリーブ）の許容圧力評価結果

内面に圧力を受ける管台：STS42 (STS410)

許容圧力算定式：設計・建設規格 PVE-3611 を準用

$$P = 2S \eta t / (D_o - 0.8 t)$$

S	許容引張応力 (200℃における 2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	269
η	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	
D <sub>o</sub>	胴の外径	(mm)	609.60
P	200℃における許容圧力	(MPa)	28.550
28.550 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

## 8.4 配管貫通部（端板）

### 8.4.1 評価方針

配管貫通部（端板）は、スリーブ又は短管に溶接固定されている。

配管貫通部（端板）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である重大事故等時の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び有意な圧縮力が生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

したがって、端板の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う耐圧部材の延性破壊が想定される。

このため、重大事故等時での端板の健全性確認について、延性破壊を評価する。

### 8.4.2 評価

#### (1) 応力評価

配管貫通部（端板）の構造健全性評価は、添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載する。

#### (2) 許容圧力評価

配管貫通部（端板）の構造健全性評価として、許容圧力が最小となる X-130A～D について評価する。

X-130A～D の配管貫通部（端板）については、告示第 5 0 1 号第 24 条第 1 項に記載の評価式を準用し、許容引張応力に運転状態Ⅳにおける一次一般膜応力の許容値である重大事故等時の最高温度の  $2/3 S_u$  を与えることで許容圧力を算出し、重大事故等時の最高圧力を上回ることを確認する。なお、今回工認において改造を伴う配管貫通部（端板）があるが、強度計算の基本方針に従い、告示第 5 0 1 号と設計・建設規格の評価式を比較し、告示第 5 0 1 号が安全側の規格であったことから、告示第 5 0 1 号にて評価する。

### 8.4.3 評価結果

#### (1) 応力評価

配管貫通部（端板）の強度評価方法及び評価結果は、添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載する。

#### (2) 許容圧力評価

配管貫通部（端板）の構造健全性について、既工認と同様の評価手法である告示第 5 0 1 号に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、限界圧力（最高圧力）を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表 8-6 に示す。

表 8-6 X-130A~D の配管貫通部（端板）の許容圧力評価結果

平板 : SUS316L

許容圧力算定式 : 告示第 5 0 1 号第 24 条第 1 項を準用

$$P = S / K \times (t / d)^2$$

S	許容引張応力 (315°Cにおける 2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	248
K	係数		0.50
t	板厚	(mm)	
d	平板の最小内のり	(mm)	
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	3.061
3.061 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

## 8.5 配管貫通部（フランジ部）

### 8.5.1 評価方針

配管貫通部（フランジ部）は、フランジ、ボルト締付平板及び締付ボルトからなり、原子炉格納容器の貫通部に溶接固定されたフランジとボルト締付平板とを締付ボルトで固定している。また、フランジ部のシール材には、重大事故等時の耐環境性に優れた改良 EPDM 製シール材を使用する。

配管貫通部（フランジ部）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である重大事故等時の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外とする。

したがって、配管貫通部（フランジ部）の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

また、シール部については、高温状態で内圧を受け、配管貫通部（フランジ部）が変形することによる開口及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が想定される。更に、シール部の開口が進むと締付ボルトに引張応力が作用し、締付ボルト破損に至ることが想定される。

このため、重大事故等時での配管貫通部（フランジ部）の構造健全性確認について、延性破壊を評価する。シール部については、フランジ開口量評価によるシール性能を評価する。

配管貫通部（フランジ部）は、フランジ部の径と板厚等の組み合わせにより、厳しい条件となる X-200A, B を代表評価する。

配管貫通部（フランジ部）（X-200A, B）の評価対象を図 8-2 に示す。配管貫通部（フランジ部）（X-200A, B）は、サプレッションチェンバに取り付けられているサプレッションチェンバ出入口である。

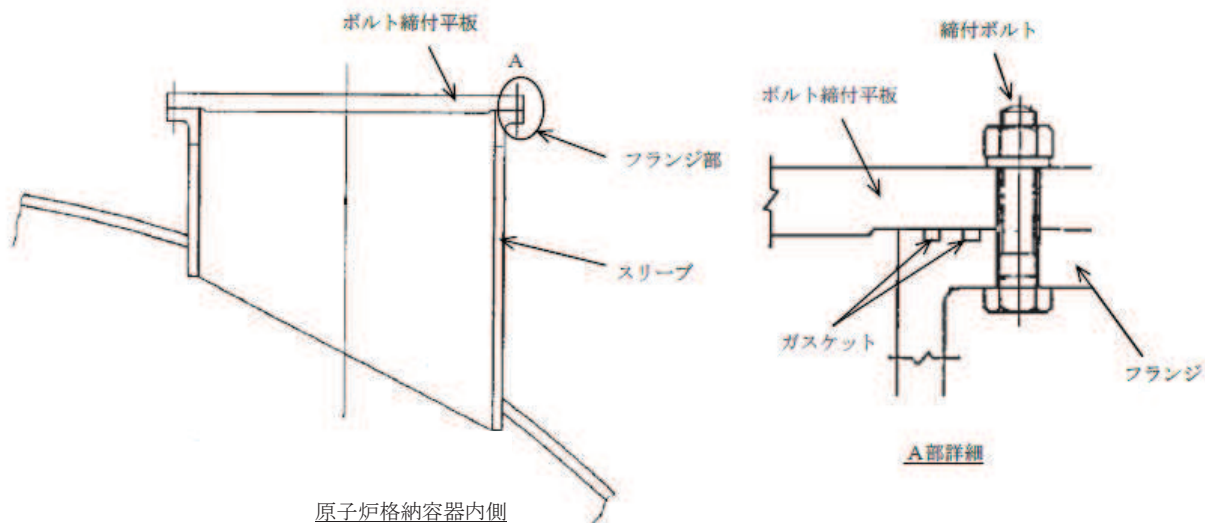


図 8-2 評価部位概形図（配管貫通部（フランジ部））

### 8.5.2 評価

#### (1) 構造部（フランジ，締付ボルト）

構造部（フランジ，締付ボルト）の構造健全性評価は，添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載する。

#### (2) 構造部（ボルト締付平板）

配管貫通部 X-200A, B の構造部（ボルト締付平板）については，告示第 5 0 1 号第 24 条第 1 項に記載の評価式を準用し，許容引張応力に運転状態Ⅳにおける一次一般膜応力の許容値である重大事故等時の最高温度の  $2/3 S_u$  を与えることで許容圧力を算出し，重大事故等時の最高圧力を上回ることを確認する。

#### (3) シール部

シール部のフランジ開口量については，最も厳しい部位であるシール部について，理論式を用いて開口量进行评估する。なお，フランジ部のシール材は，プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており，通常運転中における劣化は軽微であることから，通常運転時の劣化を考慮せず重大事故等時条件下での評価を実施する。

### 8.5.3 評価結果

#### (1) 構造部（フランジ，締付ボルト）

構造部の強度評価方法及び評価結果は，添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載する。

#### (2) 構造部（ボルト締付平板）

構造部（ボルト締付平板）の構造健全性について，既工認と同様の評価手法である告示第 5 0 1 号に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め，限界圧力（最高圧力）を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表 8-7 に示す。

表 8-7 X-200A, B の構造部（ボルト締付平板）の許容圧力評価結果

平板：SGV49

許容圧力算定式：告示第 5 0 1 号第 24 条第 1 項を準用

$$P = S / K \times (t / d)^2$$

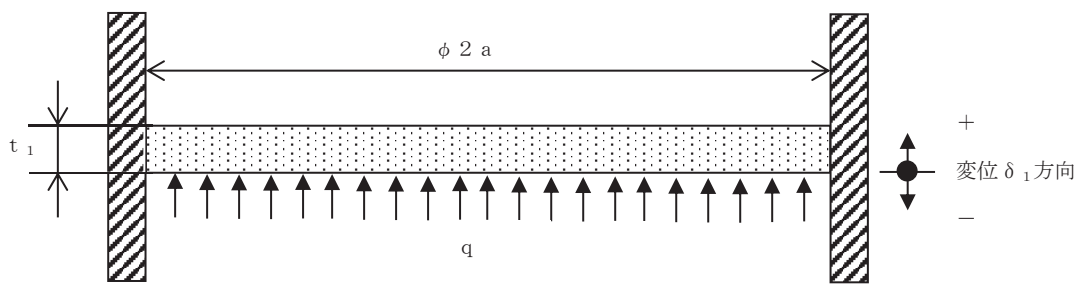
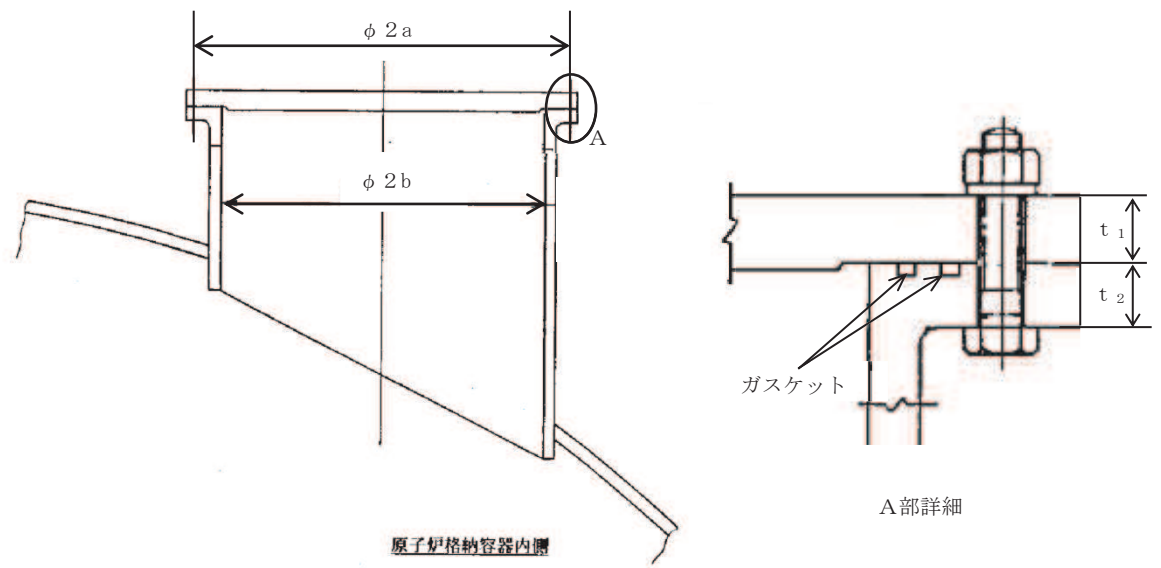
S	許容引張応力 (200°Cにおける 2/3 S <sub>u</sub> 値を使用)	(MPa)	281
K	係数		0.45
t	板厚	(mm)	
d	平板の最小内径	(mm)	
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	1.311
1.311 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

(3) シール性能

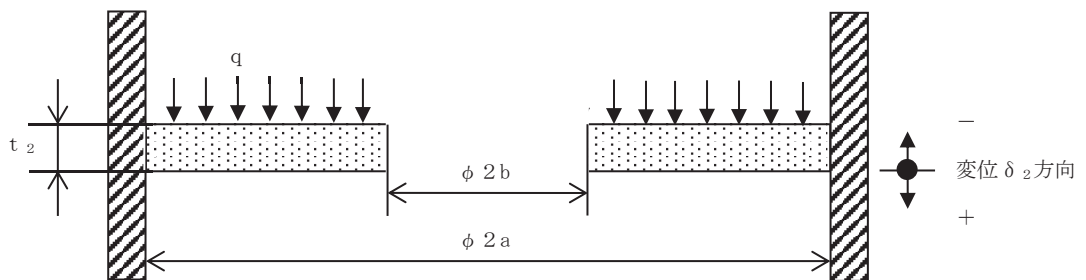
許容開口量は、サプレッションチェンバ出入口 (X-200A, B) のフランジ部の定格締付量  mm 及び添付 1 に示す改良 EPDM 製シール材の重大事故等時環境における圧縮永久ひずみ率  % より、 mm (= 定格締付量  mm × (100% -  %) / 100%) とする。

図 8-3 に示すモデルを用いた開口量の評価結果を表 8-8 に示す。

2 Pd における開口量は  mm であり、許容開口量  mm を下回る。



ボルト締付平板評価モデル



フランジ部評価モデル

図 8-3 評価モデル



表 8-8 配管貫通部（フランジ部）開口量評価結果

サブプレッションチェンバ出入口（X-200A, B）

記号	内容	値
a	ボルトピッチ円半径	
b	フランジ内半径	
$D_1$	$= \frac{Et_1^3}{12(1-\nu^2)} *1$	
$D_2$	$= \frac{Et_2^3}{12(1-\nu^2)} *1$	
E	縦弾性係数	191000 MPa
$K_{yb}$	b/a より定まる係数 *1	
q	評価圧力	0.854 MPa
$t_1$	閉止板板厚	62 mm
$t_2$	フランジ部板厚	
$\nu$	ポアソン比	
$\delta_1$	$= \frac{qa^4}{64D_1} *1*2$	
$\delta_2$	$= \frac{-K_{yb} \cdot qa^4}{D_2} *1*2$	
$\delta_1 + \delta_2$	合計開口量	
$\delta_a$	許容開口量	

注記\*1：出典「ROARK'S FORMULAS FOR STRESS AND STRAIN EIGHTH EDITION」

\*2：保守的に、はりの最大変位量をシール部の変位量とみなす

## 8.6 配管貫通部（閉止板）

### 8.6.1 評価方針

配管貫通部（閉止板）は、将来的に原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり、スリーブに溶接固定されている。

配管貫通部（閉止板）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である重大事故等時の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が閉止板に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外とする。

したがって、配管貫通部（閉止板）の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

このため、重大事故等時での配管貫通部（閉止板）の健全性確認について、延性破壊を評価する。

配管貫通部（閉止板）の評価対象を図 8-4 に示す。

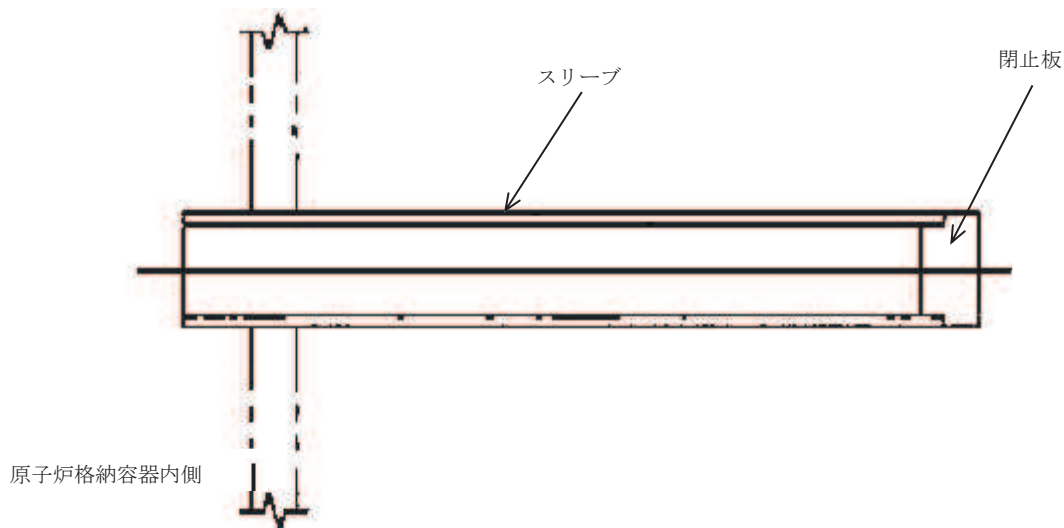


図 8-4 配管貫通部（閉止板）の評価対象

### 8.6.2 評価

#### (1) 応力評価

配管貫通部（閉止板）の構造健全性評価は、添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載する。

#### (2) 許容圧力評価

配管貫通部（閉止板）の構造健全性評価として、許容圧力が最小となる X-90 について評価する。

X-90 の配管貫通部（閉止板）については、告示第 5 0 1 号第 24 条第 1 項に記載の評価式を準用し、許容引張応力に運転状態Ⅳにおける一次一般膜応力の許容値である重大

事故等時の最高温度の  $2/3 S_u$  を与えることで許容圧力を算出し、重大事故等時の最高圧力を上回ることを確認する。

### 8.6.3 評価結果

#### (1) 応力評価

配管貫通部（閉止板）の強度評価方法及び評価結果は、添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載する。

#### (2) 許容圧力評価

配管貫通部（閉止板）の構造健全性について、既工認と同様の評価手法である告示第501号に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、限界圧力（最高圧力）を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表 8-9 に示す。

表 8-9 X-90 の配管貫通部（閉止板）の許容圧力評価結果

平板：SGV49

許容圧力算定式：告示第501号第24条第1項を準用

$$P = S / K \times (t / d)^2$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける $2/3 S_u$ 値を使用)	(MPa)	281
K	係数		0.50
t	板厚	(mm)	
d	平板の最小内のり	(mm)	
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	3.459
3.459 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

## 8.7 配管貫通部（伸縮継手）

### 8.7.1 評価方針

配管貫通部（伸縮継手）は、原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり、短管に溶接構造で取り付けられている。

配管貫通部（伸縮継手）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊及び疲労破壊が考えられる。今回の評価条件である重大事故等時の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないことから、脆性破壊は評価対象外と考えることができる。

したがって、配管貫通部（伸縮継手）の機能喪失要因は、通常運転時に累積される低サイクル疲労に加えて重大事故等時に累積される低サイクル疲労による疲労破壊が想定される。

このため、重大事故等時での配管貫通部（伸縮継手）の健全性確認について、疲労破壊を評価する。

配管貫通部（伸縮継手）の評価対象を図 8-5 に示す。

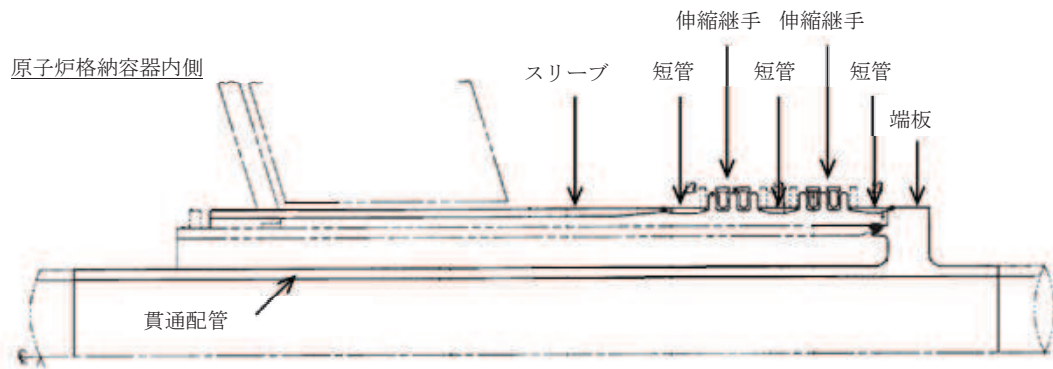


図 8-5 配管貫通部（伸縮継手）の評価対象

### 8.7.2 評価結果

配管貫通部（伸縮継手）の強度評価方法及び評価結果は、添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載する。

## 8.8 配管貫通部（短管）

### 8.8.1 評価方針

配管貫通部（短管）は、伸縮継手付貫通部に用いられる短管で、スリーブ及び伸縮継手等に溶接固定されている。

配管貫通部（短管）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である重大事故等時の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が短管に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外とする。

したがって、配管貫通部（短管）の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

このため、重大事故等時での配管貫通部（短管）の健全性確認について、延性破壊を評価する。

配管貫通部（短管）の評価対象を図8-6に示す。

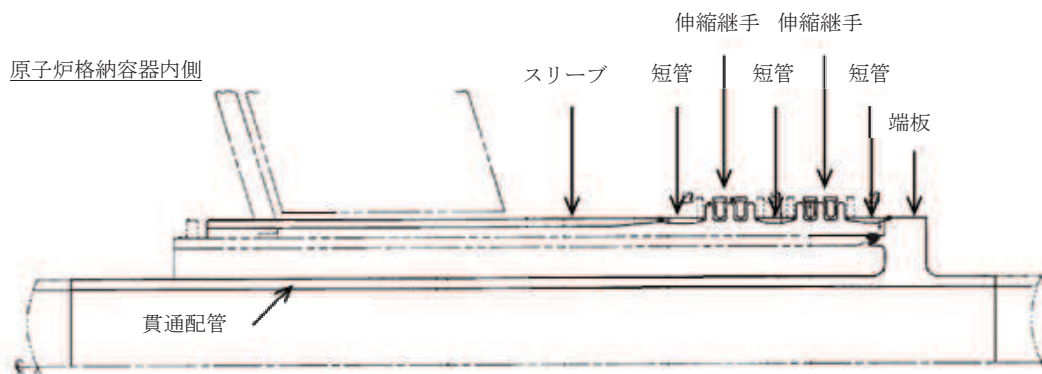


図8-6 配管貫通部（短管）の評価対象

### 8.8.2 評価

#### (1) 応力評価

配管貫通部（短管）の構造健全性評価は、添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載する。

#### (2) 許容圧力評価

配管貫通部（短管）の構造健全性評価として、許容圧力が最小となるX-10A～Dについて評価する。

X-10A～Dの配管貫通部（端板）については、告示第501号第26条第1項第1号に記載の評価式を準用し、許容引張応力に運転状態IVにおける一次一般膜応力の許容値である重大事故等時の最高温度の $\frac{2}{3}S_u$ を与えることで許容圧力を算出し、重大事故等時の最高圧力を上回ることを確認する。

8.8.3 評価結果

(1) 応力評価

配管貫通部（短管）の強度評価方法及び評価結果は、添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載する。

(2) 許容圧力評価

配管貫通部（短管）の構造健全性について、既工認と同様の評価手法である告示第501号に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、限界圧力（最高圧力）を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表 8-10 に示す。

表 8-10 X-10A~D の配管貫通部（短管）の許容圧力評価結果

内面に圧力を受ける管台：SGV49

許容圧力算定式：告示第501号第26条第1項第1号を準用

$$P = 2S \eta t / (D_o - 0.8t)$$

S	許容引張応力 (200°Cにおける $2/3 S_u$ 値を使用)	(MPa)	281
$\eta$	継手効率		1.00
t	板厚	(mm)	
$D_o$	胴の外径	(mm)	1066.80
P	200°Cにおける許容圧力	(MPa)	10.698
			10.698 MPa > 0.854 MPa (2Pd)

8.9 評価結果まとめ

配管貫通部の健全性評価結果を表 8-11 に示す。

表 8-11 配管貫通部の健全性評価結果

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	貫通配管	応力評価	添付書類「VI-3-3-3-1 原子炉冷却材再循環設備の強度計算書」, 「VI-3-3-3-2 原子炉冷却材の循環設備の強度計算書」, 「VI-3-3-3-3 残留熱除去設備の強度計算書」, 「VI-3-3-3-4 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の強度計算書」, 「VI-3-3-3-5 原子炉冷却材補給設備の強度計算書」, 「VI-3-3-4-1-2 制御棒駆動水圧設備の強度計算書」, 「VI-3-3-4-2 ほう酸水注入設備の強度計算書」, 「VI-3-3-4-3 制御用空気設備の強度計算書」, 「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」, 「VI-3-3-6-2-7 原子炉格納容器安全設備の強度計算書」, 「VI-3-3-6-2-8 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の強度計算書」, 「VI-3-3-6-2-9 原子炉格納容器調気設備の強度計算書」及び「VI-3-3-6-2-10 圧力逃がし装置の強度計算書」に記載	
		許容圧力評価	重大事故等時における許容圧力が限界圧力(最高圧力)以上であることを確認した。	○
2	スリーブ	応力評価	添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」及び「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載	
		許容圧力評価	重大事故等時における許容圧力が限界圧力(最高圧力)以上であることを確認した。	○
3	端板	応力評価	添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載	
		許容圧力評価	重大事故等時における許容圧力が限界圧力(最高圧力)以上であることを確認した。	○
4	フランジ部	応力評価	添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載	
		許容圧力評価	重大事故等時における許容圧力が限界圧力(最高圧力)以上であることを確認した。	○
		開口量評価	サプレッションチェンバ出入口(X-200A, B)を代表とし, シール材の重大事故等時の環境における劣化特性を考慮しても, 限界温度, 限界圧力におけるフランジ開口量は, 許容開口量を下回ることから, シール機能が維持されることを確認した。	○

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
5	閉止板	応力評価	添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載	○
		許容圧力評価	重大事故等時における許容圧力が限界圧力(最高圧力)以上であることを確認した。	
6	伸縮継手	応力評価	添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載	
7	短管	応力評価	添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載	○
		許容圧力評価	重大事故等時における許容圧力が限界圧力(最高圧力)以上であることを確認した。	

以上により、配管貫通部については、限界温度、限界圧力環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。



## 9. 電気配線貫通部

### 9.1 概要

電気配線貫通部について、限界温度、限界圧力環境下における放射性物質の閉じ込め機能が維持されることを確認する。

電気配線貫通部には、高電圧用と低電圧用の二種類があり、電気配線貫通部本体のヘッダに高電圧用モジュール又は低電圧用モジュールが設置されている。

電気配線貫通部（高電圧用）の構造を図 9-1、電気配線貫通部（低電圧用）の構造を図 9-2 に示す。

高電圧用モジュールは、スリーブ～アダプタ間、アダプタ～ヘッダ間及びヘッダ～モジュール間の溶接部並びにモジュール内部のエチレンプロピレンゴム（以下「EP ゴム」という。）によりシール機能を維持する構造となっている。

低電圧用モジュールは、スリーブ～アダプタ間、アダプタ～ヘッダ間の溶接部、ヘッダ～モジュール間のメタルOリングによる金属シール並びにモジュール内部のエポキシ樹脂によりシール機能を維持する構造となっている。

上記を踏まえ、以下の構成で健全性を確認する。

9.2 項では、電気配線貫通部（アダプタ）の構造健全性を確認する。

9.3 項では、電気配線貫通部（ヘッダ）の構造健全性を確認する。

9.4 項では、電気配線貫通部（モジュール）のシール部の機能維持を確認する。

なお、スリーブについては、8.3 配管貫通部（スリーブ）に含めて確認している。

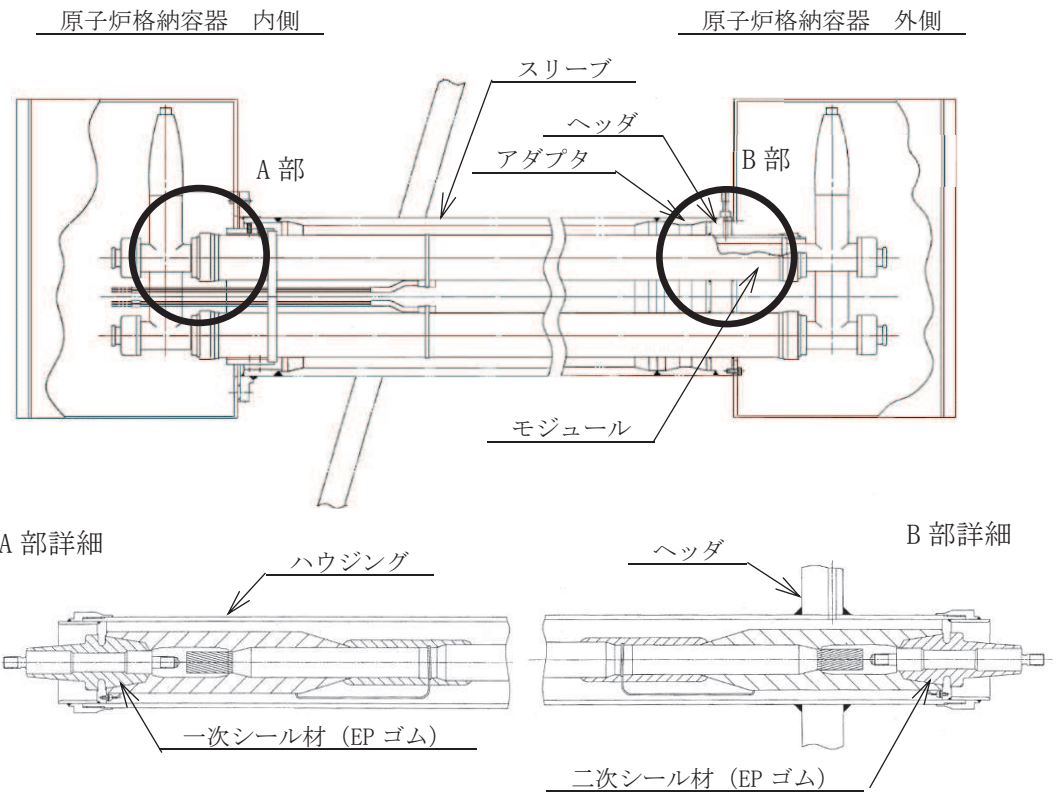


図 9-1 電気配線貫通部（高電圧用）概形図

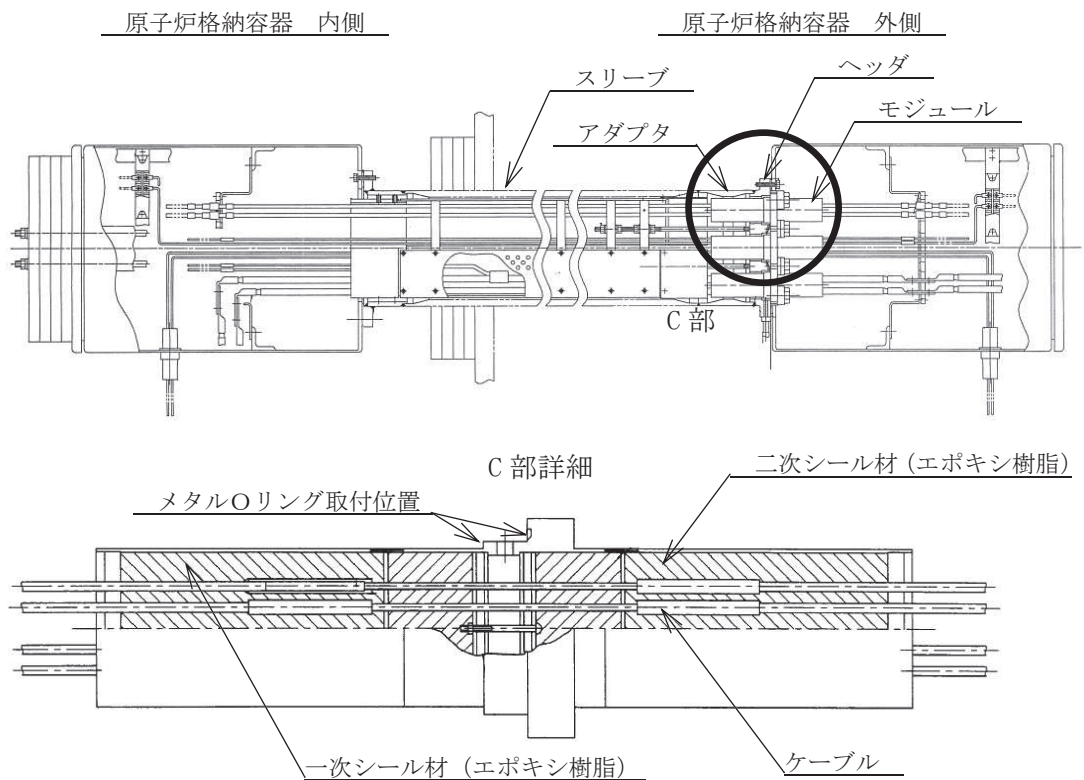


図 9-2 電気配線貫通部（低電圧用）概形図

## 9.2 電気配線貫通部（アダプタ）

### 9.2.1 評価方針

アダプタの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である重大事故等時の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び過度の圧縮力がアダプタに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

したがって、アダプタの機能喪失要因は、高温状態で内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

なお、電気配線貫通部は複数設置されているが、構造上は高電圧用と低電圧用の2種類であることから、それぞれについて評価を実施する。

### 9.2.2 評価

#### (1) 応力評価

アダプタの強度評価方法及び評価結果は、添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載する。

#### (2) 許容圧力評価

アダプタの構造健全性評価として、告示第501号第26条第1項第1号に記載の評価式を準用し、許容引張応力に運転状態Ⅳにおける一次一般膜応力の許容値である $200^{\circ}\text{C}$ の $2/3 S_u$ を与えることで許容圧力を算出し、重大事故等時の最高圧力を上回ることを確認する。

### 9.2.3 評価結果

#### (1) 応力評価

アダプタの強度評価方法及び評価結果は、添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載する。

#### (2) 許容圧力評価

アダプタの構造健全性について、既工認と同様の評価手法である告示第501号に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、限界圧力（最高圧力）を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表9-1に示す。

表 9-1 電気配線貫通部（アダプタ）の許容圧力評価結果

内面に圧力を受ける管台：STS42

許容圧力算定式：告示第 5 0 1 号第 26 条第 1 項第 1 号を準用

$$P = 2S \eta t / (D_o - 0.8 t)$$

項目		高電圧用	低電圧用
S	許容引張応力 (200°Cにおける $2/3 S_u$ 値を使用) (MPa)	269	269
$\eta$	継手効率	1.00	1.00
t	板厚 (mm)		
$D_o$	胴の外径 (mm)	457.20	318.50
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	29.254	30.767
高電圧用 29.254 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			
低電圧用 30.767 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

### 9.3 電気配線貫通部（ヘッド）

#### 9.3.1 評価方針

ヘッドの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である重大事故等時の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び過度の圧縮力がヘッドに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

したがって、ヘッドの機能喪失要因は、高温状態で内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

なお、電気配線貫通部は複数設置されているが、構造上は高電圧用と低電圧用の2種類であることから、それぞれについて評価を実施する。

#### 9.3.2 評価

##### (1) 応力評価

ヘッドの強度評価方法及び評価結果は、添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載する。

##### (2) 許容圧力評価

ヘッドの構造健全性評価として、告示第501号第24条第1項に記載の評価式を準用し、許容引張応力に運転状態IVにおける一次一般膜応力の許容値である200℃の $2/3 S_u$ を与えることで許容圧力を算出し、重大事故等時の最高圧力を上回ることを確認する。

#### 9.3.3 評価結果

##### (1) 応力評価

電気配線貫通部（ヘッド）の強度評価方法及び評価結果は、添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載する。

##### (2) 許容圧力評価

ヘッドの構造健全性について、既工認と同様の評価手法である告示第501号に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、限界圧力（最高圧力）を上回ることを確認した。

評価結果の詳細を表9-2に示す。

表 9-2 電気配線貫通部（ヘッダ）の許容圧力評価結果

平板：SUS304

許容圧力算定式：告示第 5 0 1 号第 24 条第 1 項を準用

$$P = S / K \times (t / d)^2$$

項目		高電圧用	低電圧用
S	許容引張応力 (200°Cにおける 2/3 S <sub>u</sub> 値を使用) (MPa)	268	268
K	係数	0.50	0.50
t	板厚 (mm)		
d	平板の最小内径 (mm)		
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	9.511	19.473
高電圧用 9.511 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			
低電圧用 19.473 MPa > 0.854 MPa (2Pd)			

## 9.4 電気配線貫通部（モジュール）

### 9.4.1 評価方針

電気配線貫通部（モジュール）のシール材として、高電圧用モジュールにはEPゴム、低電圧用モジュールにはエポキシ樹脂を使用しているため、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇に伴う高温劣化によるシール機能の低下が想定される。

このため、200℃、2Pdでのモジュールの健全性確認について、過去の検証試験を基にシール機能が確保されることを確認する。

### 9.4.2 評価

#### (1) 既往の電共研による試験結果を用いた評価（高電圧用モジュール）

高電圧用モジュールは、モジュール内部のEPゴムによりシール性能を維持しており、既往の電共研「格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験（S63/3）報告書」における検証試験でシール機能が確保されることを確認している。

この電共研では、高電圧用モジュールを対象として、原子炉格納容器内側の電気配線貫通部端子箱部分の環境条件を200℃とした場合における電気配線貫通部のシール性能について検証を行っている。

既往の電共研の試験結果を表9-3に示す。

表 9-3 電共研の試験結果（高電圧用モジュール）

原子炉格納容器内側端子箱部分の環境条件				一次シール部 温度 (℃)	二次シール部 温度 (℃)	漏えい有無
温度 (℃)	圧力 (MPa)	時間 (h)	試験 雰囲気			
200 (220)	(0.61 ～0.79)	62.0	乾熱	194	44	一次シール部の漏えいなし 二次シール部の漏えいなし
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ()内数値は、試験記録のグラフからの読取値。</li> <li>・ 試験時の原子炉格納容器外側圧力及び高電圧用モジュールのハウジング内圧力は0 kPa(大気圧)で実施。</li> </ul>						

試験結果から、原子炉格納容器内側端子箱部分の環境条件を 200℃とした試験においては、一次シール部及び二次シール部それぞれについて漏えいはないことが確認できている。

なお、本試験の試験圧力は、約 0.79MPa (約 1.8Pd) であり、2Pd 以下であるが、実機の電気配線貫通部のモジュールは、運転中におけるシール部の漏えい確認のため、その内部に窒素を約 0.1MPa～0.15MPa の圧力で封入している。そのため、原子炉格納容器内の圧力が 2Pd となった場合においても、モジュールの EP ゴムに加わる圧力は、0.704MPa～0.754MPa\*となる。そのため、電共研の試験圧力 0.79MPa 以下となることから、試験条件は実機の 2Pd 条件を包絡していると判断する。

注記\* : 0.854MPa (2Pd) - (0.1MPa～0.15MPa) より

高電圧用モジュールにおける窒素ガス封入のイメージを図 9-3 に示す。

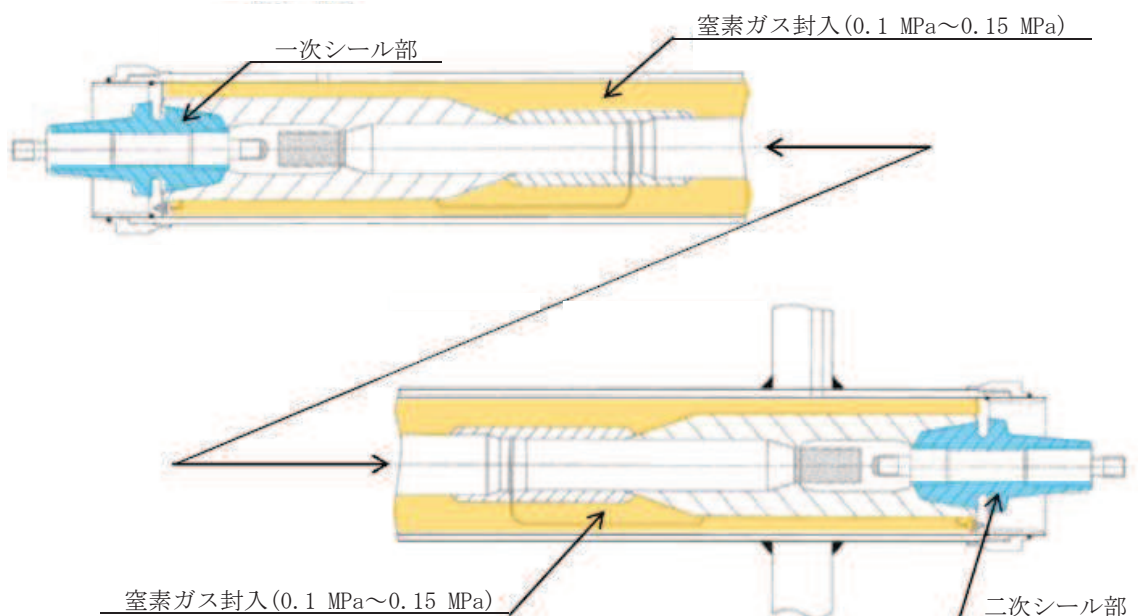


図 9-3 高電圧用モジュールにおける窒素ガス封入のイメージ



(2) 既往の電共研による試験結果を用いた評価（低電圧用モジュール）

低電圧用モジュールは、モジュールのエポキシ樹脂によりシール機能を維持しており、既往の電共研「格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験（S63/3）報告書」における検証試験でシール性が確保されることを確認している。

この電共研では、低電圧用モジュールを対象として、原子炉格納容器内側の電気配線貫通部端子箱部分の環境条件を 200℃及び 400℃とした場合における電気配線貫通部のシール性能について検証を行っている。

既往の電共研の試験結果を表 9-4 に示す。

表 9-4 電共研の試験結果（低電圧用モジュール）

原子炉格納容器内側端子箱部分の環境条件				一次シール部 温度 (℃)	二次シール部 温度 (℃)	漏えい有無
温度 (℃)	圧力 (MPa)	時間 (h)	試験 雰囲気			
200 (230)	(0.60～ 0.81)	62.0	乾熱	137	68	一次シール部の漏えいなし 二次シール部の漏えいなし
400 (430)	(0.70～ 0.83)	127	乾熱	246	116	一次シール部の漏えいなし 二次シール部の漏えいなし
・ ()内数値は、記録グラフからの読取値。 ・ 試験時の原子炉格納容器外側圧力及び低電圧用モジュール内部の圧力は 0 kPa(大気圧)で実施。						

試験結果から、原子炉格納容器内側端子箱部分の環境条件を 200℃及び 400℃とした試験において、一次シール部及び二次シール部それぞれについて漏えいはないことが確認できている。

なお、本試験の試験圧力は、約 0.81MPa（約 1.8Pd）であり、2Pd 以下であるが、実機の電気配線貫通部のモジュールは、運転中におけるシール部の漏えい確認のため、その内部に窒素を約 0.1MPa～0.15MPa の圧力で封入している。そのため、原子炉格納容器内の圧力が 2Pd となった場合においても、モジュールのエポキシ樹脂に加わる圧力は、0.704MPa～0.754MPa\* となる。そのため、電共研の試験圧力 0.81MPa 以下となることから、試験条件は実機の 2Pd 条件を包絡していると判断する。

注記\* : 0.854MPa (2Pd) - (0.1MPa～0.15MPa) より

低電圧用モジュールにおける窒素ガス封入のイメージを図 9-4 に示す。

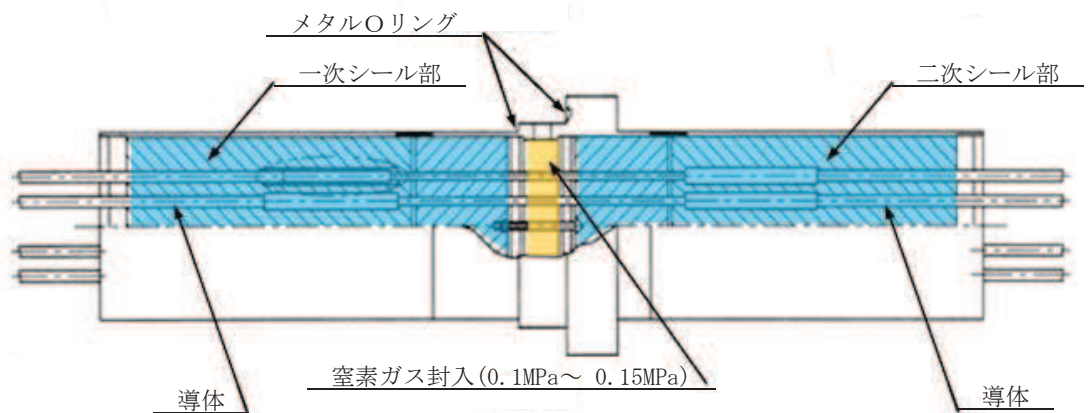


図 9-4 低電圧用モジュールにおける窒素ガス封入のイメージ

(3) NUPEC 試験の試験結果を用いた評価

平成 2 年度から平成 14 年度に実施された重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）において、モジュールのシール性能の確認試験が行われている。

この試験結果を表 9-5 に示す。

表 9-5 NUPEC 試験の試験結果

種類	試験条件				漏えい有無	漏えい発生条件 確認結果	
	温度 (°C)	圧力 (MPa)	時間 (h)	試験 雰囲気		破損時の 温度(°C)	圧力(MPa)
高電圧用 モジュール	200	0.8	20	蒸気	漏えいなし	400	0.8
低電圧用 モジュール	200	0.8	20		漏えいなし	266~324	0.8~1.0

・高電圧用モジュールについて、400°Cまで漏えいなし。  
ただし、400°Cまで昇温後、室温への降下時に漏えいを確認。

試験結果から、200°C、約 1.8Pd (0.8MPa) において、漏えいがないことが確認できている。また、低電圧用モジュールについては、約 2.3Pd (1.0MPa) までは圧力に依存せず、約 260°C までのシール機能が確認できている。

なお、実機の電気配線貫通部のモジュールは、運転中におけるシール部の漏えい確認のため、その内部に窒素を約 0.1MPa~0.15MPa の圧力で封入しているため、原子炉格納容器内の圧力が 2Pd となった場合においても、モジュールに加わる圧力は、0.704MPa~0.754MPa\*となり、NUPEC 試験の健全性確認試験圧力 0.8MPa 以下となることから、2Pd での環境下におい

て漏えいがないことが確認できていると判断する。

注記\* : 0.854MPa (2Pd) - (0.1MPa~0.15MPa) より

(4) 過去の試験結果を用いた評価

過去の電気配線貫通部の環境試験では、高電圧用モジュール及び低電圧用モジュールを対象として、冷却材喪失事故模擬試験が実施されており、高電圧用モジュール及び低電圧用モジュールのシール性能が確認されている。

この試験結果を表 9-6 に示す。

表 9-6 冷却材喪失事故時の環境試験結果

種類	温度(°C)	試験 雰囲気	漏えい有無
	期間(h)		
高電圧用 モジュール			
低電圧用 モジュール			

既往の電共研による試験結果を用いた評価に示すとおり、原子炉格納容器内を 200°Cと模擬した試験において、二次シール部は高電圧用モジュールで 44°C、低電圧用モジュールで 68°Cとなっており、のシール機能が確認された試験温度を下回っていることから、原子炉格納容器が 200°Cでの環境下において漏えいがないことが確認できていると判断する。

過去に実施した健全性が確認されている電気配線貫通部の積算照射量は約 kGy であることから、重大事故等環境下における電気配線貫通部のシール部のシール機能が確認できていると判断する。

9.4.3 評価結果

モジュール内部の EP ゴム及びエポキシ樹脂は、既往の電共研、NUPEC 試験及び過去の環境試験の試験結果から 200°C、2Pd においてシール機能を確保できることを確認した。

これより、電気配線貫通部については、限界温度、限界圧力環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。

## 10. 原子炉格納容器隔離弁

### 10.1 概要

原子炉格納容器隔離弁の限界温度、限界圧力環境下における健全性を確認する。

原子炉格納容器隔離弁の耐圧部は、弁箱、弁体、ボンネット及びシール部等で構成しており、弁体、グランド部及びボンネット部等には、シール材を使用している。

原子炉格納容器隔離弁のうち、原子炉格納容器調気系バタフライ弁、移動式炉心内計装系電磁弁及び移動式炉心内計装系ボール弁には、非金属材料シール材を使用しており、高温劣化によるシール機能の低下が想定される。

また、弁の耐圧部については、機能喪失要因として、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び変形が考えられるが、200℃、2Pd の環境下では、脆性破壊が生じる温度域ではないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が弁耐圧部に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。したがって、原子炉格納容器隔離弁のうち、原子炉格納容器調気系バタフライ弁、移動式炉心内計装系電磁弁及び移動式炉心内計装系ボール弁の耐圧部の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な変形（一次応力）が想定されるため、以下の構成で健全性を確認する。

10.2 項では、原子炉格納容器調気系バタフライ弁の機能維持を確認する。

10.3 項では、移動式炉心内計装系電磁弁の機能維持を確認する。

10.4 項では、移動式炉心内計装系ボール弁の機能維持を確認する。

上記以外の原子炉格納容器隔離弁については、以下の理由により 200℃、2Pd の環境下で健全性を有している。

- ・弁の呼び圧力は各配管ラインの設計圧力に応じて適切なものが選定されており（耐圧性能が最小のものでも 1.03MPa）、耐圧上問題となることはない。
- ・弁のグランド部及びボンネット部のシール部には、黒鉛製パッキン、ガスケット等の耐熱性に優れたものを使用しており、耐熱性上問題となることはない。
- ・弁座シート部は金属製である。

## 10.2 原子炉格納容器隔離弁（原子炉格納容器調気系バタフライ弁）

### 10.2.1 評価方針

#### (1) 耐圧機能

弁箱について、設計・建設規格 別表 1-1 に示す弁の許容圧力が、200℃、2Pd の環境条件を上回ることを確認する。

#### (2) 隔離機能

原子炉格納容器調気系バタフライ弁は、弁座シート部に EPDM 材を使用しており、シール材の劣化によるシール性能の低下が想定される。このため、弁座シート部については、より耐熱性能を向上させた改良 EPDM 製シール材への変更を実施することとしている。したがって、改良 EPDM 製シール材を用いた原子炉格納容器調気系バタフライ弁について、原子炉格納容器内が 200℃、2Pd の環境下におけるシール部への影響を検討する。

原子炉格納容器調気系バタフライ弁の評価対象を図 10-1 に示す。

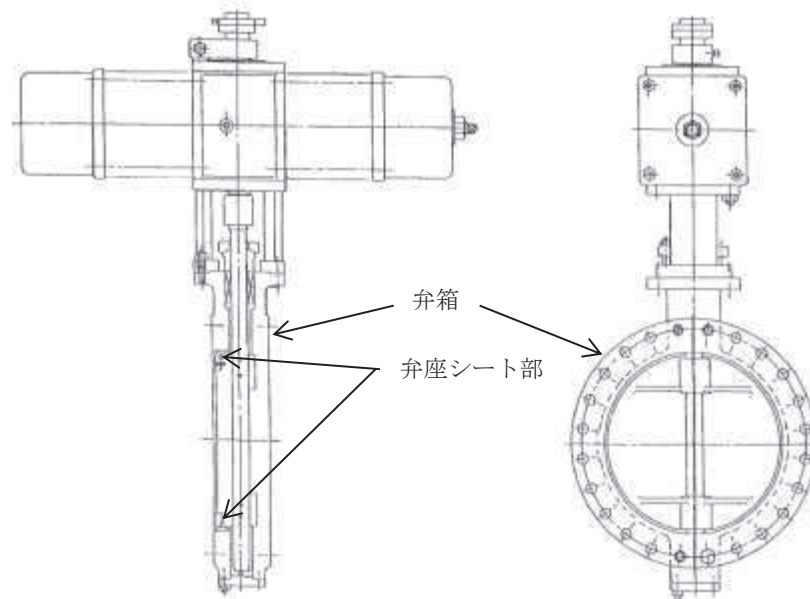


図 10-1 原子炉格納容器調気系バタフライ弁の評価対象

### 10.2.2 評価結果

#### (1) 耐圧機能

当該弁の圧力クラスは 1.03MPa (150LB) であり、弁耐圧部の 200°Cにおける許容圧力 1.40 MPa は、2Pd (0.854MPa) を上回る。これにより、弁耐圧部については、200°C、2Pd 環境下において健全性が維持されることを確認した。

圧力クラス 1.03MPa の弁の温度－許容圧力を図 10-2 に示す。

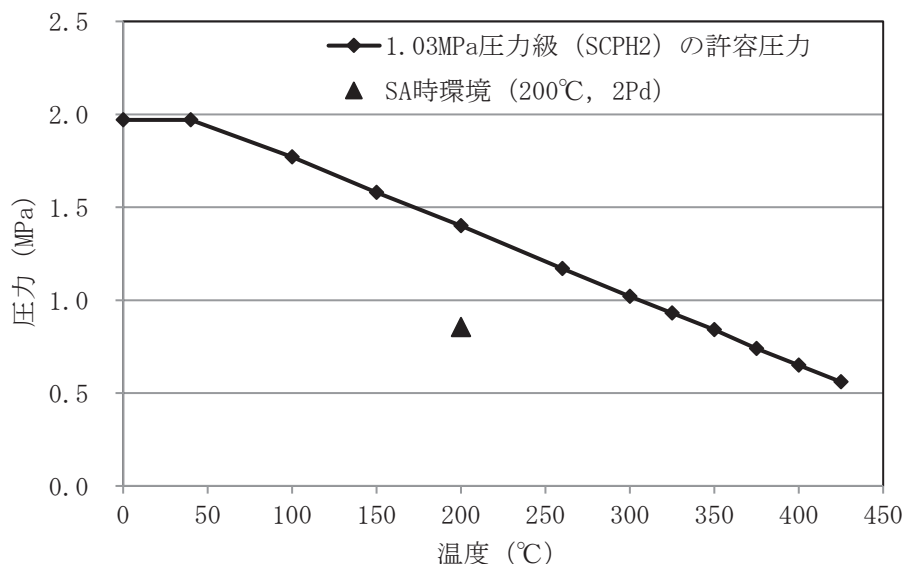


図 10-2 原子炉格納容器調気系バタフライ弁 (1.03MPa (150LB) 圧力級) の温度－許容圧力

#### (2) 隔離機能

隔離機能は、添付 1 に示す改良 EPDM 製シール材の 200°C、2Pd の環境下における圧縮永久ひずみ試験結果に有意な劣化が認められないことから、シール機能が維持されることを確認した。

また、実機相当の蒸気加熱漏えい試験を実施した結果、200°C、2Pd 環境下において、弁座シート部からの漏えいはなく、弁座シート部の隔離機能が維持することを確認した。蒸気加熱漏えい試験条件を表 10-1 に示す。

表 10-1 蒸気加熱漏えい試験条件

試験圧力	0.854MPa 以上*
試験温度	200°C
放射線照射量	<input type="text"/> kGy
試験時間	168 時間

注記\*：200°Cの飽和蒸気圧力相当にて試験を実施

以上のことから、原子炉格納容器調気系バタフライ弁について、限界温度、限界圧力環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。

### 10.3 原子炉格納容器隔離弁（移動式炉心内計装系電磁弁）

#### 10.3.1 評価方針

##### (1) 耐圧機能

弁箱について、設計・建設規格 別表 1-1 に示す弁の許容圧力が、200℃、2Pd の環境条件を上回ることを確認する。

##### (2) 隔離機能

移動式炉心内計装系電磁弁は、弁体シート部及び弁ふたシール部に EPDM 材を使用しており、シール材の劣化によるシール性能の低下が想定される。このため、弁体シート部については、金属製シートへ変更し、弁ふたシール部については、より耐熱性能を向上させた改良 EPDM 製シール材への変更を実施することとしている。金属製シートは、200℃、2Pd の環境下における健全性を有している。また、改良 EPDM 製シール材は、200℃、2Pd 環境下におけるシール部への影響を検討する。

移動式炉心内計装系電磁弁の評価対象を図 10-3 に示す。

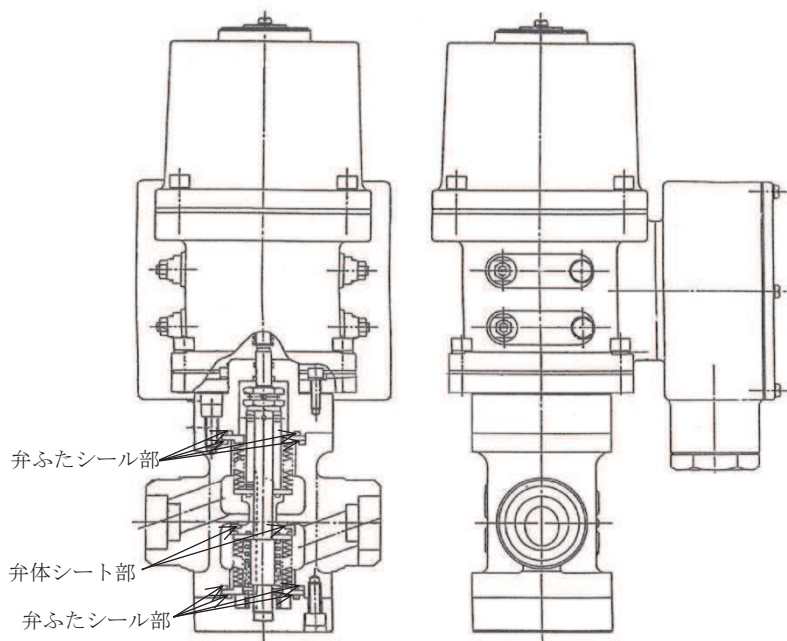


図 10-3 移動式炉心内計装系電磁弁の評価対象

#### 10.3.2 評価結果

##### (1) 耐圧機能

当該弁の圧力クラスは 1.03MPa (150LB) であり、弁耐圧部の 200℃における許容圧力 1.46 MPa は 2Pd (0.854MPa) を上回る。これにより、弁耐圧部については、200℃、2Pd 環境下において健全性が維持されることを確認した。

圧力クラス 1.03MPa の弁の温度－許容圧力を図 10-4 に示す。



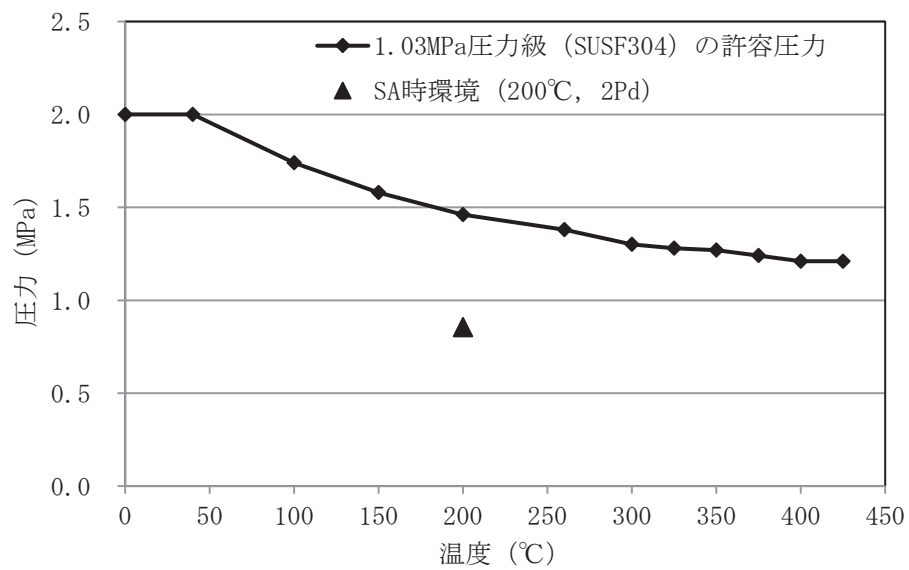


図 10-4 移動式炉心内計装系電磁弁の温度－許容圧力

(2) 隔離機能

隔離機能は、弁体シート部については、金属製シートであるため、200°C、2Pd の環境下においても、シール機能を維持可能である。また、弁ふたシール部については、添付 1 に示す改良 EPDM 製シール材の 200°C、2Pd の環境下における圧縮永久ひずみ試験結果に有意な劣化が認められないことから、シール機能が維持されることを確認した。

以上のことから、移動式炉心内計装系電磁弁について、限界温度、限界圧力環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。



## 10.4 原子炉格納容器隔離弁（移動式炉心内計装系ボール弁）

### 10.4.1 評価方針

#### (1) 耐圧機能

弁箱について、設計・建設規格 別表 1-1 に示す弁の許容圧力が、200°C、2Pd の環境条件を上回ることを確認する。

#### (2) 隔離機能

移動式炉心内計装系ボール弁は、弁座シート部にフッ素樹脂、弁ふたシール部にシリコンゴムを使用しているため、シール材の劣化によるシール機能の低下が考えられる。このため、弁座シート部及び弁ふたシール部については、より耐性の高いPEEK 製シール材又は改良 EPDM 製シール材への変更を実施することとしている。したがって、PEEK 製シール材は一般的な材料特性の確認により、改良 EPDM 製シール材は圧縮永久ひずみ試験の結果により、シール機能が確保されることを確認する。

移動式炉心内計装系ボール弁の評価対象を図 10-5 に示す。

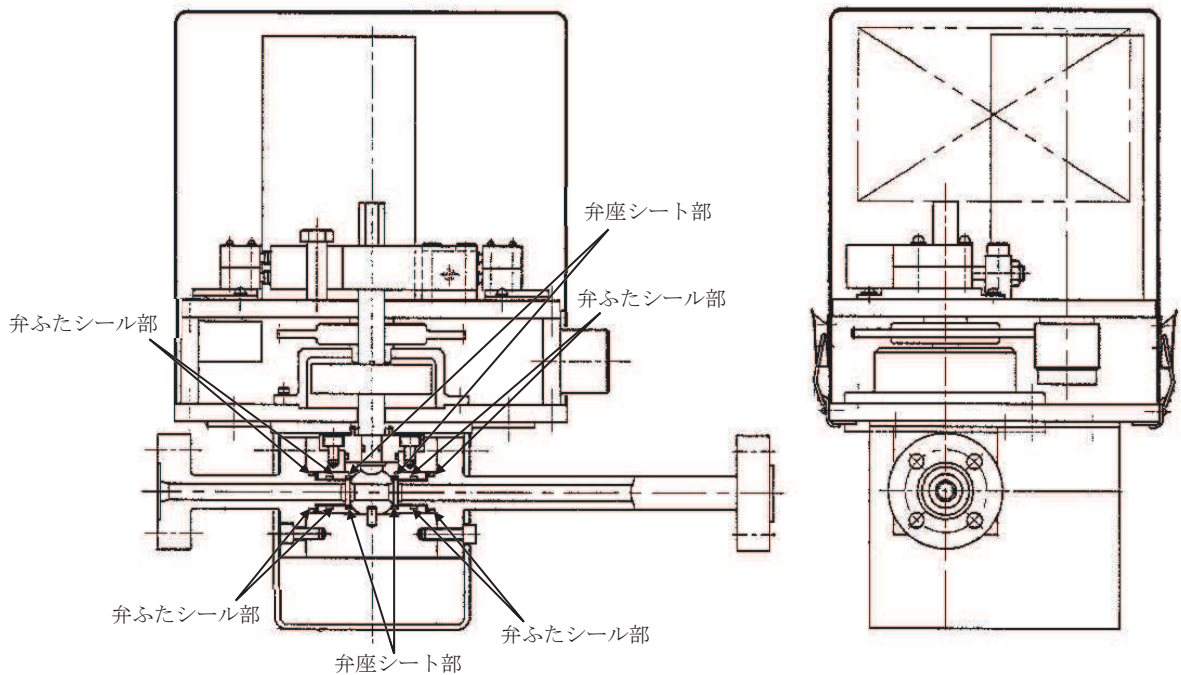


図 10-5 移動式炉心内計装系ボール弁の評価対象

### 10.4.2 評価結果

#### (1) 耐圧機能

当該弁の圧力クラスは 1.03MPa (150LB) であり、弁耐圧部の 200°Cにおける許容圧力 1.32 MPa は 2Pd (0.854MPa) を上回る。これにより、弁耐圧部については、200°C、2Pd 環境下において健全性が維持されることを確認した。

圧力クラス 1.03MPa の弁の温度－許容圧力を図 10-6 に示す。

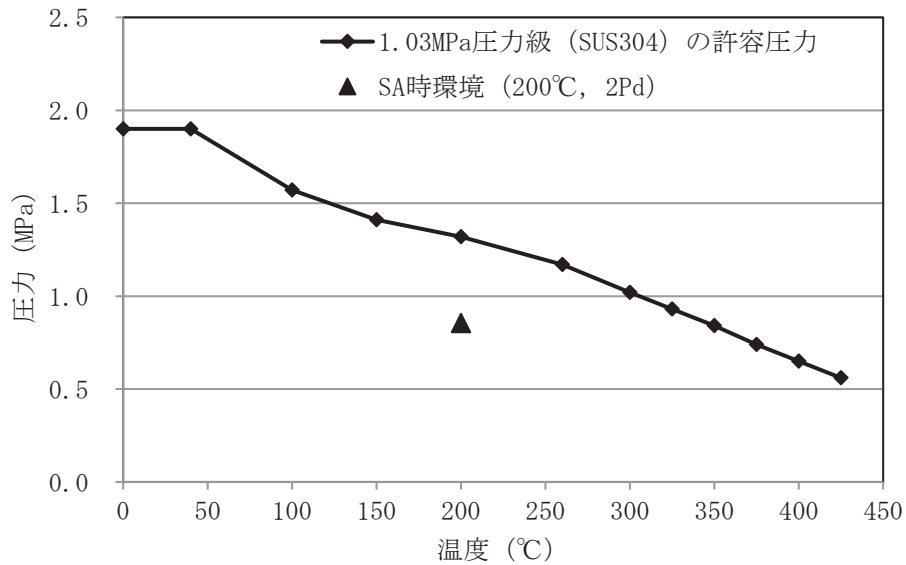


図 10-6 移動式炉心内計装系ボール弁の温度－許容圧力

#### (2) 隔離機能

弁座シート部に使用されているフッ素樹脂は、より耐性の高い PEEK 材に変更する。フッ素樹脂及び PEEK 材の材料特性比較を表 10-2 に示す。

表 10-2 フッ素樹脂、PEEK 材の材料特性比較

項目	フッ素樹脂	PEEK 材
耐熱温度 (°C)	150	250
耐放射線性 (Gy)	約 $10^5 \sim 10^6$	約 $10^7$
圧縮強度 (MPa)	40~50	120

移動式炉心内計装系ボール弁のシール性は、シートを押す力（圧縮力）に対しシートで使用する材料の圧縮強度が高く、密着状態を維持することで確保される。

移動式炉心内計装系ボール弁の弁座シート部は、スプリングのバネ力及び内部流体により生じる圧力によりシート面に約    MPa の圧縮応力が発生する。これに対し、PEEK 材の圧縮強度は現行品よりも高い 120MPa である。

また、PEEK 材の耐放射線性は、重大事故等時における原子炉格納容器の事故後 7 日間の積

算照射量を上回る約  $10^7$ Gy であることから耐放射線性についても耐性を有している。

弁ふたシール部に使用する改良 EPDM 製シール材については、添付 1 に示す改良 EPDM 製シール材の 200°C, 2Pd の環境下における圧縮永久ひずみ試験結果に有意な劣化が認められないことから、シール機能が維持されることを確認した。

以上のことから、移動式炉心内計装系ボール弁について、限界温度、限界圧力環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。

## 添付 1 重大事故等時条件におけるガスケット健全性について

## 1. はじめに

原子炉格納容器のフランジシール部は、内圧が低い段階ではボルトの初期締付けにより開口は抑制されているが、内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより、外部への漏えい経路を形成する。ただし、フランジ部が開口しても、フランジ部の密閉性を担保しているシール材が健全であれば、シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができる。しかしながら、重大事故等時の環境に晒されると、フランジシール部に使用されているシール材が劣化し、フランジの開口に追従できなくなり原子炉格納容器閉じ込め機能を損なう可能性がでてくる。

そこで、原子炉格納容器フランジシール部に使用されているシール材（シリコンゴム）について、重大事故等時の環境下の耐性が優れた改良 EPDM 製シール材に変更して原子炉格納容器閉じ込め機能の強化を図る。したがって、改良 EPDM 製シール材について、重大事故等時の温度や放射線による劣化特性を試験により確認し、想定される事故シナリオにおけるシール機能を評価する。なお、フランジ部のシール材は、プラントの定期事業者検査時に開放される場合には取替えを実施しており、通常運転中における劣化は軽微であることから、通常運転時の劣化を考慮せず重大事故等時の条件下での評価を実施する。

## 2. 改良 EPDM 製シール材の試験について

## 2.1 改良 EPDM 製シール材の圧縮永久ひずみ試験について

改良 EPDM 製シール材の重大事故等時の環境における劣化特性を確認するために、J I S K 6 2 6 2「加硫ゴム及び熱加塑性ゴムの常温・高温及び低温における圧縮永久ひずみの求め方」に準じた圧縮永久ひずみ試験を実施した。その結果を表 1 に示す。なお、圧縮永久ひずみ測定とは、所定の圧縮率をかけ変形させた後、開放時の戻り量を評価するものである。完全に元の形状に戻った場合を 0% とし、全く復元せずに完全に圧縮された状態のままである状態を 100% としている。圧縮永久ひずみが表 1 で示す「%」は、シール材の初期締付量がmm であるとき、mm 戻ることを意味する。この場合、mm のフランジ部開口まではシール機能が確保可能である。

表 1 改良 EPDM 製シール材の圧縮永久ひずみ試験\*1 結果

試験温度	200 °C
構造部放射線照射量	<input type="text"/> kGy
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168 時間
ひずみ率*2	<input type="text"/> %*3

注記\*1：J I S K 6 2 6 2 に従い実施

\*2：試料を圧縮し完全に回復した状態が 0 %，全く回復しない状態が 100 %

\*3：の平均値

## 2.2 改良 EPDM 製シール材の実機フランジモデル性能確認試験

改良 EPDM 製シール材のシール機能の性能確認として、実機フランジを模擬した小型試験装置（ガスケット径：約 250mm）を用いた実機フランジ模擬試験（実機フランジモデル試験）を実施しており、実機条件に近い状態でのシール健全性の確認を行っている。試験装置は図 1、図 2 に示しており、試験フランジの溝断面形状は実機フランジで採用されているタング&グループ型（T&G 型）、甲丸型の 2 種類を模擬している。フランジ断面形状は実機と同形状であり、中心径のみを縮小した試験装置とする。試験試料の断面形状は実機と同じとし、中心径を縮小した試験試料とする。あらかじめγ線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施する。

試験条件としては、重大事故等時の条件を模擬するために、放射線照射量はフランジガスケット部の重大事故後 7 日間の累積放射線量の目安である    kGy を用いて実施している。また、EPDM の劣化は一般的に酸素により引き起こされるとの知見に基づき、高温曝露は蒸気ではなく高温空気（乾熱）で曝露し、温度については、原子炉格納容器限界温度である 200℃と、更に余裕を見た 250℃、300℃とし、それぞれ定める期間を一定温度で高温曝露する。また、内圧作用時の実機フランジの開口を模擬するため、フランジ面に調整シムを挟んで押し込み量を調整できる装置にしている。

本試験装置によりシール材を高温曝露した後、気密確認試験を実施した。気密確認試験では、原子炉格納容器限界圧力 2Pd (0.854MPa) を包絡する圧力で気密性を確認した。

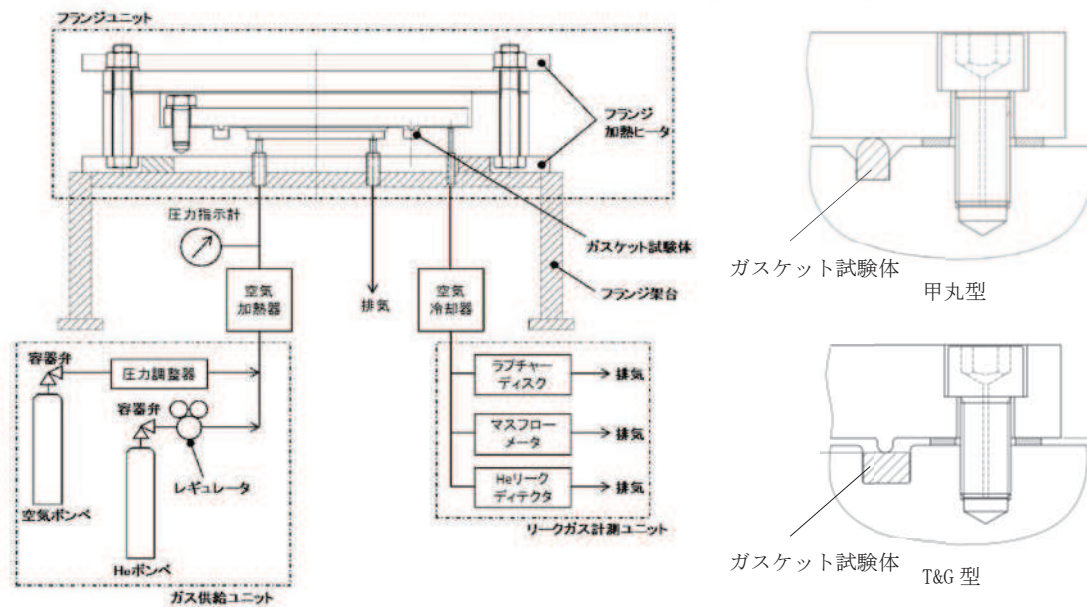
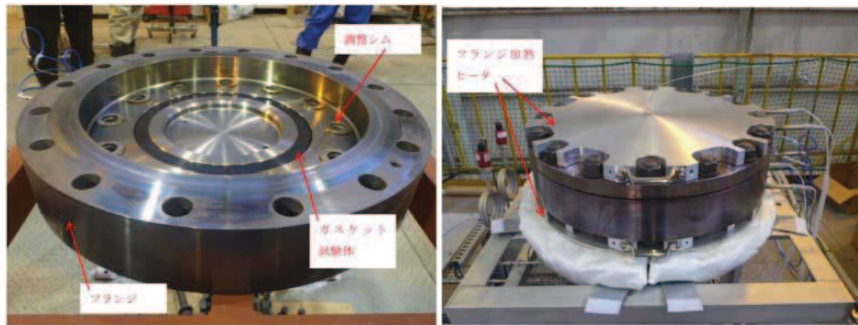


図 1 実機フランジ模擬試験の装置概要



試験装置外観（フランジ開放時） 試験装置外観（フランジ密閉時）

図 2 実機フランジ模擬試験装置の外観

試験結果を表 2 に示す。フランジによるガスケット試験体の押し込み量が最小限（0mm）であっても、有意な漏えいは発生せず、200℃・168 時間、250℃・96 時間の耐性が確認された。300℃のケースにおいては試験途中にリークが発生したケースがあったものの、概ね 24 時間程度の耐性を有することが確認された。図 3 に 200℃・168 時間の試験ケースにおける試験体の外観を示す。図 3 より、フランジとガスケット試験体との接触面を境界として劣化（表面のひび割れ）は内周側で留まり、外周側に有意な劣化が見られないことから、フランジ接触面でシール機能を維持できていることが確認された。また、断面形状より、劣化（表面のひび割れ）はガスケット試験体の表面層のみで留まっているため、有意な劣化が進行していないことが確認された。

表 2 重大事故等時条件での試験結果\*1

No.	フランジ型式	試験体	温度	継続時間	押し込み量	漏えいの有無
1	T&G 型	改良 EPDM	200 ℃	168 時間	0 mm	なし
2	甲丸型	改良 EPDM	200 ℃	168 時間	0 mm	なし
3	T&G 型	改良 EPDM	250 ℃	96 時間	0 mm	なし
4	甲丸型	改良 EPDM	250 ℃	96 時間	0 mm	なし
5	T&G 型	改良 EPDM	300 ℃	24 時間	0 mm	なし
6	甲丸型	改良 EPDM	300 ℃	24 時間	0 mm	あり*2

注記\*1：下記条件は全ケース共通

試験圧力：2 Pd 以上（0.854 MPa 以上）

放射線照射量： kGy

加圧媒体：乾熱（空気）

漏えい判定基準：1 cc/min 以上の漏えい量が 30 分以上継続した場合に漏えい有とする。

\*2：継続時間 22 時間で漏えいが発生。



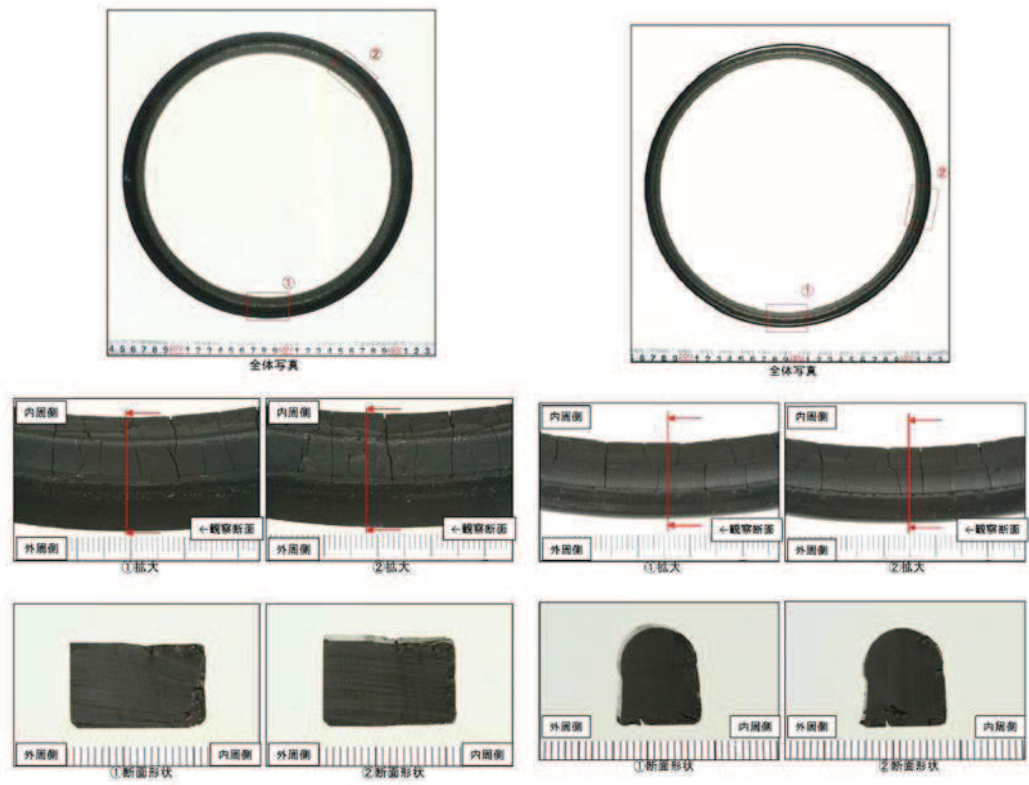


図 3 200 °C · 168 時間試験後の試験体外観 (左 : T&G 型, 右 : 甲丸型)

添付 2 原子炉格納容器隔離弁の抽出について

原子炉格納容器隔離弁について、原子炉格納容器限界温度、限界圧力（200℃，2Pd）での健全性を確認するため、図1のフローに従い対象弁を抽出した。

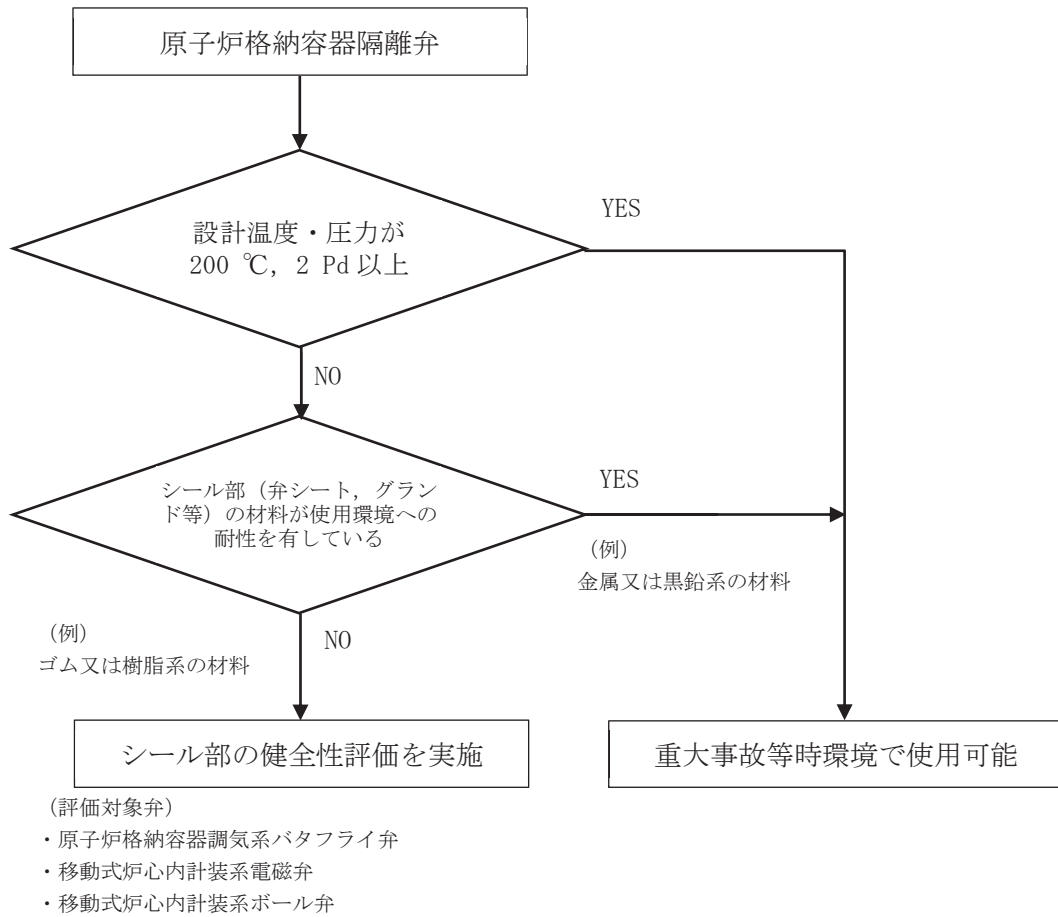


図1 原子炉格納容器隔離弁の評価対象抽出フロー



## 原子炉格納容器 限界温度・圧力に対する経年劣化の影響について

## 1. はじめに

原子炉格納容器の限界温度・圧力に関する評価における評価対象部位について、放射性物質の閉じ込め機能が、経年劣化により低下していないことを確認し、今回の限界温度・圧力に関する評価結果に影響しないことを確認する。なお、考慮する経年劣化事象については、女川原子力発電所において実施した、他プラントの高経年化技術評価を参考に検討する。

## 2. 原子炉格納容器本体

原子炉格納容器本体については、経年劣化事象として腐食が考えられるが、原子炉格納容器本体は、鋼板表面に防食塗装を施すとともに、保全計画に基づき、計画的に外観点検を実施し、表面の腐食、塗膜等の異常があれば、補修塗装を実施していることから、有意な劣化はないと考えられる。

なお、原子炉格納容器本体に対して、一般社団法人 日本電気協会 電気技術規程「原子炉格納容器の漏えい率試験規程（J E A C 4 2 0 3-2008）」（以下「J E A C 4 2 0 3」という。）に基づく、全体漏えい率試験（1回/1定検）を実施し、放射性物質の閉じ込め機能の健全性を継続的に確認している。

## 3. 原子炉格納容器本体以外

原子炉格納容器本体以外の評価部位について、考慮する経年劣化事象は以下のとおり。

- ・ステンレス鋼配管については、塩分付着による外面の応力腐食割れが考えられるが、社内規則に基づき計画的な塩化物付着量測定を実施し、基準を満足しない場合は、純水拭きを実施することにより、塩化物付着量を応力腐食割れ発生のしきい値未満に管理していることから、有意な劣化はないと考えられる。
- ・炭素鋼配管については、流れ加速型腐食による減肉が考えられるが、社内規則に基づき計画的な肉厚測定を実施し、基準を満足しない場合は、計画的に取替えを行うなど、適切な管理を行っている。
- ・原子炉格納容器隔離弁については、保全計画に基づく、計画的な分解点検、目視・表面検査を実施していることから、有意な劣化はないと考えられる。
- ・電気配線貫通部については、経年劣化事象として樹脂等の劣化が考えられる。これらの部位の経年劣化については、長期健全性試験により、健全性を確認している。
- ・機器搬出入用ハッチ等に使用しているガスケット等については、保全計画に基づく定期的な取替を実施していることから、経年劣化事象とはならない。
- ・J E A C 4 2 0 3 に基づく、全体漏えい率検査（1回/1定検）を実施し、放射性物質の閉じ込め機能の健全性を継続的に確認している。

以上のことから、経年劣化による原子炉格納容器の限界温度・圧力への影響はないと考える。

## 原子炉格納容器 限界温度・圧力負荷後の耐震性の影響について

## 1. 検討方針

原子炉格納容器バウンダリ構成部の評価対象の各部位に対し、限界温度・圧力（200℃，2Pd）負荷時に部材が弾性域又は塑性域のいずれにあるか、また、除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の残留ひずみの挙動により、耐震性への影響を評価する。

## 2. 検討結果

残留ひずみの有無及び耐震性への影響有無については、一次応力のみ考慮する部位と一次＋二次応力を考慮する部位に分けて次のとおり判断する。

限界温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けず二次応力を考慮する必要がない場合は、一次応力が $S_y$ を超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。この場合、一次応力が $S_y$ 以下の場合は、除荷後に残留ひずみは生じない（図1，0→a→0）。 $S_y$ を超える場合は、除荷後に残留ひずみが生じる（図1，0→a→b→c）。一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため、同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり、限界温度・圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す（図1，c→b）。また、告示第501号の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため（図2），告示第501号の許容値内であれば発生応力を算出する際に変形前の断面積を用いることに問題ない。

なお、材料に予めひずみが作用した場合について、作用した予ひずみ（～約19%）だけ応力-ひずみ曲線をシフトしたものと、予ひずみが作用しない材料の応力-ひずみ曲線がほぼ一致するという知見\*が得られており、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないといえる。

地震（許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub>S）の一次応力の許容応力は、運転状態Ⅳの許容応力の制限内で同等であり、更に限界温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。

注記\*：一般社団法人 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー（第12回溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会）」JWES-I S-9701，（1997）

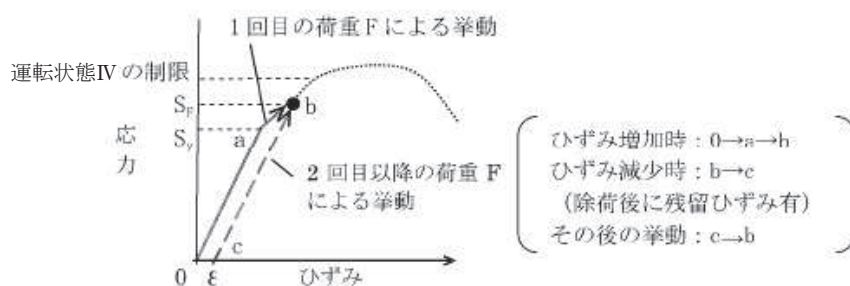


図1 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次応力）

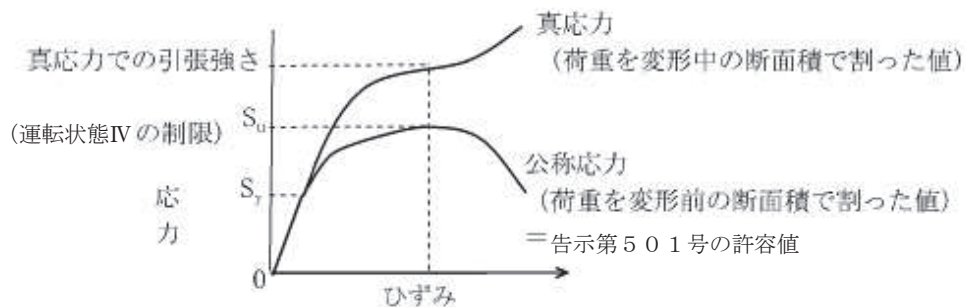


図2 公称応力と真応力について

次に、限界温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けるため、局部的に発生する二次応力を考慮する必要がある場合は、構造不連続部に発生する二次応力も考慮して、一次+二次応力で残留ひずみの有無を確認する。一次+二次応力が  $S_y$  を超えると塑性域に入るが(図3(告示第501号 第13条解説),  $0 \rightarrow A \rightarrow B$ ),  $2S_y$  以下の場合は除荷時にひずみが減少し、除荷後に残留ひずみは生じない(図3(告示第501号 第13条解説),  $B \rightarrow C$ )。また、その後の挙動は図3の  $B-C$  上の弾性的挙動を示し、これは限界温度・圧力負荷前と同じである。

一次+二次応力が  $2S_y$  を超える場合は、残留ひずみ有と判断する(図3(応力  $S_1$  が  $2S_y$  超の場合))。しかし、十分小さな残留ひずみであれば、上述のとおり、発生応力に与える影響はないといえる。

地震(許容応力状態IV<sub>A</sub>S)の一次+二次応力の許容応力は、今回の一次+二次応力の許容応力と同等であることから、地震による外力が加わったとしても一次+二次応力の許容応力の制限内であり、さらに限界温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。

なお、一次応力が  $S_y$  を超える部位については、残留ひずみ有と判断する。このとき、上述のとおり、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないといえる。

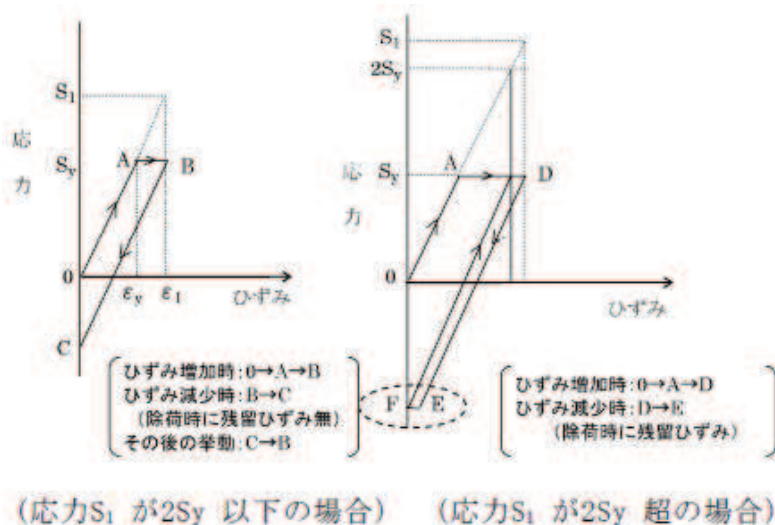


図3 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ(一次+二次応力)

除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の挙動により、耐震性への影響を評価するため、一次応力が  $S_y$  以下か又は一次＋二次応力が  $2S_y$  以下かを確認した。各部位の限界温度・圧力負荷後時の状況を表 1 に示す。

原子炉格納容器本体（ドライウェル基部）については、一次＋二次応力が  $2S_y$  を超えないため、残留ひずみは生じない。

原子炉格納容器隔離弁については、一次応力が判定値を超えないため、残留ひずみは生じない。

その他の評価部位については、一次応力が運転状態Ⅳの許容応力の制限内であり、また、残留ひずみは十分に小さい。

したがって、耐震評価にて考慮する許容応力に対応する地震が生じた場合、地震による外力が加わったとしても今回の評価で考慮した許容応力の制限内であり、更に限界温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性への影響はないと考える。

表1 各部位の評価温度・圧力負荷時の状況

評価部位	評価点	分類	評価値	判定値	残留ひずみ 有無	
原子炉格納容器 本体	ドライウ ェル基部	一次+ 二次		833MPa (2Sy)	なし	
ドライウエル主 フランジ	同左	添付書類「VI-3-3-6-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載*3				
機器搬出入用ハ ッチ	同左	添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載*3				
制御棒駆動機構 搬出入口	同左	添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載*3				
逃がし安全弁搬 出入口	同左	添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載*3				
所員用エアロッ ク	同左	添付書類「VI-3-3-6-1-3 エアロックの強度計算書」に記載*3				
配管貫 通部	貫通配管	同左	添付書類「VI-3-3-3-1 原子炉冷却材再循環設備の強度計算書」, 「VI-3-3-3-2 原子炉冷却材の循環設備の強度計算書」,「VI-3-3- 3-3 残留熱除去設備の強度計算書」,「VI-3-3-3-4 非常用炉心冷 却設備その他原子炉注水設備の強度計算書」,「VI-3-3-3-5 原子炉 冷却材補給設備の強度計算書」,「VI-3-3-4-1-2 制御棒駆動水圧設 備の強度計算書」,「VI-3-3-4-2 ほう酸水注入設備の強度計算書」, 「VI-3-3-4-3 制御用空気設備の強度計算書」,「VI-3-3-6-1-4 原 子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」,「VI- 3-3-6-2-7 原子炉格納容器安全設備の強度計算書」,「VI-3-3-6-2- 8 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格 納容器再循環設備の強度計算書」,「VI-3-3-6-2-9 原子炉格納容器 調気設備の強度計算書」及び「VI-3-3-6-2-10 圧力逃がし装置の 強度計算書」に記載*3			
	スリーブ	同左	添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」及び「VI- 3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度 計算書」に記載*3			
	端板	同左	添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線 貫通部の強度計算書」に記載*3			
	フランジ 部	同左	添付書類「VI-3-3-6-1-2 機器搬出入口の強度計算書」及び「VI- 3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度 計算書」に記載*3			

評価部位		評価点	分類	評価値	判定値	残留ひずみ 有無
配管貫通部	閉止板	同左	添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載*3			
	伸縮継手	同左	添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載*3			
	短管	同左	添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載*3			
電気配線貫通部	アダプタ	同左	添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載*3			
	ヘッド	同左	添付書類「VI-3-3-6-1-4 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の強度計算書」に記載*3			
原子炉格納容器 隔離弁		弁箱	一次	0.854MPa*1 (2Pd)	1.32MPa*4 (レーティング設 計圧)	なし

注記\*1：判定値を超える場合は、残留ひずみ有となる。

\*2：ドライウェル基部の応力は、既工事計画書の各荷重条件や耐震条件との比を用いて発生応力を算出している（詳細は添付 2-2 参照）。

\*3：一次応力が運転状態Ⅳの許容応力の制限内であり、また、残留ひずみは十分に小さい。

\*4：設計・建設規格 別表 1-1 による 200℃での弁の許容圧力。



## 原子炉格納容器貫通部の核分裂生成物沈着による影響について

炉心熔融時の原子炉格納容器の各貫通部において、よう素等の核分裂生成物（以下「FP」という。）が沈着して発熱することにより、温度上昇することが考えられる。このときの温度上昇を評価し、原子炉格納容器限界温度以下となることを確認する。

## 1. 原子炉格納容器貫通部の FP 沈着による温度評価

炉心熔融時の原子炉格納容器内の FP の沈着による温度上昇について、格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を想定した条件にて、原子炉格納容器のリークパスへ FP が飛散し、リークパス内が FP で満たされ、目詰まりしたと保守的に仮定し、FEM 解析により温度分布を確認した。

評価結果としては、原子炉格納容器の貫通部リークパス箇所の最高温度は約 178℃となり、原子炉格納容器限界温度である 200℃を下回ることから原子炉格納容器限界温度に影響ないことを確認した。

注：原子炉格納容器内の FP の挙動としては、「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及び FP 挙動解析（原子力安全基盤機構（JNES）」において、FP が飛散してもその多くは重力沈降により原子炉格納容器内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、リークパスへ FP が飛散し導かれたと仮定する。リークパスへの FP の捕集量についての知見はないことから保守的に FP が満たされた状態と仮定する。（FP が満たされた状態は、漏えい量は 0 となるが温度評価のため保守的に仮定する。）

## ○原子炉格納容器貫通部の FP 沈着による温度評価

炉心熔融時の原子炉格納容器内の FP が貫通部のリークパスに付着した場合の温度上昇について、下記条件にて評価する。イメージ図を図 1 に示す。

- a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を想定する。
- b. 重大事故等時における原子炉格納容器内の FP の飛散については「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及び FP 挙動解析（原子力安全基盤機構（JNES）」において、FP のほとんどが重力沈降により原子炉格納容器内の床や壁表面に付着し原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、FP が飛散し貫通部リークパスへ到達したと仮定する。
- c. 貫通部の仮定するリークパスは、原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに約 1 mm<sup>2</sup>のリークパスと仮定する。
- d. FP が飛散した貫通部リークパスにおける FP の捕集量については、知見がないことから保守的にリークパスに FP が満たされた状態を仮定する。（リークパスへ FP が満たされた状態では、漏えい率は 0%/d となるが温度評価のため保守的に仮定する。）

- e. 原子炉格納容器貫通部リークパスに沈着したFPの発熱量は、NUREG-1465の炉心内のFP量に対する原子炉格納容器内への放出割合を核種ごとの発熱量に乗じて算出する。
- f. FPの発熱量は、時間経過により低下するが、本評価では保守的に沈着後の時間経過による発熱量の低下は考慮しない。

よう素については事象進展により化学組成が変動することが考えられるが、寄与割合の大きなセシウムについて密度の高いCsI（よう化セシウム）の密度を想定し、FP質量の保守性を考慮し算出する。

上記条件による評価結果として、原子炉格納容器内壁面温度が雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時の最大値である約171℃となる時、FPによる温度上昇は、約7℃であり原子炉格納容器の貫通部表面温度は、約178℃となり原子炉格納容器限界温度（200℃）を下回り原子炉格納容器限界温度に影響のないことを確認した。



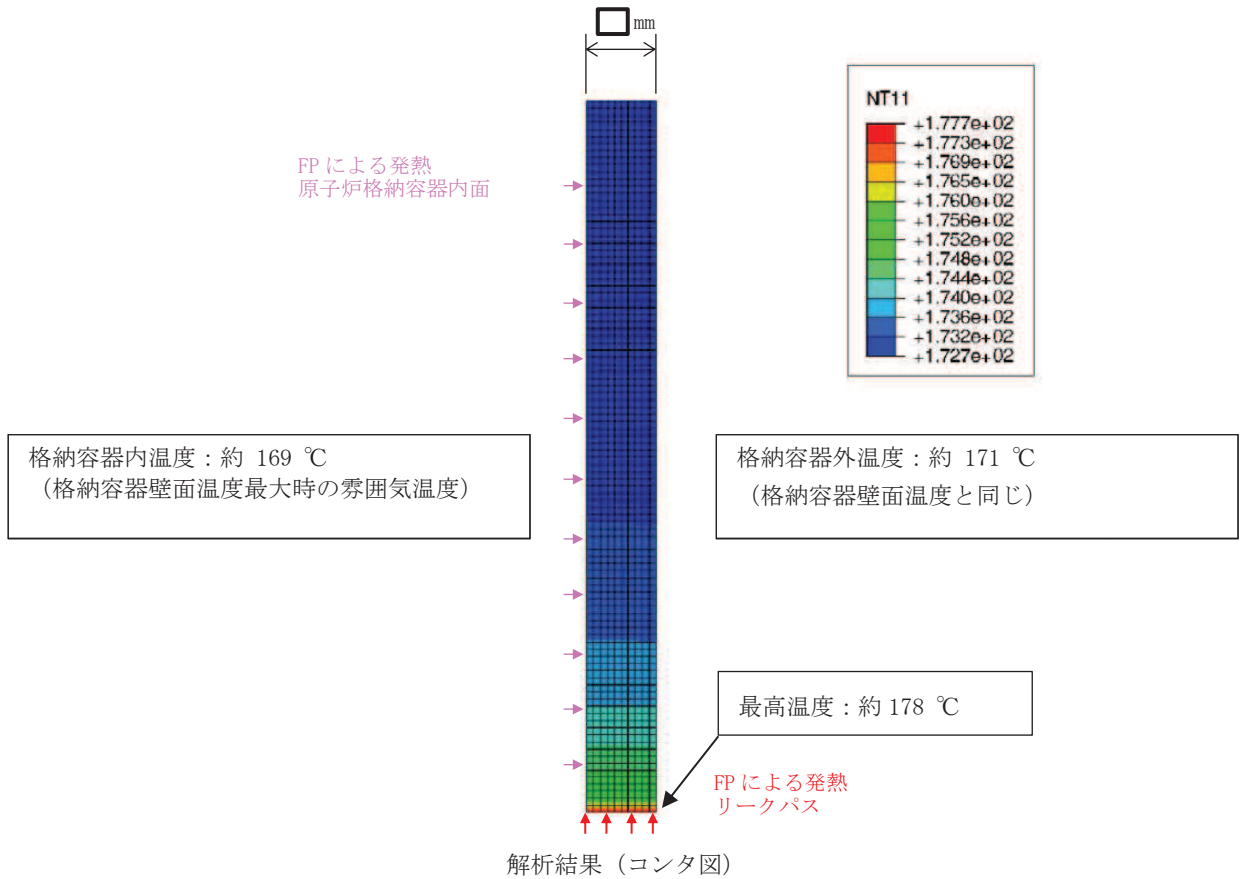
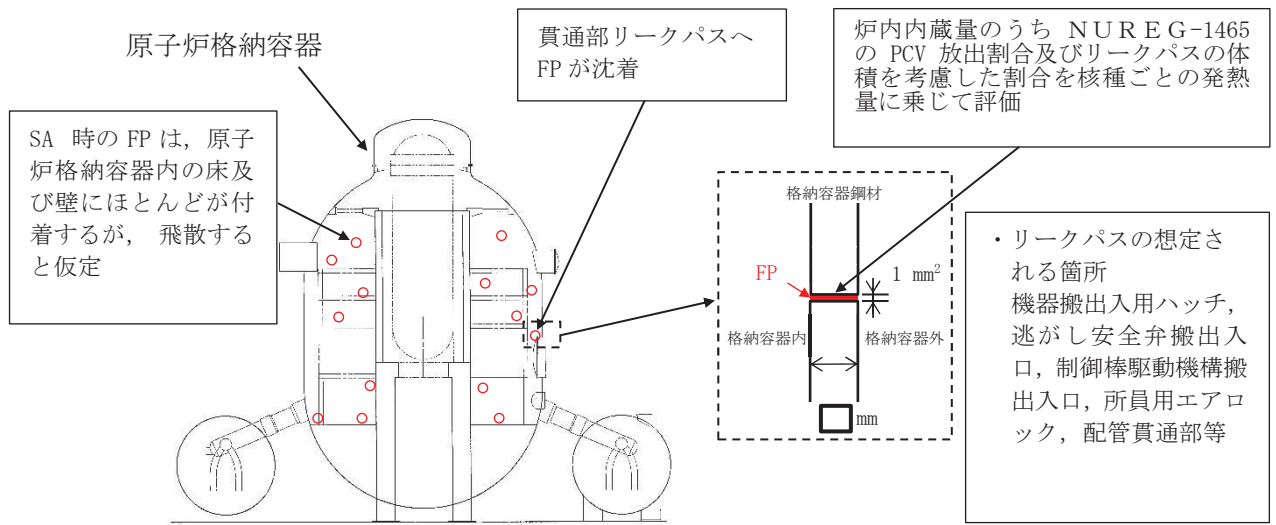


図1 FP沈着による温度上昇評価イメージ

## ○FP 沈着による温度評価における保守性について

- ・リークパスを 1 箇所と仮定。

原子炉格納容器のリークパスは、数箇所の可能性もあるが評価においては 1 箇所に集中して FP が捕集されたと仮定する。

- ・リークパスに捕集される FP の量がリークパスに満たされた状態を仮定。

FP の捕集量については、原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験 (NUPEC) の結果より FP が配管に目詰まりする事象が確認されており、目詰まりはリークパス入口部で生じていることも確認されているが、捕集量に関しての知見は得られていないことからリークパスに FP が満たされた状態を仮定する。

- ・リークパスに捕集される FP の質量を発熱量の寄与割合が高いものの内、密度の高い核種として算出。

発熱の寄与割合が高い核種は、CsI (よう化セシウム) であることから、FP の密度は、CsI の約  $4.5 \text{ g/cm}^3$  を用いて FP の質量を求める。

- ・FP の発熱量は、発熱量が最大である事故直後の熱量、原子炉格納容器内温度は最大となる時点の温度にて評価。

FP の発熱量は、時間の経過とともに低下するが、評価においては NUREG-1465 の FP の核種の放出割合をもとに、FP の発熱量が最大となる事故直後 (プラント停止直後) の発熱量より求められた約  $4.88 \times 10^3 \text{ kW}$  とし、原子炉格納容器壁面温度は最高となる約 5 時間後の  $171^\circ\text{C}$  を使用し評価した。(5 時間後は、約  $2.55 \times 10^3 \text{ kW}$  (事故直後の約 0.5 倍)。)

## ○FP 発熱の核種の寄与割合について

FP の発熱の核種での寄与割合を表 1 に整理する。

よう素の寄与割合が約 85.6 % と高く、その他核種の発熱の寄与割合は約 14.4 % であり熱量への寄与割合は低い。

表 1 核種グループごとの熱量の寄与割合

核種グループ	熱量寄与割合
よう素	約 85.6 %
セシウム類	約 2.2 %
アンチモン	約 1.5 %
テルル	約 2.5 %
ストロンチウム	約 4.2 %
バリウム	約 2.5 %
ルテニウム類	約 0.1 %
セリウム類	約 0.4 %
ランタン類	約 0.9 %
合計	100 %

○原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに算出した約 1 mm<sup>2</sup> のリークパスの算出方法について

今回の評価における原子炉格納容器のリークパスは、「原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験 (NUPEC)」及び「流体力学 実教出版株式会社 第 21 版」を参考とした下記評価方法により算出した。

$$A_e = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_0 \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left( \frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left( \frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{\gamma - 1}{\gamma}} \right\}}}$$

ここで、  
 m : 質量流量                      A<sub>e</sub> : 漏えい等価面積  
 P<sub>0</sub> : 1 次側圧力                  P<sub>b</sub> : 2 次側圧力  
 γ : 比熱比                        T<sub>0</sub> : 1 次側温度  
 R : ガス定数

上記式中の 1 次側及び 2 次側のパラメータは、それぞれ原子炉格納容器内外の値を使用する。

原子炉格納容器内のパラメータは、原子炉格納容器漏えい試験の圧力、温度、原子炉格納容器外の圧力は大気圧として評価する。

質量流量 (m) は原子炉格納容器内の密度×体積×漏えい率より算出する。

○原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種の割合について

今回の評価における原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種は、表 2 に示す NUREG-1465 の炉心内の FP 量に対する原子炉格納容器内への放出割合を使用しリークパスにおける発熱量を評価する。

表 2 NUREG-1465 の原子炉格納容器内放出割合

Table 3.12 BWR Releases Into Containment\*

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

\* Values shown are fractions of core inventory.  
 \*\* See Table 3.8 for a listing of the elements in each group  
 \*\*\* Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

出典：NUREG-1465 「Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants」

リークパスの体積は、リークパス面積 1 mm<sup>2</sup> と鋼板厚さ  mm より  cm<sup>3</sup> であるため、原子炉格納容器内に放出された FP のうち支配的な Cs I (よう化セシウム) の密度を想定し、リークパスに詰まる FP の量は約  g となる。

また、この量は原子炉格納容器内に放出された FP のうち約  % が詰まっている想定となる。この割合と NUREG-1465 の放出割合を基にリークパスでの発熱量を算出する。

O 2 ⑥ VI-1-8-1-別添 1 R 4 E