

VI-1-1-10 発電用原子炉施設の蒸気タービン，ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書

## 目 次

1. 概要 .....	1
2. 基本方針 .....	1
3. 評価 .....	2
3.1 内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損による飛散物 .....	2
3.1.1 評価方針 .....	2
3.1.2 評価内容 .....	3
3.1.3 評価結果 .....	4
3.2 高速回転機器の損壊による飛散物 .....	4
3.2.1 評価方針 .....	4
3.2.2 評価内容 .....	5
3.2.3 評価結果 .....	5

## 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15条第4項及びその「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、機器の損壊又は配管の破損に伴う飛散物により発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とすることについて説明するとともに、技術基準規則第54条第1項第5号及びその解釈に基づき、悪影響防止として高速回転機器が飛散物とならないことについて説明するものである。

配管の破損に関しては、設計基準対象施設に属する設備のうち原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲となる弁 E11-F010A, B, C（残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁(A), (B), (C)）から弁 E11-F011A, B, C（残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁(A), (B), (C)）まで、弁 G31-F018（原子炉冷却材浄化系ヘッドスプレー逆止弁）から弁 G31-F017（原子炉冷却材浄化系ヘッドスプレー隔離弁）まで及び弁 C41-F008（ほう酸水注入系内側隔離弁）から弁 C41-F007（ほう酸水注入系外側隔離弁）までの主配管（以下「RCPB 拡大範囲」という。）が今回の申請範囲となることから、RCPB 拡大範囲の破損に伴う飛散物により、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計を行うことについて説明する。

また、機器の損壊に関しては、高速回転機器のうち新たな設計基準対象施設及び重大事故等対処設備が今回の申請範囲となることより、これらの高速回転機器がオーバースピードに起因する損壊に伴う飛散物とならないことを説明する。

なお、重大事故等対処設備のうち、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心注水系ポンプ、非常用ディーゼル発電機等については、設計基準事故時と使用する系統設備及び使用方法に変更がないこと並びに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。

5号機設備、6,7号機共用の設備及び7号機設備、6,7号機共用の設備の飛散物による損傷防護に関する説明は、令和2年10月14日付け原規規発第2010147号にて認可された柏崎刈羽原子力発電所第7号機の設計及び工事の計画のV-1-1-10「発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書」による。

## 2. 基本方針

設計基準対象施設に属する設備は、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。

内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管については、材料選定、強度設計に十分な考慮を払うとともに、「STANDARD REVIEW PLAN 3.6.2 DETERMINATION OF RUPTURE LOCATIONS AND DYNAMIC EFFECTS ASSOCIATED WITH THE POSTULATED RUPTURE OF PIPING(SRP3.6.2 R3)」（U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION）（以下「SRP3.6.2」という。）に基づき配管破損を想定し、その結果生じる可能性のある動的影響により、発電用

原子炉施設の機能が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うこととする。

また、新たな設計基準対象施設及び重大事故等対処設備については、高速回転機器が損壊し、飛散物とならないように保護装置を設けること等により、オーバースピードとならない設計とする。

### 3. 評価

発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定される配管の破損又は機器の損壊には、以下の要因が考えられる。内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管については破損に伴う飛散物により、発電用原子炉施設の安全性を損なわないことを、また、高速回転機器については損壊に伴う飛散物とならないことを評価する。

#### (1) 内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損

- ・RCPB 拡大範囲

#### (2) 高速回転機器の損壊

- ・高圧代替注水系ポンプ等、今回の申請範囲となる高速回転機器である新たな設計基準対象施設及び重大事故等対処設備を表 1「主要回転機器一覧」に示す。

### 3.1 内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損による飛散物

#### 3.1.1 評価方針

高温高圧の流体を内包する原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する主配管のうちRCPB拡大範囲について、SRP3.6.2に基づき配管破損を想定し、以下の評価内容により評価し、設計上考慮する。なお、LBB概念は適用しない。

ただし、SRP3.6.2が参照している「STANDARD REVIEW PLAN BRANCH TECHNICAL POSITION 3-4 POSTULATED RUPTURE LOCATIONS IN FLUID SYSTEM PIPING INSIDE AND OUTSIDE CONTAINMENT(SRP BTP3-4 R2)」(U. S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION)に記載されているoperating basis earthquakeについては、弾性設計用地震動S<sub>d</sub>の1/3と読み替える。

また、「2013 ASME Boiler and Pressure Vessel Code」(The American Society of Mechanical Engineers)に関する内容については、「発電用原子力設備規格設計・建設規格(2005年版(2007追補版含む。))<第I編 軽水炉規格> J S M E S N C 1 - 2005/2007」(日本機械学会)(以下「J S M E S N C 1」という。)に従うものとする。



### 3.1.2 評価内容

評価においては、配管破損想定位置を考慮したうえで、防護対象を防護する。

#### (1) 防護対象

防護対象は、原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又は緩和する機能を有するもののうち、次のとおりとする。

- a. 原子炉停止系
- b. 炉心冷却に必要な工学的安全施設及び関連施設
- c. 原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放散に対する障壁を形成するよう設計された範囲の施設

#### (2) 配管破損想定位置

RCPB拡大範囲について、SRP3.6.2に基づき、ターミナル・エンド及び発生応力又は疲労累積係数が所定の値を超える点を配管破損想定位置とする。

- a. ターミナル・エンド
- b. 供用状態A、B及び(1/3)S<sub>d</sub>地震荷重\*に対して次のいずれかの条件を満たす点

$$(a) \quad S_n > 2.4 S_m, \text{ かつ, } S_e > 2.4 S_m$$

$$(b) \quad S_n > 2.4 S_m, \text{ かつ, } S_n' > 2.4 S_m$$

ただし、 $S_n$  : J S M E S N C 1 PPB-3531の計算式に準じて計算した一次+二次応力。

$S_e$  : J S M E S N C 1 PPB-3536(6)の計算式に準じて計算した熱膨張応力。

$S_n'$  : J S M E S N C 1 PPB-3536(3)の $S_n$ の計算式に準じて計算した一次+二次応力。

$S_m$  : J S M E S N C 1 付録材料図表Part5表1に規定される材料の設計応力強さ。

- (c) 疲労累積係数  $> 0.1$

ただし、上述する疲労累積係数は供用状態A、Bにおける疲労累積係数に(1/3)S<sub>d</sub> (S<sub>d</sub>-1, S<sub>d</sub>-2, S<sub>d</sub>-3, S<sub>d</sub>-4, S<sub>d</sub>-5, S<sub>d</sub>-6, S<sub>d</sub>-7及びS<sub>d</sub>-8)地震のみによる疲労累積係数を加算したものとする。

注記\* : S<sub>d</sub> (S<sub>d</sub>-1, S<sub>d</sub>-2, S<sub>d</sub>-3, S<sub>d</sub>-4, S<sub>d</sub>-5, S<sub>d</sub>-6, S<sub>d</sub>-7及びS<sub>d</sub>-8)地震とは、VI-2「耐震性に関する説明書」のうち、VI-2-1-1「耐震設計の基本方針」に示す弾性設計用地震動S<sub>d</sub>-1, S<sub>d</sub>-2, S<sub>d</sub>-3, S<sub>d</sub>-4, S<sub>d</sub>-5, S<sub>d</sub>-6, S<sub>d</sub>-7及びS<sub>d</sub>-8による動的地震力をいう。なお、弾性設計用地震動S<sub>d</sub>の概要は、

VI-2「耐震性に関する説明書」のうち、VI-2-1-2「基準地震動  $S_s$  及び弾性設計用地震動  $S_d$  の策定概要」に示す。

ただし、RCCV貫通部については次の条件を満たすことで配管破損を想定しない。

- c. 供用状態 A, B 及び  $(1/3) S_d$  地震荷重に対して次の条件を満たすこと。
  - (a)  $S_n \leq 2.4 S_m$ , または,  $S_e \leq 2.4 S_m$
  - (b)  $S_n \leq 2.4 S_m$ , または,  $S_n' \leq 2.4 S_m$
  - (c) 疲労累積係数  $\leq 0.1$
- d. RCCV貫通部について、破損想定位置における破断荷重によって、RCCV貫通部の健全性維持範囲の配管に生ずる応力は  $J S M E S N C 1 P P B - 3 5 2 0$  の計算式により計算した応力が  $2.25 S_m$  及び  $1.8 S_y$  以下であること。

ただし、 $S_y$  :  $J S M E S N C 1$  付録材料図表Part5表8に規定される材料の設計降伏点。

### (3) 防護対策の実施

配管破損による動的影響により、他の安全機能を有する構築物、系統及び機器が損傷しないように、必要に応じて以下の対策を講じる設計とする。

- a. 配管破損想定位置と防護対象機器は、十分な離隔距離をとる。
- b. 配管破損想定位置又は防護対象機器を障壁で囲む。
- c. 上記のいずれかの対策がとれない場合、配管破損による動的影響に十分耐えるパイプホイップレストレイント等を設ける。

### 3.1.3 評価結果

RCPB拡大範囲における配管破損に関し、SRP3.6.2に基づき評価した結果、発生応力又は疲労累積係数が所定の値を超える箇所はなく、配管破損想定位置は弁G31-F018（原子炉冷却材浄化系ヘッドスプレイ逆止弁）から弁G31-F017（原子炉冷却材浄化系ヘッドスプレイ隔離弁）までの配管におけるターミナル・エンドの2箇所であることを確認した。また、当該配管破損想定位置と防護対象機器は、十分な離隔距離がとられていることを確認した。したがって、配管の破損に伴う飛散物により発電用原子炉施設の安全性は損なわれない。

## 3.2 高速回転機器の損壊による飛散物

### 3.2.1 評価方針

ポンプ、ファン等の回転機器は、使用材料の検査、製品の品質管理、規格等に基づき安全設計及び定期検査により損壊防止を図ること並びに蒸気タービン駆動補機については、调速装置及び非常调速装置等を設けることにより損壊防止対策

が十分実施される。具体的な回転機器のオーバースピードに起因する損壊防止対策については、「3.2.2 評価内容」により評価し、必要に応じ設計上考慮する。

### 3.2.2 評価内容

高速回転機器については、機器毎に駆動源が異なるため、それぞれオーバースピードに対する損壊防止について必要に応じ設計上考慮する。

#### (1) 電動補機

誘導電動機を駆動源とする機器は、供給側の電源周波数が一定であることより、負荷（インペラ側の水等）が喪失しても、電流が変動するのみで回転速度は一定を維持し、オーバースピードとならないため、設計上考慮する必要はない。

また、各機器については運転状態を考慮し、構造上十分な機械的強度を有する設計とし、通常運転時及び定期検査時等においても健全性を確認することにより、機器の損壊を防止する。

#### (2) 蒸気タービン駆動補機

蒸気タービンを駆動源とする高圧代替注水系ポンプは、調速装置及び保護装置として非常調速装置を設け、オーバースピードに起因する機器の損傷を防止する設計とする。

調速装置は、通常運転時の定格回転速度を一定に制御する機能及び負荷変動時等の回転速度上昇を抑制する機能を有しており、負荷変動時等において回転速度が定格回転速度以上に上昇しても、調速装置の機能により非常調速装置が作動する回転速度未満に制御できるように設計する。

非常調速装置は、万一、異常な過回転が生じた場合においても、設定値を超えない範囲で作動し機器を自動停止させることにより、オーバースピードにならない設計とし、オーバースピードに起因する機器の損壊を防止する。

また、高圧代替注水系ポンプの駆動用タービンは、単段式のタービンであり、タービン翼は一体型のものを適用することで、タービンが破損により飛散することがない設計とするとともに非常調速装置が実作動するまでのオーバースピード状態においても構造上十分な機械的強度を有する設計とする。

さらに、非常調速装置については、作動確認を行い、装置の健全性を確認することにより、機器の損壊を防止する。

### 3.2.3 評価結果

高速回転機器のオーバースピードに起因する損壊に関して「3.2.2 評価内容」により評価した結果、電動補機については、オーバースピードとならないため、

設計上考慮する必要はない。

また、蒸気タービン駆動補機については、調速装置及び保護装置として非常調速装置を設けること、並びに非常調速装置が実作動するまでのオーバースピード状態においても構造上十分な機械的強度を有する設計とすることにより、オーバースピードに起因する機器の損壊を防止している。非常調速装置については、作動確認を行い、装置の健全性を確認するため、機器が損壊することはなく、損壊による飛散物は発生しない。

表 1 主要回転機器一覧

機器（回転機器）		電動	蒸気タービン 駆動
設計基準 対象施設	可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ	○	
	燃料移送ポンプ	○	
重大事故等 対処設備	残留熱除去系ポンプ	○	
	高圧代替注水系ポンプ		○
	復水移送ポンプ	○	
	ほう酸水注入系ポンプ	○	
	ドレン移送ポンプ	○	
	非常用ガス処理系排風機	○	

## VI-1-1-11 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	1
3.1 通信連絡設備（発電所内）	1
3.1.1 送受話器（ページング）（警報装置）及び送受話器（ページング）	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）	3
3.1.3 衛星電話設備（常設）及び衛星電話設備（可搬型）	4
3.1.4 無線連絡設備（常設）及び無線連絡設備（可搬型）	4
3.1.5 携帯型音声呼出電話設備（携帯型音声呼出電話機）	5
3.1.6 5号機屋外緊急連絡用インターフォン（インターフォン）	5
3.1.7 安全パラメータ表示システム（SPDS）	5
3.2 通信連絡設備（発電所外）	6
3.2.1 テレビ会議システム（テレビ会議システム（社内向））	8
3.2.2 専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向））	8
3.2.3 衛星電話設備（社内向）（テレビ会議システム（社内向）及び衛星社内電話機）	8
3.2.4 衛星電話設備（常設）及び衛星電話設備（可搬型）	8
3.2.5 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-電話機及び IP-FAX）	9
3.2.6 データ伝送設備	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」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ブザー鳴動又は音声若しくはその両方により行うことができるよう、警報装置、多様性を確保した所内通信連絡設備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、所外通信連絡設備及び発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備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。テレビ会議システム（テレビ会議システム（社内向））、専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向））、衛星電話設備（社内向）（テレビ会議システム（社内向）及び衛星社内電話機）、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-電話機及び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、中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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ブザー鳴動又は音声若しくはその両方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所内通信連絡設備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）及び多様性を確保した所内通信連絡設備として送受話器（ページング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及びFAX）、衛星電話設備（常設）、衛星電話設備（可搬型）、無線連絡設備（常設）、無線連絡設備（可搬型）及び携帯型音声呼出電話設備（携帯型音声呼出電話機）を設置又は保管する。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及び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、所内通信連絡設備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所内通信連絡設備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所内通信連絡設備として、表1に示す必要な数量の衛星電話設備（常設）、無線連絡設備（常設）及び携帯型音声呼出電話設備（携帯型音声呼出電話機）を中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に設置又は保管し、衛星電話設備（可搬型）及び無線連絡設備（可搬型）は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に保管する。また、5号機屋外緊急連絡用インターフォン（インターフォン）を5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）、5号機中央制御室及び5号機原子炉建屋屋外に設置する。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（常設）及び無線連絡設備（常設）は、中央制御室待避室においても使用できる設計とする。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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）のうちデータ伝送装置をコントロール建屋内に設置し、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置を5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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所内通信連絡設備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第一ガスタービン発電機、電源車又は5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から給電が可能な設計とする。充電式電池を使用する所内通信連絡設備については、予備の充電式電池と交換すること又は予備の端末を使用することにより、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5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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。乾電池を使用する所内通信連絡設備については、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、VI-1-1-7「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、VI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-1「耐震設計の基本方針」に示す。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に設置又は保管する送受話器（ページング）（警報装置）、送受話器（ページング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及びFAX）、衛星電話設備（常設）、衛星電話設備（可搬型）、無線連絡設備（常設）、無線連絡設備（可搬型）、携帯型音声呼出電話設備（携帯型音声呼出電話機）、5号機屋外緊急連絡用インターフォン（インターフォン）、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置並びに5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）に設置する送受話器（ページング）（警報装置）及び送受話器（ページング）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。

通信連絡設備（発電所内）の一部は、6号機及び7号機で共用する設計とし、各設備の共用の区分を表1に示す。

### 3.1.1 送受話器（ページング）（警報装置）及び送受話器（ページング）

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）及び送受話器（ページング）を設置する。送受話器（ページング）（警報装置）及び送受話器（ページング）は、ハンドセット及びスピーカから構成される。

指示は、発電所各所に設置するハンドセットを使用し、スピーカにて行うことができる設計とする。また、中央制御室又は5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）から発電所内へブザー鳴動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。

スピーカは、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）及び送受話器（ページング）は、送受話器（ページング）用48V蓄電池に接続し、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、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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、非常用所内電源又は無停電電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。また、PHS 端末の電源は、充電式電池（本体内蔵）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 衛星電話設備（常設）及び衛星電話設備（可搬型）

中央制御室、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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（常設）及び衛星電話設備（可搬型）を設置又は保管する。

衛星電話設備（常設）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。

衛星電話設備（常設）は、非常用所内電源又は無停電電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。また、衛星電話設備（可搬型）の電源は充電式電池（本体内蔵）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（常設）は、非常用ディーゼル発電設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、常設代替交流電源設備である第一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し、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に設置する衛星電話設備（常設）は、非常用ディーゼル発電設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から給電が可能な設計とする。また、衛星電話設備（可搬型）の電源は、充電式電池（本体内蔵）を使用し、予備の充電式電池と交換すること又は予備の端末を使用することにより、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5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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。

### 3.1.4 無線連絡設備（常設）及び無線連絡設備（可搬型）

中央制御室、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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（常設）及び無線連絡設備（可搬型）を設置又は保管する。

無線連絡設備（常設）は、非常用所内電源又は無停電電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。また、無線連絡設備（可搬型）の電源は、充電式電池（本体内蔵）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（常設）

は、非常用ディーゼル発電設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、常設代替交流電源設備である第一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し、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に設置する無線連絡設備（常設）は、非常用ディーゼル発電設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から給電が可能な設計とする。また、無線連絡設備（可搬型）の電源は、充電式電池（本体内蔵）を使用し、予備の充電式電池と交換すること又は予備の端末を使用することにより、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5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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 携帯型音声呼出電話設備（携帯型音声呼出電話機）

中央制御室と屋内の作業場所との間又は5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）と5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）との間で相互に通信連絡を行うために、携帯型音声呼出電話機を保管する。

携帯型音声呼出電話設備は、端末である携帯型音声呼出電話機、中継用ケーブルドラム及び専用接続箱の端子を容易に接続できる端子とすることで、確実に使用できる設計とする。

携帯型音声呼出電話機の電源は、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帯型音声呼出電話機の電源は、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 5号機屋外緊急連絡用インターフォン（インターフォン）

5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）と5号機屋外、又は5号機中央制御室と5号機屋外の間で相互に通信連絡を行うために、5号機屋外緊急連絡用インターフォン（インターフォン）を設置する。

5号機屋外緊急連絡用インターフォン（インターフォン）は、非常用ディーゼル発電設備である非常用ディーゼル発電機に接続し、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5号機屋外緊急連絡用インターフォン（インターフォン）は、非常用ディーゼル発電設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から給電が可能な設計とする。

### 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、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）へ

表4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3に示すとおりデータ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及び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、非常用所内電源又は無停電電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

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）のうちデータ伝送装置は、非常用ディーゼル発電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、常設代替交流電源設備である第一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。また、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に設置する緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置は、非常用ディーゼル発電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5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備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）のうちデータ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置は、常時伝送を行う設計とする。

表4に示す5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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、通常データ伝送ラインが使用できない場合に、耐震性のある無線通信装置（伝送路）で構成するバックアップ伝送ラインによりデータを収集できる設計とする。

### 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、発電所外の本社、国、地方公共団体その他関係機関の必要箇所へ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所外通信連絡設備として、表1に示すテレビ会議システム（テレビ会議システム（社内向））、専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向））、衛星電話設備（社内向）（テレビ会議システム（社内向）及び衛星社内電話機）、衛星電話設備（常設）、衛星電話設備（可搬型）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-電話機及び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）等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。

所外通信連絡設備及びデータ伝送設備については、表3に示すとおり有線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の通信回線に接続する。テレビ会議システム（テレビ会議システム（社内向））、専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向））、衛星電話設備（社内向）（テレビ会議システム（社内向）及び衛星社内電話機）、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-電話機及び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。

所外通信連絡設備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。

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）等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処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、VI-1-1-7「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、VI-2「耐震性に関する説明書」のうち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所外通信連絡設備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所外通信連絡設備として、表 1 に示す必要な数量の衛星電話設備（常設）を中央制御室及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に設置し、衛星電話設備（可搬型）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-電話機及び IP-FAX）を 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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。

また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ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、緊急時対策支援システム伝送装置で構成するデータ伝送設備を 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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所外通信連絡設備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第一ガスタービン発電機、電源車又は 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から給電が可能な設計とする。充電式電池を使用する所外通信連絡設備については、予備の充電式電池と交換すること又は予備の端末を使用することにより、継続して通話ができ、使用後の充電式電池は、代替電源設備から給電が可能な 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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所外通信連絡設備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処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、VI-1-1-7「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、VI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-1「耐震設計の基本方針」に示す。

5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に設置又は保管するテレビ会議システム（テレビ会議システム（社内向））、専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）

(地方公共団体他向)), 衛星電話設備 (社内向) (テレビ会議システム (社内向) 及び衛星社内電話機), 衛星電話設備 (常設), 衛星電話設備 (可搬型), 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-電話機及び IP-FAX) 及びデータ伝送設備は, 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。

通信連絡設備 (発電所外) の一部は, 6号機及び7号機で共用する設計とし, 各設備の共用の区分を表1に示す。

### 3.2.1 テレビ会議システム (テレビ会議システム (社内向))

発電所と本社等との間で通信連絡を行うために, 当社が構築する専用の電力保安通信用回線 (有線系回線) によるテレビ会議システム (社内向) を設置する。

テレビ会議システム (社内向) は, 非常用ディーゼル発電設備である非常用ディーゼル発電機に接続し, 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。

### 3.2.2 専用電話設備 (専用電話設備 (ホットライン) (地方公共団体他向))

発電所と地方公共団体その他関係機関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 (ホットライン) (地方公共団体他向) を設置する。

専用電話設備 (ホットライン) (地方公共団体他向) 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。

### 3.2.3 衛星電話設備 (社内向) (テレビ会議システム (社内向) 及び衛星社内電話機)

発電所と本社との間で通信連絡を行うために, 通信事業者が提供する衛星無線通信回線 (衛星系回線) による衛星電話設備 (社内向) (テレビ会議システム (社内向) 及び衛星社内電話機) を設置する。

衛星電話設備 (社内向) (テレビ会議システム (社内向) 及び衛星社内電話機) は, 非常用ディーゼル発電設備である非常用ディーゼル発電機に接続し, 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。

### 3.2.4 衛星電話設備 (常設) 及び衛星電話設備 (可搬型)

発電所と本社, 国, 地方公共団体その他関係機関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 (常設) 及び衛星電話設備 (可搬型) 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 (可搬型) を保管する。

衛星電話設備 (常設) 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。

衛星電話設備 (常設) は, 非常用所内電源又は無停電電源に接続し, 外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。また, 衛星電話設備 (可搬型) の電源は充電式電池 (本体内蔵) 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（常設）は、非常用ディーゼル発電設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、常設代替交流電源設備である第一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。また、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に設置する衛星電話設備（常設）の電源は、非常用ディーゼル発電設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から給電が可能な設計とする。また、衛星電話設備（可搬型）の電源は、充電式電池（本体内蔵）を使用し、予備の充電式電池と交換すること又は予備の端末を使用することにより、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5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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。

### 3.2.5 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-電話機及びIP-FAX）

発電所と本社、国、地方公共団体へ通信連絡を行うために、図4に示すとおり通信事業者が提供する特定顧客専用の統合原子力防災ネットワーク回線（有線系及び衛星系回線）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-電話機及びIP-FAX）を設置する。

IP-電話機（有線系）及びIP-FAX（有線系）は有線系回線を使用し、IP-電話機（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-電話機及びIP-FAX）は、非常用ディーゼル発電設備である非常用ディーゼル発電機に接続し、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-電話機及びIP-FAX）は、非常用ディーゼル発電設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から給電が可能な設計とする。

### 3.2.6 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）等へ表4に示す必要なデータを伝送できる設備として、図3に示すとおり通信事業者が提供する特定顧客専用の統合原子力防災ネットワーク回線（有線系及び衛星系回線）、当社が構築する専用の電力保安通信用回線（有線系回線）による緊急時対策支援システム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、非常用ディーゼル発電設備である非常用ディーゼル発電機に接続し、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。

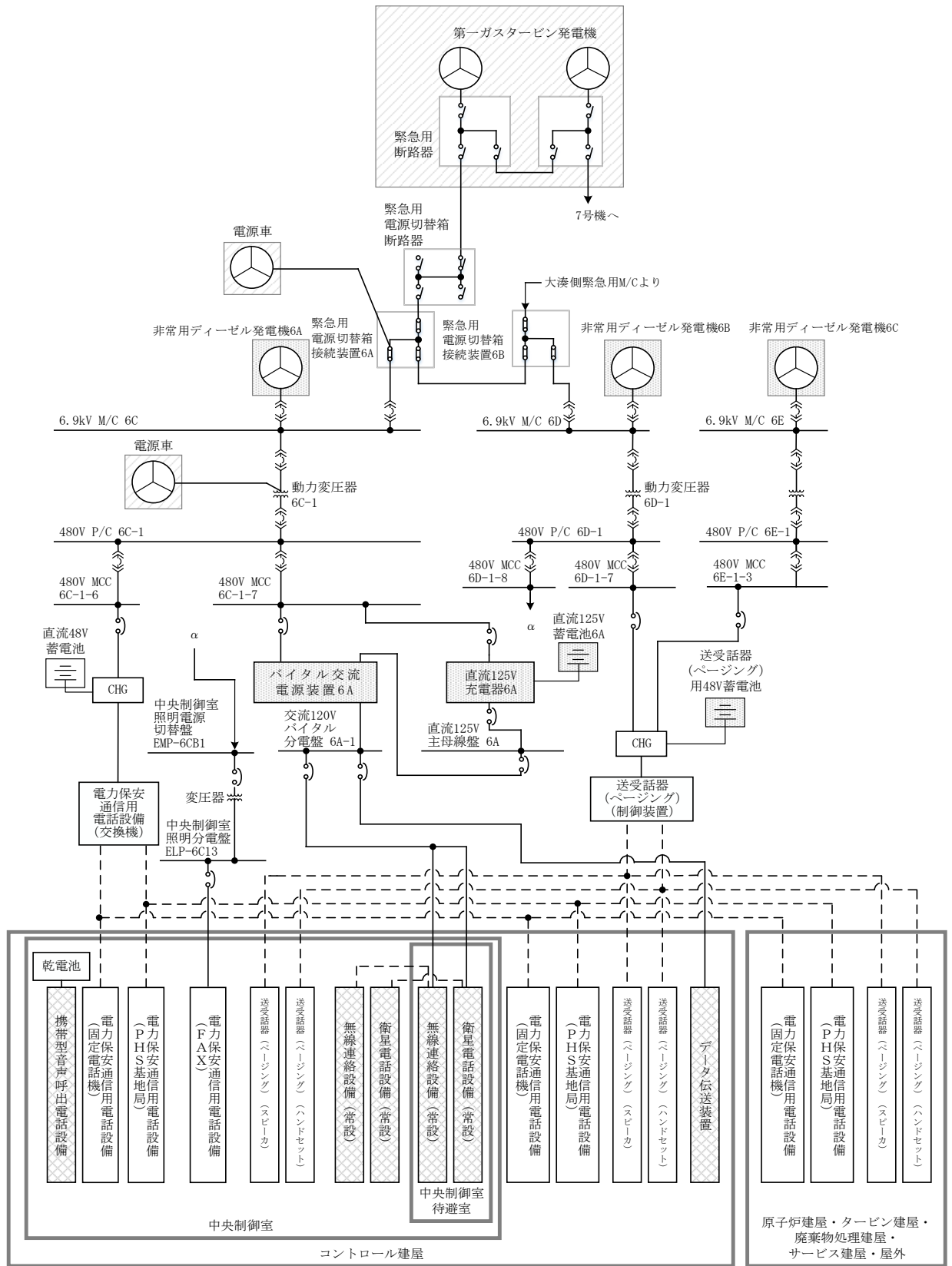
重大事故等が発生した場合に使用するデータ伝送設備は、非常用ディーゼル発電設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である5号機原子炉建屋内緊急



時対策所用可搬型電源設備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4に示す緊急時対策支援システム（ERSS）等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に対処に必要なパラメータは、通常データ伝送ラインが使用できない場合に、耐震性のある無線通信装置（伝送路）で構成するバックアップ伝送ラインによりデータを収集できる設計とする。



【凡例】		【略語】	
⏏	遮断器	M/C	メタルクラッド開閉装置
⏏	断路器	P/C	パワーセンタ
⏏	配線用遮断器	MCC	モータコントロールセンタ
CHG	充電器		
⊕	接続装置	⏏	非常用所内電源又は無停電電源
---	交換機又は制御装置等から給電	⏏	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として使用する設備

図1 通信連絡設備の電源概略構成図 (1/2)

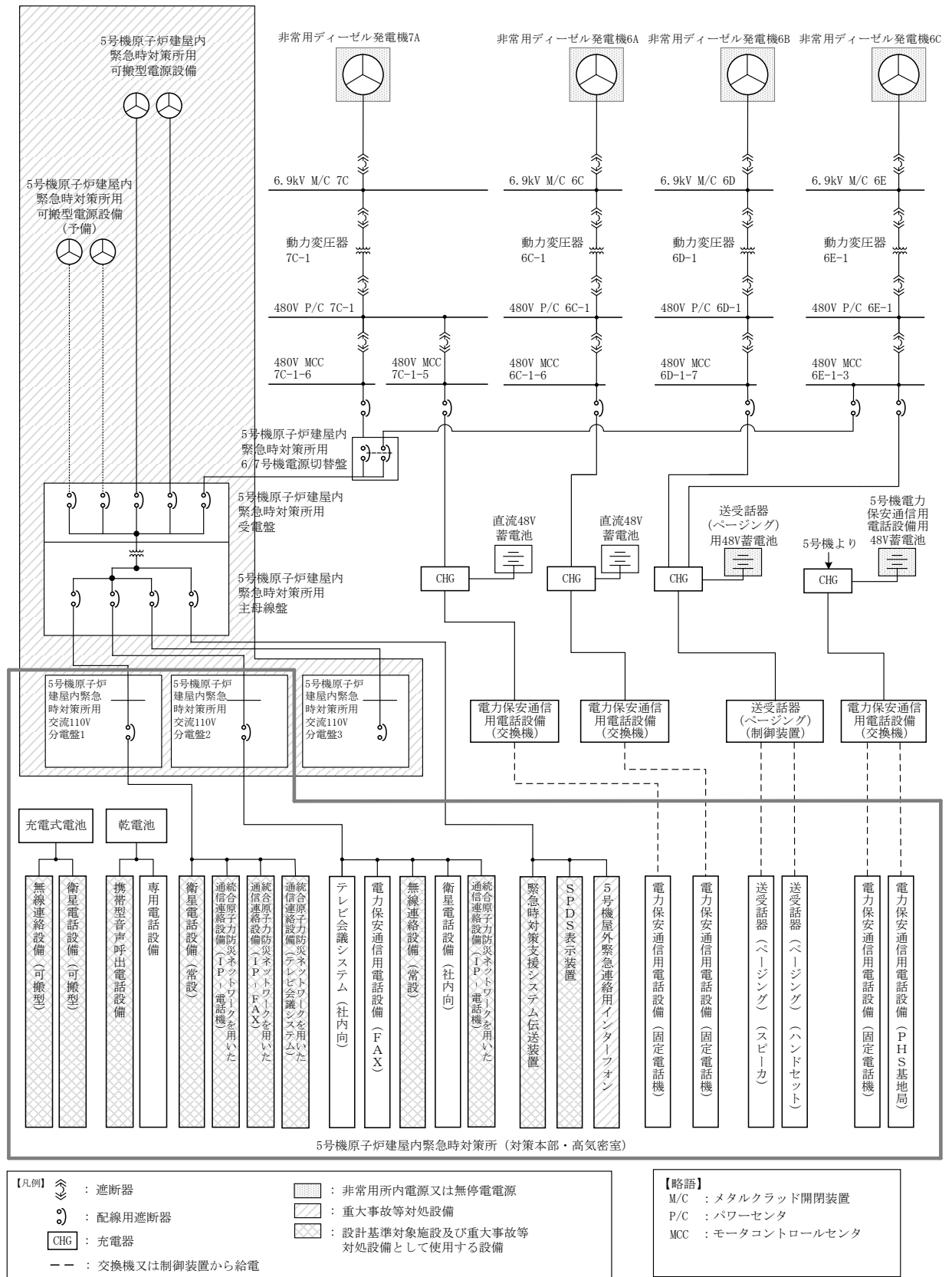
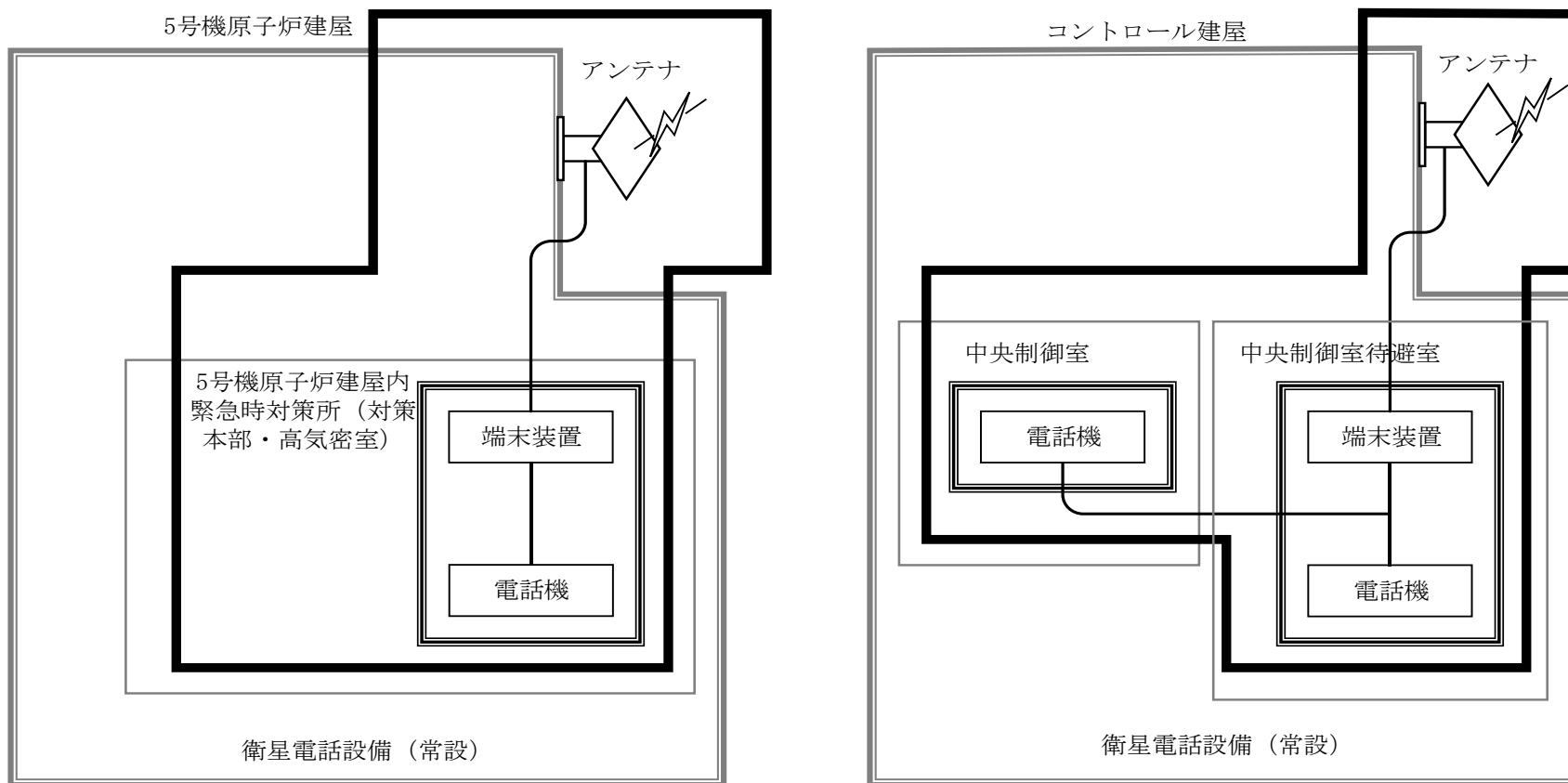


図1 通信連絡設備の電源概略構成図 (2/2)



**【凡例】**

- : 基準地震動  $S_s$  による地震力に対し機能を維持する範囲  
注：範囲内のケーブル（電源線，信号線）は耐震性を有する電線管等により布設
- : 通信収容架

図2 衛星電話設備（常設）概略構成図



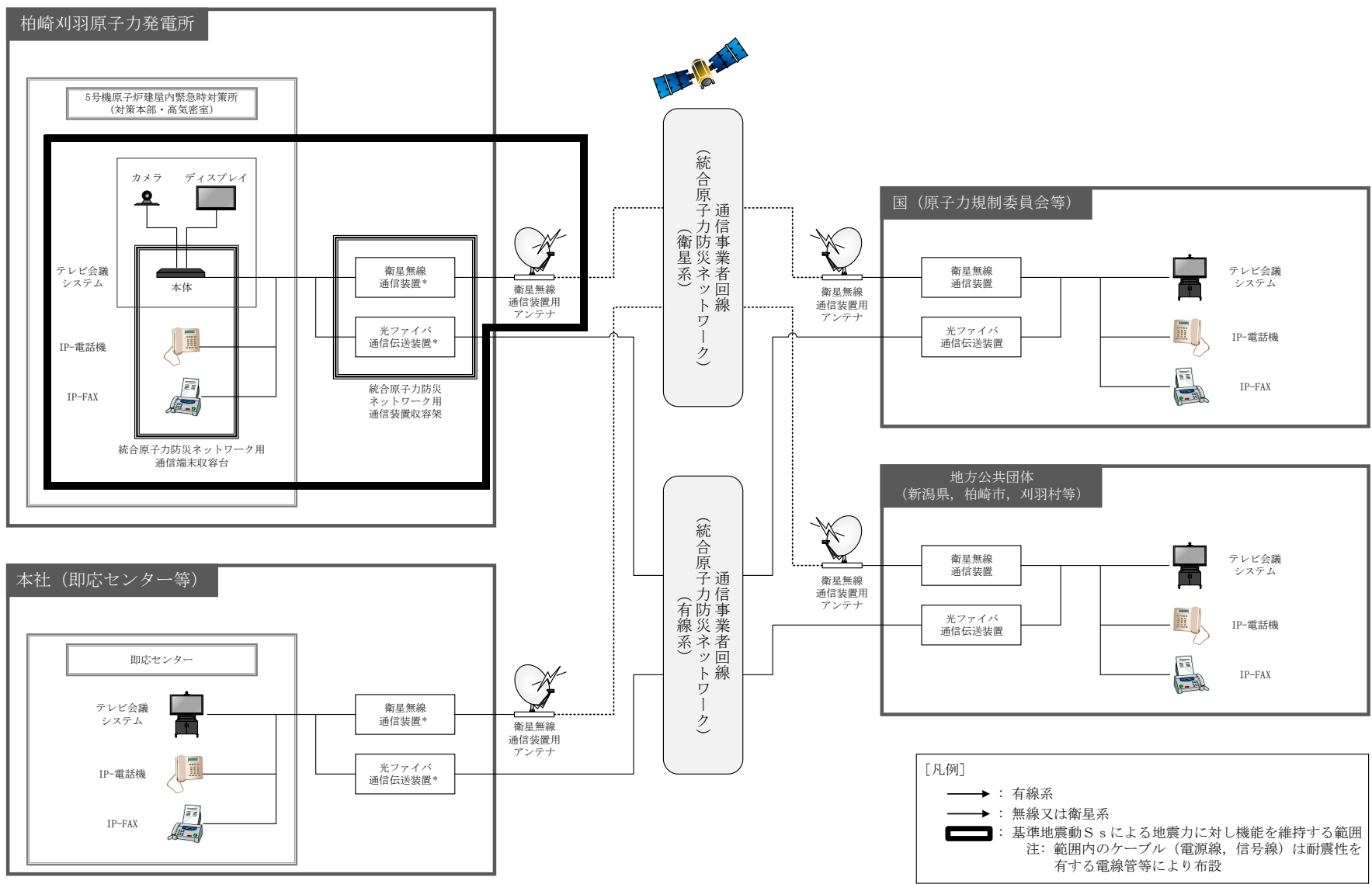


図4 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 (テレビ会議システム, IP-電話機及びIP-FAX) の概略構成図

表1 通信連絡設備の主要設備一覧 (1/7)

通信種別	主要設備		数量			共用の 区分*5
			設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	
警報装置	送受信器 (ページング) (警報装置)	ハンドセット*4	267 台 ・ 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) : 2 台*1 ・ 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) : 2 台*1 ・ 中央制御室 : 22 台*2 ・ 原子炉建屋, タービン建屋 : 122 台 ・ コントロール建屋他 : 95 台*3 ・ 屋外 : 24 台*3	—	—	注記*1 : 7号機設 備, 6, 7号 機共用, 5 号機に設 置。  注記*2 7号機設 備, 6, 7 号機共用
		スピーカ*4	630 台 ・ 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) : 2 台*1 ・ 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) : 2 台*1 ・ 中央制御室 : 38 台*2 ・ 原子炉建屋, タービン建屋 : 353 台 ・ コントロール建屋他 : 198 台*3 ・ 屋外 : 37 台*3	—	—	
所内通信 連絡設備	送受信器 (ページング)	ハンドセット*4	267 台 ・ 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) : 2 台*1 ・ 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) : 2 台*1 ・ 中央制御室 : 22 台*2 ・ 原子炉建屋, タービン建屋 : 122 台 ・ コントロール建屋他 : 95 台*3 ・ 屋外 : 24 台*3	—	—	注記*3 7号機設 備, 6, 7 号機共 用, 6号 機に設置
		スピーカ*4	630 台 ・ 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) : 2 台*1 ・ 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) : 2 台*1 ・ 中央制御室 : 38 台*2 ・ 原子炉建屋, タービン建屋 : 353 台 ・ コントロール建屋他 : 198 台*3 ・ 屋外 : 37 台*3	—	—	

注記\*4 : 数量及び設置場所 (又は保管場所) 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。

注記\*5 : 本文中全て共用の区分は同じ。

表1 通信連絡設備の主要設備一覧 (2/7)

通信種別	主要設備		数量			共用の区分*7
			設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	
所内通信 連絡設備	電力保安通信 用電話設備	固定電話機*8	123台 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室） ：19台*1*2 ・中央制御室：10台*3*4 ・原子炉建屋，タービン建屋：45台 ・コントロール建屋他：49台*5*6	—	—	注記*1： 7号機設備， 6,7号機共 用，5号機に 設置。 注記*2： 6,7号機共 用，5号機に 設置。
		PHS端末	219台 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）：30台*1 ・中央制御室：15台*3*4 ・発電所員他配備分：174台*1	—	—	注記*3： 7号機設備， 6,7号機共 用 注記*4： 6,7号機共 用，7号機に 設置。
		FAX*7	4台 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室） ：2台*1*2 ・中央制御室：2台*3*4	—	—	注記*5： 7号機設備， 6,7号機共 用，6号機に 設置。 注記*6： 6,7号機共用

注記\*7：数量及び設置場所（又は保管場所）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。

注記\*8：本文中全て共用の区分は同じ。



表1 通信連絡設備の主要設備一覧 (3/7)

通信種別	主要設備		数量			共用の区分*3
			設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	
所内通信 連絡設備	衛星電話設備 *5	衛星電話設備 (常設)	6台 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)：5台*1 ・中央制御室：1台 その他：1式 (5号機原子炉建屋) ・衛星電話設備(常設)用アンテナ*1 ・衛星電話設備(常設)通信収容架*1 (コントロール建屋) ・衛星電話設備(常設)用アンテナ ・衛星電話設備(常設)通信収容架	6台*2 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)：5台*1 ・中央制御室：1台(中央制御室待避室を含む) その他：1式*2 (5号機原子炉建屋) ・衛星電話設備(常設)用アンテナ*1 ・衛星電話設備(常設)通信収容架*1 (コントロール建屋) ・衛星電話設備(常設)用アンテナ ・衛星電話設備(常設)通信収容架	—	注記*1： 7号機設 備，6，7号 機共用，5 号機に設 置。
		衛星電話設備 (可搬型)*3	4台 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)：4台*1	4台*2(予備4台を除く) ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)：4台*2 (予備4台を除く) (可搬型用充電器：8台) (可搬型用充電式電池予備：8台)	全体数量 ：39台*4	

注記\*2：設計基準対象施設及び重大事故時等対処設備として使用する設備。

注記\*3：本文中全て共用の区分は同じ。

注記\*4：内訳は，5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)：15台(予備4台，自主7台を含む)，参集地点(刈羽寮，柏崎エネルギーホール)：自主24台。

注記\*5：発電所内と発電所外で共用。

表1 通信連絡設備の主要設備一覧 (4/7)

通信種別	主要設備		数量			共用の 区分*5
			設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	
所内通信 連絡設備	無線連絡設備	無線連絡設備 (常設)	5 台 ・ 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) : 4 台*1 ・ 中央制御室 : 1 台 その他 : 1 式 (5号機原子炉建屋) ・ 無線連絡設備 (常設) 用アンテナ*1 ・ 無線連絡設備 (常設) 通信収容架*1 (コントロール建屋) ・ 無線連絡設備 (常設) 用アンテナ ・ 無線連絡設備 (常設) 通信収容架	5 台*3 ・ 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) : 4 台*1 ・ 中央制御室 : 1 台 (中央制御室待避室を含む) その他 : 1 式*2 (5号機原子炉建屋) ・ 無線連絡設備 (常設) 用アンテナ*1 ・ 無線連絡設備 (常設) 通信収容架*1 (コントロール建屋) ・ 無線連絡設備 (常設) 用アンテナ ・ 無線連絡設備 (常設) 通信収容架	—	注記*1 : 7号機設 備, 6, 7号 機共用, 5 号機に設 置。 注記*2 : 6, 7号機共 用, 5号機 に設置。
		無線連絡設備 (可搬型)*4	29 台 ・ 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) : 29 台*1	29 台*3 (予備 29 台を除く) ・ 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) : 29 台*1 (予備 29 台を除く) (可搬型用充電器 : 58 台) (可搬型用充電式電池予備 : 58 台)	全体数量 : 180 台*6	
	携帯型音声 呼出電話設備	携帯型音声 呼出電話機*4	7 台 ・ 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) : 4 台*1*2 ・ 中央制御室 : 3 台	7 台*3 (予備 5 台を除く) ・ 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) : 4 台*1*2 (予備 2 台を除く) ・ 中央制御室 : 3 台 (予備 3 台を除く)	全体数量 : 16 台*7	
	5号機屋外緊 急連絡用イン ターフォン	5号機屋外緊急 連絡用インター フォン (インタ ーフォン)	—	10 台 ・ 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) : 2 台*1 ・ 5号機中央制御室 : 2 台*1 ・ 5号機原子炉建屋屋外 : 6 台*1	—	

注記\*3 : 設計基準対象施設及び重大事故時等対処設備として使用する設備。

注記\*4 : 数量及び設置場所 (又は保管場所) 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。

注記\*5 : 本文中全て共用の区分は同じ。

注記\*6 : 内訳は, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) : 90台 (予備29台, 自主32台を含む), 事務建屋他 : 自主90台。

注記\*7 : 内訳は, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) : 6台 (予備 2台を含む), 中央制御室 : 10台 (予備3台, 自主4台を含む)。

表1 通信連絡設備の主要設備一覧 (5/7)

通信種別	主要設備	数量			共用の 区分*4
		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	
安全 パラメータ表示システム (SPDS)	データ伝送装置	1 式 ・コントロール建屋：1 式	同左*3	—	注記*1： 7号機設備，6,7号機共用，5号機に設置。  注記*2： 7号機設備，6,7号機共用
	緊急時対策支援システム 伝送装置*5	1 式 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）：1 式*1 その他：1 式 （コントロール建屋） ・無線通信装置用メッシュ型アンテナ*2 ・無線通信装置収容架*2 （5号機原子炉建屋） ・無線通信装置用メッシュ型アンテナ*1 ・無線通信装置収容架*1	同左*3	—	
	SPDS 表示装置	1 台 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）：1 台*1	同左*3	—	

注記\*3：設計基準対象施設及び重大事故時等対処設備として使用する設備。

注記\*4：本文中全て共用の区分は同じ。

注記\*5：発電所内と発電所外で共用。

表1 通信連絡設備の主要設備一覧 (6/7)

通信種別	主要設備		数量			共用の 区分*3
			設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	
所外通信 連絡設備	テレビ会議 システム	テレビ会議 システム (社内向)	1台 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):1台*1	—	—	注記*1: 7号機設 備,6,7号 機共用,5 号機に設 置。
	専用電話設備	専用電話設備 (ホットライン) (地方公共団体他向)	7台 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):7台*1	—	—	
	衛星電話設備 (社内向)	テレビ会議 システム (社内向)	1台 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):1台*1	—	—	
		衛星社内電話機	4台 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):4台*1	—	—	
	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	1台(有線系・衛星系共用) ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):1台*1 その他:1式 (5号機原子炉建屋) ・衛星無線通信装置用アンテナ*1 ・統合原子力防災ネットワーク用通信装置収容架*1	同左*2	—	
		IP-電話機	6台(有線系:4台,衛星系:2台) ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)(有線系) :4台*1 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)(衛星系) :2台*1	同左*2	—	
		IP-FAX	2台(有線系:1台,衛星系1台) ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)(有線系) :1台*1 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)(衛星系) :1台*1	同左*2	—	

注記\*2:設計基準対象施設及び重大事故時等対処設備として使用する設備。

注記\*3:本文中全て共用の区分は同じ。

表1 通信連絡設備の主要設備一覧 (7/7)

通信種別	主要設備		数量			共用の区分*4
			設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	
所外通信 連絡設備	衛星電話設備 *6	衛星電話設備 (常設)	6台 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):5台*1 ・中央制御室:1台 その他:1式 (5号機原子炉建屋) ・衛星電話設備(常設)用アンテナ*1 ・衛星電話設備(常設)通信収容架*1 (コントロール建屋) ・衛星電話設備(常設)用アンテナ ・衛星電話設備(常設)通信収容架	6台*2 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):5台*1 ・中央制御室:1台(中央制御室待避室を含む) その他:1式 (5号機原子炉建屋) ・衛星電話設備(常設)用アンテナ*1 ・衛星電話設備(常設)通信収容架*1 (コントロール建屋) ・衛星電話設備(常設)用アンテナ ・衛星電話設備(常設)通信収容架	—	注記*1: 7号機設 備, 6, 7号 機共用, 5 号機に設 置。
		衛星電話設備 (可搬型)*3	4台 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):4台*1	4台*2(予備4台を除く) ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):4台*1 (予備4台を除く) (可搬型用充電器:8台) (可搬型用充電式電池予備:8台)	全体数量 :39台*5	
データ 伝送設備	緊急時対策支援システム 伝送装置*6		1式 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):1式*1	同左*2	—	

注記\*2: 設計基準対象施設及び重大事故時等対処設備として使用する設備。

注記\*3: 数量及び設置場所(又は保管場所)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。

注記\*4: 本文中全て共用の区分は同じ。

注記\*5: 内訳は, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所:15台(予備4台, 自主7台を含む), 参集地点(刈羽寮, 柏崎エネルギーホール):自主24台。

注記\*6: 発電所内と発電所外で共用。

表2 通信連絡設備の耐震性 (1/2)

所内通信連絡設備及び所外通信連絡設備に係る耐震性

通信種別	場所	主要設備		耐震措置
発電所内外	コントロール建屋, 5号機原子炉建屋	衛星電話設備	衛星電話設備 (常設)	<ul style="list-style-type: none"> <li>衛星電話設備(常設)の衛星電話用アンテナ, 端末装置は, 耐震性を有するコントロール建屋及び5号機原子炉建屋に設置し, 転倒防止措置等を施すとともに, 加振試験等により基準地震動S<sub>s</sub>による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。</li> <li>衛星電話設備(常設)の端末装置から衛星電話用アンテナまでのケーブルは, 耐震性を有する電線管等に敷設する。</li> </ul>
			衛星電話設備 (可搬型)	<ul style="list-style-type: none"> <li>衛星電話設備(可搬型)は, 耐震性を有する5号機原子炉建屋に保管し, 転倒防止措置等を施すとともに, 加振試験等により基準地震動S<sub>s</sub>による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。</li> </ul>
発電所内	コントロール建屋, 5号機原子炉建屋	無線連絡設備	無線連絡設備 (常設)	<ul style="list-style-type: none"> <li>無線連絡設備(常設)の無線連絡用アンテナ, 端末装置は, 耐震性を有するコントロール建屋及び5号機原子炉建屋に設置し, 転倒防止措置等を施すとともに, 加振試験等により基準地震動S<sub>s</sub>による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。</li> <li>無線連絡設備(常設)の端末装置から無線連絡用アンテナまでのケーブルは, 耐震性を有する電線管等に敷設する。</li> </ul>
			無線連絡設備 (可搬型)	<ul style="list-style-type: none"> <li>無線連絡設備(可搬型)は, 耐震性を有する5号機原子炉建屋に保管し, 転倒防止措置等を施すとともに, 加振試験等により基準地震動S<sub>s</sub>による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。</li> </ul>
	コントロール建屋, 5号機原子炉建屋	携帯型音声呼出 電話設備	携帯型音声 呼出電話機	<ul style="list-style-type: none"> <li>携帯型音声呼出電話機は, 耐震性を有するコントロール建屋及び5号機原子炉建屋に保管し, 転倒防止措置等を施すと共に, 加振試験等により, 基準地震動S<sub>s</sub>による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。</li> </ul>
	5号機原子炉建屋	5号機屋外緊急 連絡用インター フォン	5号機屋外緊 急連絡用イン ターフォン (インターフ ォン)	<ul style="list-style-type: none"> <li>5号機屋外緊急連絡用インターフォンは, 耐震性を有する5号機原子炉建屋に設置し, 転倒防止措置等を施すと共に, 加振試験等により基準地震動S<sub>s</sub>による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。</li> <li>5号機屋外緊急連絡用インターフォンの端末装置から屋外装置までのケーブルは, 耐震性を有する電線管等に敷設する。</li> </ul>
発電所外	5号機原子炉建屋	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	<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-電話機, IP-FAX及び通信装置)は, 耐震性を有する5号機原子炉建屋に設置し, 転倒防止措置等を施すと共に, 加振試験等により基準地震動S<sub>s</sub>による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。</li> </ul>
			IP-電話機	
			IP-FAX	

表 2 通信連絡設備の耐震性 (2/2)

必要な情報を把握できる設備 (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

場所	主要設備		耐震措置
コントロール建屋	データ伝送装置		・データ伝送装置は、耐震性を有するコントロール建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動 S s による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
	光ファイバ通信伝送装置		・光ファイバ通信伝送装置は、耐震性を有するコントロール建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動 S s による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
	無線通信装置		・無線通信装置は、耐震性を有するコントロール建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動 S s による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。 ・無線通信装置から無線通信装置用メッシュ型アンテナまでのケーブルは、耐震性を有する電線管等に敷設する。
建屋間	建屋間伝送ルート	無線系	・無線通信装置用メッシュ型アンテナは、耐震性を有するコントロール建屋及び 5 号機原子炉建屋に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動 S s による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
		有線系	・有線系のケーブルについては、可とう性を有するとともに余長を確保する。
5 号機原子炉建屋	光ファイバ通信伝送装置		・光ファイバ通信伝送装置は、耐震性を有する 5 号機原子炉建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動 S s による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
	無線通信装置		・無線通信装置は、耐震性を有する 5 号機原子炉建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動 S s による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。 ・無線通信装置から無線通信装置用メッシュ型アンテナまでのケーブルは、耐震性を有する電線管等に敷設する。
	緊急時対策支援システム伝送装置		・緊急時対策支援システム伝送装置は、耐震性を有する 5 号機原子炉建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動 S s による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
	SPDS 表示装置		・SPDS 表示装置は、耐震性を有する 5 号機原子炉建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動 S s による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。

表3 多様性を確保した通信回線

通信回線種別		主要設備		機能	専用	通信の制限*1	
電力保安 通信用回線*2	有線系回線 (光ファイバ)	テレビ会議 システム	テレビ会議システム (社内向)	テレビ会議	○	◎	
		データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	データ伝送	○	◎	
通信事業者 回線	衛星系回線	衛星電話設備	衛星電話設備 (常設, 可搬型)	電話	—	○	
	衛星系回線	データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	データ伝送	○	◎	
	衛星系回線	衛星電話設備 (社内向)	テレビ会議システム (社内向)	テレビ会議	○	◎	
			衛星社内電話機	電話	○	◎	
	有線系回線	専用電話設備	専用電話設備 (ホットライン) (地方公共団体他向)	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 (光ファイバ)	統合原子力防災ネット ワークを用いた 通信連絡設備	IP-電話機	電話	○	◎	
			IP-FAX	FAX	○	◎	
			テレビ会議システム	テレビ会議	○	◎	
	衛星系回線		IP-電話機	電話	○	◎	
			IP-FAX	FAX	○	◎	
	有線系回線 (光ファイバ)		データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	データ伝送	○	◎
	衛星系回線						

注記\*1: 通信の制限とは、輻輳のほか、災害発生時の通信事業者による通信規制を想定。

\*2: 電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は、一般送配電事業会社所掌となる。

【凡例】

- ・専用 ○: 専用回線 —: 非専用回線
- ・輻輳 ◎: 制限なし ○: 制限のおそれが少ない ×: 制限のおそれがある



表 4 SPDS 表示装置で確認できるプラントパラメータ (1/10)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所 への 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	APRM (平均値)	○	○	—	○
	APRM (A)	○	—	○	○
	APRM (B)	○	—	○	○
	APRM (C)	○	—	○	○
	APRM (D)	○	—	○	○
	SRNM (A) 計数率	○	○	○	○
	SRNM (B) 計数率	○	○	○	○
	SRNM (C) 計数率	○	○	○	○
	SRNM (D) 計数率	○	○	○	○
	SRNM (E) 計数率	○	○	○	○
	SRNM (F) 計数率	○	○	○	○
	SRNM (G) 計数率	○	○	○	○
	SRNM (H) 計数率	○	○	○	○
	SRNM (J) 計数率	○	○	○	○
	SRNM (L) 計数率	○	○	○	○
	SRNM A 計数率高高	○	○	—	○
	SRNM B 計数率高高	○	○	—	○
	SRNM C 計数率高高	○	○	—	○
	SRNM D 計数率高高	○	○	—	○
	SRNM E 計数率高高	○	○	—	○
	SRNM F 計数率高高	○	○	—	○
	SRNM G 計数率高高	○	○	—	○
	SRNM H 計数率高高	○	○	—	○
	SRNM J 計数率高高	○	○	—	○
	SRNM L 計数率高高	○	○	—	○
	SRNM (A) 線形%出力	○	○	—	○
	SRNM (B) 線形%出力	○	○	—	○
	SRNM (C) 線形%出力	○	○	—	○
	SRNM (D) 線形%出力	○	○	—	○
	SRNM (E) 線形%出力	○	○	—	○
	SRNM (F) 線形%出力	○	○	—	○
	SRNM (G) 線形%出力	○	○	—	○
SRNM (H) 線形%出力	○	○	—	○	
SRNM (J) 線形%出力	○	○	—	○	
SRNM (L) 線形%出力	○	○	—	○	

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訂に合わせ、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関わ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関わる審査基準」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 SPDS 表示装置で確認できるプラントパラメータ (2/10)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所 への 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 (A)	○	—	○	○
	原子炉圧力 (B)	○	—	○	○
	原子炉圧力 (C)	○	—	○	○
	原子炉圧力 (SA)	○	—	○	○
	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) (C)	○	—	○	○
	原子炉水位 (広帯域) (F)	○	—	○	○
	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)	○	—	○	○
	原子炉水位 (SA) (ワイド)	○	—	○	○
	原子炉水位 (SA) (ナロー)	○	—	○	○
	CUW 再生熱交換器入口温度	○	○	—	○
	SRV 開 (CRT)	○	○	—	○
	原子炉水位計凝縮槽 (A) 温度 (気相部)	○	—	—	○
	原子炉水位計凝縮槽 (A) 温度 (液相部)	○	—	—	○
	原子炉水位計凝縮槽 (A) 温度 (計装配管)	○	—	—	○
	原子炉水位計凝縮槽 (B) 温度 (気相部)	○	—	—	○
	原子炉水位計凝縮槽 (B) 温度 (液相部)	○	—	—	○
	原子炉水位計凝縮槽 (B) 温度 (計装配管)	○	—	—	○
	HPCF (B) 系統流量	○	○	○	○
	HPCF (C) 系統流量	○	○	○	○
	高圧炉心注水系ポンプ (B) 吐出圧力	○	—	○	○
	高圧炉心注水系ポンプ (C) 吐出圧力	○	—	○	○
	RCIC 系統流量	○	○	○	○
	高圧代替注水系系統流量	○	○	○	○
	RHR (A) 系統流量	○	○	○	○
	RHR (B) 系統流量	○	○	○	○
RHR (C) 系統流量	○	○	○	○	

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訂に合わせ、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関わ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関わる審査基準」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 SPDS 表示装置で確認できるプラントパラメータ (3/10)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所 への 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	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度	○	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度	○	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口温度	○	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口温度	○	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器 (B) 出口温度	○	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器 (C) 出口温度	○	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口冷却水流量	○	—	○	○
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口冷却水流量	○	—	○	○
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口冷却水流量	○	—	○	○
	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量	○	—	○	○
	原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量	○	—	○	○
	原子炉補機冷却水系 (C) 系統流量	○	—	○	○
	6.9kV 6A1 母線電圧	○	○	—	○
	6.9kV 6A2 母線電圧	○	○	—	○
	6.9kV 6B1 母線電圧	○	○	—	○
	6.9kV 6B2 母線電圧	○	○	—	○
	6.9kV 6SA1 母線電圧	○	○	—	○
	6.9kV 6SA2 母線電圧	○	○	—	○
	6.9kV 6SB1 母線電圧	○	○	—	○
	6.9kV 6SB2 母線電圧	○	○	—	○
	6.9kV 6C 母線電圧	○	○	—	○
	6.9kV 6D 母線電圧	○	○	—	○
	6.9kV 6E 母線電圧	○	○	—	○
	D/G 6A 遮断器 投入	○	○	—	○
	D/G 6B 遮断器 投入	○	○	—	○
	D/G 6C 遮断器 投入	○	○	—	○
	原子炉圧力容器温度 (RPV 下鏡上部温度)	○	○	○	○
	原子炉圧力容器温度 (RPV 下鏡下部温度)	○	—	○	○
	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	○	○	○	○
	復水貯蔵槽水位 (SA)	○	—	○	○

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訂に合わせ、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関わ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関わる審査基準」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 SPDS 表示装置で確認できるプラントパラメータ (4/10)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所 への 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	CAMS (A) D/W 放射能	○	○	○	○
	CAMS (B) D/W 放射能	○	○	○	○
	CAMS (A) S/C 放射能	○	○	○	○
	CAMS (B) S/C 放射能	○	○	○	○
	ドライウェル圧力 (広帯域) (最大)	○	○	—	○
	格納容器内圧力 (D/W)	○	—	○	○
	サブプレッションチェンバ圧力 (最大)	○	○	—	○
	格納容器内圧力 (S/C)	○	—	○	○
	RPV ベローシール部周辺温度 (最大)	○	○	—	○
	サブプレッションプール水位 B V	○	○	—	○
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	○	—	—	○
	サブプレッション・チェンバ気体温度	○	—	○	○
	S/P 水温度 (最大値)	○	○	○	○
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (中間上部)	○	—	○	○
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (中間下部)	○	—	○	○
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (下部)	○	—	○	○
	CAMS (A) 水素濃度	○	○	○	○
	CAMS (B) 水素濃度	○	○	○	○
	格納容器内水素濃度 (SA) (D/W)	○	—	○	○
	格納容器内水素濃度 (SA) (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)	○	○	—	○
CAMS (A) サンプル切替 (S/C)	○	○	—	○	
CAMS (B) サンプル切替 (S/C)	○	○	—	○	

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訂に合わせ、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関わ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関わる審査基準」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 SPDS 表示装置で確認できるプラントパラメータ (5/10)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所 への 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	RHR (A) 系統流量	○	○	○	○
	RHR (B) 系統流量	○	○	○	○
	RHR (C) 系統流量	○	○	○	○
	RHR 格納容器冷却ライン隔離弁 B 全閉以外	○	○	—	○
	RHR 格納容器冷却ライン隔離弁 C 全閉以外	○	○	—	○
	残留熱除去系ポンプ (A) 吐出圧力	○	—	○	○
	残留熱除去系ポンプ (B) 吐出圧力	○	—	○	○
	残留熱除去系ポンプ (C) 吐出圧力	○	—	○	○
	ドライウェル雰囲気温度 (上部 D/W 内雰囲気温度)	○	—	○	○
	ドライウェル雰囲気温度 (下部 D/W 内雰囲気温度)	○	—	○	○
	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	○	○	○	○
	復水移送ポンプ (A) 吐出圧力	○	—	○	○
	復水移送ポンプ (B) 吐出圧力	○	—	○	○
	復水移送ポンプ (C) 吐出圧力	○	—	○	○
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	○	—	○	○
	格納容器下部水位 (D/W 下部水位 (3m))	○	○	○	○
	格納容器下部水位 (D/W 下部水位 (2m))	○	○	○	○
	格納容器下部水位 (D/W 下部水位 (1m))	○	○	○	○
復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	○	○	○	○	

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訂に合わせ、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関わ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関わる審査基準」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 SPDS 表示装置で確認できるプラントパラメータ (6/10)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所 への 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	排気筒排気放射能 (IC) (最大)	○	○	—	○
	排気筒排気 (SCIN) 放射能(A)	○	○	—	○
	排気筒排気 (SCIN) 放射能(B)	○	○	—	○
	主蒸気管放射能高(スクラム)区分(1)	○	○	—	○
	主蒸気管放射能高(スクラム)区分(2)	○	○	—	○
	主蒸気管放射能高(スクラム)区分(3)	○	○	—	○
	主蒸気管放射能高(スクラム)区分(4)	○	○	—	○
	PCIS 隔離 内側	○	○	—	○
	PCIS 隔離 外側	○	○	—	○
	MSIV(内側) 閉	○	○	—	○
	主蒸気内側隔離弁(A)全閉以外	○	○	—	○
	主蒸気内側隔離弁(B)全閉以外	○	○	—	○
	主蒸気内側隔離弁(C)全閉以外	○	○	—	○
	主蒸気内側隔離弁(D)全閉以外	○	○	—	○
	MSIV(外側) 閉	○	○	—	○
	主蒸気外側隔離弁(A)全閉以外	○	○	—	○
	主蒸気外側隔離弁(B)全閉以外	○	○	—	○
	主蒸気外側隔離弁(C)全閉以外	○	○	—	○
主蒸気外側隔離弁(D)全閉以外	○	○	—	○	
環境の情報 確認	SGTS (A) 作動(1系)	○	○	—	○
	SGTS (B) 作動(1系)	○	○	—	○
	SGTS 排ガス放射能 (IC) (最大)	○	○	—	○
	SGTS 排ガス (SCIN) 放射能(A)	○	○	—	○
	SGTS 排ガス (SCIN) 放射能(B)	○	○	—	○
	非常用ガス処理系(A)排気流量	○	—	—	○
	非常用ガス処理系(B)排気流量	○	—	—	○
	原子炉建屋外気差圧(A)	○	—	—	○
	原子炉建屋外気差圧(B)	○	—	—	○
	原子炉建屋外気差圧(C)	○	—	—	○
	原子炉建屋外気差圧(D)	○	—	—	○

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訂に合わせ、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関わ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関わる審査基準」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 SPDS 表示装置で確認できるプラントパラメータ (7/10)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所 への 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	6号機 海水モニタ (指数タイプ)	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト No.1 高線量率	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト No.2 高線量率	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト No.3 高線量率	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト No.4 高線量率	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト No.5 高線量率	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト No.6 高線量率	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト No.7 高線量率	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト No.8 高線量率	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト No.9 高線量率	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト No.1 低線量率	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト No.2 低線量率	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト No.3 低線量率	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト No.4 低線量率	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト No.5 低線量率	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト No.6 低線量率	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト No.7 低線量率	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト No.8 低線量率	○	○	—	—*3
	モニタリングポスト No.9 低線量率	○	○	—	—*3
	風向 20m	○	○	—	—*3
	風向 85m	○	○	—	—*3
	風向 160m	○	○	—	—*3
	風速 20m	○	○	—	—*3
風速 85m	○	○	—	—*3	
風速 160m	○	○	—	—*3	
大気安定度	○	○	—	—*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訂に合わせ、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関わ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関わる審査基準」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、衛星回線により5号機原子炉建屋内緊急時対策所へ伝送し、緊急時対策支援システム伝送装置及びデータ伝送装置へ接続される。測定値はSPDS表示装置で監視できる。

表 4 SPDS 表示装置で確認できるプラントパラメータ (8/10)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所 への 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 (ECCS) の 状態等	ADS A 作動	○	○	—	○
	ADS B 作動	○	○	—	○
	RCIC 作動	○	○	—	○
	HPCF ポンプ (B) 起動	○	○	—	○
	HPCF ポンプ (C) 起動	○	○	—	○
	RHR ポンプ (A) 起動	○	○	—	○
	RHR ポンプ (B) 起動	○	○	—	○
	RHR ポンプ (C) 起動	○	○	—	○
	RHR 注入弁 (A) 全閉	○	○	—	○
	RHR 注入弁 (B) 全閉	○	○	—	○
	RHR 注入弁 (C) 全閉	○	○	—	○
	全制御棒全挿入	○	○	—	○
全給水流量	○	○	—	○	
使用済燃料 貯蔵プールの 状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)	○	—	○	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +6000mm))	○	—	○	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +5000mm))	○	—	○	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +4000mm))	○	—	○	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +3000mm))	○	—	○	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +2000mm))	○	—	○	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +1000mm))	○	—	○	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端))	○	—	○	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 -1000mm))	○	○	○	○

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訂に合わせ、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関わ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関わる審査基準」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 SPDS 表示装置で確認できるプラントパラメータ (9/10)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所 への 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 貯蔵プールの 状態確認	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ)	○	○	○	○
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)	○	○	○	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +7155mm))	○	—	○	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +6750mm))	○	—	○	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +6500mm))	○	—	○	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +6000mm))	○	—	○	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +5500mm))	○	—	○	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +5000mm))	○	—	○	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +4000mm))	○	—	○	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +3000mm))	○	—	○	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +2000mm))	○	—	○	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +1000mm))	○	—	○	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端))	○	—	○	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 -1000mm))	○	—	○	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 -3000mm))	○	—	○	○
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 -4240mm))	○	—	○	○	
使用済燃料プール水位 (高分解能)	○	○	○	—	○

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訂に合わせ、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関わ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関わる審査基準」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 SPDS 表示装置で確認できるプラントパラメータ (10/10)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所 への 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 よる格納容 器の破損防 止確認	フィルタ装置水素濃度 (格納容器圧力逃がし装置水素濃度)	○	—	○	○
	フィルタ装置水素濃度 (フィルタベント装置出口水素濃度)	○	—	○	○
	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)	○	○	○	○
	フィルタ装置入口圧力	○	—	○	○
	フィルタ装置水位 (A)	○	—	○	○
	フィルタ装置水位 (B)	○	—	○	○
	フィルタ装置スクラバ水 pH	○	—	○	○
	フィルタ装置金属フィルタ差圧 (A)	○	—	○	○
	フィルタ装置金属フィルタ差圧 (B)	○	—	○	○
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (A)	○	—	○	○
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (B)	○	—	○	○
水素爆発に よる原子炉 建屋の損傷 防止確認	原子炉建屋水素濃度 (R/B オペフロ水素濃度 A)	○	—	○	○
	原子炉建屋水素濃度 (R/B オペフロ水素濃度 B)	○	—	○	○
	原子炉建屋水素濃度 (R/B オペフロ水素濃度 C)	○	—	○	○
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル所員用エアロック)	○	—	○	○
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル機器搬入用ハッチ)	○	—	○	○
	原子炉建屋水素濃度 (サブプレッション・チェンバ出入口)	○	—	○	○
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル所員用エアロック)	○	—	○	○
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル機器搬入用ハッチ)	○	—	○	○
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 PAR 吸気口温度)	○	—	○	○
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 PAR 排気口温度)	○	—	○	○
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 PAR 吸気口温度)	○	—	○	○	
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 PAR 排気口温度)	○	—	○	○	
津波監視	RSW ポンプ取水槽 (A) 水位	○*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訂に合わせ、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関わ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関わる審査基準」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: 自主対策として5号機原子炉建屋内緊急時対策所でも監視可能な設計としている。

## VI-1-1-12 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項第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（「6号機設備」、「6,7号機共用」、「6号機設備,5号機に設置」、「7号機設備,6,7号機共用,6号機に設置」、「7号機設備,6,7号機共用,5号機に設置」（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（「6号機設備」、「6,7号機共用」、「7号機設備,6,7号機共用,6号機に設置」、「7号機設備,6,7号機共用,5号機に設置」（以下同じ。））及び誘導灯（「6号機設備」、「6,7号機共用」、「6号機設備,5号機に設置」、「7号機設備,6,7号機共用,6号機に設置」、「7号機設備,6,7号機共用,5号機に設置」（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（6,7号機共用）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VI-1-1-13「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第1-7-1図から第1-7-38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1項第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、VI-1-1-13「非常用照明に関する説明書」に示す。

## VI-1-1-13 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 .....	2
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 .....	3
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 .....	10

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 1 項第 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 1 項第 3 号及びその「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（「7 号機設備， 6, 7 号機共用」（以下同じ。））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
	○	—	直流非常灯
	○	—	蓄電池内蔵型照明
	—	○	乾電池内蔵型照明（ヘッドライト）
重大事故等発生時の照明	—	○	可搬型蓄電池内蔵型照明
	—	○	中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）
	—	○	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）
	—	○	可搬型照明



## 2.1 避難用照明

安全避難通路（「6号機設備」，「6,7号機共用」，「6号機設備，5号機に設置」，「7号機設備，6,7号機共用，6号機に設置」，「7号機設備，6,7号機共用，5号機に設置」（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（「6号機設備」，「6,7号機共用」，「7号機設備，6,7号機共用，6号機に設置」，「7号機設備，6,7号機共用，5号機に設置」（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（「6号機設備」，「6,7号機共用」，「6号機設備，5号機に設置」，「7号機設備，6,7号機共用，6号機に設置」，「7号機設備，6,7号機共用，5号機に設置」（以下同じ。））を設ける設計とする。非常灯及び誘導灯は蓄電池を内蔵する設計とする。

## 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，直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置する。

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及び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に設置する。また，外部電源喪失時にも必要な照明を確保できるように，非常用低圧母線に接続し，非常用ディーゼル発電設備からも電力を供給する設計とする。

直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明は，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。直流非常灯は，非常用直流電源設備に接続し，非常用ディーゼル発電設備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前までの間，点灯可能な設計とする。

蓄電池内蔵型照明は，全交流動力電源喪失時においても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の間，点灯できるように内蔵蓄電池を備える設計とする。

非常用照明，直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明は，設計基準事故が発生した場合に必要な操作が行えるように，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、乾電池内蔵型照明（ヘッドライト）（「7号機設備，6,7号機共用，5号機及び7号機に保管」（以下同じ。））を配備する。

乾電池内蔵型照明（ヘッドライト）は，全交流動力電源喪失時に現場機器室までの移動，非常用ガス処理系配管補修時及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備における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は，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室（「7号機設備，6,7号機共用」（以下同じ。））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可搬型蓄電池内蔵型照明（「7号機設備，6,7号機共用，7号機に保管」（以下同じ。））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及び作業服の着替え等に必要な照明設備として中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）（「7号機設備，6,7号機共用，7号機に保管」（以下同じ。））を配備する。
- ・緊急時対策所入口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及び作業服の着替え等に必要な照明設備として5号機原子炉建屋内緊急時対策所用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）（「7号機設備，6,7号機共用，5号機に保管」（以下同じ。））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

VI-1-1-12「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、全交流動力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、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、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、図2及び図3に、非常灯及び誘導灯の取付箇所を、表2及び第1-8-1図から第1-8-40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
6号機原子炉建屋
6号機タービン建屋
6,7号機コントロール建屋*1
6,7号機廃棄物処理建屋
6,7号機サービス建屋
5号機原子炉建屋*2
5号機タービン建屋
5号機サービス建屋
大湊側洗濯設備建屋

注記\*1：中央制御室及び中央制御室待避室を含む

\*2：5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）（7号機設備、6,7号機共用、5号機に設置）を含む

### 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、直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置する。

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

なる中央制御室及び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に設置する。また、外部電源喪失時にも必要な照明が確保できるように、非常用低圧母線（モータコントロールセンタ6C系、6D系及び6E系）に接続し、非常用ディーゼル発電設備からも電力を供給する設計とする。

直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明は、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。

直流非常灯は、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70分間）においても点灯できるように非常用直流電源設備から電力を供給できる設計とする。

蓄電池内蔵型照明は、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70分間）においても点灯できるように内蔵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において、操作に必要な照明を確保できる設計とする。

直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明は、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、現場機器室において、操作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及び第1-8-1図から第1-8-40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乾電池内蔵型照明（ヘッドライト）は、昼夜場所を問わず作業を可能となるよう以下のとおり配備する。

- ・現場機器室までの移動に必要な照明として乾電池内蔵型照明（ヘッドライト）を用い、中央制御室から作業現場に向うまで必要となる時間までに準備可能なように運転員が常時滞在している中央制御室に配備する。
- ・非常用ガス処理系配管補修を実施時、狭隘部については、必要な照明として乾電池内蔵型照明（ヘッドライト）を用い、補修が必要となる時間までに準備可能なように5号機サービス建屋及び大湊高台宿直棟に配備する。
- ・5号機東側保管場所に設置する5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備における夜間に必要な照明として乾電池内蔵型照明（ヘッドライト）を用い、作業が必要となる時間までに準備可能なように5号機サービス建屋及び大湊高台宿直棟に配備する。

作業用照明のうち乾電池内蔵型照明（ヘッドライト）の使用箇所を表3に、保管場所を第1-8-1図から第1-8-40図「非常用照明の取付箇所を明示した図面」に示す。

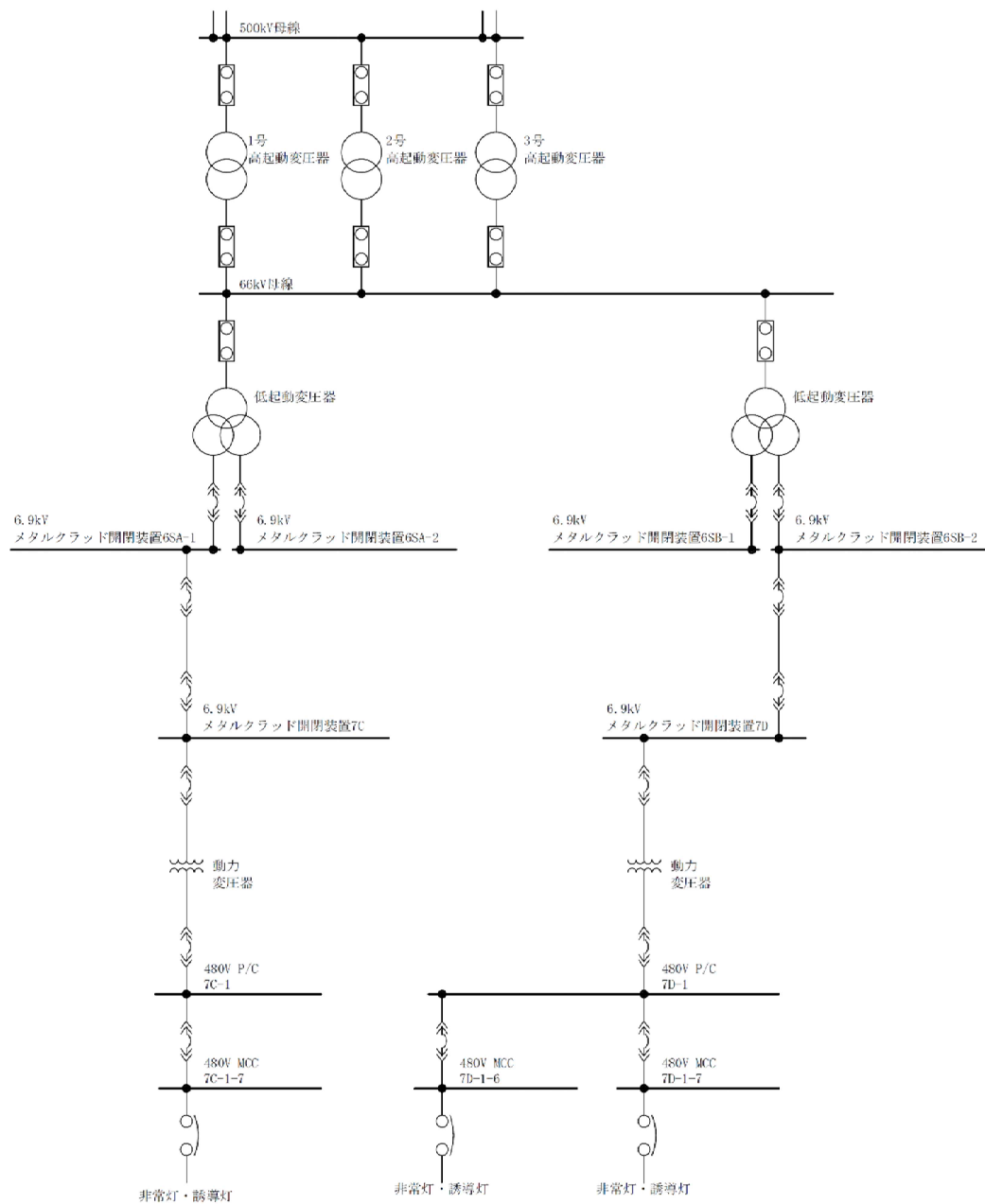
表3 設備名，給電元及び設置場所について

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*
	直流非常灯	非常用直流電源設備	中央制御室 現場機器室*
	蓄電池内蔵型照明	内蔵蓄電池 (非常用低圧母線) (共通用低圧母線)	中央制御室 現場機器室*
	乾電池内蔵型照明（ヘッドライト）	—	(現場機器室*までの移動) (非常用ガス処理系配管（狭隘部）) (5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備)

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。

- ・ 非常用電気品(A), (B), (C)室（原子炉建屋地下1階）
- ・ 残留熱除去系(A), (B), (C)ポンプ室（原子炉建屋地下3階）
- ・ 原子炉補機冷却水系(A), (D)ポンプ室（タービン建屋地下1階）
- ・ 原子炉補機冷却水系(B), (E)ポンプ室（タービン建屋地下1階）
- ・ 原子炉補機冷却水系(C), (F)ポンプ室（タービン建屋地下2階）
- ・ 原子炉補機冷却海水系(C), (F)ポンプ室（タービン建屋地下1階）
- ・ 高圧炉心注水系(B), (C)ポンプ室（原子炉建屋地下3階）
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ・タービン室（原子炉建屋地下3階）
- ・ 制御棒駆動水系(A), (B)ポンプ室（原子炉建屋地下3階）
- ・ 非常用ディーゼル発電機(A), (B), (C)室（原子炉建屋1階）
- ・ 非常用ガス処理系排風機(A), (B)室（原子炉建屋3階）
- ・ 中央制御室再循環装置室（コントロール建屋1階）
- ・ 可燃性ガス濃度制御系室（原子炉建屋1階）
- ・ 弁室(A), (B), (C)（原子炉建屋地下中1階，原子炉建屋1階）
- ・ 燃料プール冷却浄化系弁室（原子炉建屋2階）
- ・ 計測制御用電源盤(I), (II), (III), (IV)室
- ・ 中央制御室外原子炉停止装置室





【凡例】

- ⊞ : 遮断器
- ⚡ : 遮断器
- ⊙ : 配線用遮断器
- ⊞ : 接続装置
- M/C:メタルクラッド開閉装置
- P/C:パワーセンタ
- MCC:モータコントロールセンタ

図2 避難用照明電源系統図 (7号機)

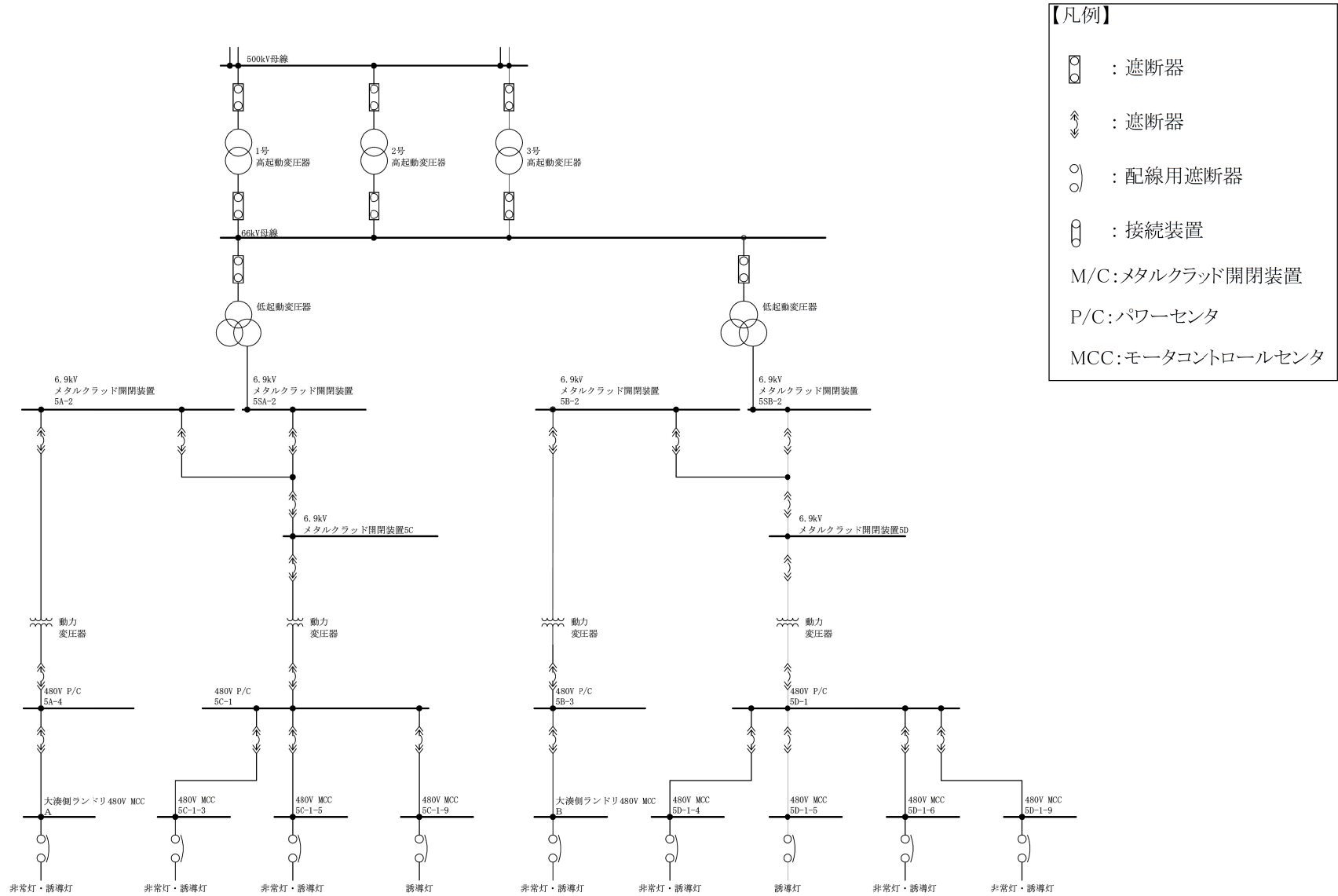


図 3 避難用照明電源系統図 (5号機)



### 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室での監視操作に必要な照度を確保するため、可搬型蓄電池内蔵型照明を配備する。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所入口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及び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（ランタンタイプ）を配備する。

可搬型蓄電池内蔵型照明は、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。

可搬型蓄電池内蔵型照明の電源系統を図4に示す。

中央制御室に設置する可搬型蓄電池内蔵型照明は、重大事故等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室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、大型表示盤面で20 lx以上を確保する設計とする。また、中央制御室待避室に設置する可搬型蓄電池内蔵型照明は、監視及び陽圧化バルブ操作のため20 lx以上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での身体の汚染検査及び作業服の着替え等に必要な照明として、中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）はチェンジングエリア内の脱衣エリア、サーベイエリア及び除染エリアの中央床面において5 lx以上の照度を確保する設計とする。また、緊急時対策所入口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及び作業服の着替え等に必要な照明として、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）はチェンジングエリア内の脱衣エリア、サーベイエリア及び除染エリアの中央床面において5 lx以上の照度を確保する設計とする。

可搬型蓄電池内蔵型照明の必要数は、中央制御室の制御盤での監視及び操作に必要な照度を有するものを各号機1個、中央制御室待避室での監視及び陽圧化バルブ操作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4個を中央制御室及び中央制御室待避室に保管する設計とする。

中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）の必要数は、身体の汚染検査及び作業服の着替え等に必要な照度を有するものを4個とし、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5個を中央制御室待避室に保管する設計とする。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）の必要数は、身体の汚染検査及び作業服の着替え等に必要な照度を有するものを4個とし、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5個を5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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発生時において、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、保安規定にて資機材としての取扱いについて定め管理する。

可搬型蓄電池内蔵型照明、中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）の保管場所を第1-8-1図から第1-8-40図「非常用照明の取付箇所を明示した図面」に示す。

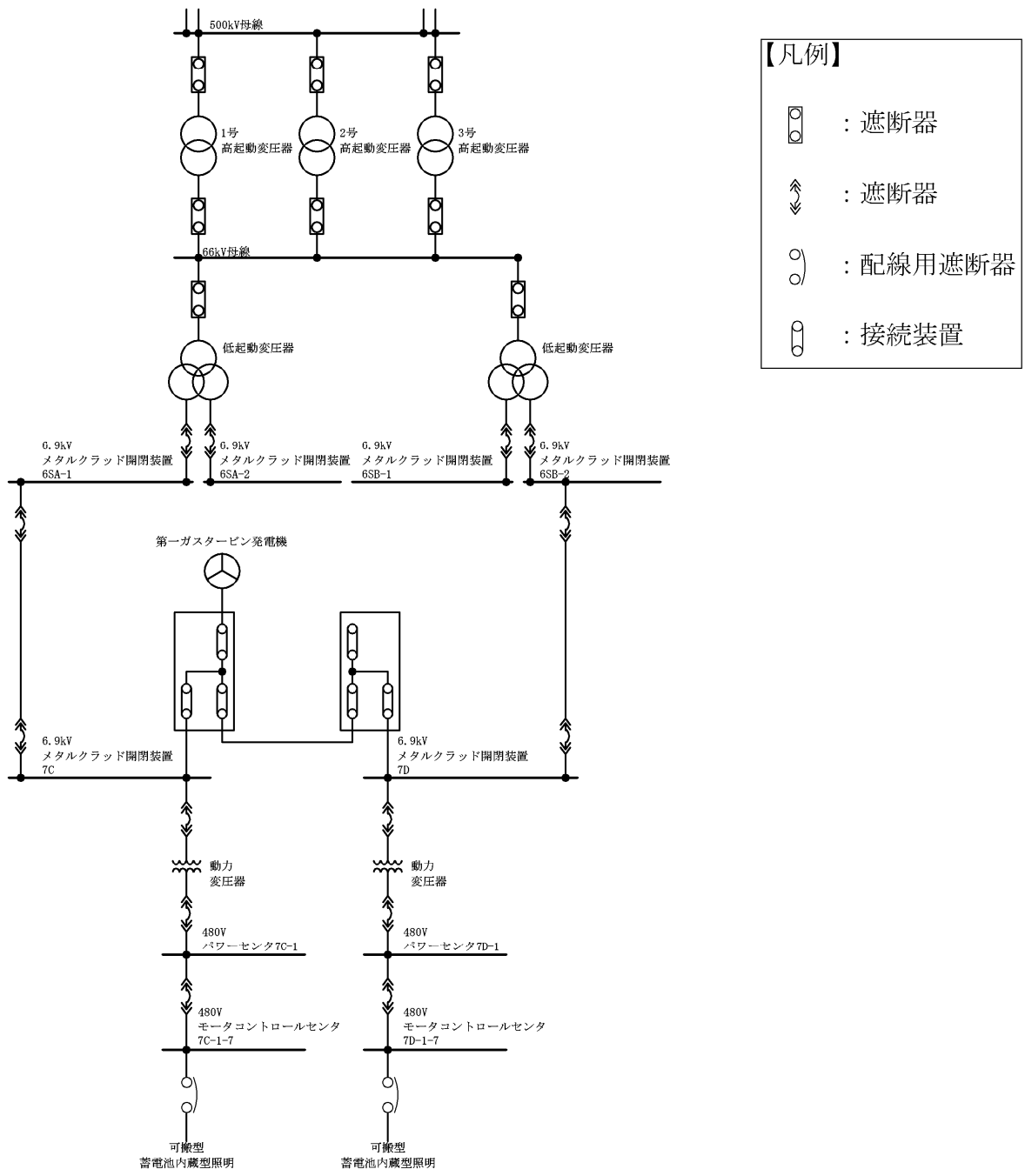


図4 可搬型蓄電池内蔵型照明電源系統図

## VI-1-2 原子炉本体の説明書

## VI-1-2-1 原子炉本体の基礎に関する説明書

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5条及び第50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」に基づき、原子炉本体の基礎が設計上定める条件において要求される強度を確保していることを説明するものである。

- (1) 原子炉本体の基礎の耐震性についての計算書
- (2) 原子炉本体の基礎の強度計算書

(1) 原子炉本体の基礎の耐震性についての計算書



## 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	4
2.4 記号の説明	5
2.5 計算精度と数値の丸め方	6
3. 評価部位	7
4. 構造強度評価	9
4.1 構造強度評価方法	9
4.2 荷重の組合せ及び許容値	9
4.2.1 荷重の組合せ及び許容応力状態	9
4.2.2 許容値	9
4.2.3 使用材料の許容応力度評価条件	9
4.2.4 設計荷重	13
4.3 設計用地震力	20
4.4 計算方法	20
4.4.1 応力評価点	20
4.4.2 解析モデル及び諸元	24
4.4.3 荷重及び応力度計算方法	27
4.5 計算条件	29
4.6 荷重及び応力度の評価	29
5. 評価結果	30
5.1 設計基準対象施設としての評価結果	30
5.2 重大事故等対処設備としての評価結果	46
6. 参照図書	57

別紙1 計算機プログラム（解析コード）の概要

## 1. 概要

本計算書は、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、新規制対応設工認対象となる設計用地震力及び重大事故等時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3年8月23日付け3資庁第6674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及びダイヤフラムフロアに支持される。</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及びダイヤフラムフロアを介して原子炉建屋に伝達させる。</p>	<p>原子炉本体の基礎は、鋼板とコンクリートから成る円筒形の構造物であり、外径 <input type="text"/> mm、壁厚 <input type="text"/> mm の上層円筒部及び壁厚 <input type="text"/> mm の下層円筒部で構成される。下層円筒部には、ベント管が埋設されている。また、下部ドライウェルアクセストンネル（以下「アクセストンネル」という。）が接続される。</p> <p>なお、コンクリートは強度部材として考慮しない。</p>	<p>ダイヤフラムフロア</p> <p>原子炉本体の基礎</p> <p>ベント管</p> <p>原子炉格納容器底部</p> <p>アクセストンネル</p> <p>コンクリート</p> <p>原子炉本体の基礎 拡大図 (単位: mm)</p>

## 2.2 評価方針

原子炉本体の基礎の応力評価は、VI-1-8-1「原子炉格納施設的设计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。

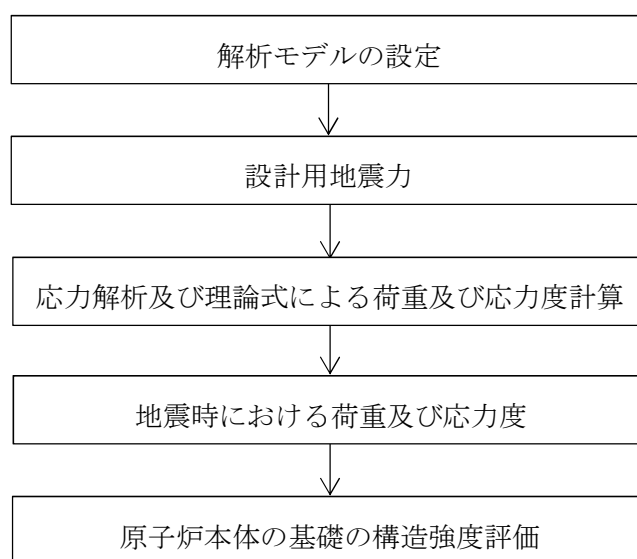


図2-1 原子炉本体の基礎の耐震評価フロー

### 2.3 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- ・原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 J E A G 4 6 0 1 ・補-1984  
( (社) 日本電気協会)
- ・原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1987 ( (社) 日本電気協会)
- ・原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1991 追補版 ( (社) 日本電気協会)
- ・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
$A_i$	断面積 ( $i=0, 1$ )	$\text{mm}^2/\text{本}$
$A_e$	有効せん断断面積	$\text{mm}^2$
$D$	死荷重	—
$E$	縦弾性係数	$\text{N}/\text{mm}^2$
$f_b$	許容曲げ応力度	$\text{N}/\text{mm}^2$
$f_c$	許容圧縮応力度	$\text{N}/\text{mm}^2$
$f_s$	許容せん断応力度	$\text{N}/\text{mm}^2$
$f_t$	許容引張応力度	$\text{N}/\text{mm}^2$
$F$	許容応力度の基準値, アンカボルトの引抜き力	$\text{N}/\text{mm}^2, \text{N}/4.5^\circ$
$H$	水平方向荷重	$\text{MN}, \text{MN}\cdot\text{m}$
$m_o$	質量	$\text{kg}$
$M$	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後長期機械的荷重)	—
$M_{SALL}$	機械的荷重 (SA後長々期機械的荷重)	—
$P$	圧力	—
$P_L$	地震と組み合わせる圧力	—
$P_{SAL}$	圧力 (SA後長期圧力)	$\text{kPa}$
$P_{SALL}$	圧力 (SA後長々期圧力)	$\text{kPa}$
$R$	半径方向荷重	$\text{kN}/\text{m}^2$
$S_d$	弾性設計用地震動 $S_d$ 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	$\text{N}/\text{mm}^2$
$S_y$	設計降伏点	$\text{N}/\text{mm}^2$
$T$	温度	$^\circ\text{C}$
$V$	鉛直方向荷重, 鉛直震度	$\text{kN}, \text{kN}/\text{m}^2, \text{—}$
$Z$	断面係数	$\text{mm}^3$
$\nu$	ポアソン比	—
$\sigma_t$	アンカボルトに生ずる最大引張応力度	$\text{N}/\text{mm}^2$
$\sigma_{ta}$	ねじ部有効断面でのアンカボルトの引張応力度	$\text{N}/\text{mm}^2$
$\sigma_{ti}$	内筒側のアンカボルトの引張応力度	$\text{N}/\text{mm}^2$
$\sigma_{to}$	外筒側のアンカボルトの引張応力度	$\text{N}/\text{mm}^2$

## 2.5 計算精度と数値の丸め方

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
圧力	kPa	—	—	整数位
許容応力度	N/mm <sup>2</sup>	小数点以下第1位	切捨て	整数位
算出応力度	N/mm <sup>2</sup>	小数点以下第2位	切上げ	小数点以下第1位
設計荷重	kN	—	—	整数位
許容荷重	N	有効数字5桁目	切捨て	有効数字4桁*
算出荷重	N	有効数字5桁目	切上げ	有効数字4桁*

注記\*：絶対値が1000以上のときはべき数表示とする。

### 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、評価部位及び使用材料を表 3-1 に示す。

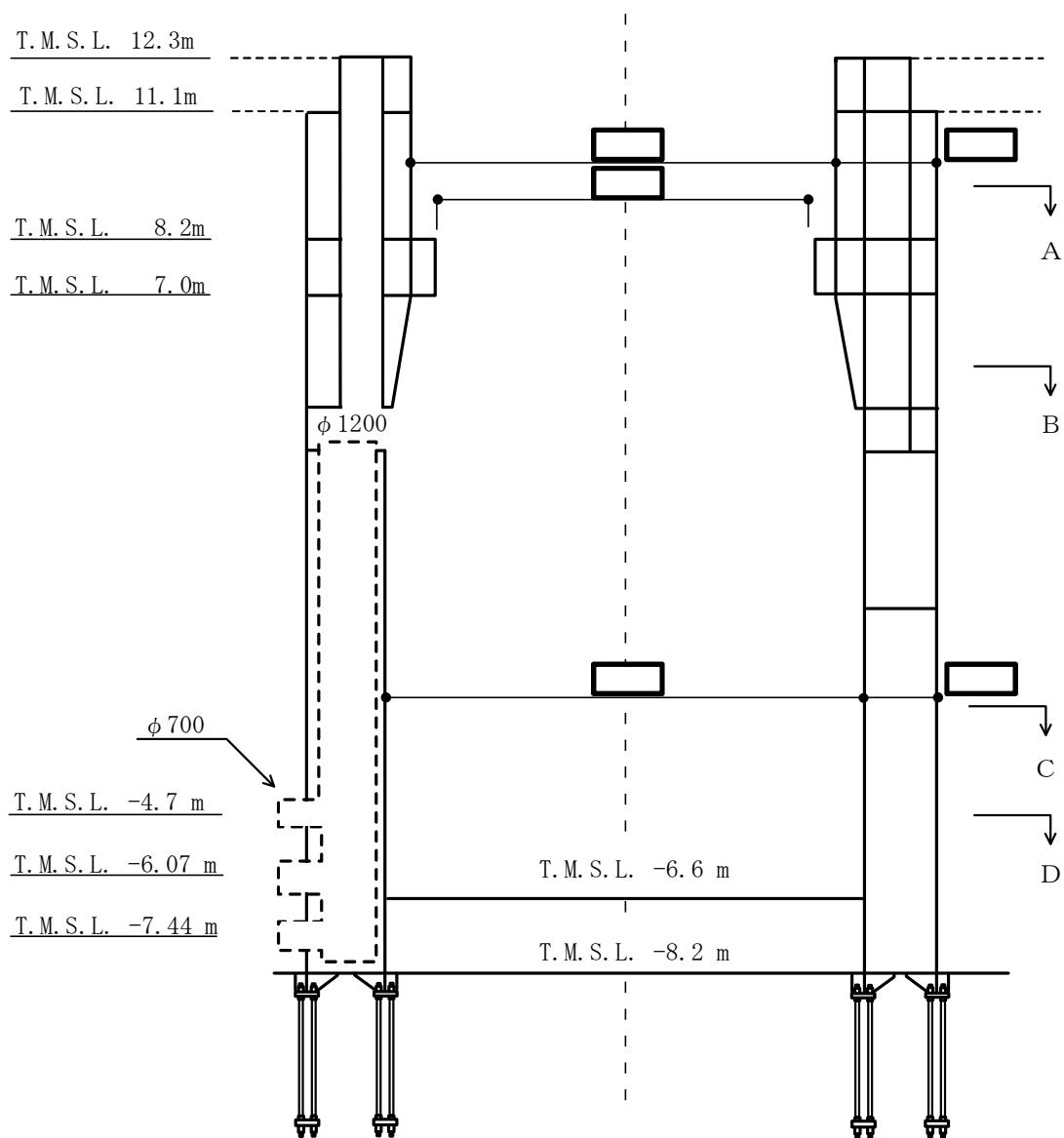


図 3-1 原子炉本体の基礎の形状及び主要寸法 (その 1) (単位: mm)



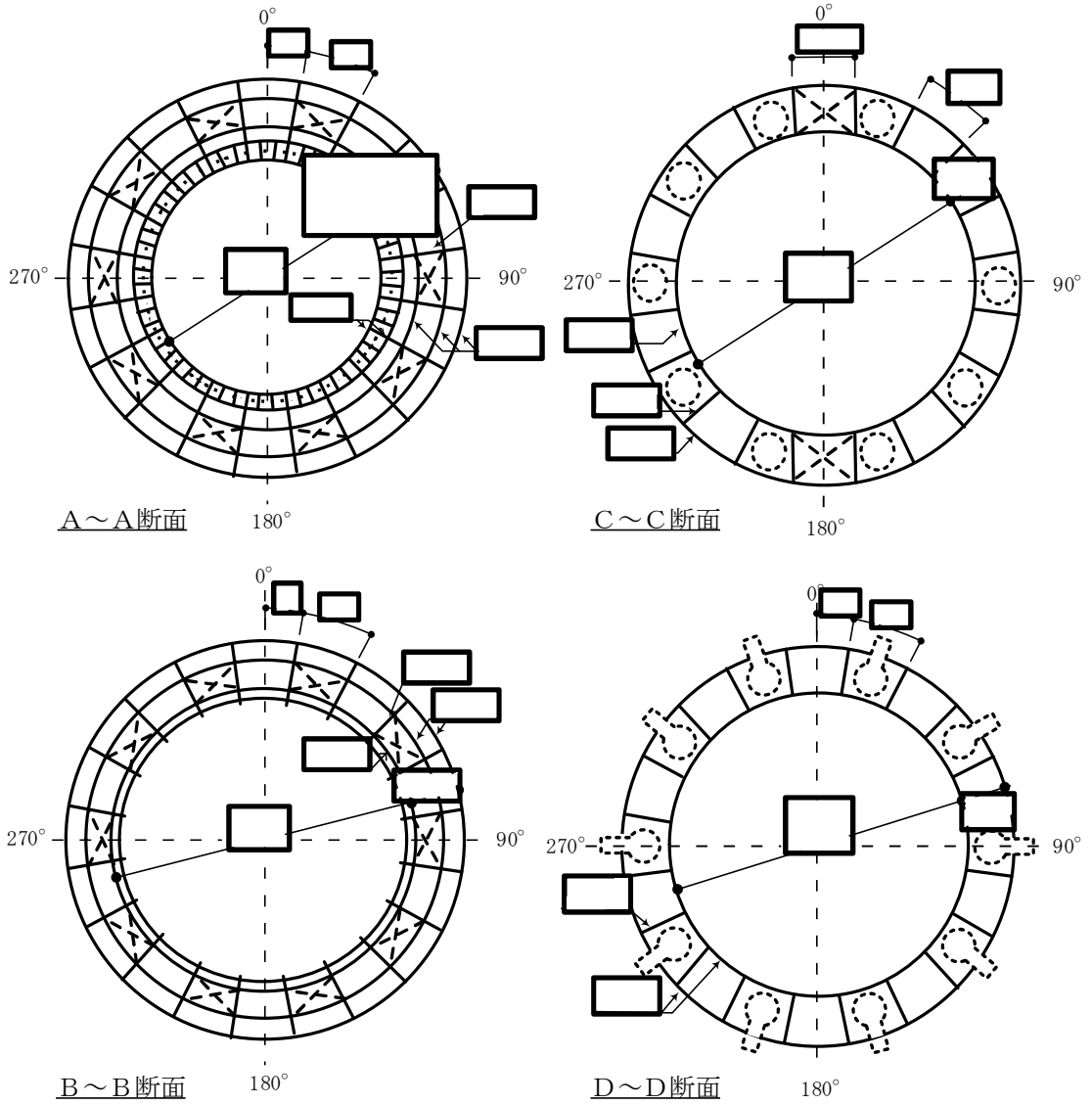


図 3-1 原子炉本体の基礎の形状及び主要寸法（その 2）（単位：mm）

表 3-1 評価部位及び使用材料表

評価部位	使用材料	備考
構造用鋼材 （円筒部，たてリブ， ベアリングプレート， ブラケット部）		
原子炉本体基礎 アンカボルト		

#### 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、原子炉格納容器底部及びダイヤフラムフロア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、VI-2-2-4「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。また、重大事故等対処設備としての評価においては、重大事故等時の下部ドライウエル及びサプレッションチェンバの水の影響を考慮する。
- (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。

詳細な荷重の組合せは、VI-1-8-1「原子炉格納施設的设计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	荷重の組合せ*2		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	—*1	建物・ 構築物	D + P + M + S <sub>d</sub> **3	(10)	短期	
						(11)		
						(14)		
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	—*1	建物・ 構築物	D + P <sub>L</sub> + M <sub>L</sub> + S <sub>d</sub> **3	(16)	機能維持の検討	
						D + P + M + S <sub>s</sub> *3	(12)	機能維持の検討
							(13)	
						(15)		

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：（ ）内はVI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表5-3の荷重の組合せのNo.を示す。

\*3：VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表5-3に従い、温度荷重を組み合わせる。

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	荷重の組合せ*2		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	—*1	建物・ 構築物	$D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d$ *3	(V(L)-1)	機能維持の検討
	$D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_s$ *3				(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：（ ）内はVI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表5-4の荷重の組合せのNo.を示す。

\*3：VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表5-4に従い、重大事故等時の温度荷重は組み合わせない。

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
短期	$1.5 \cdot f_t$	$1.5 \cdot f_s$	$1.5 \cdot f_c$	$1.5 \cdot f_b$	$1.5 \cdot f_t$
機能維持の 検討	$1.5 \cdot f_t$	$1.5 \cdot f_s$	$1.5 \cdot f_c$	$1.5 \cdot f_b$	$1.5 \cdot f_t$

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, たてリブ, ベアリングプレート, ブラケット部)				
原子炉本体基礎 アンカボルト				

注記\* :

#### 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を表 4-5 に示す。

また、設計基準対象施設の評価に用いる水荷重として、下記の水位による水頭圧を考慮する。

サプレッションチェンバ	水位 T. M. S. L. -1100mm
-------------	------------------------

##### (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設計荷重を表 4-6 に示す。

また、重大事故等対処設備の評価に用いる水荷重は、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、没水時における下記の水位による水頭圧を考慮する。

ドライウエル	水位 T. M. S. L. 7400mm
サプレッションチェンバ	水位 T. M. S. L. 8750mm

表 4-5 設計荷重（設計基準対象施設）（その 1）

荷重		荷重 記号*1	原子炉本体の基礎に 直接作用する荷重	ダイヤフラム フロアに作用 する荷重	アクセストンネル に作用する荷重	その他より作用する 荷重
通常 荷重	死荷重 (自重及び機器支持 荷重等)	D	V : <input type="text"/> kN (円筒部表面より加わる荷重 <input type="text"/> kN 及びベント管内包水 <input type="text"/> kN を含む)	V : <input type="text"/> kN/m <sup>2</sup>	V : <input type="text"/> kN	V : <input type="text"/> kN* <sup>2</sup> V : <input type="text"/> kN* <sup>3</sup>
運転時 荷重	運転時圧力	P	R : <input type="text"/> kN/m <sup>2</sup> (差圧* <sup>4</sup> : 14kPa)	差圧* <sup>4</sup> : 14kPa	差圧* <sup>4</sup> : 14kPa	—
	逃がし安全弁作動時	M	R : <input type="text"/> kN/m <sup>2</sup> (正圧 : <input type="text"/> kPa)	—	正圧 : <input type="text"/> kPa	—
	水学的動的荷重		R : <input type="text"/> kN/m <sup>2</sup> (負圧 : <input type="text"/> kPa)	—	負圧 : <input type="text"/> kPa	—
異常時 荷重	異常時圧力* <sup>5</sup>	P <sub>L</sub>	R : <input type="text"/> kN/m <sup>2</sup> (内圧 : 34kPa)	内圧 : 34kPa	内圧 : 34kPa	—
地震時 荷重	S <sub>d</sub> *地震時配管荷重	M	—	V : <input type="text"/> kN* <sup>6</sup>	—	V : <input type="text"/> kN* <sup>2</sup>
	S <sub>s</sub> 地震時配管荷重		—	V : <input type="text"/> kN* <sup>6</sup>	—	V : <input type="text"/> kN* <sup>2</sup>
	S <sub>d</sub> *地震時配管荷重	M <sub>L</sub>	—	V : <input type="text"/> kN* <sup>6</sup>	—	V : <input type="text"/> kN* <sup>2</sup>

注 : Vは鉛直方向, Rは半径方向を示す。(Vは下向きを正, Rは外向きを正とする。)

注記\*1 : 表 4-1 の荷重の組合せの記号を示す。

\*2 : 原子炉圧力容器からの荷重を示す。

\*3 : 原子炉遮蔽壁からの荷重を示す。

\*4 : ドライウェル 14kPa とサプレッションチェンバ 0kPa の差圧を示す。

\*5 : 地震と組み合わせる異常時圧力を示す。

\*6 : 逃がし安全弁排気管貫通部 1 箇所当たりの荷重を示す。

表 4-5 設計荷重（設計基準対象施設）（その 2）

荷重		荷重 記号*1	原子炉本体の基礎に 直接作用する荷重
地震荷重	弾性設計用地震動 S <sub>d</sub> により定まる地震荷重 又は静的地震荷重	S <sub>d</sub> * <sup>*</sup>	H：図 4-1 参照 V：設計用最大応答加速度より得られる震度 0.43* <sup>2</sup> 又は 静的震度 0.24* <sup>2</sup>
	基準地震動 S <sub>s</sub> により 定まる地震荷重	S <sub>s</sub>	H：図 4-1 参照 V：設計用最大応答加速度より得られる震度 0.87* <sup>2</sup>

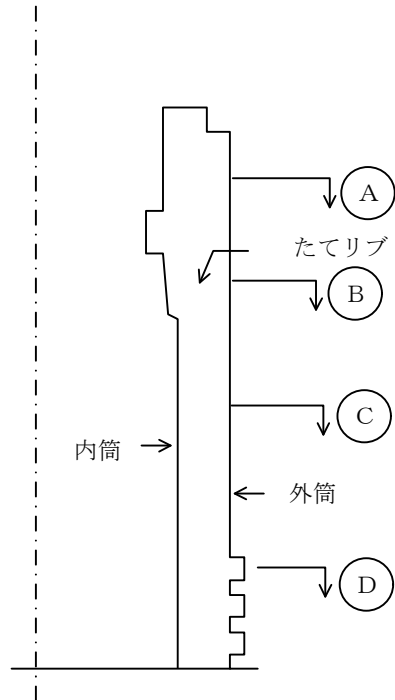
注：Vは鉛直方向，Hは水平方向を示す。

注記\*1：表 4-1 の荷重の組合せの記号を示す。

\*2：VI-2-1-7「設計用床応答曲線の作成方針」に基づき設定する。



表 4-5 設計荷重（設計基準対象施設）（その 3）



部位		温度荷重	
		通常運転時温度	異常時温度*2
①	内筒		
	たてリブ*1		
	外筒		
②	内筒		
	たてリブ*1		
	外筒		
③	内筒		
	たてリブ*1		
	外筒		
④	内筒		
	たてリブ*1		
	外筒		

注記\*1：たてリブの温度は平均値を示す。

\*2：地震荷重と組み合わせる異常時温度を示す。

注：単位は℃である。

表 4-6 設計荷重（重大事故等対処設備）（その 1）

荷重		荷重 記号*1	原子炉本体の基礎に 直接作用する荷重	ダイヤフラムフロ アに作用する荷重	アクセストンネルに作用す る荷重	その他より作用する 荷重
重大 事故 等時 荷重	SA時長期, 長々期 死荷重 (自重及び機器支持 荷重等)	D	V : <input type="text"/> kN (円筒部表面より加わる荷重 <input type="text"/> kN 及びベント管内包水 <input type="text"/> kN を含む)	V : <input type="text"/> kN/m <sup>2</sup>	V : <input type="text"/> kN (水荷重 <input type="text"/> kN を含む)	V : <input type="text"/> kN*2 V : <input type="text"/> kN*3
	SA時長期圧力	P <sub>SAL</sub>	R : <input type="text"/> kN/m <sup>2</sup> (内圧 : 620kPa)	内圧 : 620kPa	内圧 : 620kPa	—
			R : <input type="text"/> kN/m <sup>2</sup> (差圧*4 : 173kPa)	差圧*4 : 173kPa	差圧*4 : 173kPa	—
	SA時長々期圧力	P <sub>SALL</sub>	R : <input type="text"/> kN/m <sup>2</sup> (内圧 : 150kPa)	内圧 : 150kPa	内圧 : 150kPa	—
			R : <input type="text"/> kN/m <sup>2</sup> (差圧*5 : 100kPa)	差圧*5 : 100kPa	差圧*5 : 100kPa	—
	Sd地震時配管荷重	M <sub>SAL</sub>	—	V : <input type="text"/> kN*6	—	V : <input type="text"/> kN*2
Ss地震時配管荷重	M <sub>SALL</sub>	—	V : <input type="text"/> kN*6	—	V : <input type="text"/> kN*2	
チャギング荷重	M <sub>SAL</sub>	R : <input type="text"/> kN/m <sup>2</sup> (正圧 : <input type="text"/> kPa)	—	正圧 : <input type="text"/> kPa	—	
		R : <input type="text"/> kN/m <sup>2</sup> (負圧 : <input type="text"/> kPa)	—	負圧 : <input type="text"/> kPa	—	

注：Vは鉛直方向，Rは半径方向を示す。（Vは下向きを正，Rは外向きを正とする。）

注記\*1：表 4-2 の荷重の組合せの記号を示す。

\*2：原子炉圧力容器からの荷重を示す。

\*3：原子炉遮蔽壁からの荷重を示す。

\*4：VI-1-8-1「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」に従う，ドライウエル 620kPa とサプレッションチェンバ 447kPa の差圧を示す。

\*5：VI-1-8-1「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」に従う，ドライウエル 150kPa とサプレッションチェンバ 50kPa の差圧を示す。

\*6：逃がし安全弁排気管貫通部 1 箇所当たりの荷重を示す。

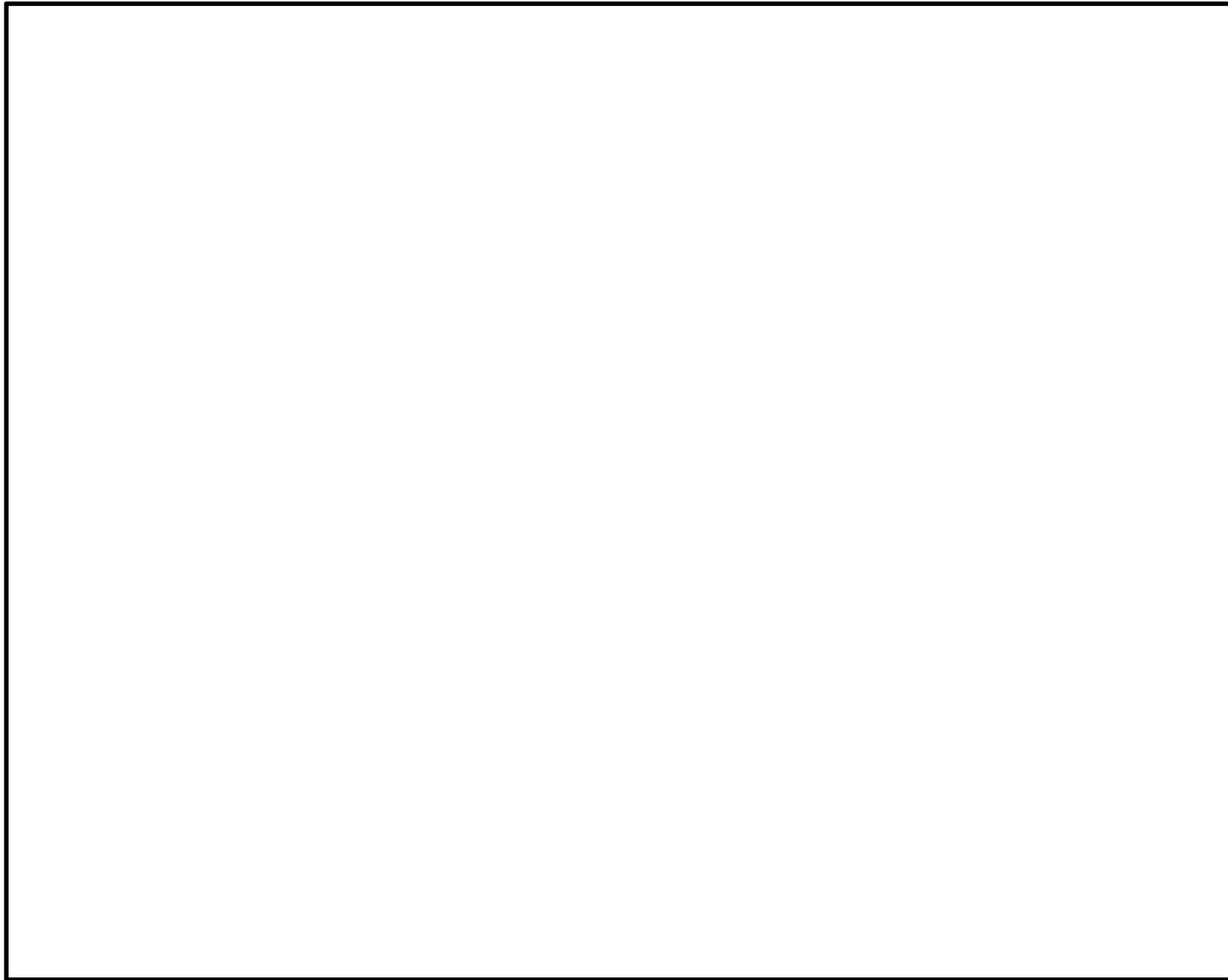
表 4-6 設計荷重（重大事故等対処設備）（その2）

荷重		荷重 記号*1	原子炉本体の基礎に 直接作用する荷重
地震荷重	弾性設計用地震動 S <sub>d</sub> により定まる地震荷重	S <sub>d</sub>	H：図 4-1 参照 V：設計用最大応答加速度より得られる震度 0.43*2
	基準地震動 S <sub>s</sub> により 定まる地震荷重	S <sub>s</sub>	H：図 4-1 参照 V：設計用最大応答加速度より得られる震度 0.87*2

注：Vは鉛直方向，Hは水平方向を示す。

注記\*1：表 4-2 の荷重の組合せの記号を示す。

\*2：VI-2-1-7「設計用床応答曲線の作成方針」に基づき設定する。



注：設計用地震力はVI-2-2-4  
「原子炉本体の基礎の地震応答計算書」に基づき  
設定し、既工認の値との  
包絡値とする。

図 4-1 地震荷重

### 4.3 設計用地震力

原子炉本体の基礎の設計用地震力を、「4.2.4 設計荷重」に示す。水平地震力と鉛直地震力を組み合わせるにあたっては組合せ係数法を適用する。水平地震力に対する係数 1.0 と組み合わせる鉛直地震力に静的震度を使用する場合には、鉛直地震力に対する係数は 1.0 を用いる。なお、設計用地震力はVI-2-1-7「設計用床応答曲線の作成方針」及びVI-2-2-4「原子炉本体の基礎の地震応答計算書」に基づき設定し、既工認の値との包絡値とする。

### 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。

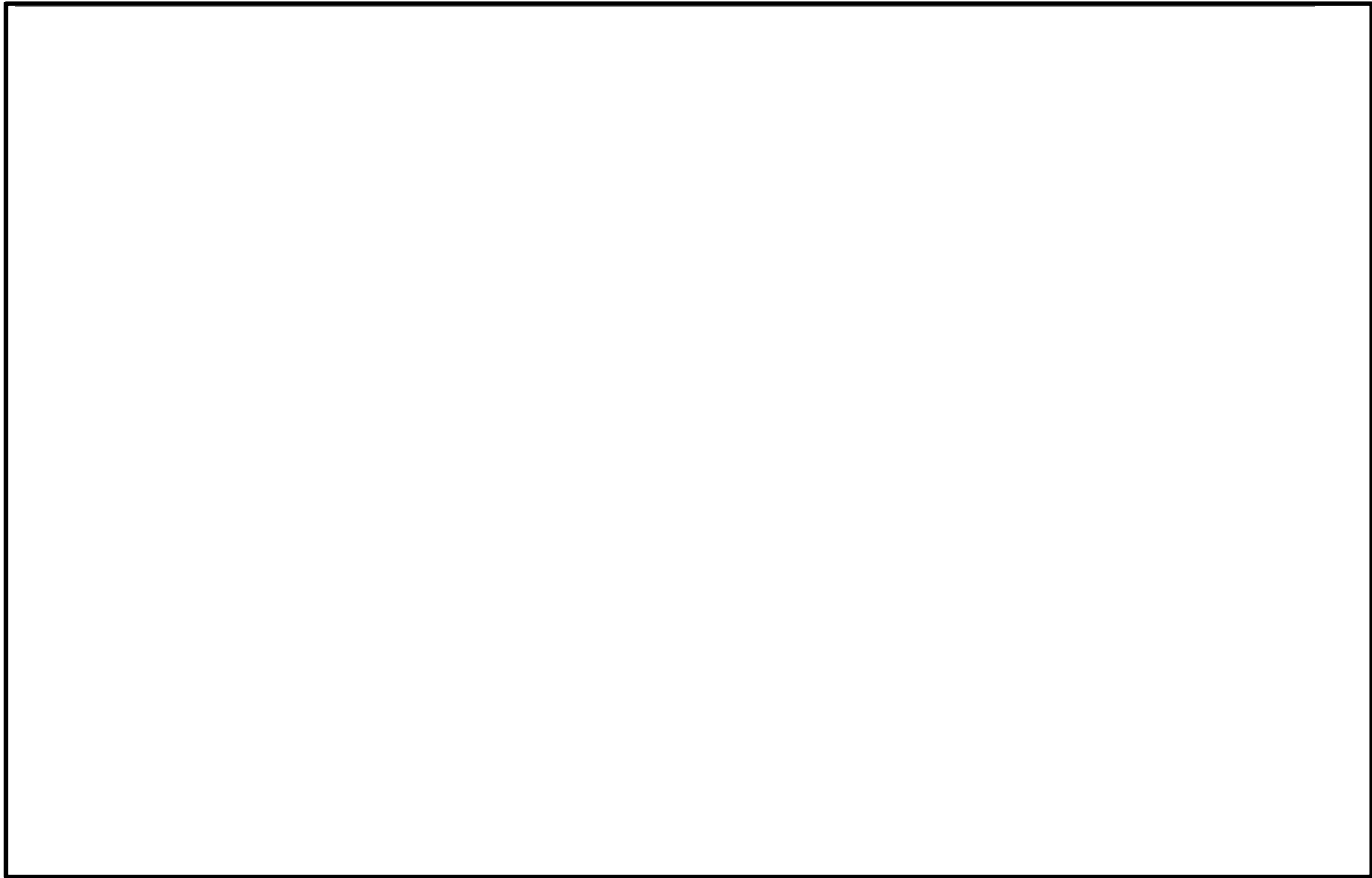
選定した応力評価点を表 4-7 及び図 4-2 に示す。

表 4-7 応力評価点

応力評価点番号	応力評価点
P 1 *1	円筒部（内筒，外筒）
P 2 *2	たてリブ
P 3	アンカボルト
P 4	ベアリングプレート
P 5	ブラケット部

注記\*1：内筒及び外筒の評価点は、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 度及び 180 度位置の代表的な高さから選定する。代表的な高さは、応力レベルを考慮して、基部、水平吐出管、アクセストンネル、連通孔及びダイヤフラムフロア支持位置付近とする。

\*2：たてリブの評価点については、最大応力度発生箇所を含むたてリブの代表的な高さとする。代表的な高さは内筒及び外筒と同様とする。



○P1 : 円筒部 (内筒及び外筒)

○P2 : たてリブ

■ : 応力評価位置

図 4-2 原子炉本体の基礎の応力評価位置 (その 1) (設計基準対象施設) (単位 : mm)



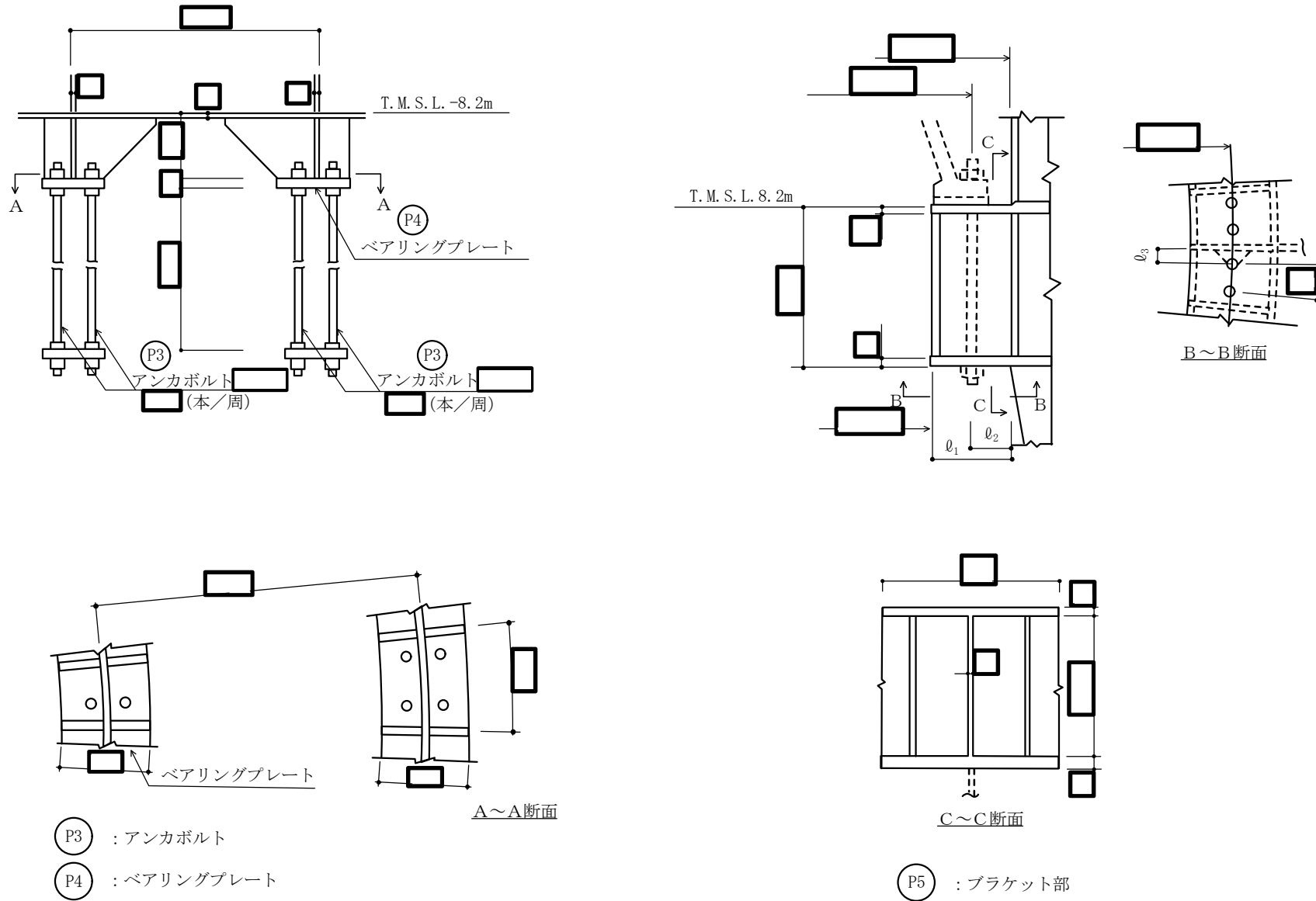


図 4-2 原子炉本体の基礎の応力評価位置 (その 3) (単位: mm)



#### 4.4.2 解析モデル及び諸元

##### (1) 設計基準対象施設としての解析モデル

設計基準対象施設としての評価は、既工認からの変更はなく、参照図書(1)に示すとおりである。

解析モデルの概要を以下に示す。

- a. 原子炉本体の基礎の解析モデルは、3次元シェルモデルによる有限要素解析手法を適用する。構造的にほぼ対称であるため、既工認と同様に、解析は1/2モデルを用いて行う。解析モデルを図4-3に、解析モデルの諸元について表4-8に示す。

b.



- c. 解析コードは「MSC NASTRAN」を使用し、荷重及び応力度を求める。  
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、別紙1「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

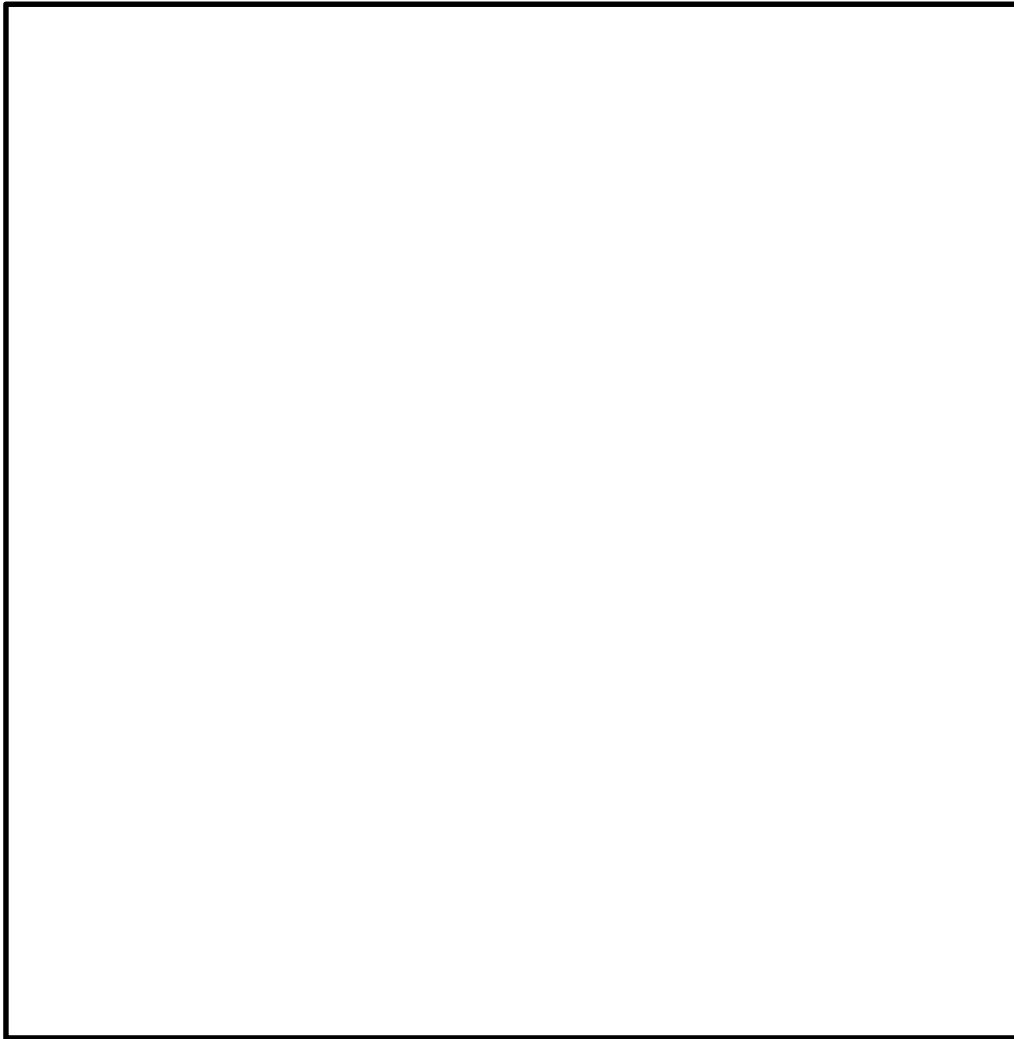


図 4-3 解析モデル

表 4-8 解析モデル諸元（設計基準対象施設）

項目	記号	単位	入力値
材質	—	—	
質量	m <sub>0</sub>	kg	
温度条件	T	°C	104
縦弾性係数	E	N/mm <sup>2</sup>	
ポアソン比	ν	—	
要素数	—	—	
節点数	—	—	

(2) 重大事故等対処設備としての解析モデル

重大事故等対処設備としての評価における，原子炉本体の基礎の解析モデルの概要を以下に示す。

a. 原子炉本体の基礎の解析モデルは，3次元シェルモデルによる有限要素解析手法を適用する。解析モデルは「4.4.2(1) 設計基準対象施設としての解析モデル」と同じとし，図4-3に示す。解析モデルの諸元について表4-9に示す。

b.



c. 解析コードは「MSC NASTRAN」を使用し，荷重及び応力度を求める。  
 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，別紙1「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

表4-9 解析モデル諸元（重大事故等対処設備）

項目	記号	単位	入力値
材質	—	—	
質量	m <sub>0</sub>	kg	
温度条件	T	℃	200
縦弾性係数	E	N/mm <sup>2</sup>	
ポアソン比	ν	—	
要素数	—	—	
節点数	—	—	

#### 4.4.3 荷重及び応力度計算方法

原子炉本体の基礎の荷重及び応力度計算方法について以下に示す。

##### (1) 設計基準対象施設としての荷重及び応力度計算

###### a. 円筒部及びたてリブの検討

円筒部及びたてリブの応力度計算方法は、既工認（参照図書(1)）から変更はなく、原子炉本体の基礎に作用する圧力、死荷重及び地震荷重等による応力度を、「4.4.2(1) 設計基準対象施設としての解析モデル」に示す原子炉本体の基礎の解析モデルにより算出する。

###### b. 原子炉本体基礎アンカボルトの検討

###### (a) アンカボルトの最大引張応力度

「4.4.3(1)a. 円筒部及びたてリブの検討」と同様に原子炉本体の基礎の解析モデルにより算出したアンカボルト軸断面の最大引張応力度 $\sigma_t$ より、ねじ部有効断面でのアンカボルトの引張応力度 $\sigma_{ta}$ を以下の式で求める。

$$\sigma_{ta} = \sigma_t \cdot \frac{A_0}{A_1}$$

$A_0$  : アンカボルトの断面積 (mm<sup>2</sup>/本)

$A_1$  : アンカボルトのねじ部分有効断面積 (mm<sup>2</sup>/本)

###### (b) アンカボルトの定着

「4.4.3(1)a. 円筒部及びたてリブの検討」と同様に原子炉本体の基礎の解析モデルにより算出したアンカボルトの引張応力度より、アンカボルトの引抜き力Fを求める。

計算は、内筒側のアンカボルトの引張応力度 $\sigma_{ti}$ と外筒側のアンカボルトの引張応力度 $\sigma_{to}$ より、4.5°の範囲におけるアンカボルトの引抜き力Fを以下の式で求める。

$$F = (4 \cdot \sigma_{to} + 2 \cdot \sigma_{ti}) \cdot A_0$$

###### c. ベアリングプレートの検討

ベアリングプレートの応力度計算方法は、既工認（参照図書(1)）から変更はなく、「4.4.3(1)a. 円筒部及びたてリブの検討」と同様に原子炉本体の基礎の解析モデルにより算出したベアリングプレートに生じる最大圧縮応力度から、ベアリングプレートの曲げ応力度を求める。

d. ブラケット部の検討

応力度計算方法は既工認（参照図書(1)）から変更はなく，荷重と各評価断面の断面性能により評価する。

ブラケット部の断面積及び断面係数は図 4-2 の C～C 断面で示す 18° 分の部材の 3 枚のリブを考慮し以下の値を用いる。

有効せん断断面積  $A_e = \boxed{\phantom{00000}} \text{ mm}^2$

断面係数  $Z = \boxed{\phantom{00000000}} \text{ mm}^3$

(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圧力，死荷重及び地震荷重等による荷重及び応力度は，「4.4.2(2) 重大事故等対処設備としての解析モデル」に示す原子炉本体の基礎の解析モデルにより算出する。荷重及び応力度計算方法は「4.4.3(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。

#### 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」で求めた荷重及び応力度が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。

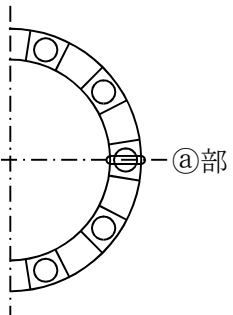
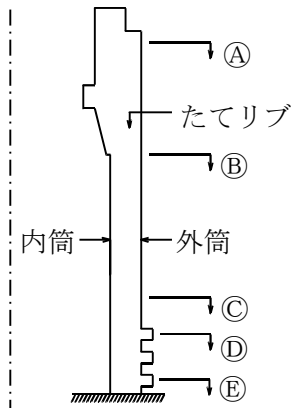
#### (1) 構造強度評価結果

構造強度評価の結果を表 5-1～表 5-3 に示す。

表中の「荷重の組合せ」欄には、VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表 5-3 の荷重の組合せの No. を記載する。

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

評価対象 設備	評価部位		応力分類	短期		判定	荷重の 組合せ	
				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 の基礎	P1: 円筒部 ①部	内筒	①	面内せん断応力度	6.4		○	(14)
				組合せ応力度	84.9		○	(14)
			②	面内せん断応力度	76.1		○	(14)
				組合せ応力度	177.0		○	(14)
			③	面内せん断応力度	41.2		○	(14)
				組合せ応力度	99.2		○	(14)
		④	面内せん断応力度	42.9	○		(14)	
			組合せ応力度	98.6	○		(14)	
		⑤	面内せん断応力度	40.6	○		(14)	
			組合せ応力度	99.9	○		(14)	
		外筒	①	面内せん断応力度	12.6		○	(14)
				組合せ応力度	149.3		○	(14)
			②	面内せん断応力度	18.7		○	(14)
				組合せ応力度	53.8		○	(14)
	③		面内せん断応力度	24.7	○		(14)	
			組合せ応力度	60.4	○		(14)	
	④		面内せん断応力度	44.5	○		(14)	
			組合せ応力度	127.4	○		(14)	
	⑤	面内せん断応力度	52.9	○	(14)			
		組合せ応力度	220.2	○	(14)			

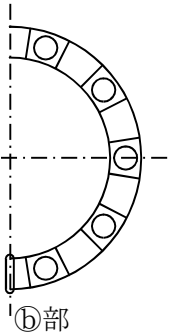
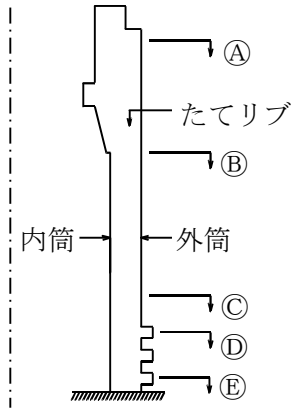


31

応力表示箇所



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

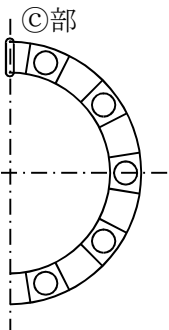
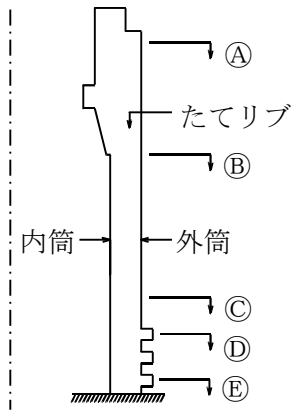


32

応力表示箇所

評価対象 設備	評価部位	応力分類	短期		判定	荷重の 組合せ		
			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 の基礎	P1 : 円筒部 ⑥部	①	面内せん断応力度	16.1		○	(14)	
			組合せ応力度	133.9		○	(14)	
		②	面内せん断応力度	86.8		○	(14)	
			組合せ応力度	155.4		○	(14)	
		③	面内せん断応力度	101.3		○	(14)	
			組合せ応力度	231.2		○	(14)	
		④	面内せん断応力度	57.7		○	(14)	
			組合せ応力度	111.5		○	(14)	
		⑤	面内せん断応力度	55.6		○	(14)	
			組合せ応力度	139.5		○	(14)	
		外筒	①	面内せん断応力度	12.8		○	(14)
				組合せ応力度	59.0		○	(14)
			②	面内せん断応力度	34.2		○	(14)
				組合せ応力度	101.0		○	(14)
	③		面内せん断応力度	55.3		○	(14)	
			組合せ応力度	185.3		○	(14)	
	④	面内せん断応力度	32.4		○	(14)		
		組合せ応力度	90.2		○	(14)		
	⑤	面内せん断応力度	33.2		○	(14)		
		組合せ応力度	144.2		○	(14)		

表 5-1(1) 許容応力状態短期に対する評価結果 (D+P+M+S d\*) (その3)



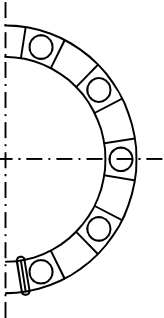
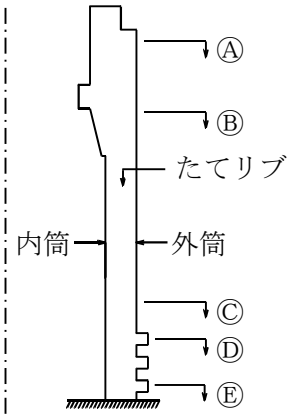
33

応力表示箇所

評価対象 設備	評価部位		応力分類	短期		判定	荷重の 組合せ	
				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 の基礎	P1 : 円筒部 ◎部	内筒	◎A	面内せん断応力度	16.3		○	(14)
				組合せ応力度	121.1		○	(14)
			◎B	面内せん断応力度	86.2		○	(14)
				組合せ応力度	153.3		○	(14)
			◎C	面内せん断応力度	67.8		○	(14)
				組合せ応力度	219.7		○	(14)
		◎D	面内せん断応力度	58.7		○	(14)	
			組合せ応力度	111.6		○	(14)	
		◎E	面内せん断応力度	55.7		○	(14)	
			組合せ応力度	116.0		○	(14)	
		外筒	◎A	面内せん断応力度	13.3		○	(14)
				組合せ応力度	89.5		○	(14)
	◎B		面内せん断応力度	34.3		○	(14)	
			組合せ応力度	70.9		○	(14)	
	◎C		面内せん断応力度	53.4		○	(14)	
			組合せ応力度	125.0			(14)	
	◎D	面内せん断応力度	32.0		○	(14)		
		組合せ応力度	99.3		○	(14)		
	◎E	面内せん断応力度	33.4		○	(14)		
		組合せ応力度	117.8		○	(14)		

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

評価対象 設備	評価部位		応力分類	短期		判定	荷重の 組合せ	
				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 の基礎	P2	たてリブ	Ⓐ	面内せん断応力度	28.1		○	(14)
				組合せ応力度	51.1		○	(14)
			Ⓑ	面内せん断応力度	73.0		○	(14)
				組合せ応力度	225.8		○	(14)
			Ⓒ	面内せん断応力度	33.4		○	(14)
				組合せ応力度	154.6		○	(14)
			Ⓓ	面内せん断応力度	11.9		○	(14)
				組合せ応力度	106.8		○	(14)
			Ⓔ	面内せん断応力度	78.1		○	(14)
				組合せ応力度	157.3		○	(14)



応力表示箇所

表 5-1(3) 許容応力状態短期に対する評価結果 (D + P + M + S d \*)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	短期		判定	荷重の 組合せ
				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 の基礎	P3	アンカボルト	引張応力度	189.3		○	(14)
			引抜き力*	2.256 × 10 <sup>6</sup>		○	(14)
	P4	ベアリングプレート	曲げ応力度	291.6		○	(14)

注記\* : 単位は N/4.5°

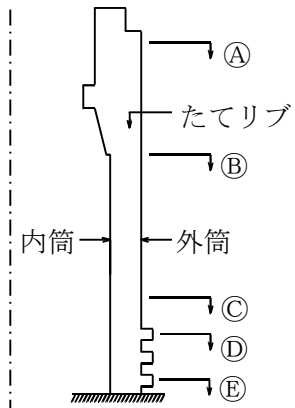
表 5-1(4) 許容応力状態短期に対する評価結果 (D + P + M + S d \*)

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 の基礎	P5	ブラケット部	最大圧縮力 作用時	曲げ応力度	28.7		○
				せん断応力度	62.3		○
			最大引張力 作用時	曲げ応力度	10.6		○
				せん断応力度	43.8		○
				下面の水平プレートに局所的に 生じる曲げ応力度	271.6		○

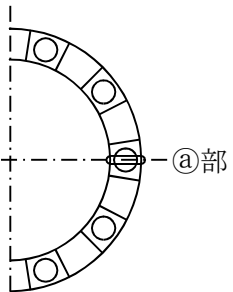
注 : ブラケット部はVI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表 5-3 の荷重の組合せの No. (10), (11), (14) を包絡する条件で評価する。

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 + P<sub>L</sub> + M<sub>L</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 の基礎	P1 : 円筒部 ①部	内筒	①	面内せん断応力度	8.2		○
				組合せ応力度	50.7		○
			②	面内せん断応力度	79.4		○
				組合せ応力度	165.2		○
			③	面内せん断応力度	42.9		○
				組合せ応力度	94.5		○
		④	面内せん断応力度	44.7	○		
			組合せ応力度	99.9	○		
		⑤	面内せん断応力度	42.5	○		
			組合せ応力度	114.9	○		
		外筒	①	面内せん断応力度	4.2		○
				組合せ応力度	83.6		○
			②	面内せん断応力度	18.0		○
				組合せ応力度	56.0		○
			③	面内せん断応力度	25.3		○
				組合せ応力度	68.7		○
		④	面内せん断応力度	41.9	○		
			組合せ応力度	112.9	○		
⑤	面内せん断応力度	71.9	○				
	組合せ応力度	254.6	○				



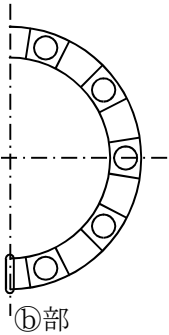
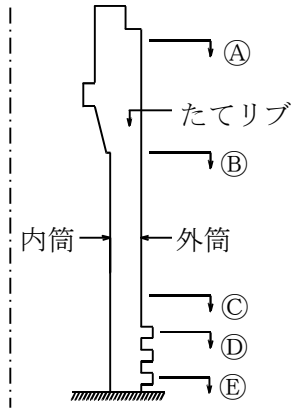
36



応力表示箇所

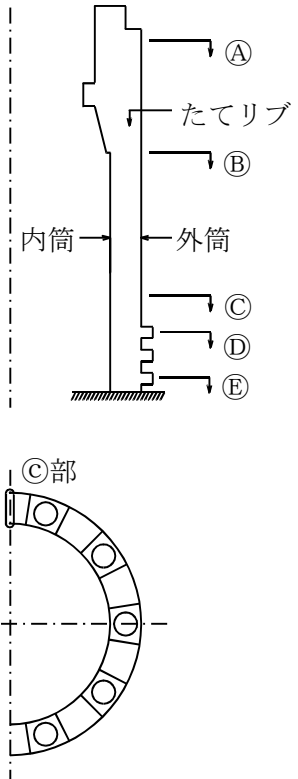
表 5-2(1) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P<sub>L</sub> + M<sub>L</sub> + S d \*) (その 2)

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 の基礎	P1 : 円筒部 ⓑ部	内筒	Ⓐ	面内せん断応力度	12.1		○
				組合せ応力度	46.4		○
			Ⓑ	面内せん断応力度	87.7		○
				組合せ応力度	153.5		○
			Ⓒ	面内せん断応力度	91.9		○
		組合せ応力度		207.0	○		
		Ⓓ	面内せん断応力度	57.3	○		
			組合せ応力度	107.2	○		
		Ⓔ	面内せん断応力度	56.4	○		
			組合せ応力度	138.9	○		
	外筒	Ⓐ	面内せん断応力度	15.1	○		
			組合せ応力度	99.7	○		
		Ⓑ	面内せん断応力度	31.0	○		
			組合せ応力度	79.6	○		
		Ⓒ	面内せん断応力度	50.9	○		
			組合せ応力度	186.2	○		
		Ⓓ	面内せん断応力度	33.0	○		
			組合せ応力度	82.6	○		
		Ⓔ	面内せん断応力度	34.7	○		
			組合せ応力度	151.6	○		



応力表示箇所

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 + P<sub>L</sub> + M<sub>L</sub> + S d \*) (その 3)



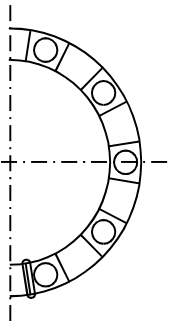
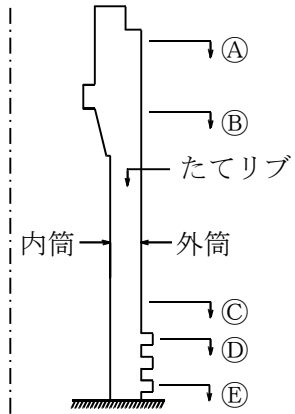
38

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 の基礎	P1 : 円筒部 ©部	①	面内せん断応力度	14.1		○	
			組合せ応力度	35.7		○	
		②	面内せん断応力度	86.2		○	
			組合せ応力度	150.5		○	
		③	面内せん断応力度	64.8		○	
			組合せ応力度	199.9		○	
		④	面内せん断応力度	58.5		○	
			組合せ応力度	108.7		○	
		⑤	面内せん断応力度	57.1		○	
			組合せ応力度	121.4		○	
		外筒	①	面内せん断応力度	12.3		○
				組合せ応力度	77.6		○
	②		面内せん断応力度	31.6		○	
			組合せ応力度	57.2		○	
	③		面内せん断応力度	50.3		○	
			組合せ応力度	126.4		○	
	④		面内せん断応力度	32.7		○	
			組合せ応力度	59.2		○	
	⑤		面内せん断応力度	34.1		○	
			組合せ応力度	94.7		○	

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 + P<sub>L</sub> + M<sub>L</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	
				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 の基礎	P2	たてリブ	①	面内せん断応力度	47.6		○
				組合せ応力度	87.9		○
			②	面内せん断応力度	66.1		○
				組合せ応力度	194.4		○
			③	面内せん断応力度	30.3		○
				組合せ応力度	156.1		○
			④	面内せん断応力度	7.4		○
				組合せ応力度	108.1		○
			⑤	面内せん断応力度	74.2		○
				組合せ応力度	148.5		○



応力表示箇所



表 5-2(3) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P<sub>L</sub> + M<sub>L</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
				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 の基礎	P3	アンカボルト	引張応力度	164.1		○
			引抜き力*	1.984 × 10 <sup>6</sup>		○
	P4	ベアリングプレート	曲げ応力度	296.7		○

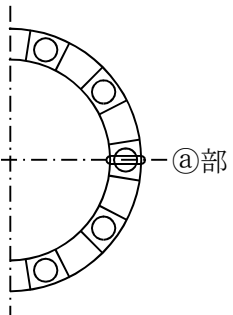
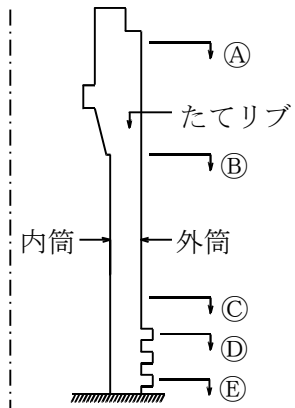
注記\* : 単位は N/4.5°

表 5-2(4) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P<sub>L</sub> + M<sub>L</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	
				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 の基礎	P5	ブラケット部	最大圧縮力 作用時	曲げ応力度	28.7		○
				せん断応力度	62.3		○
			最大引張力 作用時	曲げ応力度	10.6		○
				せん断応力度	43.8		○
				下面の水平プレートに局所的に 生じる曲げ応力度	271.6		○

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+P+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	荷重の 組合せ	
				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 の基礎	P1 : 円筒部 ①部	内筒	①	面内せん断応力度	9.7		○	(15)
				組合せ応力度	109.2		○	(15)
			②	面内せん断応力度	92.5		○	(15)
				組合せ応力度	208.4		○	(15)
			③	面内せん断応力度	54.2		○	(15)
				組合せ応力度	119.4		○	(15)
		④	面内せん断応力度	65.6	○		(15)	
			組合せ応力度	130.6	○		(15)	
		⑤	面内せん断応力度	64.5	○		(15)	
			組合せ応力度	135.8	○		(15)	
		外筒	①	面内せん断応力度	15.5		○	(15)
				組合せ応力度	173.4		○	(15)
			②	面内せん断応力度	19.1		○	(15)
				組合せ応力度	68.3		○	(15)
	③		面内せん断応力度	21.7	○		(15)	
			組合せ応力度	83.2	○		(15)	
	④		面内せん断応力度	76.8	○		(15)	
			組合せ応力度	161.0	○		(15)	
	⑤	面内せん断応力度	76.4	○	(15)			
		組合せ応力度	290.0	○	(15)			



41

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+P+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	荷重の 組合せ	
				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 の基礎	P1 : 円筒部 ⓑ部	内筒	Ⓐ	面内せん断応力度	21.4		○	(15)
				組合せ応力度	176.1		○	(15)
			Ⓑ	面内せん断応力度	107.5		○	(15)
				組合せ応力度	190.6		○	(15)
			Ⓒ	面内せん断応力度	125.8		○	(15)
		組合せ応力度		296.4		○	(15)	
		Ⓓ	面内せん断応力度	86.9		○	(15)	
			組合せ応力度	159.1		○	(15)	
		Ⓔ	面内せん断応力度	86.1		○	(15)	
			組合せ応力度	166.3		○	(15)	
	外筒	Ⓐ	面内せん断応力度	15.7		○	(15)	
			組合せ応力度	68.1		○	(15)	
		Ⓑ	面内せん断応力度	38.4		○	(15)	
			組合せ応力度	121.2		○	(15)	
		Ⓒ	面内せん断応力度	53.3		○	(15)	
			組合せ応力度	234.4		○	(15)	
		Ⓓ	面内せん断応力度	68.1		○	(15)	
			組合せ応力度	131.6		○	(15)	
		Ⓔ	面内せん断応力度	108.0		○	(15)	
			組合せ応力度	187.7		○	(15)	

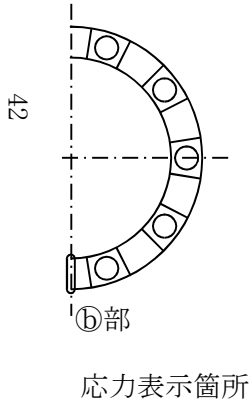
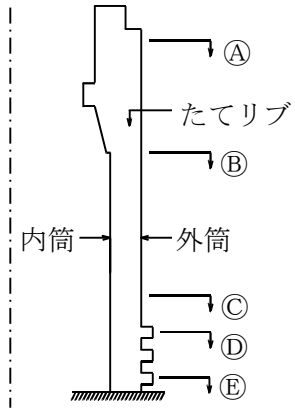
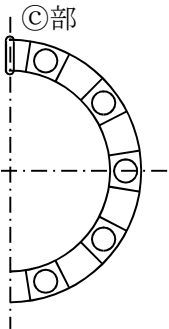
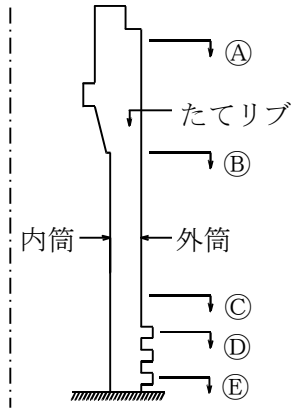


表 5-3(1) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D+P+M+S s) (その 3)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	荷重の 組合せ	
				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 の基礎	P1 : 円筒部 ◎部	内筒	◎A	面内せん断応力度	21.1		○	(15)
				組合せ応力度	148.1		○	(15)
			◎B	面内せん断応力度	106.5		○	(15)
				組合せ応力度	188.7		○	(15)
			◎C	面内せん断応力度	90.3		○	(15)
				組合せ応力度	268.9		○	(15)
		◎D	面内せん断応力度	88.0	○		(15)	
			組合せ応力度	159.9	○		(15)	
		◎E	面内せん断応力度	86.3	○		(15)	
			組合せ応力度	164.9	○		(15)	
		外筒	◎A	面内せん断応力度	18.5		○	(15)
				組合せ応力度	120.2		○	(15)
	◎B		面内せん断応力度	39.1	○		(15)	
			組合せ応力度	76.6	○		(15)	
	◎C		面内せん断応力度	50.3	○		(15)	
			組合せ応力度	157.4	○		(15)	
	◎D	面内せん断応力度	67.3	○	(15)			
		組合せ応力度	131.9	○	(15)			
	◎E	面内せん断応力度	108.4	○	(15)			
		組合せ応力度	188.4	○	(15)			

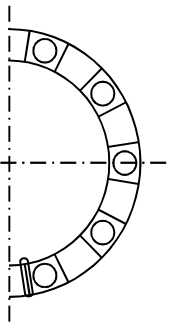
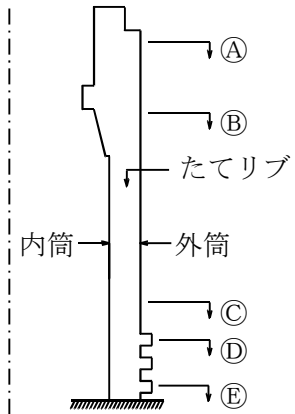


43

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+P+M+S s)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	荷重の 組合せ	
				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 の基礎	P2	たてリブ	Ⓐ	面内せん断応力度	45.0		○	(15)
				組合せ応力度	96.8		○	(15)
			Ⓑ	面内せん断応力度	95.0		○	(15)
				組合せ応力度	312.8		○	(15)
			Ⓒ	面内せん断応力度	36.2		○	(15)
				組合せ応力度	189.2		○	(15)
			Ⓓ	面内せん断応力度	15.8		○	(15)
				組合せ応力度	124.3		○	(15)
			Ⓔ	面内せん断応力度	94.1		○	(15)
				組合せ応力度	188.6		○	(15)



応力表示箇所

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

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	荷重の 組合せ
				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 の基礎	P3	アンカボルト	引張応力度	320.1		○	(15)
			引抜き力*	3.625×10 <sup>6</sup>		○	(15)
	P4	ベアリングプレート	曲げ応力度	379.3		○	(15)

注記\*：単位はN/4.5°

表 5-3(4) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D+P+M+S s)

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 の基礎	P5	ブラケット部	最大圧縮力 作用時	曲げ応力度	34.3		○
				せん断応力度	74.5		○
			最大引張り力 作用時	曲げ応力度	13.2		○
				せん断応力度	54.6		○
				下面の水平プレートに局所的に 生じる曲げ応力度	338.4		○

注：ブラケット部はVI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表 5-3 の荷重の組合せの No. (12), (13), (15) を包絡する条件で評価する。

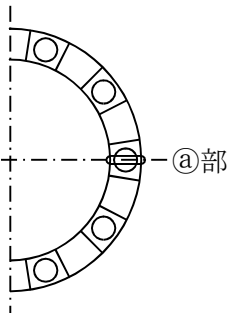
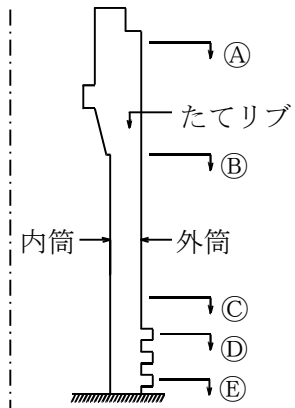
## 5.2 重大事故等対処設備としての評価結果

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+P<sub>SAL</sub>+M<sub>SAL</sub>+S<sub>d</sub>) (その1)



47

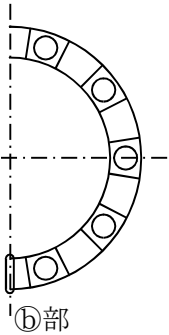
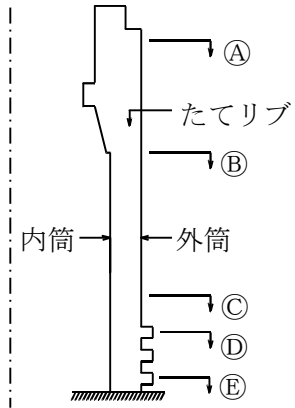
応力表示箇所

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 の基礎	P1 : 円筒部 a部	内筒	A	面内せん断応力度	8.4		○
				組合せ応力度	32.1		○
			B	面内せん断応力度	78.0		○
				組合せ応力度	177.5		○
			C	面内せん断応力度	41.4		○
				組合せ応力度	109.8		○
		D	面内せん断応力度	51.8		○	
			組合せ応力度	125.7		○	
		E	面内せん断応力度	50.9		○	
			組合せ応力度	119.3		○	
		外筒	A	面内せん断応力度	12.1		○
				組合せ応力度	109.6		○
			B	面内せん断応力度	18.4		○
				組合せ応力度	74.7		○
	C		面内せん断応力度	27.4		○	
			組合せ応力度	91.5		○	
	D		面内せん断応力度	78.7		○	
			組合せ応力度	164.4		○	
	E	面内せん断応力度	109.4		○		
		組合せ応力度	233.9		○		



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 + P<sub>SAL</sub> + M<sub>SAL</sub> + S<sub>d</sub>) (その 2)

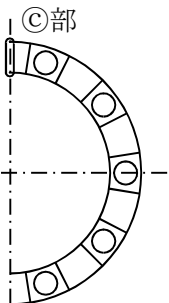
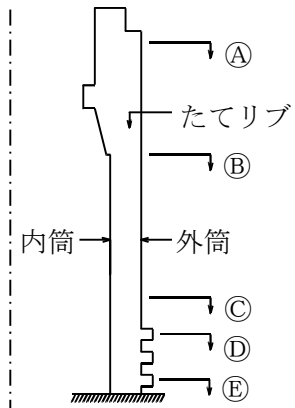
評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm <sup>2</sup>	N/mm <sup>2</sup>		
原子炉本体 の基礎	P1 : 円筒部 ⓑ部	内筒	Ⓐ	面内せん断応力度	11.6		○
				組合せ応力度	90.5		○
			Ⓑ	面内せん断応力度	42.8		○
				組合せ応力度	369.3		○
			Ⓒ	面内せん断応力度	57.9		○
		組合せ応力度		170.7		○	
		Ⓓ	面内せん断応力度	61.2		○	
			組合せ応力度	121.0		○	
		Ⓔ	面内せん断応力度	61.5		○	
			組合せ応力度	121.6		○	
	外筒	Ⓐ	面内せん断応力度	13.6		○	
			組合せ応力度	56.6		○	
		Ⓑ	面内せん断応力度	29.0		○	
			組合せ応力度	94.2		○	
		Ⓒ	面内せん断応力度	55.0		○	
			組合せ応力度	164.6		○	
		Ⓓ	面内せん断応力度	66.5		○	
			組合せ応力度	138.8		○	
		Ⓔ	面内せん断応力度	100.7		○	
			組合せ応力度	262.5		○	



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 + P<sub>SAL</sub> + M<sub>SAL</sub> + S<sub>d</sub>) (その 3)

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 の基礎	P1 : 円筒部 ◎部	内筒	◎A	面内せん断応力度	11.9		○
				組合せ応力度	60.9		○
			◎B	面内せん断応力度	72.9		○
				組合せ応力度	134.2		○
			◎C	面内せん断応力度	71.7		○
				組合せ応力度	171.4		○
		◎D	面内せん断応力度	62.1	○		
			組合せ応力度	122.4	○		
		◎E	面内せん断応力度	62.3	○		
			組合せ応力度	122.0	○		
		外筒	◎A	面内せん断応力度	15.5		○
				組合せ応力度	94.6		○
	◎B		面内せん断応力度	29.8	○		
			組合せ応力度	124.2	○		
	◎C		面内せん断応力度	54.3	○		
			組合せ応力度	143.8	○		
	◎D	面内せん断応力度	66.4	○			
		組合せ応力度	134.1	○			
	◎E	面内せん断応力度	75.2	○			
		組合せ応力度	141.2	○			

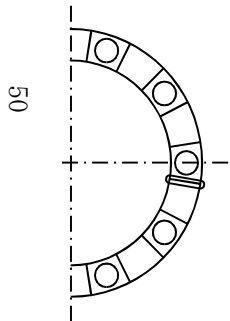
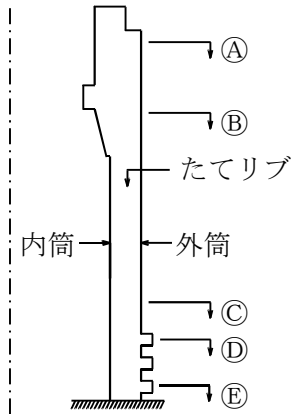


49

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 + P<sub>SAL</sub> + M<sub>SAL</sub> + S<sub>d</sub>)

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 の基礎	P2	たてリブ	①	面内せん断応力度	46.4		○
				組合せ応力度	109.0		○
			②	面内せん断応力度	63.2		○
				組合せ応力度	161.2		○
			③	面内せん断応力度	70.8		○
				組合せ応力度	191.2		○
			④	面内せん断応力度	34.5		○
				組合せ応力度	145.9		○
			⑤	面内せん断応力度	109.4		○
				組合せ応力度	194.8		○



応力表示箇所

表 5-4(3) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P<sub>SAL</sub> + M<sub>SAL</sub> + S<sub>d</sub>)

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 の基礎	P3	アンカボルト	引張応力度	102.8		○
			引抜き力*	1.187×10 <sup>6</sup>		○
	P4	ベアリングプレート	曲げ応力度	296.7		○

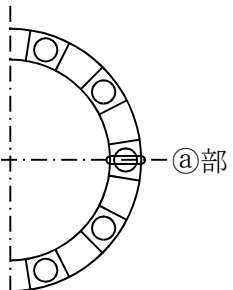
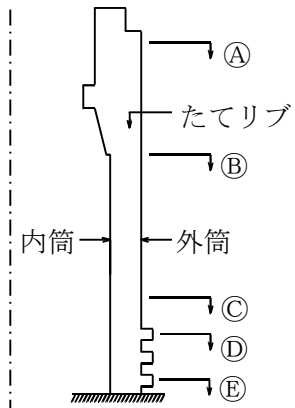
注記\* : 単位は N/4.5°

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

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 の基礎	P5	ブラケット部	最大圧縮力 作用時	曲げ応力度	28.7		○
				せん断応力度	62.3		○
			最大引張力 作用時	曲げ応力度	10.6		○
				せん断応力度	43.8		○
				下面の水平プレートに局所的に 生じる曲げ応力度	271.6		○

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 + P<sub>SALL</sub> + M<sub>SALL</sub> + S<sub>s</sub>) (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 の基礎	P1 : 円筒部 ①部	内筒	①	面内せん断応力度	11.0		○
				組合せ応力度	39.4		○
			②	面内せん断応力度	117.4		○
				組合せ応力度	232.4		○
			③	面内せん断応力度	59.4		○
				組合せ応力度	130.5		○
		④	面内せん断応力度	63.9	○		
			組合せ応力度	138.9	○		
		⑤	面内せん断応力度	61.0	○		
			組合せ応力度	121.9	○		
		外筒	①	面内せん断応力度	5.4		○
				組合せ応力度	112.2		○
	②		面内せん断応力度	25.7	○		
			組合せ応力度	85.8	○		
	③		面内せん断応力度	35.1	○		
			組合せ応力度	85.2	○		
	④	面内せん断応力度	62.9	○			
		組合せ応力度	138.6	○			
	⑤	面内せん断応力度	75.0	○			
		組合せ応力度	205.8	○			



52

応力表示箇所

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 + P<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 の基礎	P1 : 円筒部 ⓑ部	内筒	Ⓐ	面内せん断応力度	13.7		○
				組合せ応力度	80.6		○
			Ⓑ	面内せん断応力度	55.0		○
				組合せ応力度	404.8		○
			Ⓒ	面内せん断応力度	71.4		○
		組合せ応力度		228.7	○		
		Ⓓ	面内せん断応力度	77.8	○		
			組合せ応力度	143.0	○		
		Ⓔ	面内せん断応力度	67.7	○		
			組合せ応力度	127.9	○		
	外筒	Ⓐ	面内せん断応力度	9.4	○		
			組合せ応力度	91.9	○		
		Ⓑ	面内せん断応力度	41.2	○		
			組合せ応力度	101.6	○		
		Ⓒ	面内せん断応力度	93.3	○		
			組合せ応力度	243.1	○		
		Ⓓ	面内せん断応力度	49.2	○		
			組合せ応力度	151.6	○		
		Ⓔ	面内せん断応力度	80.0	○		
			組合せ応力度	336.9	○		

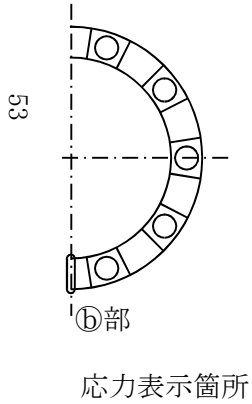
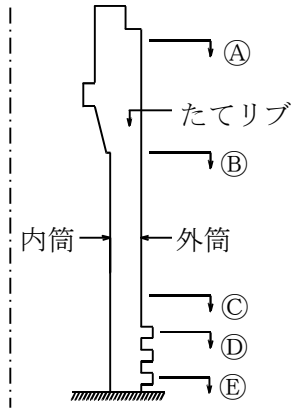
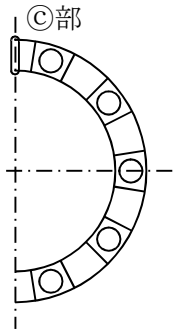
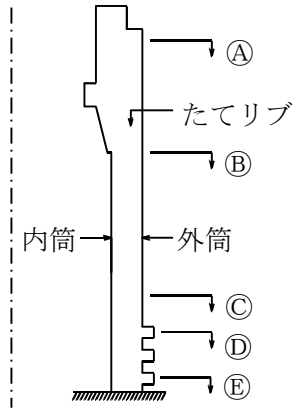


表 5-5(1) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P<sub>SALL</sub> + M<sub>SALL</sub> + S<sub>s</sub>) (その 3)

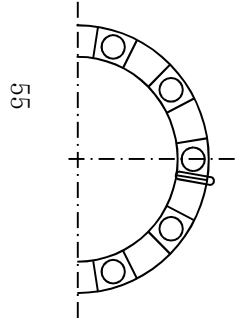
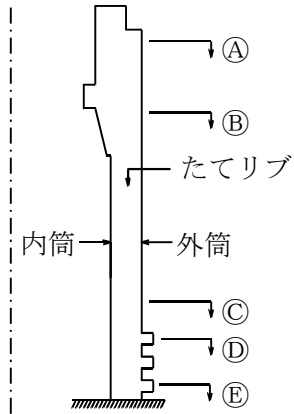
評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm <sup>2</sup>	N/mm <sup>2</sup>		
原子炉本体 の基礎	P1 : 円筒部 ◎部	内筒	◎A	面内せん断応力度	15.5		○
				組合せ応力度	55.3		○
			◎B	面内せん断応力度	110.4		○
				組合せ応力度	194.0		○
			◎C	面内せん断応力度	71.0		○
				組合せ応力度	229.2		○
		◎D	面内せん断応力度	78.9	○		
			組合せ応力度	144.4	○		
		◎E	面内せん断応力度	68.5	○		
			組合せ応力度	124.0	○		
		外筒	◎A	面内せん断応力度	10.5		○
				組合せ応力度	103.8		○
	◎B		面内せん断応力度	42.1	○		
			組合せ応力度	92.4	○		
	◎C		面内せん断応力度	92.4	○		
			組合せ応力度	198.8	○		
	◎D	面内せん断応力度	48.9	○			
		組合せ応力度	100.5	○			
	◎E	面内せん断応力度	39.0	○			
		組合せ応力度	160.8	○			



応力表示箇所

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 + P<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	
				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 の基礎	P2	たてリブ	①	面内せん断応力度	52.0		○
				組合せ応力度	92.4		○
			②	面内せん断応力度	79.2		○
				組合せ応力度	207.9		○
			③	面内せん断応力度	81.2		○
				組合せ応力度	240.1		○
			④	面内せん断応力度	47.2		○
				組合せ応力度	184.9		○
			⑤	面内せん断応力度	156.8		○
				組合せ応力度	298.6		○



応力表示箇所



表 5-5(3) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P<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
				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 の基礎	P3	アンカボルト	引張応力度	304.1		○
			引抜き力*	3.477×10 <sup>6</sup>		○
	P4	ベアリングプレート	曲げ応力度	394.8		○

注記\* : 単位は N/4.5°

表 5-5(4) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P<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	
				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 の基礎	P5	ブラケット部	最大圧縮力 作用時	曲げ応力度	34.3		○
				せん断応力度	74.5		○
			最大引張力 作用時	曲げ応力度	13.2		○
				せん断応力度	54.6		○
				下面の水平プレートに局所的に 生じる曲げ応力度	338.4		○

6. 参照図書

- (1) 柏崎刈羽原子力発電所第6号機 第1回工事計画認可申請書  
IV-1-2「原子炉本体の基礎に関する説明書」

(2) 原子炉本体の基礎の強度計算書

## 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	4
2.4 記号の説明	5
2.5 計算精度と数値の丸め方	6
3. 評価部位	7
4. 強度評価	9
4.1 強度評価方法	9
4.2 荷重の組合せ及び許容値	9
4.2.1 荷重の組合せ及び許容応力状態	9
4.2.2 許容値	9
4.2.3 使用材料の許容応力度評価条件	9
4.2.4 設計荷重	12
4.3 計算方法	14
4.3.1 応力評価点	14
4.3.2 解析モデル及び諸元	17
4.3.3 荷重及び応力度計算方法	19
4.4 計算条件	20
4.5 荷重及び応力度の評価	20
5. 評価結果	21
5.1 重大事故等対処設備としての評価結果	21
6. 参照図書	27

別紙1 計算機プログラム（解析コード）の概要

## 1. 概要

本計算書は、原子炉本体の基礎の強度計算書である。

原子炉本体の基礎は、設計基準対象施設としての原子炉本体の基礎を重大事故等対処設備として兼用する構造物である。

以下、VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に準じて、原子炉本体の基礎の強度評価を示す。

なお、本計算書においては、重大事故等時における荷重に対して、平成3年8月23日付け3資庁第6674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。）に示す手法に従い強度評価を行う。

## 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及びダイヤフラムフロアに支持される。</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及びダイヤフラムフロアを介して原子炉建屋に伝達させる。</p>	<p>原子炉本体の基礎は、鋼板とコンクリートから成る円筒形の構造物であり、外径 <input type="text"/> mm、壁厚 <input type="text"/> mm の上層円筒部及び壁厚 <input type="text"/> mm の下層円筒部で構成される。下層円筒部には、ベント管が埋設されている。また、下部ドライウエルアクセストンネル（以下「アクセストンネル」という。）が接続される。</p> <p>なお、コンクリートは強度部材として考慮しない。</p>	<p>ダイヤフラムフロア</p> <p>原子炉本体の基礎</p> <p>ベント管</p> <p>原子炉格納容器底部</p> <p>アクセストンネル</p> <p>コンクリート</p> <p>原子炉本体の基礎 拡大図 (単位: mm)</p>

## 2.2 評価方針

原子炉本体の基礎の応力評価は、VI-1-8-1「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」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おいて重大事故等時における圧力等による荷重及び応力度が許容限界内に収まることを、「4. 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強度評価フローを図 2-1 に示す。

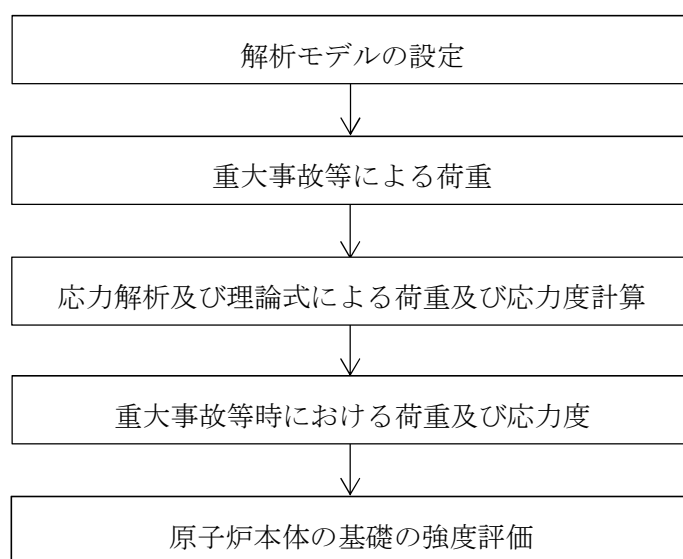


図 2-1 原子炉本体の基礎の強度評価フロー

### 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 1973 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 1988 改定）



## 2.4 記号の説明

記号	記号の説明	単位
$A_o$	断面積	$\text{mm}^2/\text{本}$
$D$	死荷重	—
$E$	縦弾性係数	$\text{N}/\text{mm}^2$
$f_b$	許容曲げ応力度	$\text{N}/\text{mm}^2$
$f_c$	許容圧縮応力度	$\text{N}/\text{mm}^2$
$f_s$	許容せん断応力度	$\text{N}/\text{mm}^2$
$f_t$	許容引張応力度	$\text{N}/\text{mm}^2$
$F$	許容応力度の基準値, アンカボルトの引抜き力	$\text{N}/\text{mm}^2, \text{N}/4.5^\circ$
$m_o$	質量	kg
$M_{SA}$	機械的荷重 (SA後機械的荷重)	—
$P_{SA}$	圧力 (SA後圧力)	—
$R$	半径方向荷重	$\text{kN}/\text{m}^2$
$S_u$	設計引張強さ	$\text{N}/\text{mm}^2$
$S_y$	設計降伏点	$\text{N}/\text{mm}^2$
$T$	温度	$^\circ\text{C}$
$V$	鉛直方向荷重	kN, $\text{kN}/\text{m}^2$
$\nu$	ポアソン比	—
$\sigma_{ti}$	内筒側のアンカボルトの引張応力度	$\text{N}/\text{mm}^2$
$\sigma_{to}$	外筒側のアンカボルトの引張応力度	$\text{N}/\text{mm}^2$

## 2.5 計算精度と数値の丸め方

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
圧力	kPa	—	—	整数位
許容応力度	N/mm <sup>2</sup>	小数点以下第1位	切捨て	整数位
算出応力度	N/mm <sup>2</sup>	小数点以下第2位	切上げ	小数点以下第1位
設計荷重	kN	—	—	整数位
許容荷重	N	有効数字5桁目	切捨て	有効数字4桁*
算出荷重	N	有効数字5桁目	切上げ	有効数字4桁*

注記\*：絶対値が1000以上のときはべき数表示とする。

### 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、評価部位及び使用材料を表 3-1 に示す。

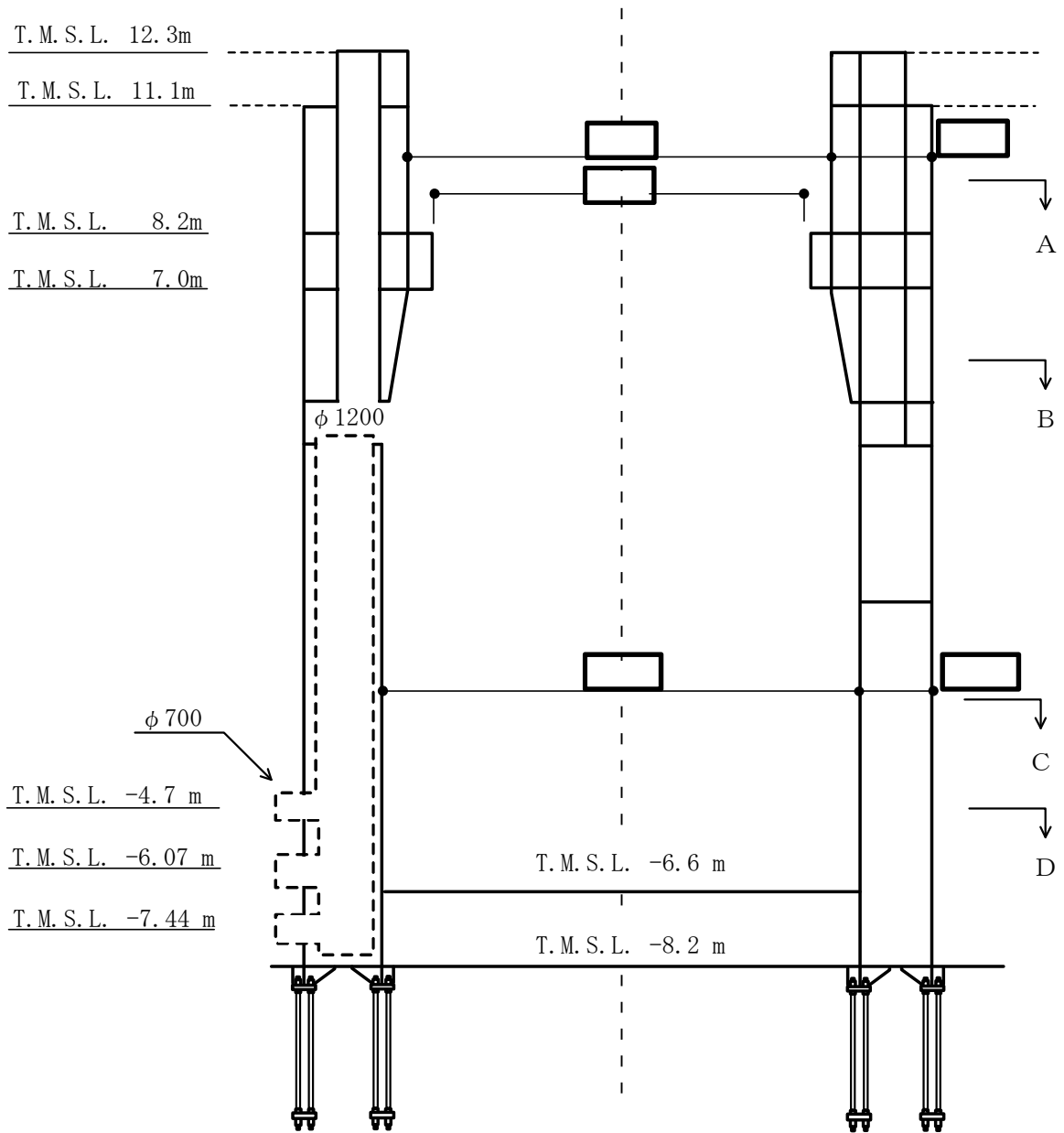


図 3-1 原子炉本体の基礎の形状及び主要寸法 (その 1) (単位: mm)

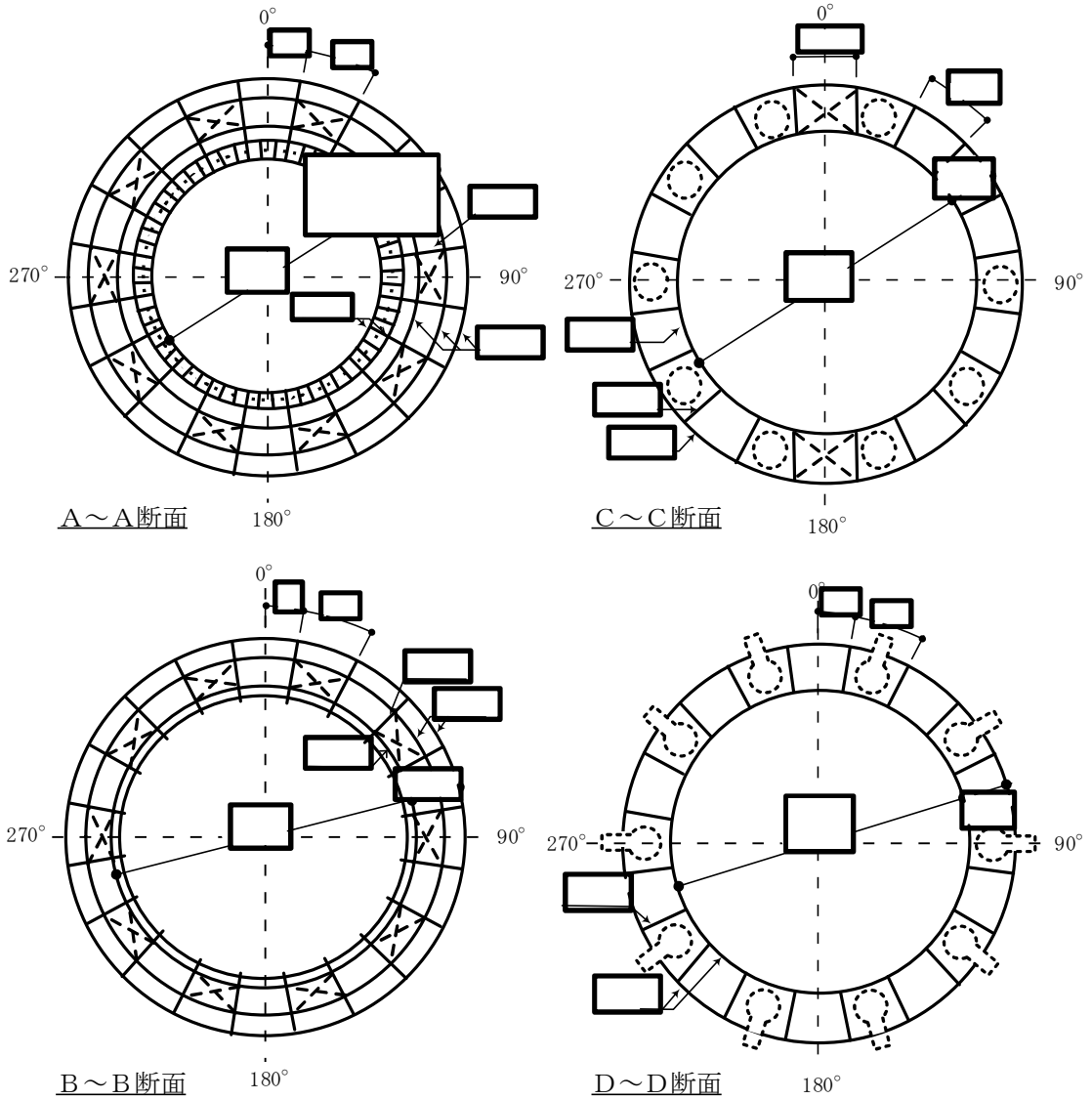


図 3-1 原子炉本体の基礎の形状及び主要寸法 (その 2) (単位 : mm)

表 3-1 評価部位及び使用材料表

評価部位	使用材料	備考
構造用鋼材 (円筒部, たてリブ, ベアリングプレート, ブラケット部)		
原子炉本体基礎 アンカボルト		

## 4. 強度評価

### 4.1 強度評価方法

- (1) 原子炉本体の基礎の荷重は、原子炉格納容器底部及びダイヤフラムフロアを介して原子炉建屋に伝達される。原子炉本体の基礎の強度評価として、VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」において設定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強度評価を行う。また、重大事故等対処設備としての評価においては、重大事故等時の下部ドライウェル及びサプレッションチェンバの水の影響を考慮する。
- (2) 強度評価に用いる寸法は、公称値を用いる。

### 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、重大事故等対処設備の評価に用いるものを表 4-1 に示す。

詳細な荷重の組合せは、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基礎アンカボルトに対する許容応力度を表 4-2 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 4-3 に示す。

表 4-1 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	機器等の区分	荷重の組合せ*1		許容応力状態
原子炉本体	原子炉 压力容器 支持構造物	原子炉本体の 基礎	建物・ 構築物	$D + P_{SA} + M_{SA}^{*2}$	(V(S)-1) (V(S)-2) (V(S)-3)	重大事故等時 <機能維持の検討>*3

注記\*1：（ ）内はVI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表5-4の荷重の組合せのNo.を示す。

\*2：VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表5-4に従い、重大事故等時の温度荷重は組み合わせない。

\*3：鋼構造設計規準による場合は、< >内の許容応力状態を適用する。

表 4-2 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
機能維持 の検討	$1.5 \cdot f_t$	$1.5 \cdot f_s$	$1.5 \cdot f_c$	$1.5 \cdot f_b$	$1.5 \cdot f_t$

表4-3 使用材料の許容応力度評価条件（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, たてリブ, ベアリングプレート, ブラケット )				
原子炉本 アンカボルト				

注記\* :

#### 4.2.4 設計荷重

##### (1) 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設計荷重を表 4-4 に示す。

また、重大事故等対処設備の評価に用いる水荷重は、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、没水時における下記の水位による水頭圧を考慮する。

ドライウエル	水位 T. M. S. L. 7400mm
サプレッションチェンバ	水位 T. M. S. L. 8750mm



表 4-4 設計荷重（重大事故等対処設備）

荷重		荷重 記号*1	原子炉本体の基礎に 直接作用する荷重	ダイヤフラムフロ アに作用する荷重	アクセストンネルに作用す る荷重	その他より作用する 荷重	
重大事故等 時荷重	S A 時死荷重 (自重及び機器支持 荷重等)	D	V : <input type="text"/> kN (円筒部表面より加わる荷重 <input type="text"/> kN 及びベント管内包水 <input type="text"/> kN を含む)	V : <input type="text"/> kN/m <sup>2</sup>	V : <input type="text"/> kN (水荷重 <input type="text"/> kN を含む)	V : <input type="text"/> kN* <sup>2</sup> V : <input type="text"/> kN* <sup>3</sup>	
	S A 時圧力	P s A	R : <input type="text"/> kN/m <sup>2</sup> (内圧 : 620kPa)	内圧 : 620kPa	内圧 : 620kPa	—	
			R : <input type="text"/> kN/m <sup>2</sup> (内圧 : 310kPa)	内圧 : 310kPa	内圧 : 310kPa	—	
			R : <input type="text"/> kN/m <sup>2</sup> (差圧*4 : 173kPa)	差圧*4 : 173kPa	差圧*4 : 173kPa	—	
			R : <input type="text"/> kN/m <sup>2</sup> (差圧*5 : -100kPa)	差圧*5 : -100kPa	差圧*5 : -100kPa	—	
	S A 時配管荷重		—	V : <input type="text"/> kN* <sup>6</sup>	—	V : <input type="text"/> kN* <sup>2</sup>	
	S A 時 水力学 的動荷 重	逃がし安全弁 作動時荷重	M s A	R : <input type="text"/> kN/m <sup>2</sup> (正圧 : <input type="text"/> kPa)	—	正圧 : <input type="text"/> kPa	—
		チャギング 荷重		R : <input type="text"/> kN/m <sup>2</sup> (負圧 : <input type="text"/> kPa)	—	負圧 : <input type="text"/> kPa	—
		蒸気凝縮 振動荷重		R : <input type="text"/> kN/m <sup>2</sup> (正圧 : <input type="text"/> kPa)	—	正圧 : <input type="text"/> kPa	—
				R : <input type="text"/> kN/m <sup>2</sup> (負圧 : <input type="text"/> kPa)	—	負圧 : <input type="text"/> kPa	—
R : <input type="text"/> kN/m <sup>2</sup> (負圧 : <input type="text"/> kPa)				—	負圧 : <input type="text"/> kPa	—	

注：Vは鉛直方向，Rは半径方向を示す。（Vは下向きを正，Rは外向きを正とする。）

注記\*1：表 4-1 の荷重の組合せの記号を示す。

\*2：原子炉圧力容器からの荷重を示す。

\*3：原子炉遮蔽壁からの荷重を示す。

\*4：VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に従う，ドライウェル 620kPa とサプレッションチェンバ 447kPa の差圧を示す。

\*5：VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に従う，ドライウェル 520kPa とサプレッションチェンバ 620kPa の差圧を示す。

\*6：逃がし安全弁排気管貫通部 1 箇所当たりの荷重を示す。

### 4.3 計算方法

#### 4.3.1 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 4-5 及び図 4-1 に示す。

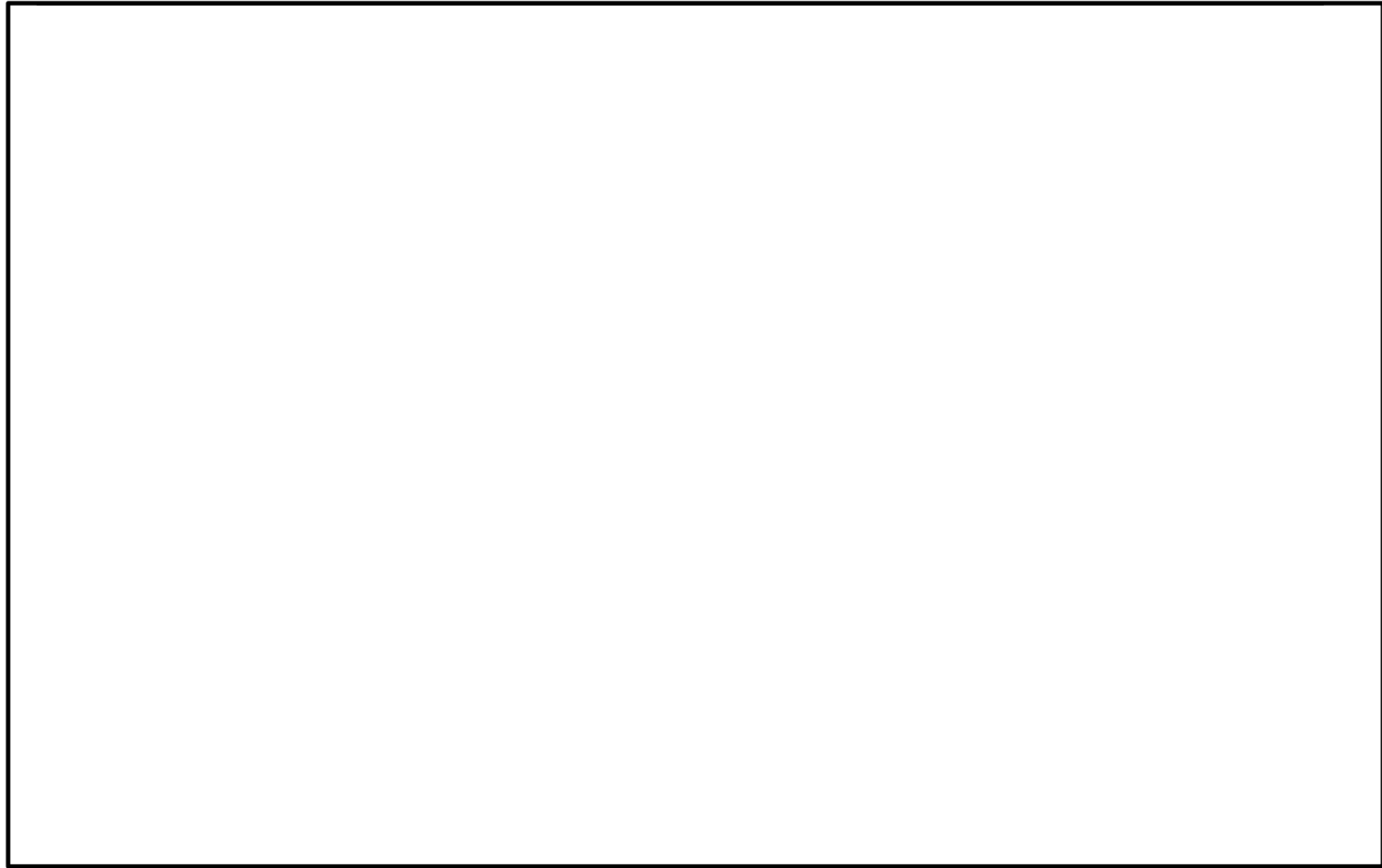
表 4-5 応力評価点

応力評価点番号	応力評価点
P 1 * <sup>1</sup>	円筒部 (内筒, 外筒)
P 2 * <sup>2</sup>	たてリブ
P 3	アンカボルト
P 4	ベアリングプレート
P 5 * <sup>3</sup>	ブラケット部

注記\*1：内筒及び外筒の評価点は、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、90 度及び 180 度位置の代表的な高さから選定する。代表的な高さは、応力レベルを考慮して、基部、水平吐出管、アクセストンネル、連通孔及びダイヤフラムフロア支持位置付近とする。

\*2：たてリブの評価点については、最大応力度発生箇所を含むよう選定するとともに、最大応力度発生箇所を含むたてリブの代表的な高さとする。代表的な高さは、内筒及び外筒と同様とする。

\*3：応力評価点 P5 については、原子炉本体の転倒荷重は小さく無視できるので評価を行わない。

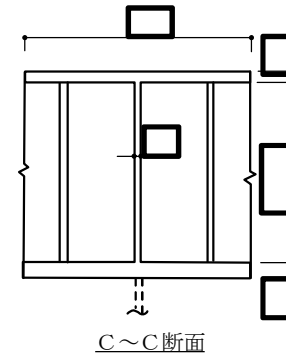
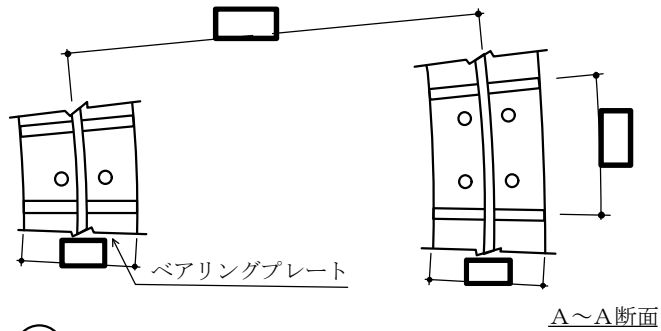
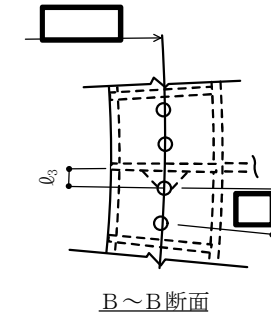
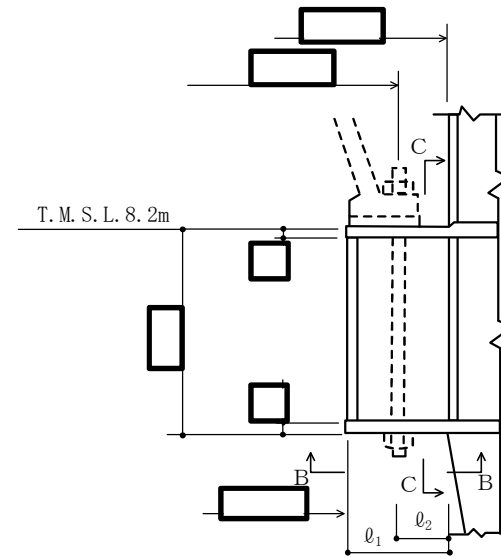
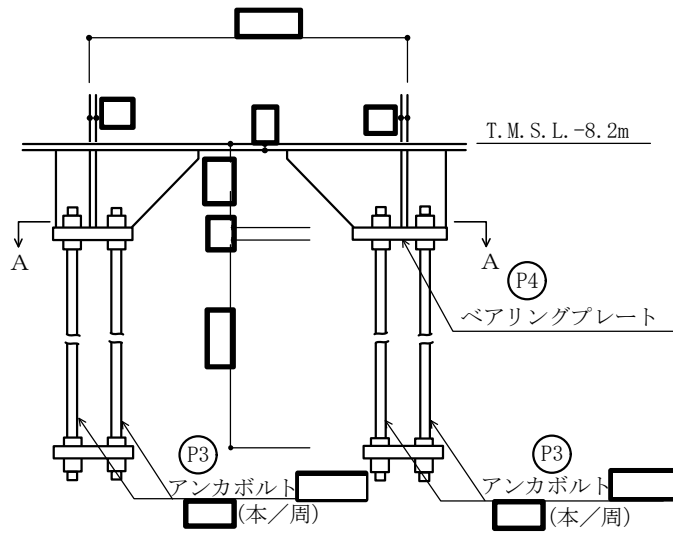


Ⓐ : 円筒部 (内筒及び外筒)

Ⓑ : たてリブ

■ : 応力評価位置

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



- ⊙P3 : アンカボルト
- ⊙P4 : ベアリングプレート

- ⊙P5 : ブラケット部

図 4-1 原子炉本体の基礎の応力評価位置 (その 2) (単位: mm)

#### 4.3.2 解析モデル及び諸元

##### (1) 重大事故等対処設備としての解析モデル

重大事故等対処設備としての評価における，原子炉本体の基礎の解析モデルの概要を以下に示す。

- a. 原子炉本体の基礎の解析モデルは，3次元シェルモデルによる有限要素解析手法を適用する。構造的にほぼ対称であるため，既工認と同様に，解析は1/2モデルを用いて行う。解析モデルを図4-2に，解析モデルの諸元について表4-6に示す。

b.



- c. 解析コードは「MSC NASTRAN」を使用し，荷重及び応力度を求める。  
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，別紙1「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

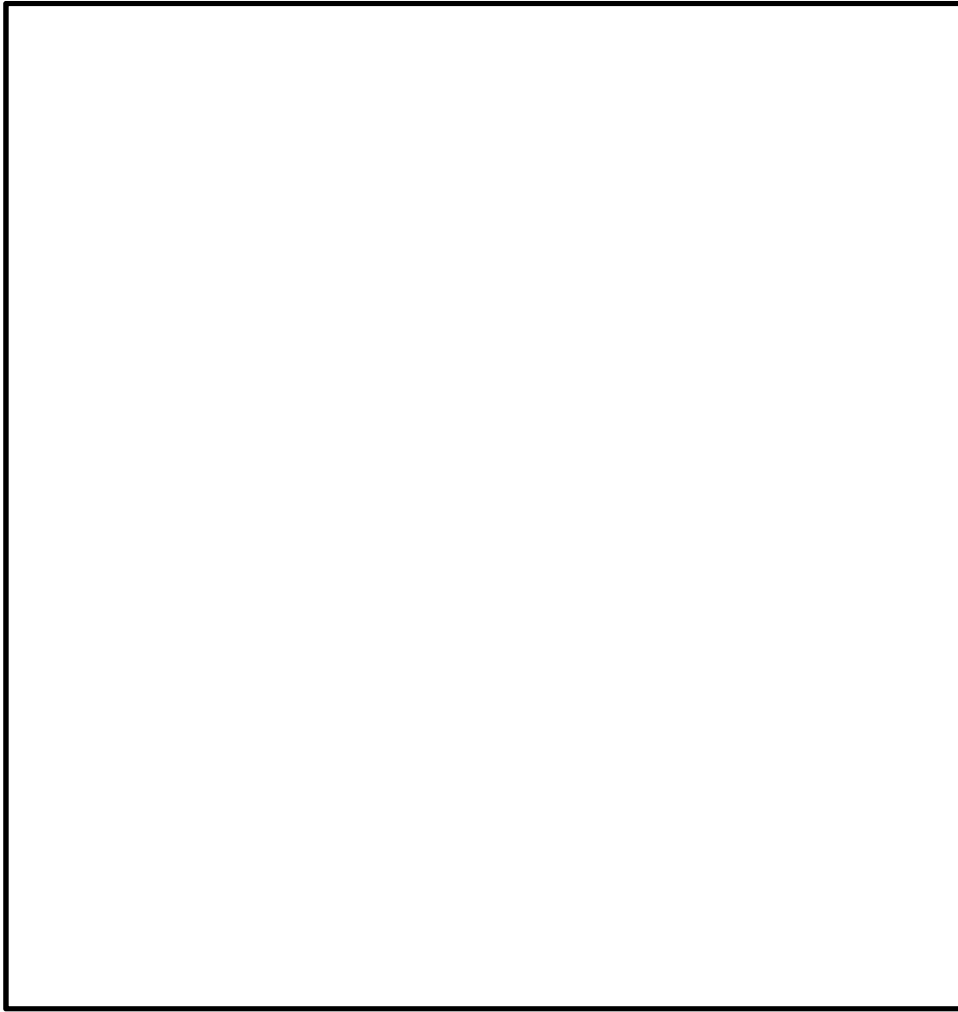


図 4-2 解析モデル

表 4-6 解析モデル諸元（重大事故等対処設備）

項目	記号	単位	入力値
材質	—	—	
質量	m <sub>0</sub>	kg	
温度条件	T	℃	200
縦弾性係数	E	N/mm <sup>2</sup>	
ポアソン比	ν	—	
要素数	—	—	
節点数	—	—	

#### 4.3.3 荷重及び応力度計算方法

原子炉本体の基礎の荷重及び応力度計算方法について以下に示す。

##### (1) 重大事故等対処設備としての荷重及び応力度計算

###### a. 円筒部及びたてリブの検討

円筒部及びたてリブの応力度計算方法は、既工認（参照図書(1)）から変更はなく、原子炉本体の基礎に作用する圧力及び死荷重等による応力度は、「4.3.2 (1) 重大事故等対処設備としての解析モデル」に示す原子炉本体の基礎の解析モデルにより算出する。

###### b. 原子炉本体基礎アンカボルトの検討

###### (a) アンカボルトの最大引張応力度

応力度計算方法は、既工認（参照図書(1)）から変更はなく、「4.3.3(1)a. 円筒部及びたてリブの検討」と同様に原子炉本体の基礎の解析モデルによりアンカボルト軸断面の最大引張応力度を算出する。

###### (b) アンカボルトの定着

「4.3.3(1)a. 円筒部及びたてリブの検討」と同様に原子炉本体の基礎の解析モデルにより算出したアンカボルトの引張応力度より、アンカボルトの引抜き力 $F$ を求める。

計算は、内筒側のアンカボルトの引張応力度 $\sigma_{ti}$ と外筒側のアンカボルトの引張応力度 $\sigma_{to}$ より、 $4.5^\circ$ の範囲におけるアンカボルトの引抜き力 $F$ を以下の式で求める。

$$F = (4 \cdot \sigma_{to} + 2 \cdot \sigma_{ti}) \cdot A_o$$

$A_o$  : アンカボルトの断面積 (mm<sup>2</sup>/本)

###### c. ベアリングプレートの検討

ベアリングプレートの応力度計算方法は、既工認（参照図書(1)）から変更はなく、「4.3.3(1)a. 円筒部及びたてリブの検討」と同様に原子炉本体の基礎の解析モデルにより算出したベアリングプレートに生じる最大圧縮応力度から、ベアリングプレートの曲げ応力度を求める。

#### 4.4 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」に示す。

#### 4.5 荷重及び応力度の評価

「4.3 計算方法」で求めた荷重及び応力度が許容値以下であること。



## 5. 評価結果

### 5.1 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強度評価結果を以下に示す。発生値は許容限界を満足している。

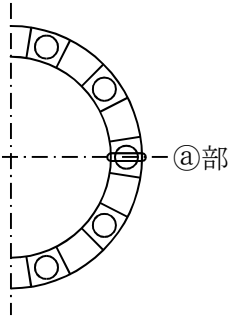
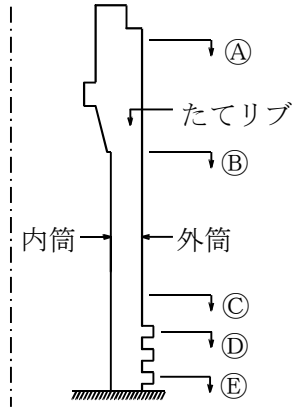
#### (1) 強度評価結果

強度評価の結果を表 5-1 に示す。

表中の「荷重の組合せ」欄には、VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表 5-4 の荷重の組合せの No. を記載する。

表 5-1(1) 重大事故等時に対する評価結果 (D + P<sub>SA</sub> + M<sub>SA</sub>) (その 1)

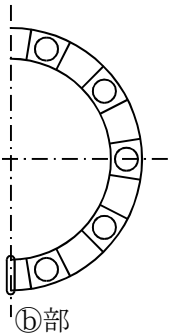
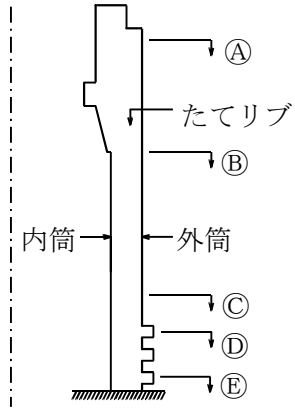
評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	荷重の 組合せ	
				算出応力度	許容応力度			
				N/mm <sup>2</sup>	N/mm <sup>2</sup>			
原子炉本体 の基礎	P1 : 円筒部 ①部	内筒	①	面内せん断応力度	7.8		○	V(S)-2
				組合せ応力度	21.5		○	V(S)-2
			②	面内せん断応力度	26.3		○	V(S)-2
				組合せ応力度	107.9		○	V(S)-2
			③	面内せん断応力度	15.5		○	V(S)-2
				組合せ応力度	112.4		○	V(S)-2
		④	面内せん断応力度	37.8		○	V(S)-2	
			組合せ応力度	91.5		○	V(S)-2	
		⑤	面内せん断応力度	40.4		○	V(S)-2	
			組合せ応力度	88.4		○	V(S)-2	
		外筒	①	面内せん断応力度	20.8		○	V(S)-2
				組合せ応力度	71.2		○	V(S)-2
			②	面内せん断応力度	6.5		○	V(S)-2
				組合せ応力度	93.4		○	V(S)-2
	③		面内せん断応力度	27.3		○	V(S)-2	
			組合せ応力度	106.9		○	V(S)-2	
	④		面内せん断応力度	110.0		○	V(S)-2	
			組合せ応力度	234.1		○	V(S)-2	
	⑤	面内せん断応力度	182.7		○	V(S)-2		
		組合せ応力度	358.7		○	V(S)-2		



応力表示箇所

表 5-1(1) 重大事故等時に対する評価結果 (D + P<sub>SA</sub> + M<sub>SA</sub>) (その 2)

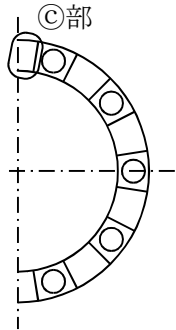
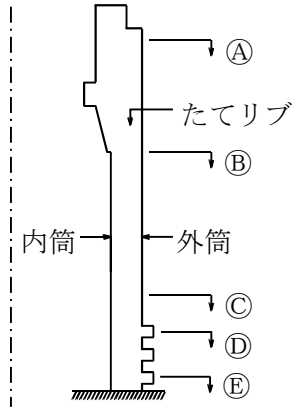
評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	荷重の 組合せ	
				算出応力度	許容応力度			
				N/mm <sup>2</sup>	N/mm <sup>2</sup>			
原子炉本体 の基礎	P1 : 円筒部 ①部	内筒	①	面内せん断応力度	5.4		○	V(S)-1
				組合せ応力度	71.8		○	V(S)-1
			②	面内せん断応力度	37.7		○	V(S)-2
				組合せ応力度	279.7		○	V(S)-2
			③	面内せん断応力度	64.2		○	V(S)-2
		組合せ応力度		164.4		○	V(S)-2	
		④	面内せん断応力度	62.2		○	V(S)-2	
			組合せ応力度	114.2		○	V(S)-2	
		⑤	面内せん断応力度	64.9		○	V(S)-2	
			組合せ応力度	119.7		○	V(S)-2	
	②部	外筒	①	面内せん断応力度	13.7		○	V(S)-2
				組合せ応力度	112.4		○	V(S)-2
			②	面内せん断応力度	12.1		○	V(S)-1
				組合せ応力度	165.8		○	V(S)-1
			③	面内せん断応力度	82.2		○	V(S)-2
		組合せ応力度		204.0		○	V(S)-2	
		④	面内せん断応力度	127.6		○	V(S)-2	
			組合せ応力度	237.8		○	V(S)-2	
		⑤	面内せん断応力度	157.1		○	V(S)-2	
			組合せ応力度	274.8		○	V(S)-2	



応力表示箇所

表 5-1(1) 重大事故等時に対する評価結果 (D + P<sub>SA</sub> + M<sub>SA</sub>) (その 3)

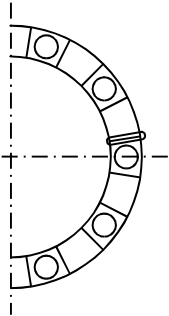
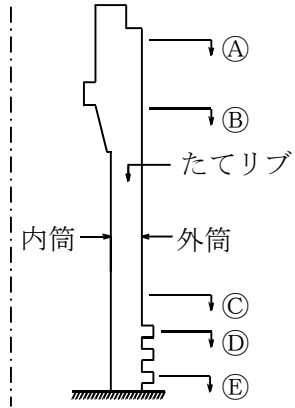
評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	荷重の 組合せ	
				算出応力度	許容応力度			
				N/mm <sup>2</sup>	N/mm <sup>2</sup>			
原子炉本体 の基礎	P1 : 円筒部 ◎部	内筒	◎	面内せん断応力度	5.7		○	V(S)-1
				組合せ応力度	53.8		○	V(S)-1
			◎	面内せん断応力度	38.6		○	V(S)-2
				組合せ応力度	74.7		○	V(S)-2
			◎	面内せん断応力度	57.0		○	V(S)-2
				組合せ応力度	160.9		○	V(S)-2
		◎	面内せん断応力度	62.1		○	V(S)-2	
			組合せ応力度	113.5		○	V(S)-2	
		◎	面内せん断応力度	64.6		○	V(S)-2	
			組合せ応力度	118.2		○	V(S)-2	
		外筒	◎	面内せん断応力度	14.4		○	V(S)-2
				組合せ応力度	83.0		○	V(S)-2
	◎		面内せん断応力度	12.1		○	V(S)-1	
			組合せ応力度	165.6		○	V(S)-1	
	◎		面内せん断応力度	81.4		○	V(S)-2	
			組合せ応力度	198.4		○	V(S)-2	
	◎	面内せん断応力度	127.5		○	V(S)-2		
		組合せ応力度	237.1		○	V(S)-2		
◎	面内せん断応力度	197.1		○	V(S)-2			
	組合せ応力度	362.5		○	V(S)-2			



応力表示箇所

表 5-1(2) 重大事故等時に対する評価結果 (D + P<sub>SA</sub> + M<sub>SA</sub>)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	荷重の 組合せ	
				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 の基礎	P2	たてリブ	Ⓐ	面内せん断応力度	41.3		○	V(S)-2
				組合せ応力度	92.8		○	V(S)-2
			Ⓑ	面内せん断応力度	70.9		○	V(S)-2
				組合せ応力度	172.8		○	V(S)-2
			Ⓒ	面内せん断応力度	23.0		○	V(S)-2
				組合せ応力度	155.1		○	V(S)-2
			Ⓓ	面内せん断応力度	79.8		○	V(S)-2
				組合せ応力度	154.6		○	V(S)-2
			Ⓔ	面内せん断応力度	165.6		○	V(S)-1
				組合せ応力度	289.8		○	V(S)-1



応力表示箇所

表 5-1(3) 重大事故等時に対する評価結果 (D + P<sub>SA</sub> + M<sub>SA</sub>)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	荷重の 組合せ
				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 の基礎	P3	アンカボルト	引張応力度	110.6		○	V(S)-1
			引抜き力*	1.254 × 10 <sup>6</sup>		○	V(S)-1
	P4	ベアリングプレート	曲げ応力度	283.8		○	V(S)-3

注記\* : 単位は N/4.5°

6. 参照図書

- (1) 柏崎刈羽原子力発電所第6号機 第1回工事計画認可申請書  
IV-1-2「原子炉本体の基礎に関する説明書」

## 計算機プログラム（解析コード）の概要



## 目 次

1. はじめに .....	1
1.1 使用状況一覧 .....	2
2. 解析コードの概要 .....	2

## 1. はじめに

本資料は、VI-1-2-1「原子炉本体の基礎に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）MSC NASTRANについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。

## 1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
VI-1-2-1	原子炉本体の基礎に関する説明書	Ver. 2013. 1. 1

## 2. 解析コードの概要

項目	コード名	MSC NASTRAN
使用目的		3次元有限要素法（シェルモデル）による応力解析
開発機関		MSC Software Corporation
開発時期		1971年（一般商業用リリース）
使用したバージョン		Ver. 2013. 1. 1
コードの概要		<p>本解析コードは、航空機の機体強度解析を目的として開発された、有限要素法による構造解析用の汎用計算機プログラムである。適用モデル（主にはり要素、シェル要素、ソリッド要素）に対して、静的解析（線形、非線形）、動的解析（過渡応答解析、周波数応答解析）、固有値解析、伝熱解析（温度分布解析）、熱応力解析、線形座屈解析等の機能を有している。数多くの研究機関や企業において、航空宇宙、自動車、造船、機械、建築、土木等様々な分野の構造解析に使用されている。</p>
検証（Verification） 及び 妥当性確認（Validation）		<p><b>【検証（Verification）】</b></p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・構造力学分野における一般的知見により解を求めることができる体系について、本解析コードを用いた解析結果と理論モデルによる理論解の比較を行い、解析解が理論解と一致することを確認している。</li> </ul>

	<ul style="list-style-type: none"><li>・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li></ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・本解析コードは、航空宇宙、自動車、造船、機械、建築、土木等様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。</li><li>・本解析コードは日本国内の原子力施設で工事計画認可申請に使用されており、十分な実績があるため信頼性がある。</li><li>・本設計及び工事の計画において使用するバージョンは、他プラントの既工事計画において使用されているものと異なるが、バージョンの変更において解析機能に影響のある変更が行われていないことを確認している。</li><li>・今回の設計及び工事計画認可申請における用途及び適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。</li></ul>
--	---

## VI-1-2-2 原子炉压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.	脆性破壊防止に対する設計	2
4.	評価対象と評価方法	2
5.	記号の説明	5
6.	最低使用温度に基づく評価	6
6.1	評価箇所	6
6.2	最低使用温度	6
7.	関連温度に基づく評価	7
7.1	評価箇所	7
7.2	関連温度の要求値	7
7.3	応力拡大係数の計算	7
7.3.1	最大仮想欠陥	7
7.3.2	応力拡大係数の計算	7
7.4	中性子照射による関連温度の移行量	8
7.5	計算結果	9
7.5.1	応力拡大係数の計算結果	9
7.5.2	関連温度の要求値の計算結果	9
8.	上部棚吸収エネルギーの評価	10
8.1	評価箇所	10
8.2	上部棚吸収エネルギーの評価方法	10
8.3	上部棚吸収エネルギーの計算	10
8.3.1	上部棚吸収エネルギー減少率の推定	10
8.3.2	上部棚吸収エネルギー調整値の算出	11
8.4	上部棚吸収エネルギーの評価結果	11
9.	結論	12
付録1	中性子照射による関連温度移行量	26
別紙1	計算機プログラム（解析コード）の概要 STAX	
別紙2	計算機プログラム（解析コード）の概要 DORT	

## 図 表 目 次

図6-1	破壊靱性評価箇所	13
図7-1	最大仮想欠陥形状	14
表4-1	重大事故シーケンスの影響確認	15
表6-1	最低使用温度に基づく評価箇所	18
表7-1	関連温度の評価箇所	19
表7-2	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	21
表7-3	応力拡大係数及び関連温度の要求値の計算結果	22
表8-1	国内U S E 予測式の適用範囲及び評価対象の諸元	24
表8-2	上部棚吸収エネルギーの評価結果	25

## 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及び原子炉冷却材再循環ポンプモータケーシング（以下「モータケーシング」という。）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も説明するものである。あわせて、技術基準規則第17条第1項第1号及び第55条第1項第2号並びにそれらの解釈に対して、原子炉圧力容器及びモータケーシング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及びモータケーシングの材料については、平成5年6月17日付け4資庁第14561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の脆性破壊に対する評価結果に影響を及ぼす脆化予測法が改定されたため、改めて設計基準対象施設としての原子炉圧力容器及びモータケーシング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

原子炉圧力容器及びモータケーシングに使用する材料は、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。

原子炉圧力容器及びモータケーシングに使用する材料は、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、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、原子炉圧力容器及びモータケーシング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、VI-1-1-7「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。

原子炉圧力容器及びモータケーシング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. 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、原子炉圧力容器及びモータケーシングに使用する材料は、強度と靱性に優れる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。原子炉圧力容器及びモータケーシングは脆性破壊防止の観点から、原子炉冷却材の最低使用温度を設定し、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。

### 4. 評価対象と評価方法

原子炉圧力容器及びモータケーシングに使用する材料は、発電用原子力設備規格（設計・建設規格 J S M E S N C 1-2005（2007 年追補版含む））（日本機械学会）（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、原子炉圧力容器及びモータケーシング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 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原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 J E A C 4 2 0 6-2007（日本電気協会）（以下「J E A C 4 2 0 6」という。）、原子炉構造材の監視試験方法 J E A C 4 2 0 1-2007（日本電気協会）、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]（日本電気協会）及び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]（日本電気協会）（以下「J E A C 4 2 0 1」という。）の手法を用いて、原子炉圧力容器及びモータケーシングの脆性破壊に対する評価を行う。

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 J E A C 4 2 0 1 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、J E A C 4 2 0 6 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、J E A C 4 2 0 6 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、J E A C 4 2 0 1 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。

したがって、原子炉圧力容器及びモータケーシングの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の評価を行う。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、原子炉圧力容器及びモータケーシング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が、低温高压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、J E A C 4 2 0 6 の解説-附属書 A-3120 より、健全性評価上最も問題となる事象は P T S 事象\*1 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 P T S 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。

また、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 4-1 に示す。表 4-1 より重大事故等時の温度・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。このことから、原子炉圧力容器の重大事故等対処設備としての破壊靱性に対する評価は、7 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、原子炉圧力容器及びモータケーシング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。原子炉圧力容器及びモータケーシング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（RTNDT）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、原子炉圧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 $10^{17}\text{n}/\text{cm}^2$  ( $E > 1\text{MeV}$ ) 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の内表面が最も多く、 $2.79 \times 10^{17}\text{n}/\text{cm}^2$  ( $E > 1\text{MeV}$ ) 程度であるのに対し、それ以外の部位では $10^{17}\text{n}/\text{cm}^2$  ( $E > 1\text{MeV}$ ) 程度以下であり、胴板3とそれ以外の部位では2倍以上の差がある。したがって、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について実施する。

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 : P T S (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)

5. 記号の説明

記号	記号の説明	単位
a	欠陥の深さ	mm
f	原子炉压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>I<sub>p</sub></sub>	一次応力による応力拡大係数	MPa・√m
K <sub>I<sub>q</sub></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
RT <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
ΔRT <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
USE	上部棚吸収エネルギー	J
ΔUSE	上部棚吸収エネルギー減少率	%
φ <sub>c</sub>	原子炉压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	胴板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

## 6. 最低使用温度に基づく評価

### 6.1 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6-1及び図6-1に示す。

### 6.2 最低使用温度

表6-1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5年6月17日付け4資庁第14561号にて認可された工事計画のIV-3-1-2-1「原子炉压力容器の応力解析の方針」に示す原子炉压力容器の運転条件をもとに，原子炉の運転状態又は試験状態において原子炉压力容器の内外にて接する流体の最低温度を考慮して定めた。

## 7. 関連温度に基づく評価

### 7.1 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7-1(1)、表7-1(2)及び図6-1に示す。

### 7.2 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 $R_{TNDT}$ を基準とした温度の関数として示される。

$$K_{IC} = 36.48 + 22.78 \exp[0.036(T - R_{TNDT})]$$

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

(関連温度)

$$R_{TNDT} = T - \frac{1}{0.036} \ln\left(\frac{K_{IC} - 36.48}{22.78}\right)$$

$K_I$ が $K_{IC}$ を超えない $R_{TNDT}$ 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)

$$R_{TNDT} \leq T - \frac{1}{0.036} \ln\left(\frac{K_I - 36.48}{22.78}\right)$$

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、7.3節に示すように行う。

### 7.3 応力拡大係数の計算

#### 7.3.1 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、胴板、鏡板及びモータケーシング部にあつては、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、 $100.0\text{mm}$ 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板及び鏡板部板厚の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板部の最大仮想欠陥寸法を超えないものとする。

図7-1に最大仮想欠陥の形状を示す。

#### 7.3.2 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。解析コードは「STAX」である。

なお、解析コード「STAX」の検証及び妥当性確認等の概要については、別紙1「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

(1) 形状不連続部を含めた胴板、鏡板及びモータケーシング部

形状不連続部を含めた胴板、鏡板及びモータケーシング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。

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

ここで、

$$S_F = 1.5$$

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

#### 7.4 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 $\Delta RT_{NDT}$ を見込む。

中性子束及び中性子照射量は、第2回監視試験の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の内表面、板厚の1/4t部の値を算出する。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。

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。

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、別紙2「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7-2に示す。

内表面から深さ1/4位置での中性子束 $\phi_c$ は、以下となる。

$$\phi_c = 1.47 \times 10^8 \text{ n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$$

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。

$$f = 1.47 \times 10^8 \times (40 \times 365 \times 24 \times 60 \times 60) = 1.86 \times 10^{17} \text{ n}/\text{cm}^2$$

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、 $\Delta RT_{NDT} = 23.4^\circ\text{C}$ とする。

## 7.5 計算結果

### 7.5.1 応力拡大係数の計算結果

応力拡大係数の計算結果を表7-3(1)及び表7-3(2)に示す。

表7-3(1)には胴板、鏡板及びモータケーシング部に対する計算結果を、表7-3(2)にはノズル部に対する計算結果を示す。

### 7.5.2 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、7.2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、胴板、鏡板及びモータケーシング部に対して表7-3(1)に、ノズル部に対して表7-3(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7-3(1)及び表7-3(2)において使用した耐圧試験温度 $54^\circ\text{C}$ 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5年6月17日付け4資庁第14561号にて認可された工事計画のIV-3-1-2-1「原子炉压力容器の応力解析の方針」の原子炉压力容器の運転条件に示される。



## 8. 上部棚吸収エネルギーの評価

### 8.1 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6-1に示す。

### 8.2 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 の附属書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8-1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。

### 8.3 上部棚吸収エネルギーの計算

#### 8.3.1 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

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

$[F F_U]_{(f)}$  : 中性子照射量  $f$  による係数

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

$C_u$  : 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1/4 t位置の中性子照射量

0.0186 ( $\times 10^{19}n/cm^2$ ,  $E > 1MeV$ )

M<sub>u</sub> : マージン (%)

13.8%

$M_u = 2\sigma_{\Delta U}$  ( $\sigma_{\Delta U}$ は $\Delta USE$ に関する標準偏差 : 6.9%)

### 8.3.2 上部柵吸収エネルギー調整値の算出

8.3.1項にて推定した上部柵吸収エネルギーの減少率 ( $\Delta USE$ ) 及び照射前の上部柵吸収エネルギー (USE (初期値)) を用いて、上部柵吸収エネルギー調整値 (USE (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USE (初期値) としてUSE (調整値) の算出を行う。

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

USE (調整値) : 照射後の上部柵吸収エネルギー (J)

USE (初期値) : 照射前の上部柵吸収エネルギー (J) : 282J

### 8.4 上部柵吸収エネルギーの評価結果

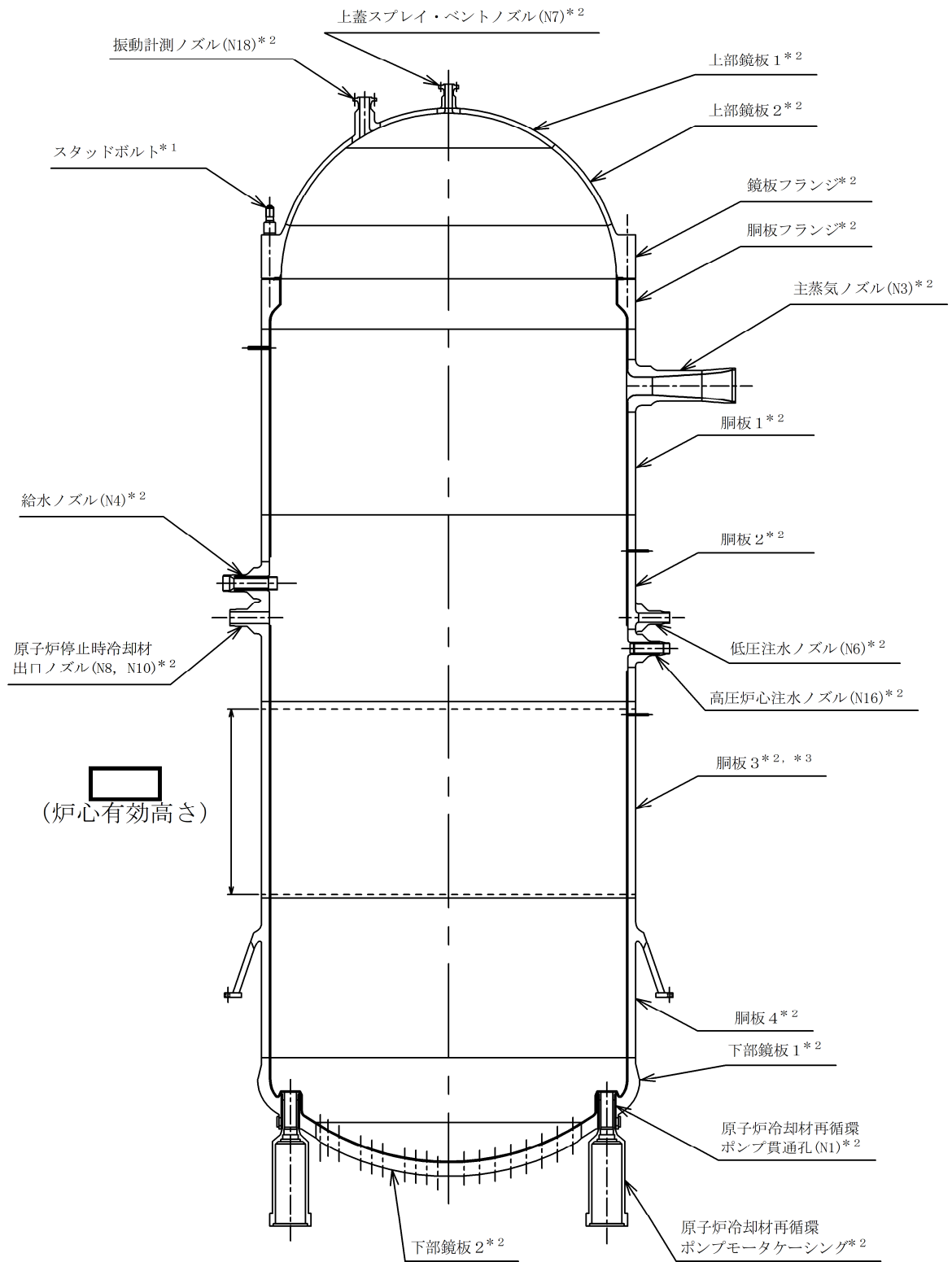
供用期間中の中性子照射を考慮した、上部柵吸収エネルギー調整値の計算結果を表8-2に示す。

表8-2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。

## 9. 結論

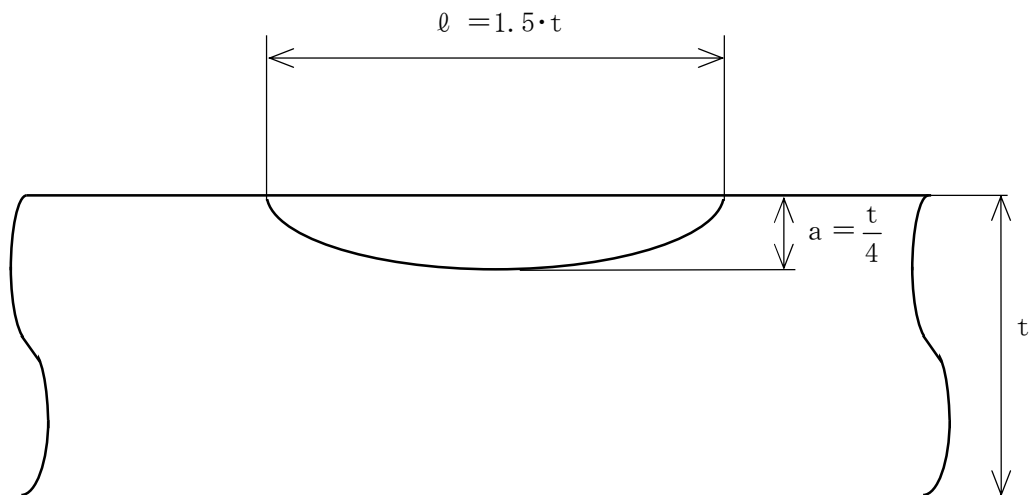
原子炉圧力容器及びモータケーシングの材料に対して、J E A C 4 2 0 6 第2章 クラス1 機器の規定により破壊靱性の評価を必要とされる箇所について、J E A C 4 2 0 6 のFB-2000により最低使用温度以下の温度で衝撃試験を行う箇所は流体の最低温度を考慮した最低使用温度を定めるとともに、J E A C 4 2 0 6 のFB-4000並びに附属書A及び附属書Fにより関連温度を決定する必要がある箇所については関連温度の要求値を示し、J E A C 4 2 0 6 のFB-2100により求めた関連温度が要求値を満足することを確認した。

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。

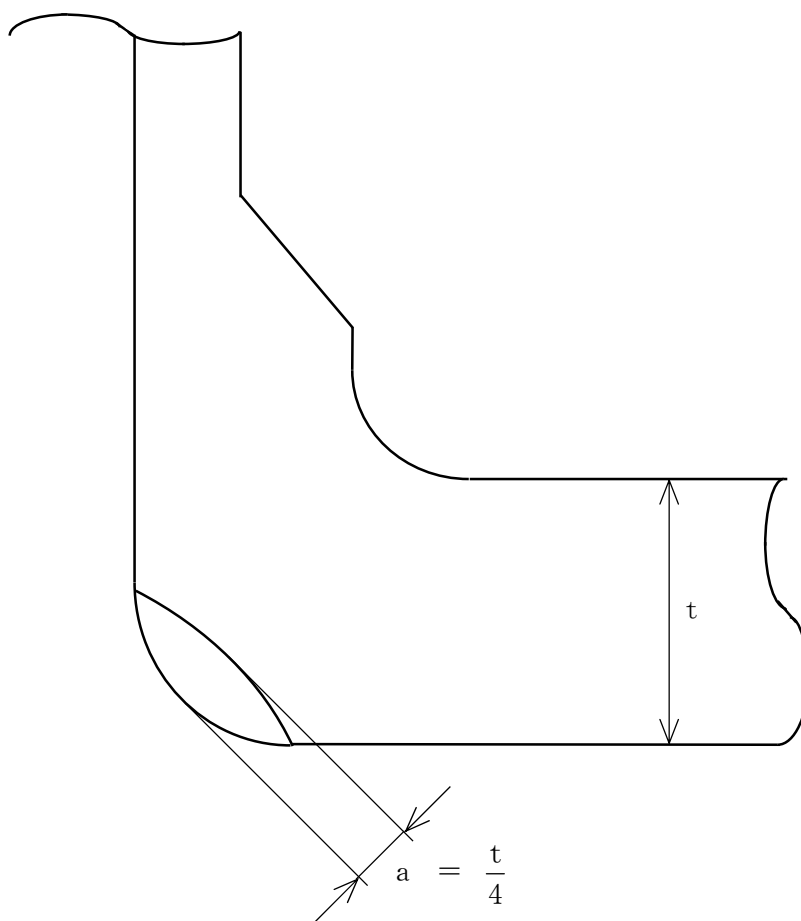


- 注記\*1 : 最低使用温度を基準とする評価箇所
- \*2 : 関連温度を基準とする評価箇所
- \*3 : 上部棚吸収エネルギーの評価箇所

図6-1 破壊靱性評価箇所



a. 胴板, 鏡板及びモータケーシング部



b. ノズル部

図7-1 最大仮想欠陥形状

表 4-1(1) 重大事故シーケンスの影響確認

	重大事故 シーケンス等	事象の概要及び考察
1	高圧・低圧注水 機能喪失 (給水喪失)  [TQUV]	給水喪失により，原子炉水位は徐々に低下して炉心が露出する。 その後，主蒸気逃がし安全弁 8 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 (給水喪失)  [TQUX]	給水喪失により，原子炉水位は徐々に低下して炉心が露出する。 その後，代替自動減圧ロジックを用いた主蒸気逃がし安全弁 4 弁による自動減圧が行われ，残留熱除去系（低圧注水モード）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	全交流 動力電源喪失  [TB]	全交流動力電源喪失又は全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。 原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系停止後に，主蒸気逃がし安全弁 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。また，可搬型代替交流電源設備による交流電源の供給を開始して，残留熱除去系（低圧注水モード）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 4-1(2) 重大事故シーケンスの影響確認

	重大事故 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]	<p>全交流動力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が運転開始して原子炉水位は維持される。</p> <p>その後、主蒸気逃がし安全弁 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。</p>
5	崩壊熱除去 機能喪失 (RHR 機能喪失)  [TW]	<p>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注水系が運転開始して原子炉水位が維持される。</p> <p>その後、主蒸気逃がし安全弁 1 弁を手動開放させ、高圧炉心注水系が注水継続され原子炉水位が維持される。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。</p>
6	原子炉停止 機能喪失  [ATWS]	<p>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原子炉冷却材再循環ポンプが 4 台、原子炉水位低（レベル 2）で残りの 6 台がトリップする。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が自動起動して給水が継続される。</p> <p>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」に包絡される。</p>

表 4-1(3) 重大事故シーケンスの影響確認

	重大事故 シーケンス等	事象の概要及び考察
7	LOCA 時注水 機能喪失 (中小破断)  [SE]	外部電源喪失及び LOCA 発生により原子炉水位は徐々に低下して炉心が露出する。 その後、主蒸気逃がし安全弁 8 弁を手動開放、低圧代替注水系（常設）による注水を開始する。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。
8	格納容器バイパス (HPCF 配管破断)  [ISLOCA]	ISLOCA 時は、高圧炉心注水系配管の破断を想定し、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及び高圧炉心注水系が運転開始して原子炉水位が維持される。 その後、主蒸気逃がし安全弁 8 弁を手動開放させ、高圧炉心注水系が注水継続され原子炉水位が維持される。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。
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。
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6-1 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 (°C)
スタッドボルト	SNB24-3	<div style="border: 2px solid black; width: 60px; height: 20px; margin: 0 auto;"></div>

表7-1(1) 関連温度の評価箇所  
(胴板, 鏡板及びモータケーシング部)

評価箇所	材料	備考
上部鏡板1	SQV2A	$t \geq 16\text{mm}$
上部鏡板2	SQV2A	$t \geq 16\text{mm}$
胴板1	SQV2A	$t \geq 16\text{mm}$
胴板2	SQV2A	$t \geq 16\text{mm}$
胴板3	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
胴板4	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
下部鏡板1	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
下部鏡板2	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
鏡板フランジ	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
胴板フランジ	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
原子炉冷却材再循環 ポンプモータケーシング	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$

表7-1(2) 関連温度の評価箇所  
(ノズル部)

評価箇所	材料	備考
原子炉冷却材再循環ポンプ貫通孔 (N1)	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
主蒸気ノズル (N3)	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
給水ノズル (N4)	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
低圧注水ノズル (N6)	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
上蓋スプレイ・ベントノズル (N7)	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
原子炉停止時冷却材出口ノズル (N8)	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
原子炉停止時冷却材出口ノズル (N10)	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
高圧炉心注水ノズル (N16)	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
振動計測ノズル (N18)	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$

表7-2 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	2.21 × 10 <sup>8</sup>	2.79 × 10 <sup>17</sup>
1/4t	1.47 × 10 <sup>8</sup>	1.86 × 10 <sup>17</sup>

表7-3(1) 応力拡大係数及び関連温度の要求値の計算結果（胴板、鏡板及びモータケーシング部）  
 耐圧試験（最高使用圧力以下）  $T=54^{\circ}\text{C}$   $a = t/4$

評価箇所	材料	応力拡大係数 $K_I$ ( $\text{MPa}\cdot\sqrt{\text{m}}$ )	関連温度 ( $^{\circ}\text{C}$ )	
			要求値	実測値
上部鏡板1	SQV2A	64.6	48.1	-45
上部鏡板2	SQV2A	107.0	22.6	-40
胴板1	SQV2A	98.8	26.0	-35
胴板2	SQV2A	101.9	24.6	-35
胴板3	SFVQ1A	100.7	1.8* <sup>1</sup>	-35
胴板4	SFVQ1A	100.7	25.2	-40
下部鏡板1	SFVQ1A	100.6	25.2	-35
下部鏡板2	SFVQ1A	110.7	21.1	-35
鏡板フランジ	SFVQ1A	106.4	22.8	-40
胴板フランジ	SFVQ1A	83.5	33.8	-35
原子炉冷却材再循環 ポンプモータケーシング	SFVQ1A	31.3	$\geq 100.0$ * <sup>2</sup>	-40

注記\*1 : 中性子照射による関連温度の移行量を含めた値

\*2 :  $K_I < 36.48\text{MPa}\cdot\sqrt{\text{m}}$  であり要求値の算出不可のため、十分大きな値として $100^{\circ}\text{C}$ 以上とした。

表7-3(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）  $T = 54^{\circ}\text{C}$   $a = t/4$ 

評価箇所	材料	応力拡大係数 $K_I$ ( $\text{MPa} \cdot \sqrt{\text{m}}$ )	関連温度 ( $^{\circ}\text{C}$ )	
			要求値	実測値
原子炉冷却材再循環ポンプ貫通孔 (N1)	SFVQ1A	75.6	38.9	-35
主蒸気ノズル (N3)	SFVQ1A	153.4	8.5	-45
給水ノズル (N4)	SFVQ1A	144.3	10.8	-50
低圧注水ノズル (N6)	SFVQ1A	132.2	14.1	-50
上蓋スプレイ・ベントノズル (N7)	SFVQ1A	86.1	32.3	-50
原子炉停止時冷却材出口ノズル (N8)	SFVQ1A	145.2	10.5	-50
原子炉停止時冷却材出口ノズル (N10)	SFVQ1A	139.6	12.0	-50
高圧炉心注水ノズル (N16)	SFVQ1A	132.2	14.1	-55
振動計測ノズル (N18)	SFVQ1A	95.0	27.7	-50

表8-1 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 (JEAC4201)	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7-2参照
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8-2 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	282	243	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、関連温度の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 1-2007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。

$$\Delta RT_{NDT} \text{ 予測値} = \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値} + MR$$

ここで、

$\Delta RT_{NDT}$  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)

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

$\Delta RT_{NDT}$ 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。

$$\phi_c = 1.47 \times 10^8 \text{ (n/(cm}^2 \cdot \text{s))}$$

$$Cu \leq \boxed{\phantom{000}} \text{ (mass\%)}$$

$$Ni \leq \boxed{\phantom{000}} \text{ (mass\%)}$$

上式に対して関連温度の移行量は、1.4°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、23.4°Cとして関連温度の検討を行う。

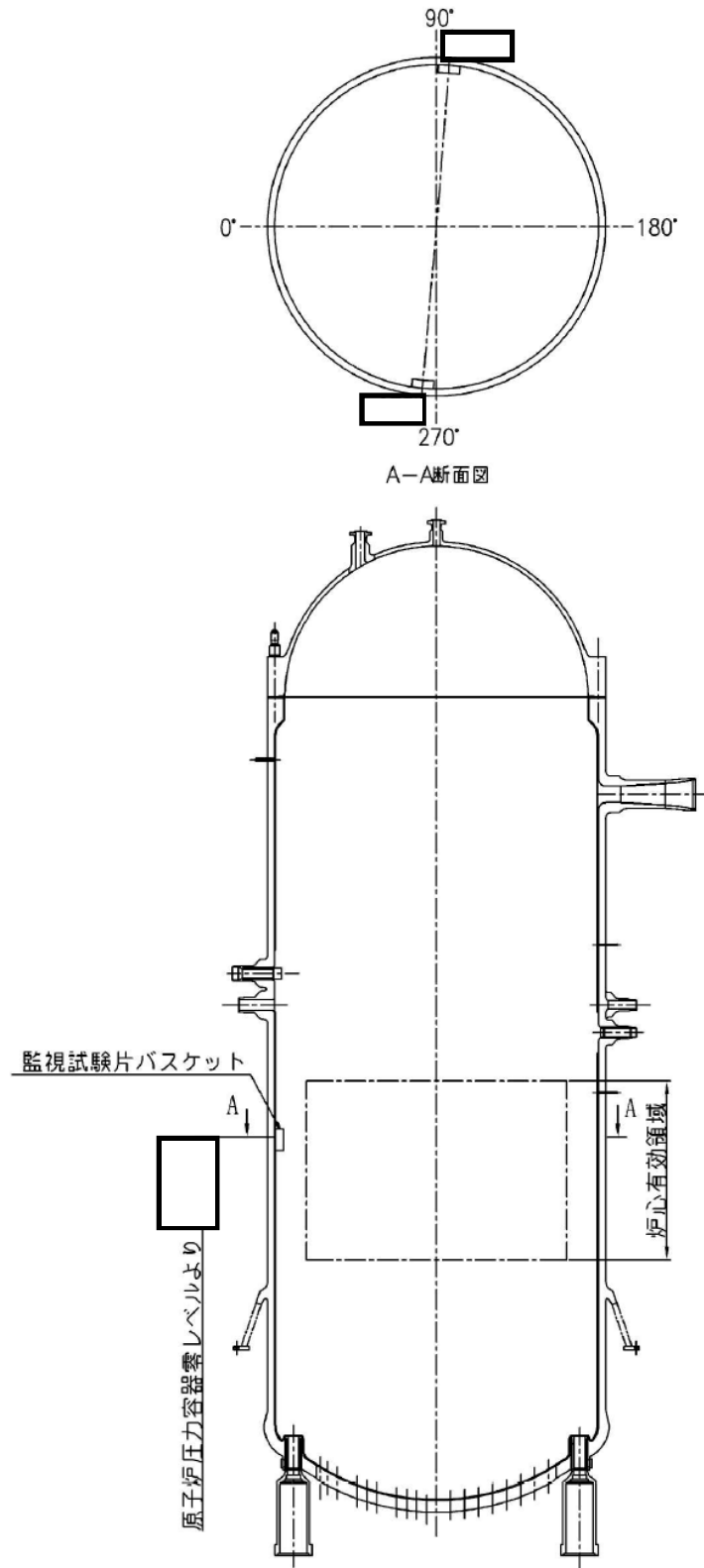
なお、中性子照射による関連温度の移行量を監視するために、付図-1に示す位置に監視試験片を取り付けている。

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%)	0.5~1.1	<input type="checkbox"/> *1
材料のP含有量 (mass%)	0.025 以下	<input type="checkbox"/> *1
中性子照射量 (n/cm <sup>2</sup> , E > 1MeV)	$1.0 \times 10^{17} \sim 1.3 \times 10^{20}$	表7-2参照
中性子束 (n/(cm <sup>2</sup> ·s), E > 1MeV)	$1 \times 10^7 \sim 1 \times 10^{12}$	表7-2参照
公称照射温度(°C)	270~290	<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



付図-1 監視試験片取付図

## 計算機プログラム（解析コード）の概要

## 目 次

1. はじめに .....	1
1.1 使用状況一覧 .....	2
2. 解析コードの概要 .....	3

1. はじめに

本資料は、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」において使用した計算機プログラム（解析コード）S T A Xについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
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	Ver. 0

## 2. 解析コードの概要

項目 \ コード名	S T A X
使用目的	2次元有限要素法（軸対称モデル）による応力解析
開発機関	株式会社 I H I
開発時期	1976年
使用したバージョン	Ver. 0
コードの概要	<p>本解析コードは、原子炉圧力容器、シュラウドサポート等の構造解析用プログラムのシステムであって、有限要素法に基づいて計算する計算機プログラムである。</p> <p>軸対称構造物に作用する軸対称荷重による応力解析を行うことができる。</p> <p>原子力の分野における使用実績を有している。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・内圧を受ける円筒の弾性解析等の代表的な検証用モデルに対し、本解析コードで計算される解析解が理論解と一致していることを確認している。</li> <li>・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本解析コードは日本国内の原子力施設で工事計画認可申請に使用されており、十分な実績があるため信頼性がある。</li> <li>・本設計及び工事の計画において使用するバージョンは、他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。</li> <li>・本解析コードのマニュアルにより、本設計及び工事の計画で使用する応力計算（軸対称構造物に対する軸対称荷重による応力の算出）に、本解析コードが適用できることを確認している。</li> </ul>



## 計算機プログラム（解析コード）の概要

## 目 次

1. はじめに .....	1
1.1 使用状況一覧 .....	2
2. 解析コードの概要 .....	3

1. はじめに

本資料は、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」において使用した計算機プログラム（解析コード）D O R Tについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
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	DOORS 3. 2 a 版 DORT

## 2. 解析コードの概要

項目 \ コード名	D O R T
使用目的	遮蔽解析（原子炉圧力容器における中性子の放射線束分布解析）
開発機関	米国オークリッジ国立研究所（（財）高度情報科学技術研究機構）
開発時期	1988年
使用したバージョン	DOORS 3. 2 a 版 D O R T
コードの概要	<p>本解析コードは、米国オークリッジ国立研究所で開発された、2次元多群輸送方程式を離散座標 Sn 法で解く計算プログラムである。</p> <p>本解析コードの計算形状は、2次元形状（平板（X-Y 体系）、円柱（R-Z 体系、R-<math>\theta</math> 体系））であり、中性子及びガンマ線の輸送問題等を解くことができる。</p> <p>本解析コードでは、計算形状内での中性子及びガンマ線の線束が計算され、線量率換算係数又はカーマ係数を乗じることにより、線量率又は発熱量を算出することができる。</p>
検証（Verification） 及び 妥当性確認（Validation）	<p><b>【検証（Verification）】</b></p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・2次元輸送計算コード D O R T と J E N D L - 3 . 3 の組合せによる計算値については、JNDC (Japanese Nuclear Data Committee) においてベンチマーク実験との比較検証*が実施されており、鉄、クロム、ナトリウム等の透過放射線測定において、計算値が実験値と良く再現することを確認している。</li> <li>・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> <li>・本解析では断面積ライブラリセットに MATXS LIB - J 3 3 を使用しており、MATXS LIB - J 3 3 は評価済み核データライブラリ J E N D L - 3 . 3 から作成された中性子 175 群・ガンマ線 42 群の断面積セットである。</li> </ul>

	<p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・本解析コードは日本国内の原子力施設で工事計画認可申請に使用されており，十分な実績があるため信頼性がある。</li><li>・本設計及び工事の計画において使用するバージョンは，他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。</li><li>・本解析コードは，中性子及びガンマ線の放射線束，線量率及び発熱量を算出することができるコードであり，計算に必要な主な条件は線源条件，幾何形状条件である。これら評価条件が与えられれば評価が可能であり，本解析コードは原子炉压力容器における中性子の放射線束分布解析に適用可能であることを確認している。</li></ul>
--	--

注記\* : Yamano N. et al., Integral Test of JENDL-3.3 with Shielding Benchmarks, J. Nucl. Sci. Technol., Supplement 2, p. 841-846 (Aug. 2002)

### VI-1-3 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の説明書

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	2
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
2.1.1 計測結果の記録の保存	2
2.1.2 自動的に警報する装置	2
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	4
3.1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の計測	5
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	25
3.2.1 計測結果の指示又は表示	25
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	25
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	25
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	27
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	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 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 条及びその解釈に基づき、使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位の監視に必要な設備として、使用済燃料貯蔵プール温度、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料貯蔵プール水位、使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）を設け、使用済燃料貯蔵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、非常用所内電源系からの給電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 条及びその解釈に基づき、使用済燃料貯蔵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、使用済燃料貯蔵プール温度、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料貯蔵プール水位、使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）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<sup>(注)</sup>に使用済燃料貯蔵プールの監視に必要な設備として、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）及び使用済燃料貯蔵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する。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、使用済燃料貯蔵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、使用済燃料貯蔵プールの状態を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使用済燃料貯蔵プールの状態を監視できるよう赤外線機能を有する設計とする。

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、常設代替直流電源設備、所内蓄電式直流電源設備又は可搬型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、使用済燃料貯蔵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とな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となるパラメータは、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及び 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) 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の計測」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所内電源系からの給電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，常設代替直流電源設備，所内蓄電式直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電について「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の計測

#### (1) 使用済燃料貯蔵プール温度

使用済燃料貯蔵プール温度は、設計基準対象施設の機能を有しており、使用済燃料貯蔵プール温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、制御盤（ESF 盤\*）内の演算装置を経由し、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、使用済燃料貯蔵プール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「使用済燃料貯蔵プール温度の概略構成図」参照。）

外部電源が喪失した場合においても、非常用所内電源系からの給電により、使用済燃料貯蔵プールの温度を計測することができる。電源構成について「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\*：工学的安全施設の制御盤（ESF：Engineered Safety Features）

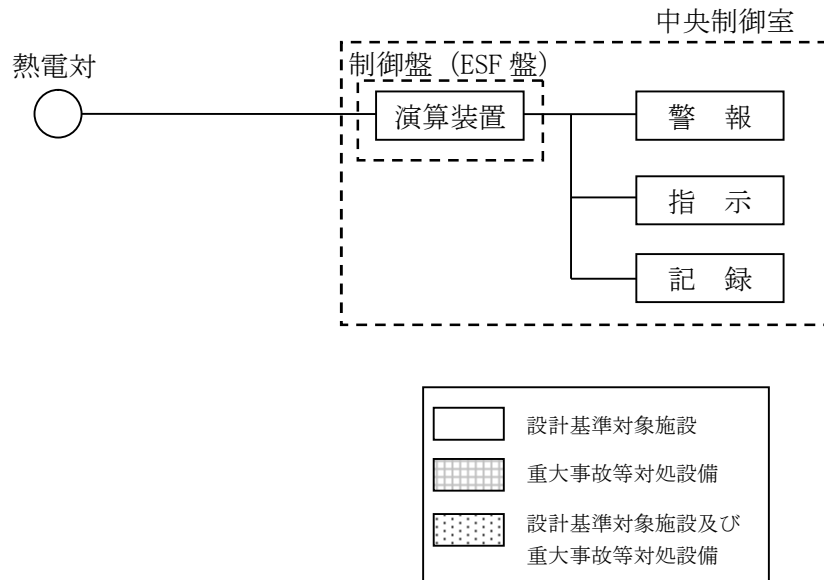


図 3-1 使用済燃料貯蔵プール温度の概略構成図

(2) 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、制御盤（ESF 盤\*）内の演算装置を経由し、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、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 3-2 「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、非常用所内電源系からの給電により、使用済燃料貯蔵プールの温度を計測することができる。電源構成について「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\*：工学的安全施設の制御盤（ESF：Engineered Safety Features）

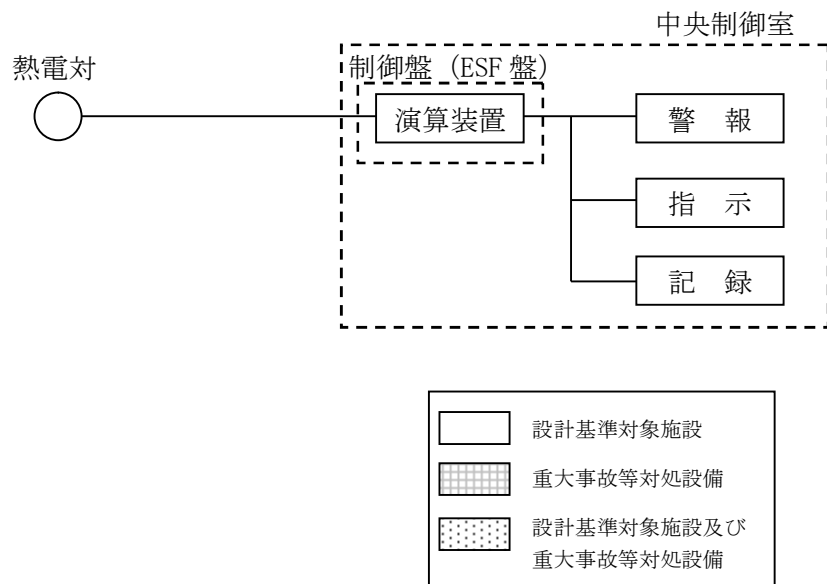
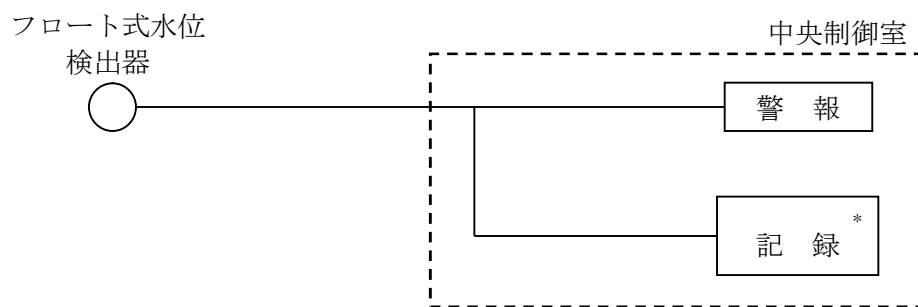


図 3-2 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の概略構成図

(3) 使用済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使用済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 3-3 「使用済燃料貯蔵プール水位の概略構成図」参照。)

外部電源が喪失した場合においても、非常用所内電源系からの給電により、使用済燃料貯蔵プールの水位を計測することができる。電源構成について「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\* : プロセス計算機

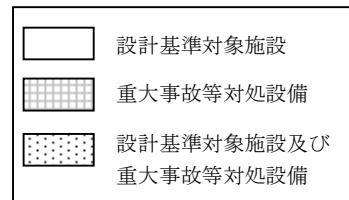


図 3-3 使用済燃料貯蔵プール水位の概略構成図



(4) 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出

フロート式水位検出器で検出された使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出は、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、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3-4「使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の概略構成図」参照。)

外部電源が喪失した場合においても、非常用所内電源系からの給電により、使用済燃料貯蔵プールの水位を計測することができる。電源構成について「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。

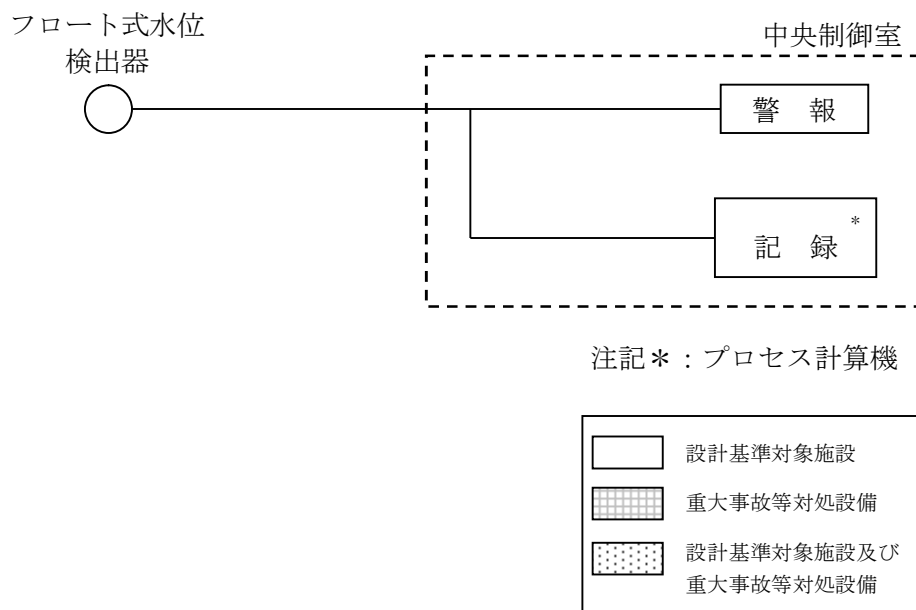


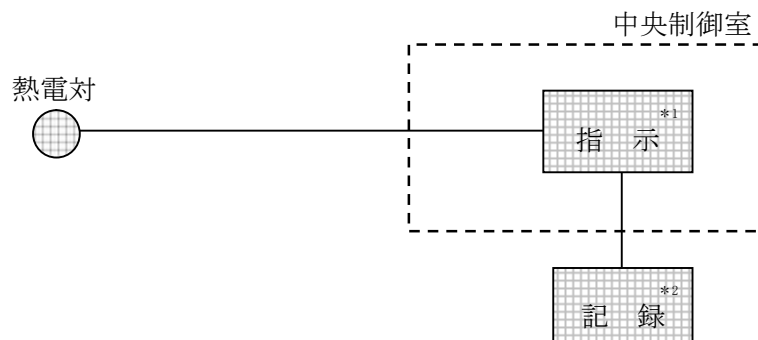
図3-4 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の概略構成図

(5) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)

a. 水位計測について

使用済燃料貯蔵プール水位 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、T. M. S. L. 23420mm から 8 箇所を設置した液相部の熱電対と T. M. S. L. 31575mm に設置した気相部の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、使用済燃料貯蔵プール水位 (SA) を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。液相部と気相部の温度差を確認することにより間接的に水位を監視することができる。なお、液相部の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液相部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 3-5 「使用済燃料貯蔵プール水位 (SA) の概略構成図」及び図 3-7 「使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の構造図」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 AM 用直流 125V 蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 充電器から給電が可能である。電源構成について「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 : 緊急時対策支援システム伝送装置

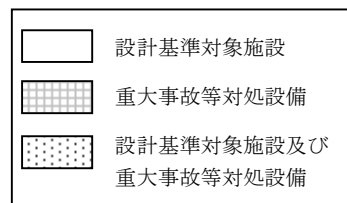
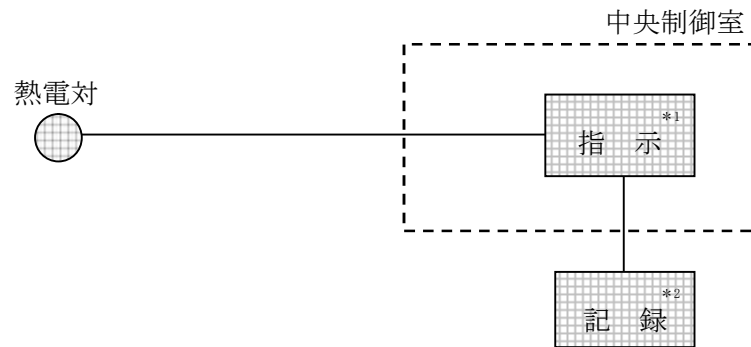


図 3-5 使用済燃料貯蔵プール水位 (SA) の概略構成図

b. 温度計測について

使用済燃料貯蔵プール温度（SA）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料貯蔵プール温度（SA）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、使用済燃料貯蔵プール温度（SA）を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム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3-6「使用済燃料貯蔵プール温度（SA）の概略構成図」及び図3-7「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の構造図」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AM用直流125V蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及びAM用直流125V充電器から給電が可能である。電源構成について「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：緊急時対策支援システム伝送装置

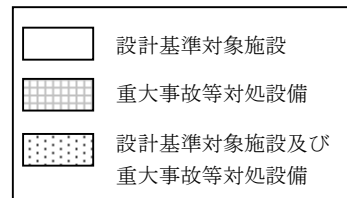


図3-6 使用済燃料貯蔵プール温度（SA）の概略構成図

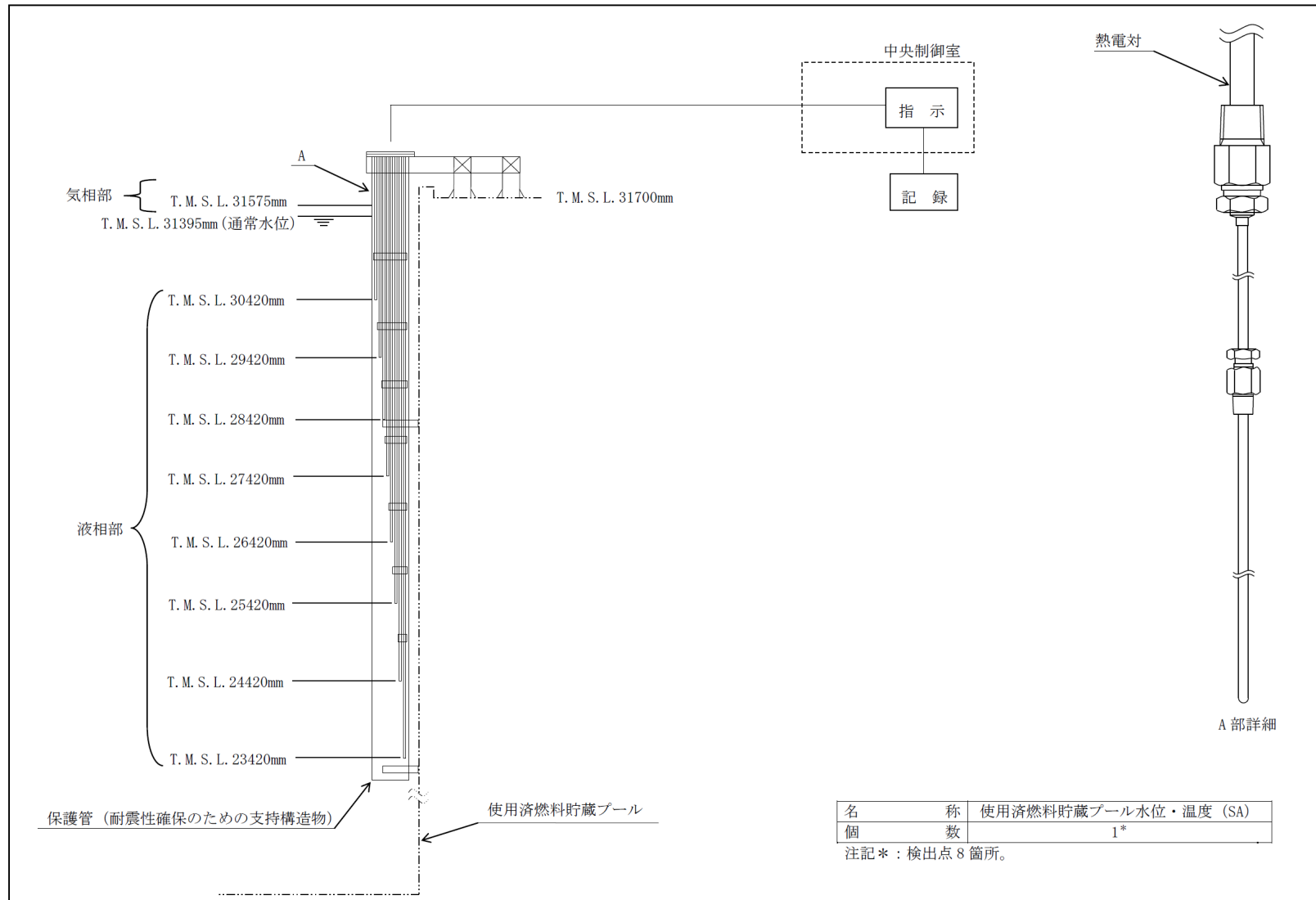


図3-7 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の構造図

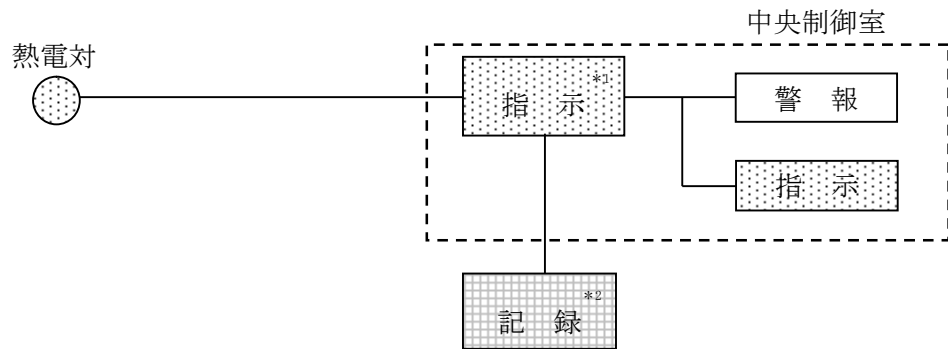
(6) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

a. 水位計測について

使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) 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、T. M. S. L. 20180mm から 14 箇所に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、使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム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。

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 3-8「使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) の概略構成図」及び図 3-10「使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の構造図」参照。)

外部電源が喪失した場合においても、非常用所内電源系からの給電により、使用済燃料貯蔵プールの水位を計測することができる。また、直流電源が必要な場合、所内蓄電式直流電源設備である直流 125V 蓄電池 6A, 直流 125V 蓄電池 6A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 充電器から給電が可能である。電源構成について「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 : 緊急時対策支援システム伝送装置

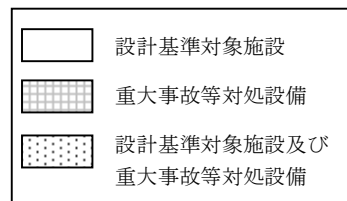


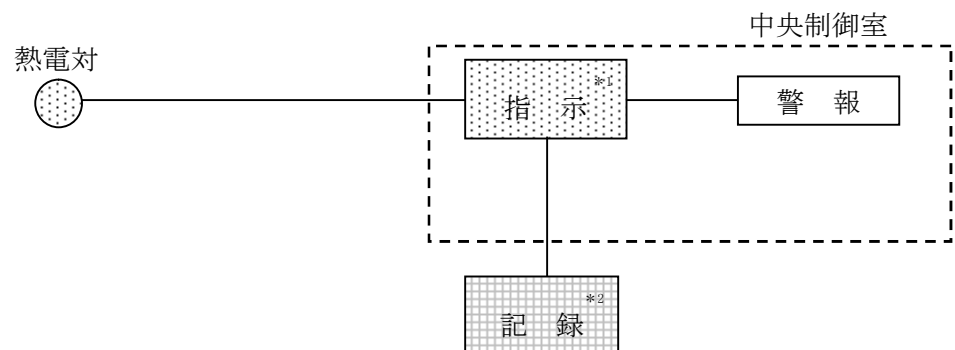
図 3-8 使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) の概略構成図

b. 温度計測について

使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）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，使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）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，使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）を中央制御室に指示し，緊急時対策支援システム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，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 3-9「使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）の概略構成図」及び図 3-10「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の構造図」参照。）

外部電源が喪失した場合においても，非常用所内電源系からの給電により，使用済燃料貯蔵プールの温度を計測することができる。また，直流電源が必要な場合，所内蓄電式直流電源設備である直流 125V 蓄電池 6A，直流 125V 蓄電池 6A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 充電器から給電が可能である。電源構成について「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：緊急時対策支援システム伝送装置

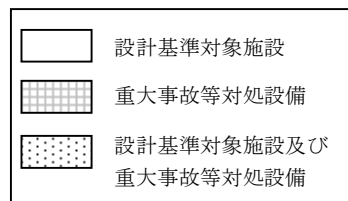


図 3-9 使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）の概略構成図

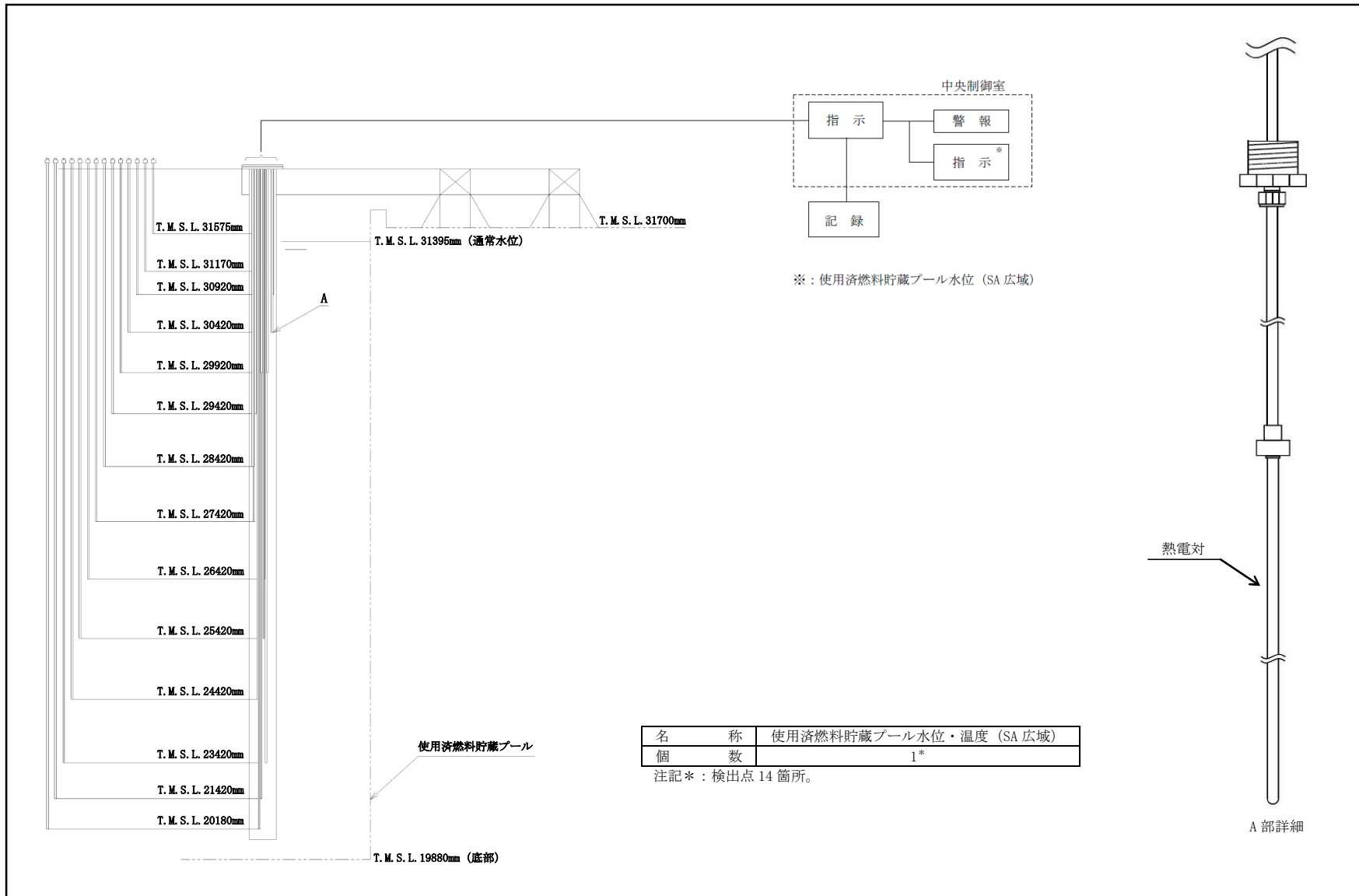


図 3-10 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の構造図

(7) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

使用済燃料貯蔵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、使用済燃料貯蔵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、使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。また、照明がない場合や蒸気雰囲気下においても使用済燃料貯蔵プールの状態が監視できる赤外線監視カメラである。使用済燃料貯蔵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監視モニタに表示する。(図3-11「使用済燃料貯蔵プール監視カメラの概略構成図」、図3-12「使用済燃料貯蔵プール監視カメラの構造図」及び図3-13「使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の取付箇所を明示した図面」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第一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である。電源構成について「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。

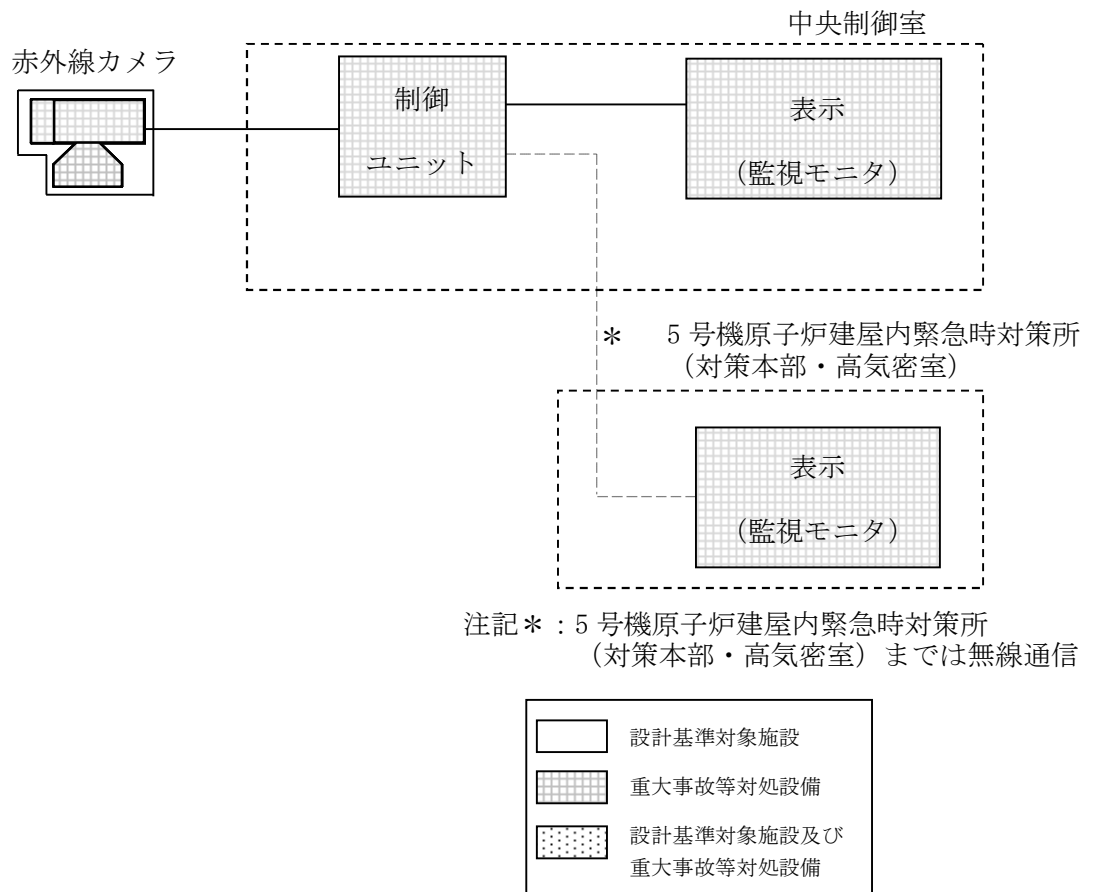


図3-11 使用済燃料貯蔵プール監視カメラの概略構成図



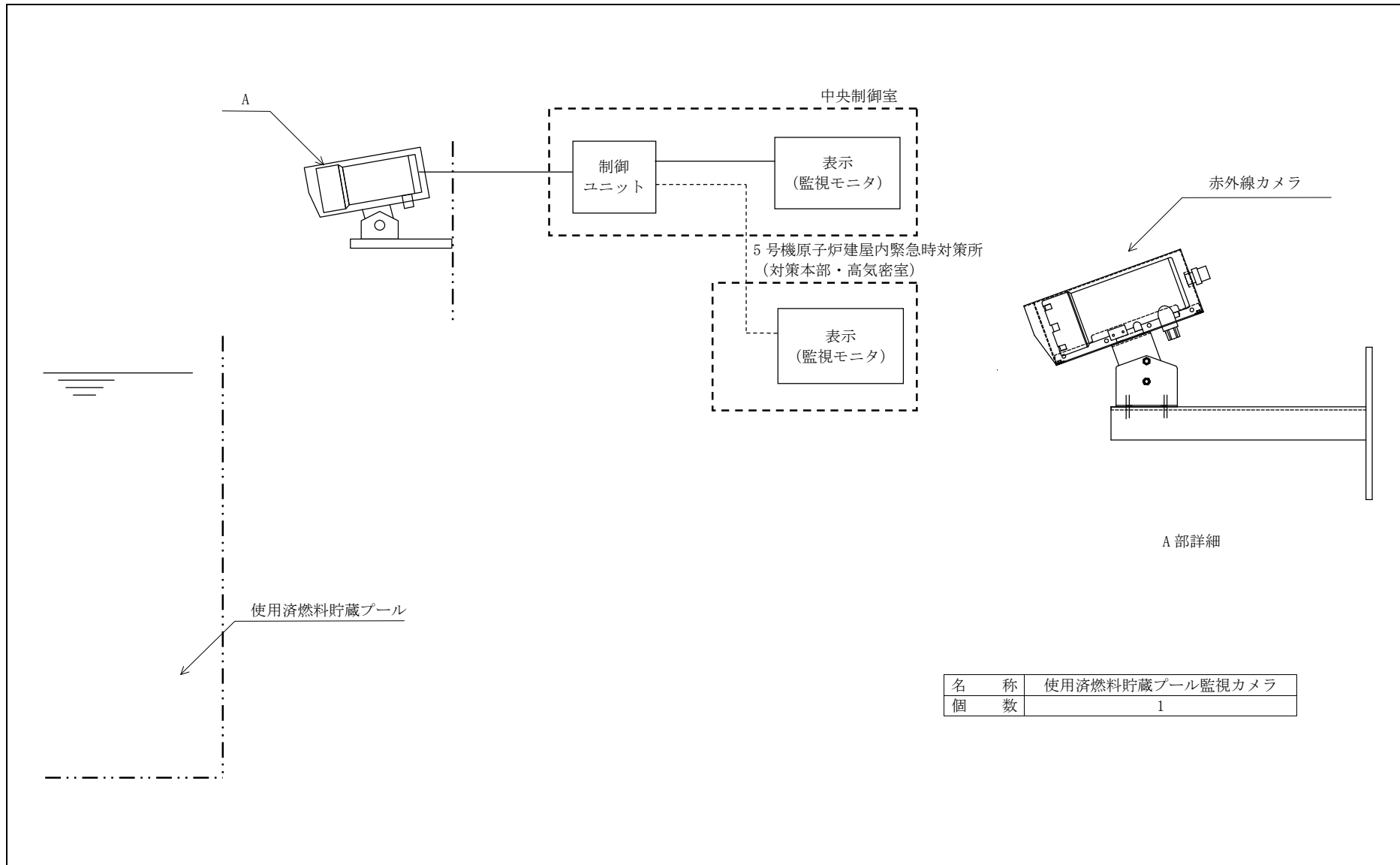


図 3-12 使用済燃料貯蔵プール監視カメラの構造図

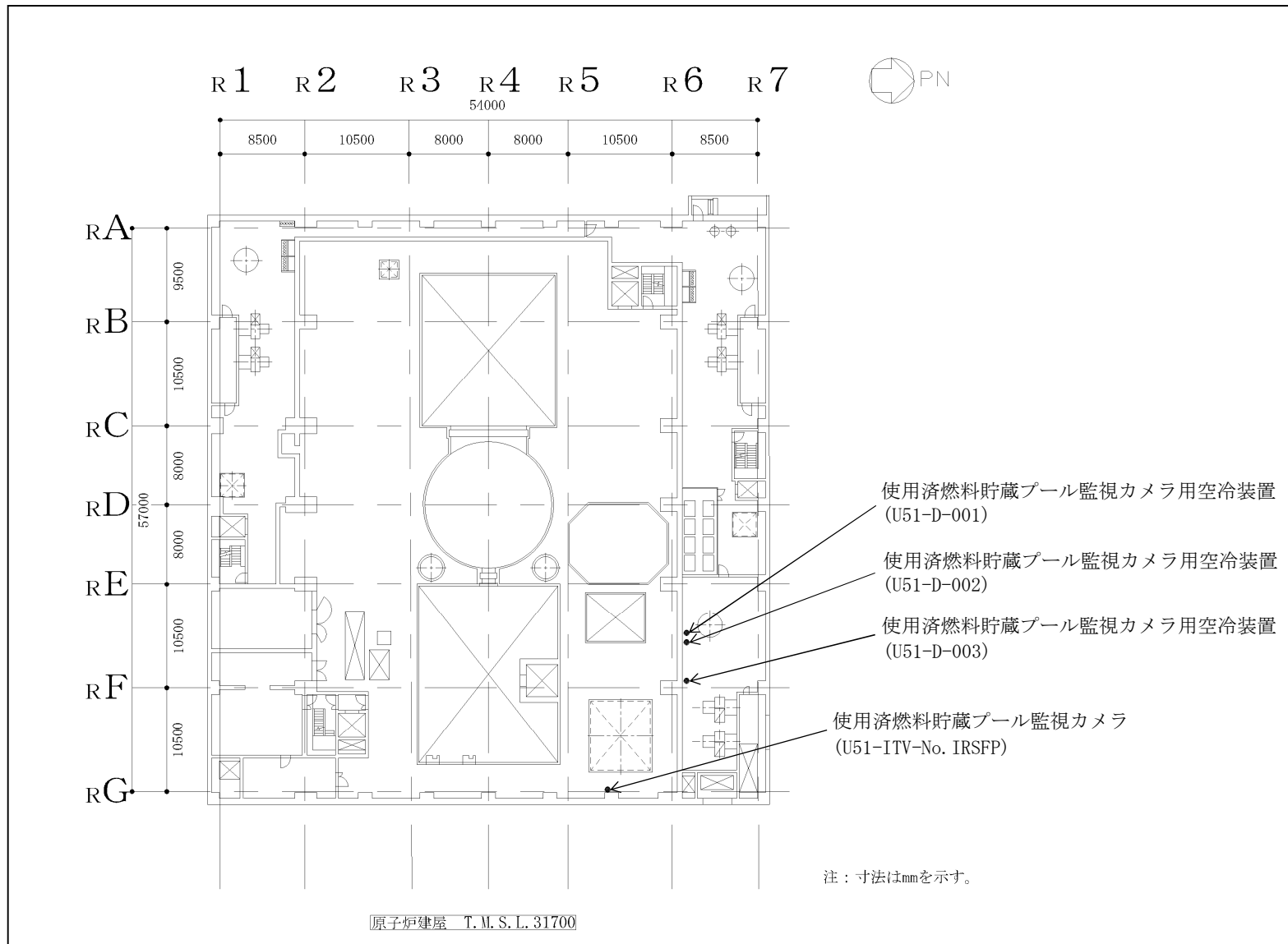


図 3-13 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の取付箇所を明示した図面

b. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、重大事故等対処設備の機能を有しており、コンプレッサ、冷却器等で構成し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に使用済燃料貯蔵プール監視カメラの耐環境性向上用の空気を供給する。使用済燃料貯蔵プール監視カメラの冷却に必要な空気を設置場所での操作のみで確保できる設計とする。(図3-14「使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の概略構成図」、図3-15「使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の構造図」及び図3-13「使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の取付箇所を明示した図面」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第一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である。電源構成について「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。

また、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を用いた使用済燃料貯蔵プール監視カメラの耐環境性向上については、VI-1-1-7「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。

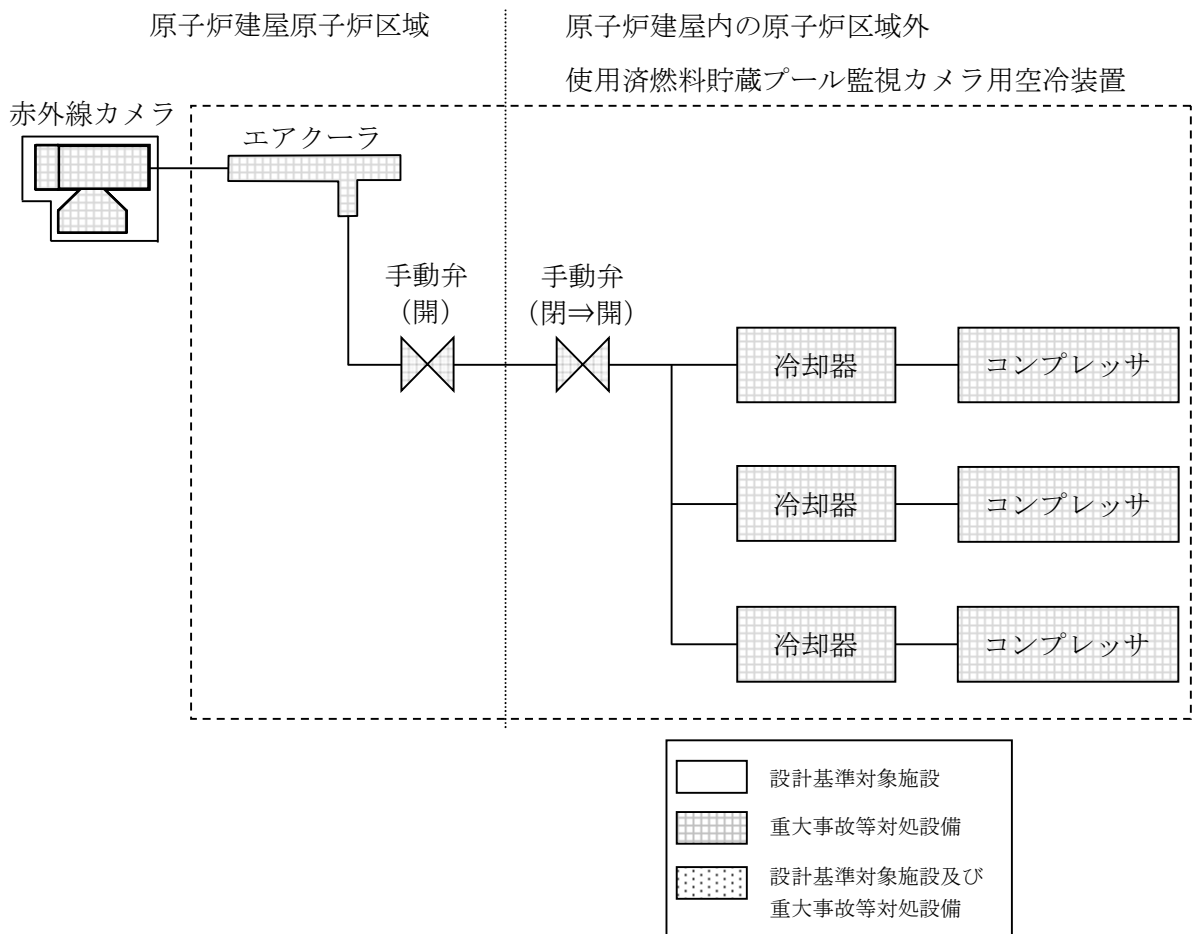


図3-14 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の概略構成図

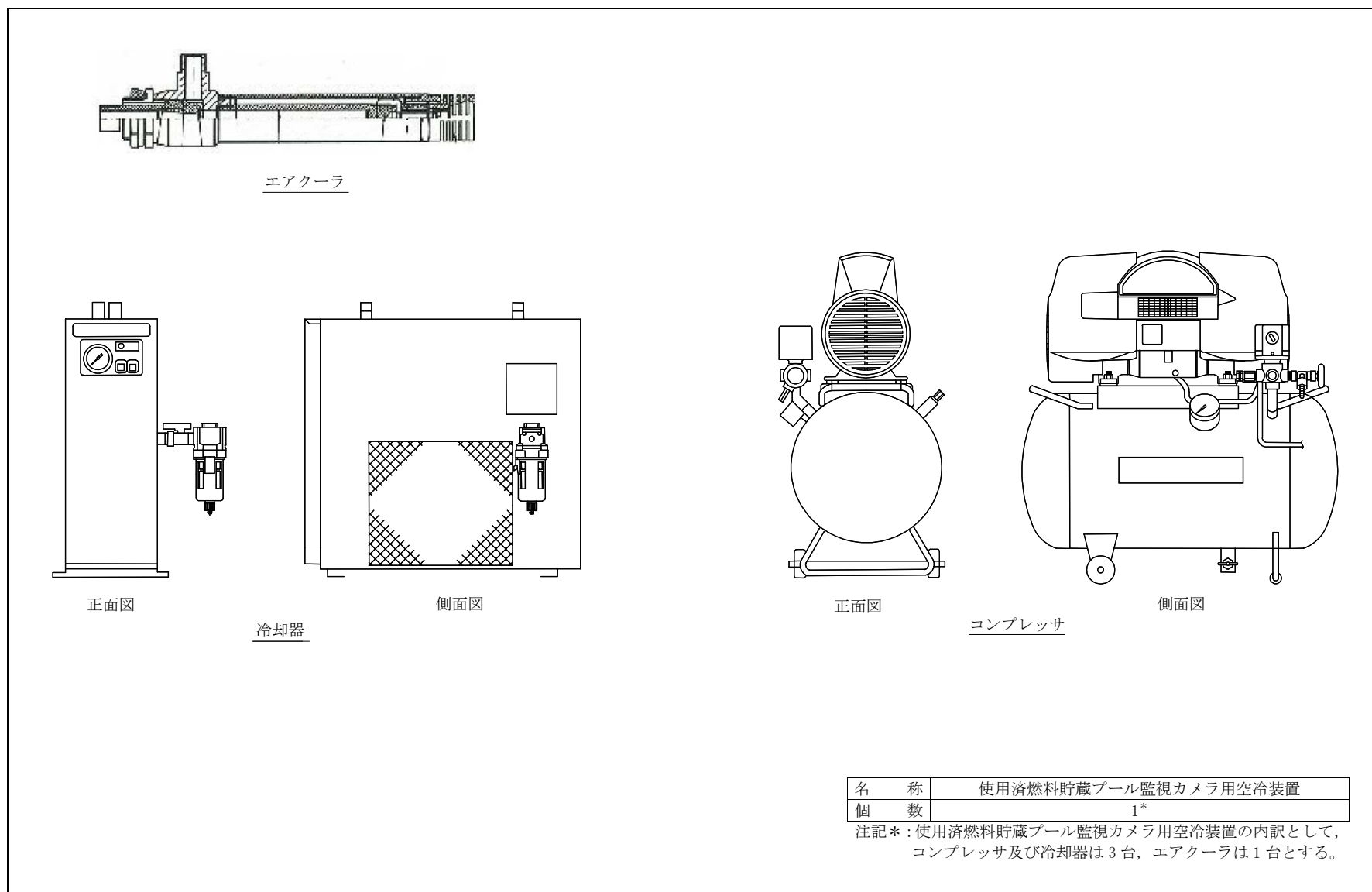


図 3-15 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の構造図

(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、使用済燃料貯蔵プールの温度及び水位を監視するとともに、要員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24個（必要数23個（予備1個））（7号機に保管）を中央制御室に保管し、予備1セット24個（7号機設備、6,7号機共用、5号機に保管）を5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に保管する。（図3-16「可搬型計測器の概略構成図」、図3-17「可搬型計測器の構造図」、図3-18「可搬型計測器の保管場所を明示した図面」、図3-19「可搬型計測器（7号機設備6,7号機共用）（予備）の保管場所を明示した図面」、表3-1「可搬型計測器の計測対象パラメータ」及び表4-1「可搬型計測器の計測範囲」参照。）

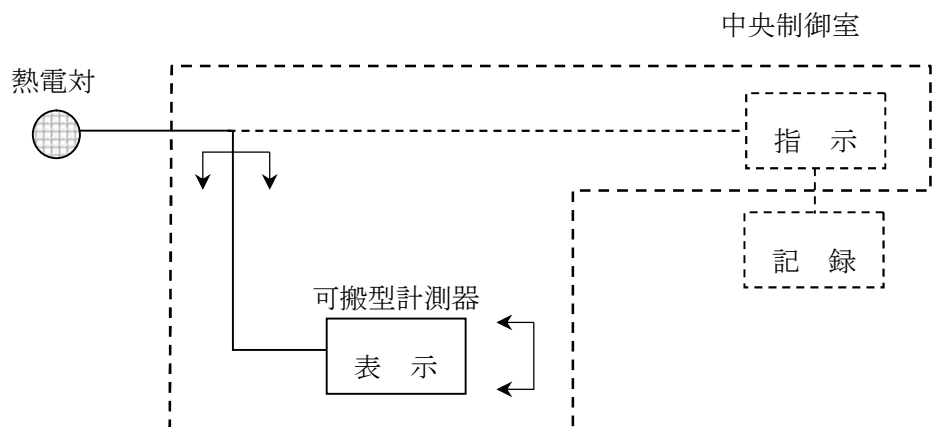
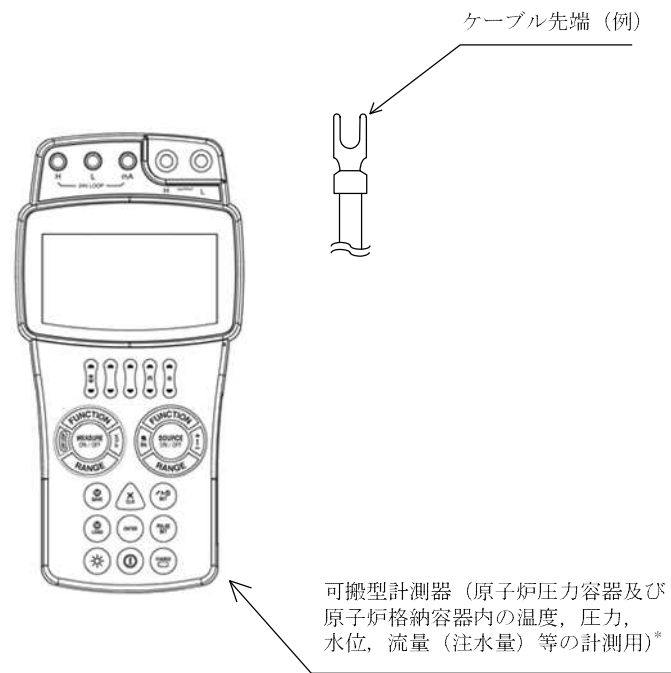


図3-16 可搬型計測器の概略構成図



注記\*：可搬型計測器（原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、流量（注水量）等の計測用として1セット24個（必要数23個（予備1個））（7号機に保管）を中央制御室に保管し、予備1セット24個（7号機設備、6,7号機共用、5号機に保管）を5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に保管する。

図 3-17 可搬型計測器の構造図

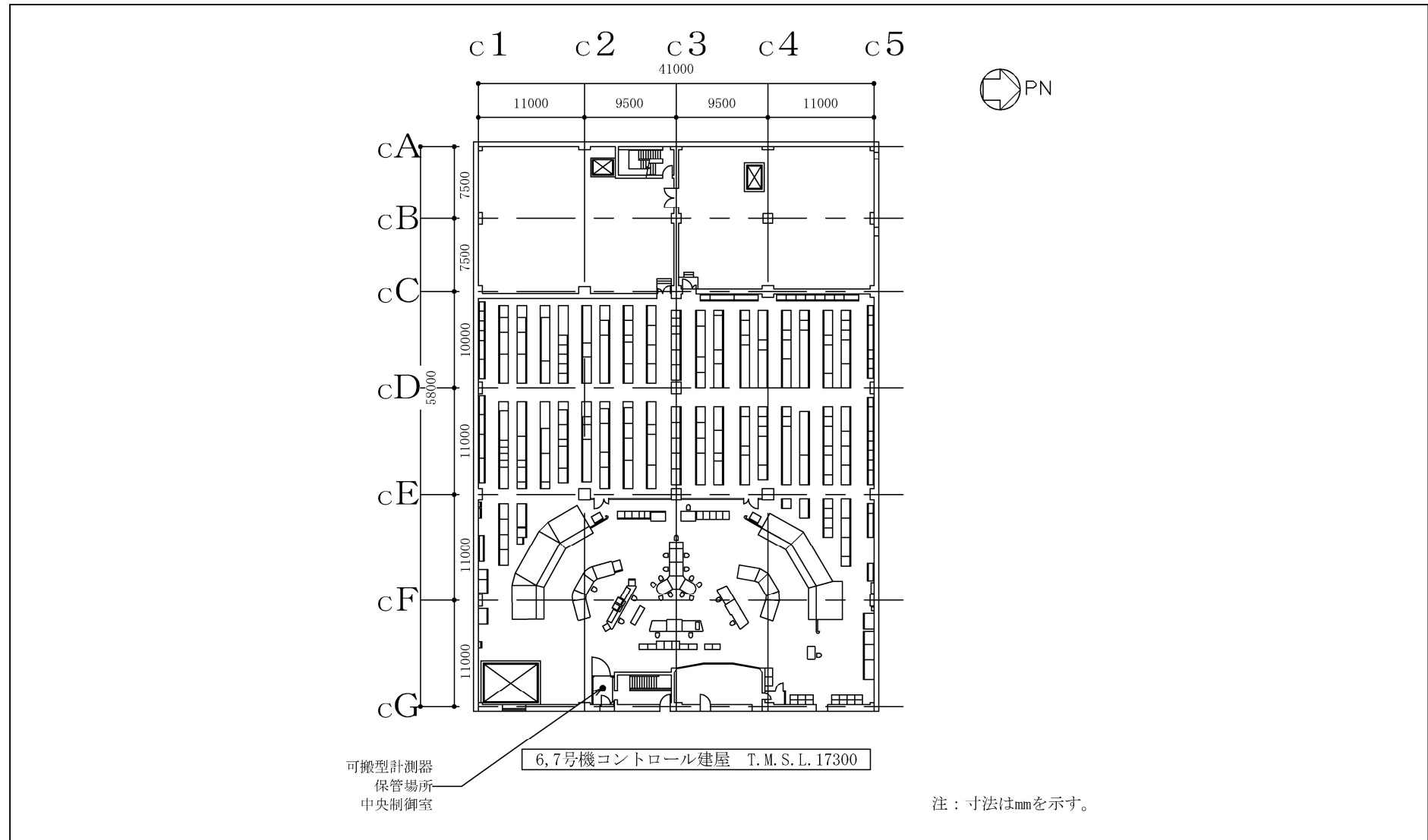


図 3-18 可搬型計測器の保管場所を明示した図面

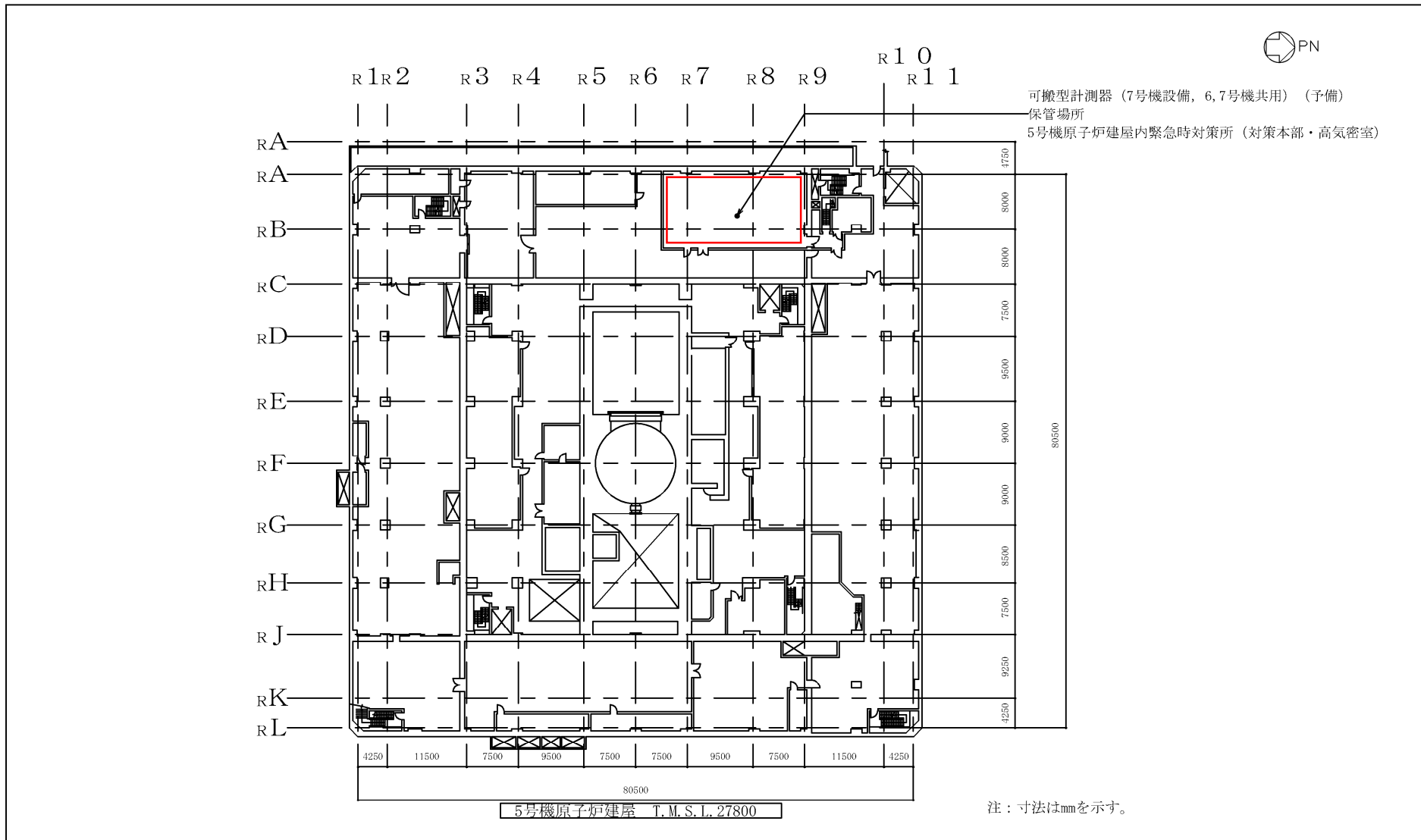


図 3-19 可搬型計測器（7号機設備，6,7号機共用）（予備）の保管場所を明示した図面



表 3-1 可搬型計測器の計測対象パラメータ

監視パラメータ	
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

### 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「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使用済燃料貯蔵プール温度、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の計測結果は、中央制御室の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又は外部記憶媒体へ保存できる設計とする。使用済燃料貯蔵プール水位及び使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の計測結果は中央制御室の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。記録を保存する計測項目と計測装置等を表 3-3「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

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の計測結果は緊急時対策支援システム伝送装置に電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに、帳票として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。

表 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
使用済燃料貯蔵プール温度	中央制御室	中央制御室（記録計）
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）
使用済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）
使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出	中央制御室	中央制御室（プロセス計算機）
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）*1	中央制御室*2	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）*1	中央制御室*2	中央制御室（記録計） 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）

注記\*1：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。

\*2：中央制御室待避室も含む。

表 3-3 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	使用済燃料貯蔵プール温度
	燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度
	使用済燃料貯蔵プール水位
	使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

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、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「3.6 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

設計基準対象施設の使用済燃料貯蔵プール温度、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料貯蔵プール水位、使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）は、外部電源が喪失した場合、非常用所内電源系から給電が可能な設計とする。

また、重大事故等対処設備の使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）は、直流電源が必要な場合、常設代替直流電源設備である AM 用直流 125V 蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 充電器から給電が可能な設計とする。使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）は、直流電源が必要な場合、所内蓄電式直流電源設備である直流 125V 蓄電池 6A、直流 125V 蓄電池 6A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 充電器から給電が可能な設計とする。使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、交流電源が必要な場合、常設代替交流電源設備である第一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 3-20 「使用済燃料貯蔵プールの温度及び水位等を監視する装置の概略電源系統図」参照。）

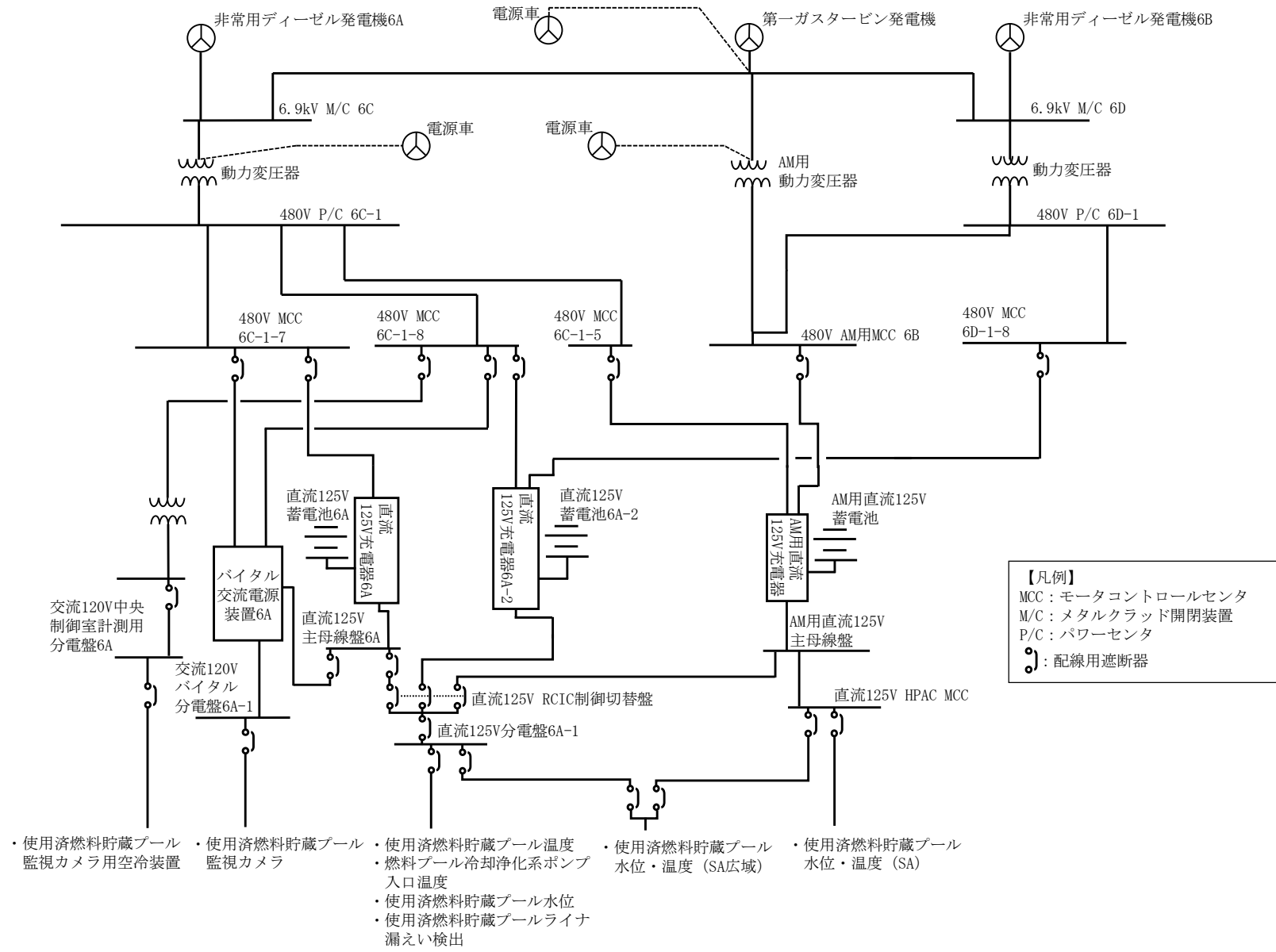


図 3-20 使用済燃料貯蔵プールの温度及び水位等を監視する装置の概略電源系統図

#### 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「可搬型計測器の計測範囲」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時に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-1-1-7「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) 使用済燃料貯蔵プール温度

使用済燃料貯蔵プール温度は、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。

使用済燃料貯蔵プール温度の計測範囲は、使用済燃料貯蔵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、使用済燃料貯蔵プール水位の水位低警報設定（T. M. S. L. 31233mm）を包絡する範囲で温度計測可能な設計とする。（図4-1「使用済燃料貯蔵プール温度の設置図」参照。）

警報動作は、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。

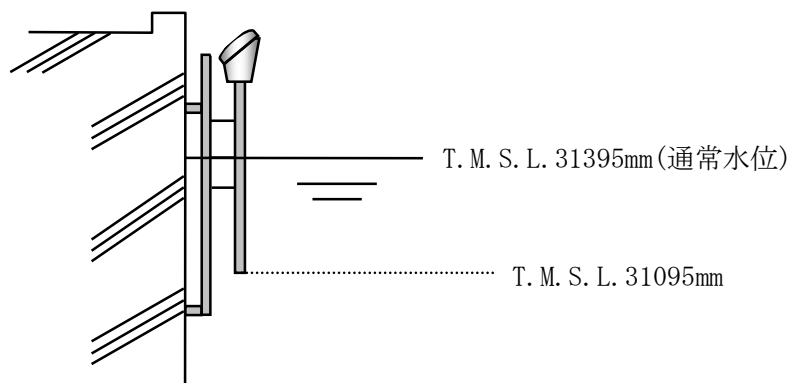


図 4-1 使用済燃料貯蔵プール温度の設置図

(2) 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、使用済燃料貯蔵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4-2「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。

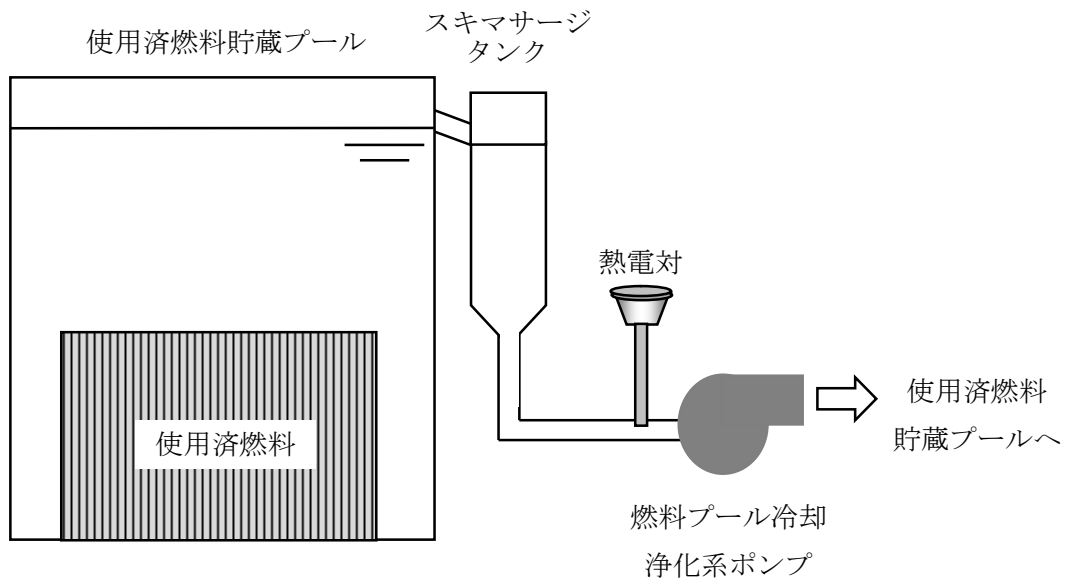


図4-2 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の設置図



(3) 使用済燃料貯蔵プール水位

使用済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、使用済燃料貯蔵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。

使用済燃料貯蔵プール水位高警報については通常水位 (T. M. S. L. 31395mm) から運転操作床面 (T. M. S. L. 31700mm) の間の T. M. S. L. 31427mm とする。使用済燃料貯蔵プール水位低警報については通常水位 (T. M. S. L. 31395mm) より下の T. M. S. L. 31233mm とする。(図 4-3「使用済燃料貯蔵プール水位の設置図」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。

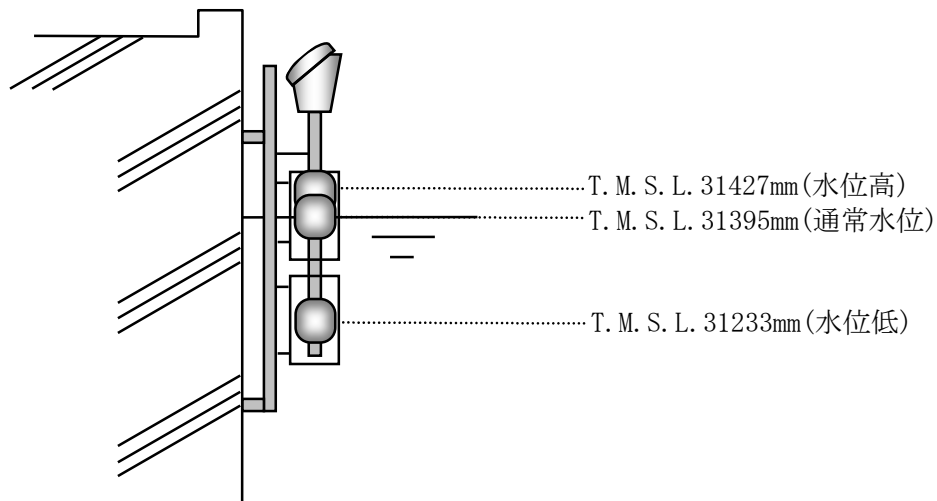


図 4-3 使用済燃料貯蔵プール水位の設置図

(4) 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出

使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出は、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。

使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出水位高警報は使用済燃料貯蔵プールライナからの漏えいを早期監視するためドレン止め弁(T. M. S. L. 12696mm)から+523mm(T. M. S. L. 13219mm)としている。(図4-4「使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の設置図」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。

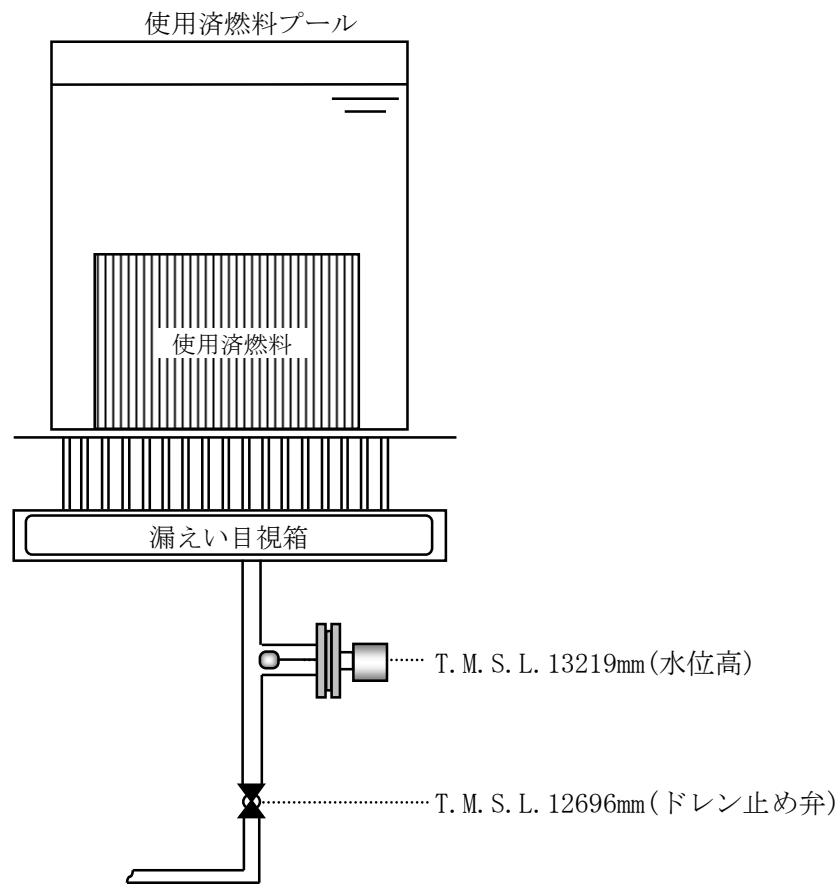


図4-4 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の設置図

(5) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)

a. 水位の計測範囲について

使用済燃料貯蔵プール水位 (SA) は、T. M. S. L. 23420mm から 8 箇所に設置した液相部の熱電対と T. M. S. L. 31575mm に設置した気相部の熱電対からの温度差を確認することにより、間接的に水位を計測する。また、液相部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計測する。

使用済燃料貯蔵プール水位 (SA) の計測範囲は、想定事故 1、想定事故 2 及び使用済燃料貯蔵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貯蔵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近傍 (T. M. S. L. 23420mm) から使用済燃料貯蔵プール上端近傍 (T. M. S. L. 30420mm) を計測範囲とする。(図 4-5「使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の設置図」参照。)

b. 温度の計測範囲について

使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) 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 (T. M. S. L. 30195mm) においても温度計測できる設置位置とする。

使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) の計測範囲は、使用済燃料貯蔵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、0~150℃の温度を計測可能とする。(図 4-5「使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の設置図」参照。)

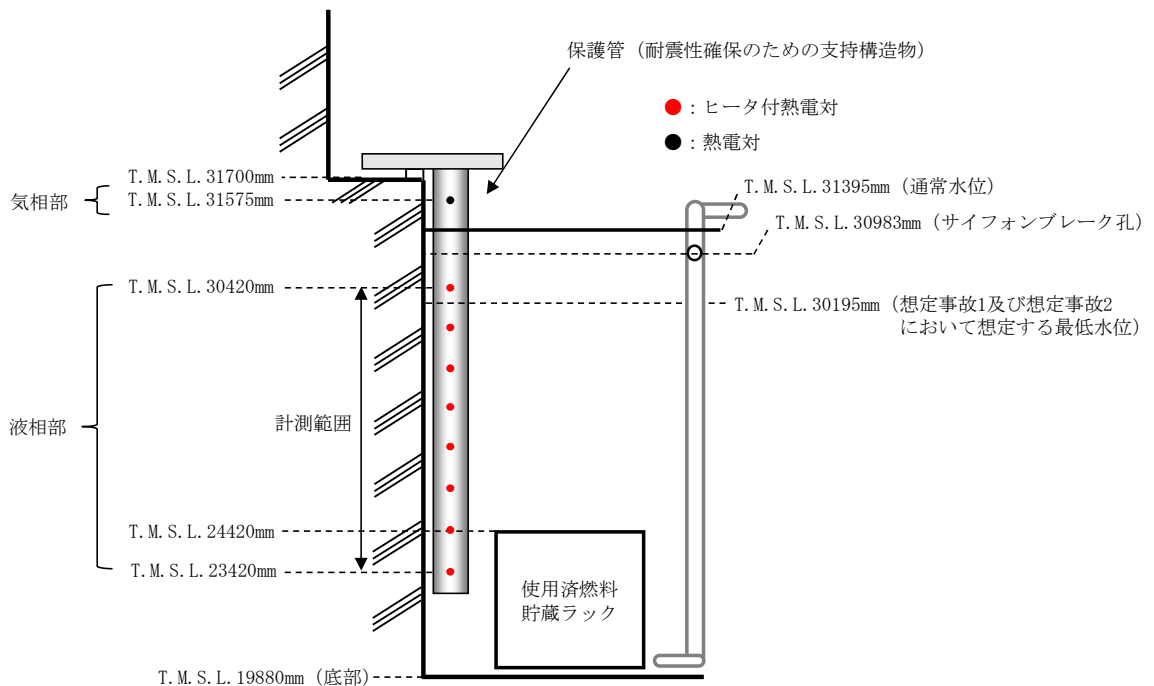


図 4-5 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の設置図

(6) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

a. 水位の計測範囲及び警報動作範囲について

使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) は、T. M. S. L. 20180mm から 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計測する。

使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) の計測範囲は、想定事故 1, 想定事故 2 及び使用済燃料貯蔵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貯蔵プールの水位が異常に低下する事故を考慮し、使用済燃料貯蔵プール底部近傍 (T. M. S. L. 20180mm) から使用済燃料貯蔵プール上端近傍 (T. M. S. L. 31170mm) を計測範囲とする。

警報動作は、T. M. S. L. 20180mm～T. M. S. L. 31170mm 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。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 4-6「使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 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

使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域) 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。

使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域) の計測範囲は、使用済燃料貯蔵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。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 (T. M. S. L. 30195mm) においても温度計測できる設置位置とする。

警報動作は、0～150℃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 4-6「使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の設置図」参照。)

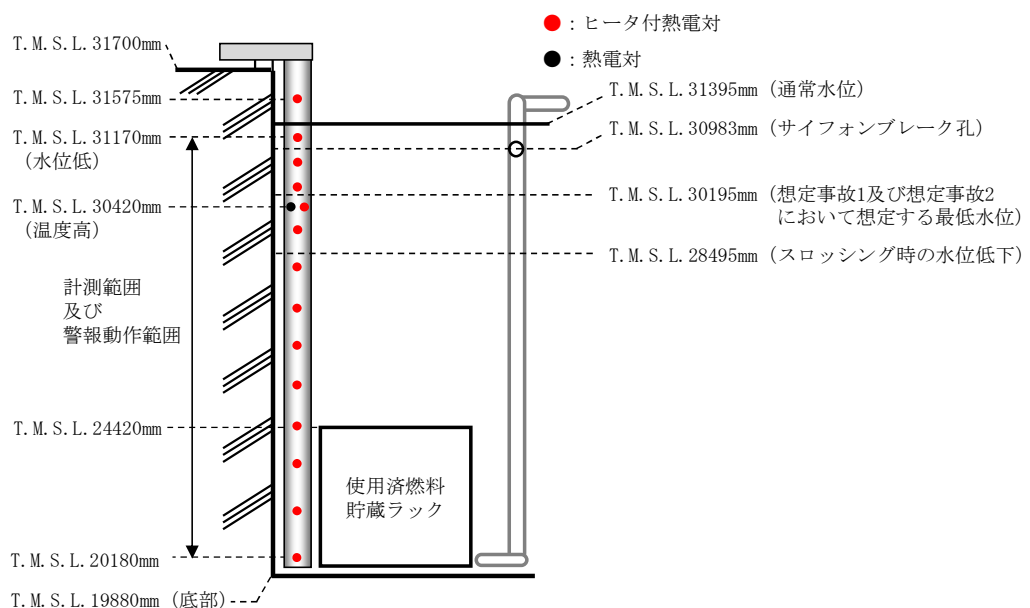


図 4-6 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の設置図

表 4-1 可搬型計測器の計測範囲

監視パラメータ	常設計器の計測範囲	計測範囲等
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	0~150℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350℃までの温度計測が可能。
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	0~150℃	

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. 小規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価	2
4. 大規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価	4
添付 未臨界性評価の燃料条件	14
別紙 1 計算機プログラム（解析コード）の概要	

## 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「使用済燃料貯蔵プール」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

技術基準規則第 69 条第 1 項及びその解釈に基づき、残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料貯蔵プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料貯蔵プールへの補給機能喪失、又は使用済燃料貯蔵プールに接続する配管の破損等による使用済燃料貯蔵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貯蔵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。）において、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ又は常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水）による冷却及び水位確保により使用済燃料貯蔵プールの機能（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。このため、小規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価の評価基準は、使用済燃料貯蔵プール水温、使用済燃料貯蔵ラックの製造公差及びボロン添加率、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、実効増倍率が 0.95 以下となるよう設計する。

また、技術基準規則第 69 条第 2 項及びその解釈に基づき、使用済燃料貯蔵プールからの大量の水の漏えいその他要因により使用済燃料貯蔵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。）において、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ）にて、使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体等を冷却し、臨界にならないように配慮した使用済燃料貯蔵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。このため、大規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価の評価基準は、使用済燃料貯蔵プール水温、使用済燃料貯蔵ラックの製造公差及びボロン添加率、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。



なお、上記の使用済燃料貯蔵プールの大規模漏えい時には、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ）の他、同等の機能を持つ燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ）も使用する。

### 3. 小規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価

#### (1) 評価の基本方針

使用済燃料貯蔵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（可搬型スプレイヘッド又は常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水）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、使用済燃料貯蔵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、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、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（可搬型スプレイヘッド又は常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水）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、使用済燃料貯蔵プールの機能（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、使用済燃料貯蔵プールの水の温度が上昇し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減少とともに、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、使用済燃料貯蔵ラック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貯蔵ラックの未臨界性評価は、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。

#### (2) 計算方法

使用済燃料貯蔵ラックについて、冠水状態で臨界を防止できることを確認している平成5年6月17日付け4資庁第14561号、平成14年2月14日付け平成13・12・20原第16号にて認可された工事計画の「核燃料物質が臨界に達しないことを説明する書類」における計算方法と同様とする。

#### (3) 計算結果

未臨界性評価結果を表3-1及び表3-2に示す。使用済燃料貯蔵プール水温、使用済燃料貯蔵ラックの製造公差及びボロン添加率、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においても、実効増倍率は冠水状態で0.94となり、実

効増倍率の評価基準 0.95 以下を満足している。

表 3-1 小規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価結果

(ボロン添加ステンレス鋼管製ラック)

	評価結果	評価基準
実効増倍率	0.94	$\leq 0.95$

表 3-2 小規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価結果

(ボロン添加ステンレス鋼板製ラック)

	評価結果	評価基準
実効増倍率	0.94	$\leq 0.95$

#### 4. 大規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価

##### (1) 評価の基本方針

使用済燃料貯蔵プールで大規模漏えいが発生した場合、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ）により、使用済燃料貯蔵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、使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に直接スプレイを実施し、使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体等を冷却する。なお、使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に直接スプレイを実施し、使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体等を冷却することについては、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貯蔵ラックの未臨界性評価は、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ）にて、使用済燃料貯蔵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使用済燃料貯蔵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、使用済燃料貯蔵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。

実効増倍率の計算には、3次元モンテカルロ解析コード KENO-Va を内蔵した SCALE システムを使用し、その解析フローを図 4-1 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、別紙 1「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

##### (2) 計算方法

評価の計算条件は以下のとおりであり、詳細を表 4-1 及び表 4-2 に示す。また、使用済燃料貯蔵ラックの計算体系と寸法（解析使用値）を図 4-2、図 4-3 及び図 4-4 に示す。

- a. 柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機の使用済燃料貯蔵プールでは、ボロン添加ステンレス鋼（以下「B-SUS」という。）製の使用済燃料貯蔵ラックに燃料を貯蔵する。使用済燃料貯蔵ラックには、ボロン添加ステンレス鋼鋼管製ラックとボロン添加ステンレス鋼板製ラックの 2 種類のラックがある。使用済燃料貯蔵ラックには、通常は限られた体数の新燃料と照射された燃料を貯蔵するが、臨界設計では、新燃料及びいかなる燃焼度の照射された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（平均濃縮度   wt%）を用いて評価する（添付参照）。
- b. 計算体系は、水平方向は無限配列、垂直方向は無限長とし、体系外への中性子の漏れが無い保守的な条件とする。
- c. 使用済燃料貯蔵ラックの材料である B-SUS のボロン添加率は、製造公差を考慮し

た下限値の  wt% (ボロン添加ステンレス鋼鋼管) 及び  wt% (ボロン添加ステンレス鋼板) とする。

- d. 使用済燃料貯蔵プール内の水は、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とする。
- e. 使用済燃料貯蔵プール水温は、最も結果が厳しくなる条件とする。また、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最も厳しくなる側に不確定性として考慮する。なお、ラックセル内での燃料配置については、ラック全体を計算体系とする場合に実効増倍率が最も高くなるラック中心に向かって偏心する配置とする。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。
- ・ラックピッチ
  - ・ラック板厚
  - ・ラック内のり

表 4-1 大規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価の計算条件  
(ボロン添加ステンレス鋼管製ラック)

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

\*2 : ボロン添加率の解析使用値は, 製造公差を考慮した下限値とする。

\*3 : 製造公差に加えて腐食代を考慮する。

表 4-2 大規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価の計算条件  
(ボロン添加ステンレス鋼板製ラック)

	項目	仕様
燃 料 仕 様	燃料種類	9×9 燃料 (A 型)
	U <sup>235</sup> 濃縮度	□ wt% *1
	ペレット密度	理論密度の約 97%
	ペレット直径	0.96cm
	被覆管外径	1.12cm
	被覆管厚さ	0.71mm
使用済燃料貯蔵プール水	水密度	0.0~1.0g/cm <sup>3</sup>
使用済燃料貯蔵ラック (ボロン添加ステンレス 鋼板製ラック)	ラックタイプ	格子型
	ラックピッチ	□ mm
	材料	ボロン添加ステン レス鋼
	ボロン添加率	□ wt% *2
	ラック板厚	□ mm *3
	ラック内のり	□ 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, ガドリニアなし)

\*2 : ボロン添加率の解析使用値は, 製造公差を考慮した下限値とする。

\*3 : 製造公差に加えて腐食代を考慮する。

(3) 計算結果

未臨界性評価結果を表 4-3 及び表 4-4 に示す。図 4-5 のとおり、冠水状態から水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する。実効増倍率は統計誤差  $3\sigma$  (0.001) を加えても最大で 0.929 となり (ボロン添加ステンレス鋼鋼管製ラック, ボロン添加ステンレス鋼板製ラックのどちらも同じ), 実効増倍率の評価基準 0.95 以下を満足している。

表 4-3 大規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価結果

(ボロン添加ステンレス鋼鋼管製ラック)

	評価結果	評価基準
実効増倍率	0.93	$\leq 0.95$

表 4-4 大規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価結果

(ボロン添加ステンレス鋼板製ラック)

	評価結果	評価基準
実効増倍率	0.93	$\leq 0.95$

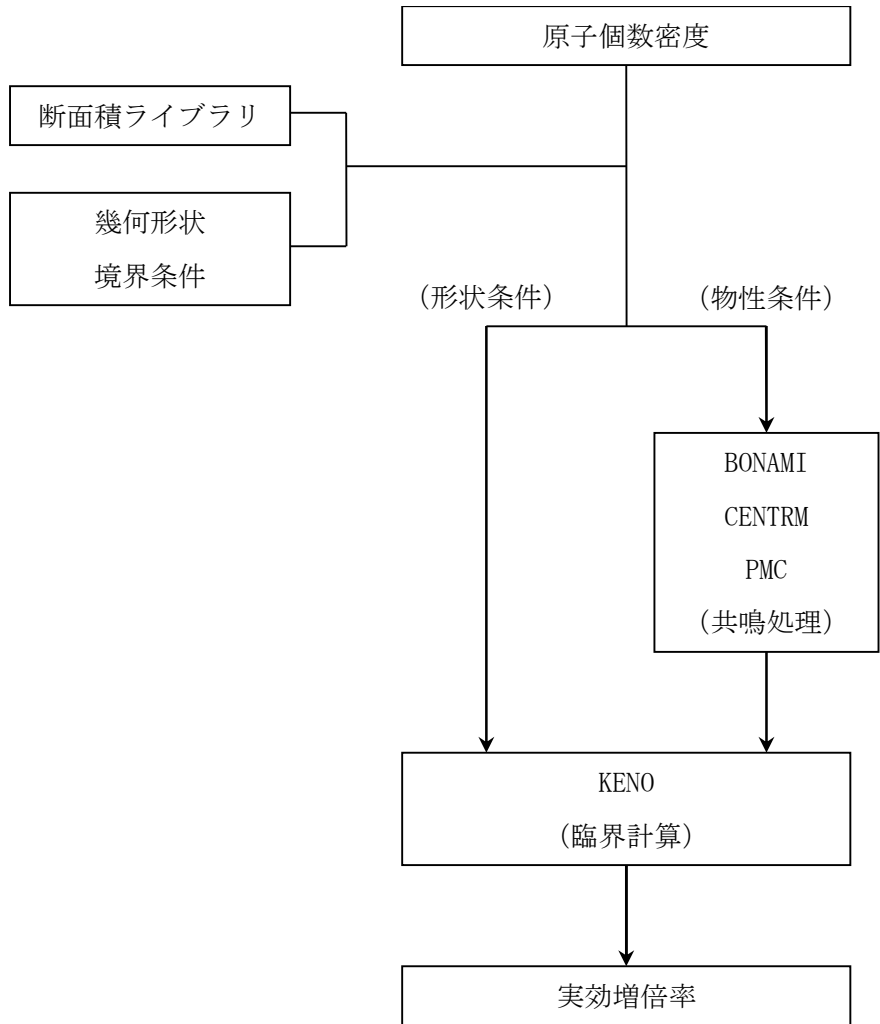


図 4-1 解析フロー



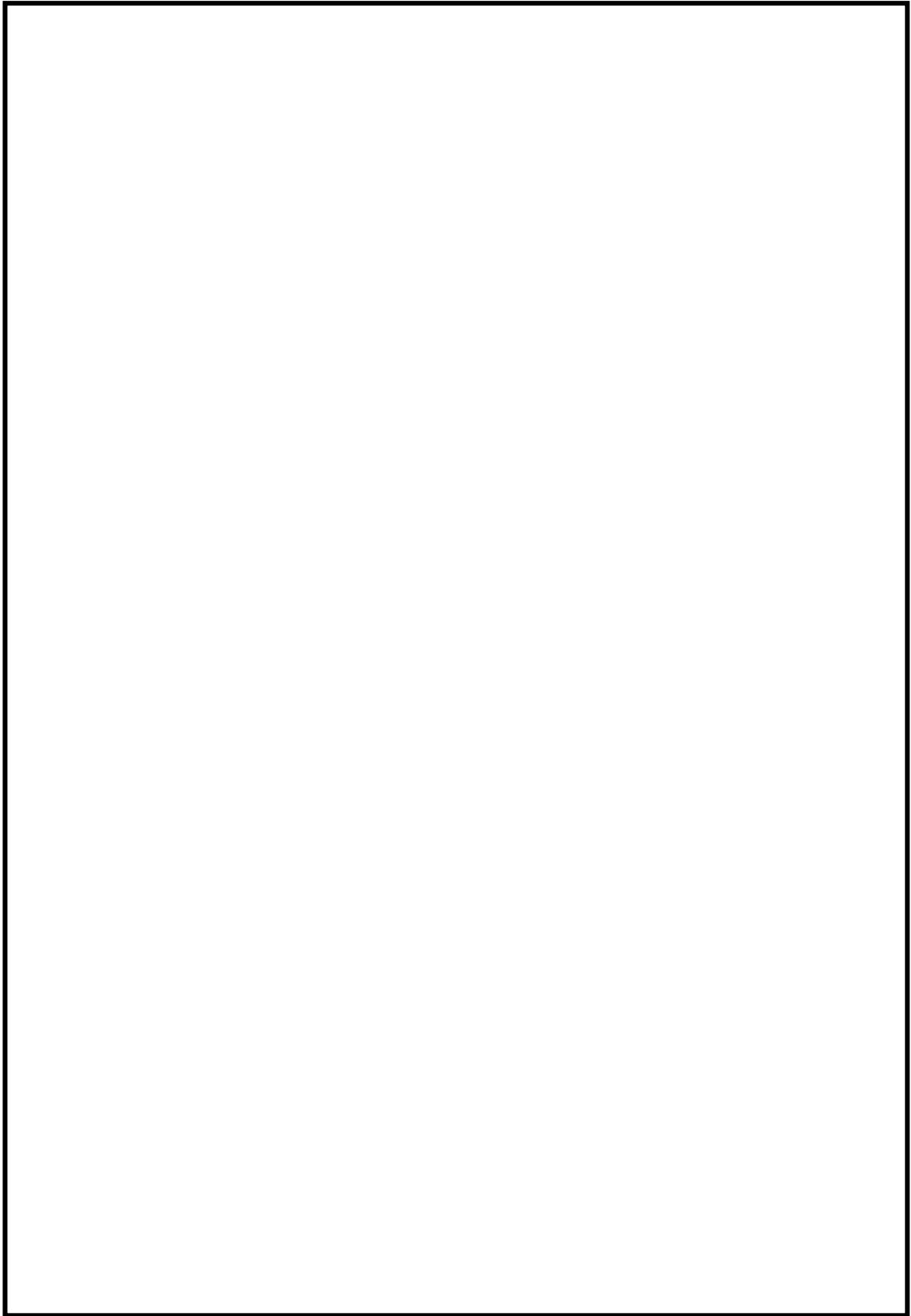


図 4-2 使用済燃料貯蔵ラックの計算体系（水平方向）  
（ボロン添加ステンレス鋼製ラック）

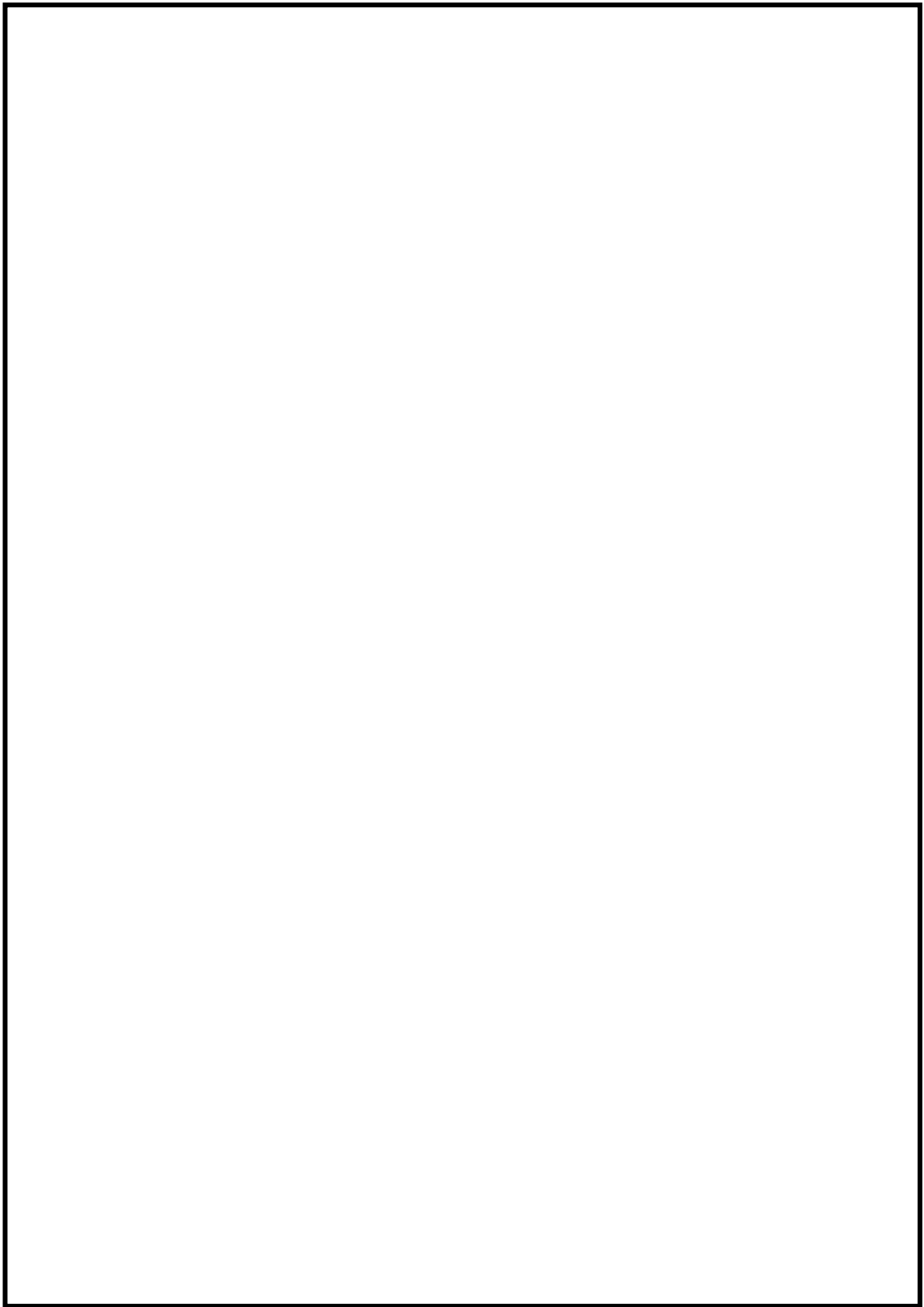


図 4-3 使用済燃料貯蔵ラックの計算体系（水平方向）  
（ボロン添加ステンレス鋼板製ラック）

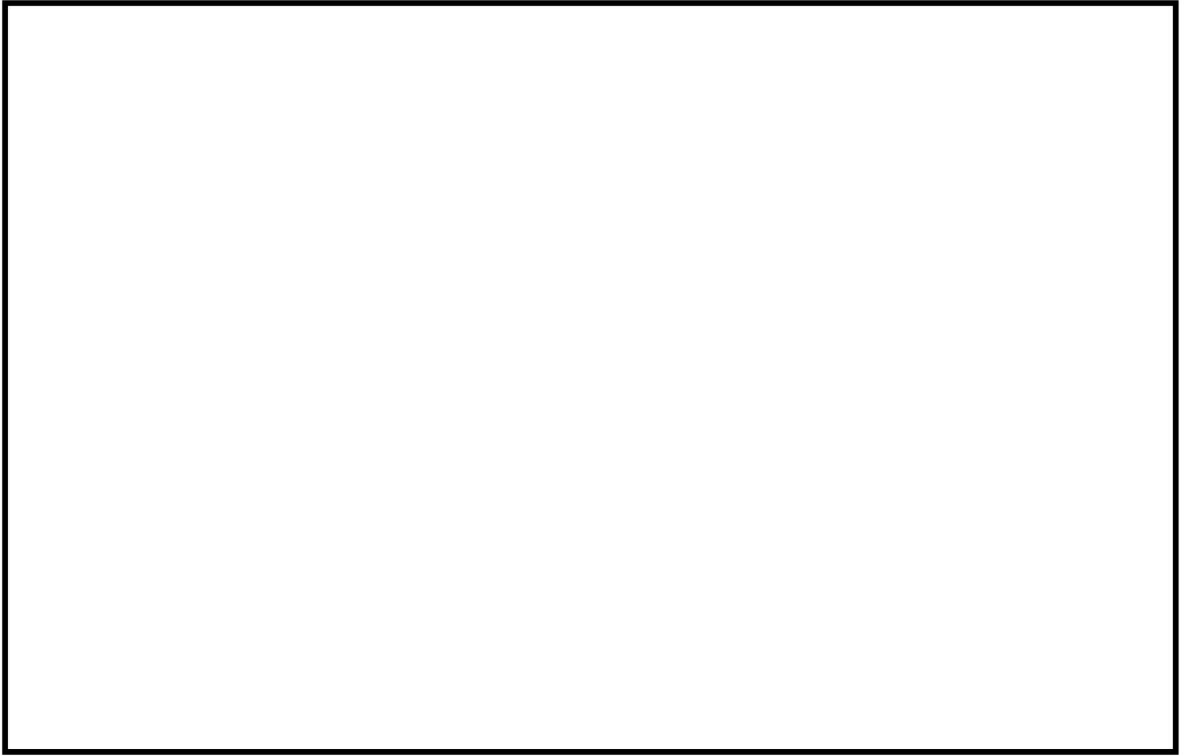


図 4-4 使用済燃料貯蔵ラックの計算体系（鉛直方向）  
（ボロン添加ステンレス鋼鋼管製ラック及びボロン添加ステンレス鋼板製ラック）

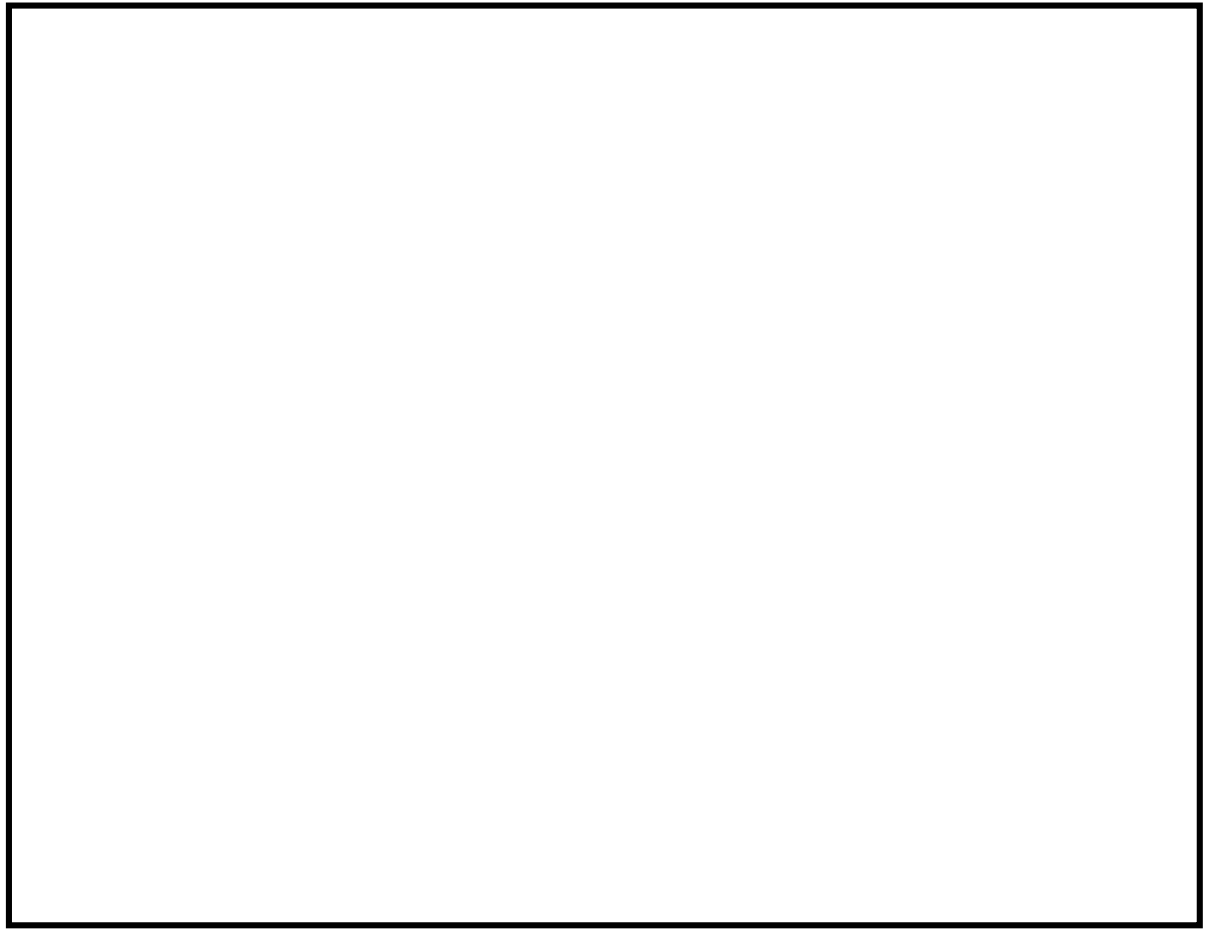


図 4-5 実効増倍率と水密度の関係

## 未臨界性評価の燃料条件

9×9 燃料 (A 型) や高燃焼度 8×8 燃料等, 燃料集合体の炉心装荷時における無限増倍率は, 濃縮度やガドリニアの添加量に応じて軸方向を分割し, 2 次元の無限体系にて燃焼を進めて計算している。いずれの燃料集合体もガドリニア添加量の少ない燃料上部において無限増倍率が最大となり, 燃焼履歴や燃料の製造公差を考慮しても 1.30 を超えることはない。中でも濃縮度の高い 9×9 燃料 (A 型) の無限増倍率が高くなることから, 9×9 燃料 (A 型) を未臨界性評価用燃料集合体 (以下「モデルバンドル」という。) の想定に用いる。

モデルバンドルは, 無限増倍率が最大となるガドリニアの燃焼が進んだ状態を想定し, 未燃焼組成で無限増倍率が 1.30 となるように濃縮度分布を設定する。この濃縮度分布を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考慮し, 濃縮度を外側に向かって低く, コーナー部は低濃縮度にする) に基づいて, 9×9 燃料 (A 型) の濃縮度分布を参考に設定するとモデルバンドルの平均濃縮度は  wt% となる。

モデルバンドルの保守性については, 運転期間中の無限増倍率を安全側に包絡するように無限増倍率を 1.30 に設定していることに加え, いずれの燃料集合体においても燃焼が進み燃焼末期に近づくにつれて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いえる。モデルバンドルとして 9×9 燃料 (A 型) を用いたが, いずれの燃料集合体を用いてもこの大きな保守性に包絡される。したがって, 未臨界性評価に用いるモデルバンドルは保守的である。

## 計算機プログラム（解析コード）の概要

## 目 次

1. はじめに .....	1
1.1 使用状況一覧 .....	2
2. 解析コードの概要 .....	3

1. はじめに

本資料は、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」において使用した計算機プログラム（解析コード）SCALEについて説明するものである。

本解析コードを使用した書類を示す使用状況一覧，解析コードの概要を以降に記載する。



1.1 使用状況一覧

使用書類		バージョン
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	6.1

## 2. 解析コードの概要

項目 \ コード名	SCALE
使用目的	使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	1980 年
使用したバージョン	6.1
コードの概要	<p>本解析コードは、核燃料物質、構造材等の幾何形状等を入力とし、中性子の飛程を乱数を使用して確率的に計算し、各中性子が吸収されて消滅するか、体系外に漏れるまでの反応過程で発生する核分裂中性子数を計算し、これらの比から実効増倍率を求めるものである。このため、計算体系が3次元の複雑な形状でも精度の高い計算ができる。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本解析コードに附属のサンプル入力ファイルを用いて計算を実行し、計算結果があらかじめ用意された参照解を再現することを確認した。</li> <li>・本解析コードをインストールする計算機の実環境が、指定の要件を満たしていることを確認した。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本解析コードは日本国内の原子力施設で工事計画認可申請に使用されており、十分な実績があるため信頼性がある。</li> <li>・本設計及び工事の計画において使用するバージョンは、他プラントの既工事計画において使用されているものと異なるが、バージョンの変更において解析機能に影響のある変更が行われていないことを確認している。</li> <li>・OECD/NEA によりまとめられた臨界実験ベンチマーク集 (「INTERNATIONAL HANDBOOK OF EVALUATED CRITICALITY SAFETY BENCHMARK EXPERIMENTS」 September 2012 Edition(OECD/NEA)) に登録されている臨界実験を対象</li> </ul>

	<p>としたベンチマーク解析（以下、「ベンチマーク解析」という。）に基づいて、計算精度を検証した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・具体的には、上記臨界試験体系のうち、ORNL が解析を実施した <input type="checkbox"/> ケースについて、実効増倍率を抽出し、当該データをヒストグラム化後統計処理することで、平均誤差、<math>\sigma_{95-95}</math> 等を得た。各実効増倍率の結果は臨界時実効増倍率 (<math>k_{eff}=1</math>) におおむね等しいことから、臨界試験を適切に再現しており、本解析コードを燃料貯蔵設備の未臨界性評価に適用することは妥当であるといえる。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・平均誤差：実験値と計算値の平均的なずれ</li> <li>・<math>\sigma_{95-95}</math>：95%信頼度－95%確率の計算の不確かさ</li> </ul> </li> </ul> <p><u>ベンチマーク解析について</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・OECD/NEA の臨界実験ベンチマーク集の中から、ベンチマーク解析の対象として選定した実験結果は、国内 BWR の燃料貯蔵設備と同様に、中性子吸収材、板厚、水ギャップ幅、燃料対減速材比及び燃料濃縮度など、臨界解析で重要と考えられる要因に関し、数種類の異なる体系で実施されている。また、臨界実験に用いられた燃料仕様は、金属キャスクや燃料ラックの臨界評価に用いている燃料仕様と同程度であり、ベンチマーク試験として妥当と考えられる。</li> <li>・なお、本検証については、ORNL で行われたベンチマーク解析*が参考になる。</li> </ul>
--	---

注記\*：W. J. Marshall, B. T. Rearden, “Criticality Safety Validation of Scale 6.1”, ORNL/TM-2011/450, November 2011

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 燃料取替機	2
3.2 原子炉建屋クレーン	2
3.3 燃料チャンネル着脱機	3
3.4 まとめ	4
4. 使用済燃料貯蔵プール周辺設備等の重量物の落下防止対策	11
4.1 落下防止対策の基本的な考え方	11
4.2 落下防止対策の検討	11
4.3 落下防止対策の設計	14
5. 使用済燃料貯蔵プール内への落下物による使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等への影響評価	19
5.1 基本方針	19
5.2 強度評価方法	23
5.3 評価条件	27
5.4 評価結果	27
添付 燃料集合体落下時の使用済燃料貯蔵プールライニングの健全性について	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及び使用済燃料貯蔵プール内の燃料集合体が燃料体等又は重量物の落下により破損しないこと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貯蔵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（ワイヤロープの二重化、動力源喪失時の保持機能等）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、使用済燃料貯蔵プールの冷却機能、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貯蔵プール水の減少に繋がる損傷を防止するとともに、原子炉建屋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、使用済燃料貯蔵プール内への重量物の落下によって使用済燃料貯蔵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。

## 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、燃料取替機、原子炉建屋クレーン及び燃料チャンネル着脱機で構成し、新燃料を原子炉建屋内に搬入してから炉心に装荷するまで、及び使用済燃料を炉心から取り出し原子炉建屋内から搬出するまでの取扱いを行える設計とする。

なお、使用済燃料の使用済燃料貯蔵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、原子炉建屋内のキャスク除染ピット等にて使用済燃料輸送容器の除染を行う。

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容器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。燃料取替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。燃料取替機においては燃料体等の炉心から使用済燃料貯蔵プールへの移送、使用済燃料貯蔵プールから炉心への移送及び使用済燃料輸送容器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源喪失時の保持機能等を有することで、移送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取替機、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 燃料取替機

燃料取替機は、原子炉建屋4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を内蔵した燃料把握機があり、燃料体等は、グラップルにてつかまれた状態で炉心及び使用済燃料貯蔵プール内の適切な位置に移送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把握機の昇降を安全かつ確実にを行うために、グラップルには機械的インターロックを設ける。

グラップル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、グラップル内のカム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3-1参照）。また、燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する設計とする（図3-2参照）。

燃料取替機は、取扱中に燃料体等を損傷させないよう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、巻上げ機の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3-3参照）。

燃料取替機は耐震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、VI-2-11-2-5「燃料取替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、原子炉建屋内で新燃料輸送容器、使用済燃料輸送容器の移送及び新燃料等の移送を安全かつ確実にを行うものである。本クレーンは、新燃料輸送容器、使用済燃料輸送容器及び新燃料等の移送中において、巻上げ機の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3-3参照）。

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3-4参照）。さらに、重量物を吊った状態において、使用済燃料貯蔵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3-6,7参照）。

また、重量物を移送する主巻フックは二重のワイヤロープで保持する設計とする（図3-5参照）。

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、走行部は浮上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、VI-2-11-2-4「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、新燃料の使用済燃料貯蔵プール内への移送の際に新燃料を保持して昇降し、原子炉建屋クレーンと燃料取替機間の受け渡しを行うとともに、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、下限ストップによる機械的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3-3,8参照）。

燃料チャンネル着脱機は使用済燃料貯蔵プール壁面に設置されるが、設備下端高さを使用済燃料貯蔵プール床面付近とすることで、落下時に使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼさない設計とする。



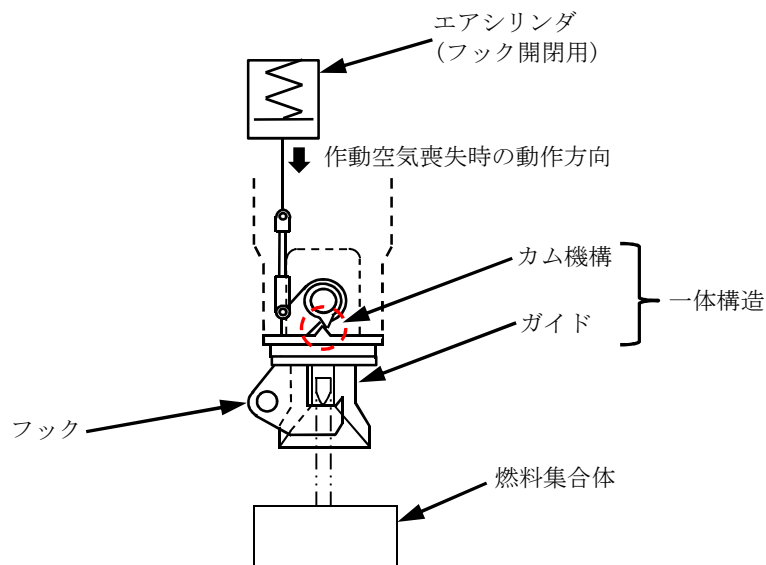
### 3.4 まとめ

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。

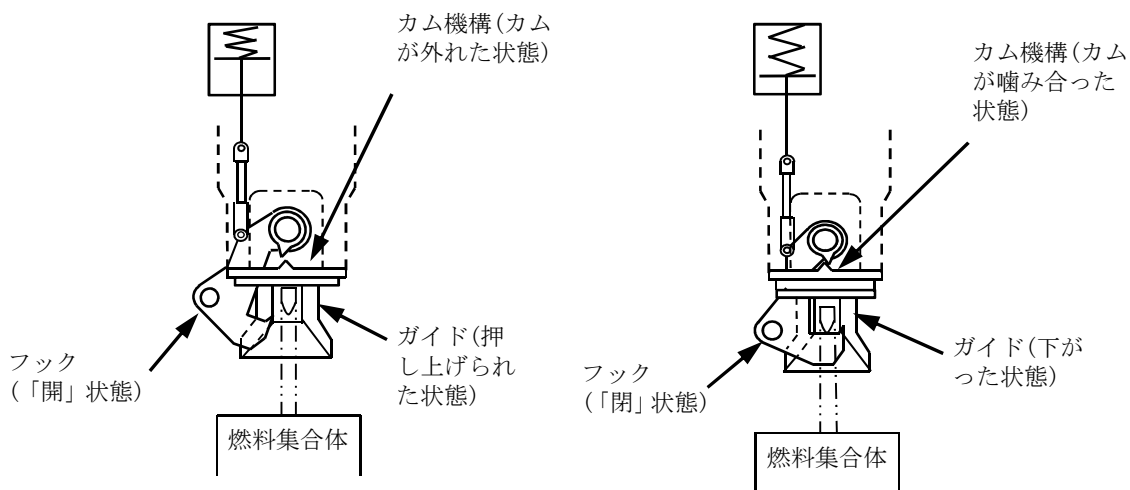
表3-1 燃料体等の落下防止対策

機器名称	落下防止対策
燃料取替機	(1) 巻上げ機は電源遮断時に電磁ブレーキのスプリング機構で保持する構造 (2) 燃料把握機は二重のワイヤロープでグラップルを保持する構造 (3) グラップルは空気源喪失時にも燃料体等をつかむ構造 (4) グラップルの機械的インターロック (5) 燃料体等取扱時の過荷重インターロック
原子炉建屋 クレーン	(1) 巻上げ機は電源遮断時に電磁ブレーキのスプリング機構で保持する構造 (2) フックの外れ止め (3) 主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (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
燃料チャンネル 着脱機	(1) 電源遮断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 (2) 下限ストッパによる機械的インターロック (3) 固定具により燃料体等が倒れないよう上部で保持する構造

グラップルは、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状態を維持する。また、燃料体等を吊った状態において、グラップル内のカム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、カム機構をフック開方向に動作させるには、燃料体等が着座し、ハンドル部がガイド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。



グラップル部概念図



グラップルフック「開」状態

グラップルフック「閉」状態

図 3-1 グラップルの空気源喪失時にも燃料体等をつかむ構造

燃料取替機は2本のワイヤロープを有しており、2本が「燃料集合体、グラップル及び伸縮管」を吊る構造となっている。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、グラップル及び伸縮管を保持でき、燃料体等を落下させず、安全に保持できる設計とする。

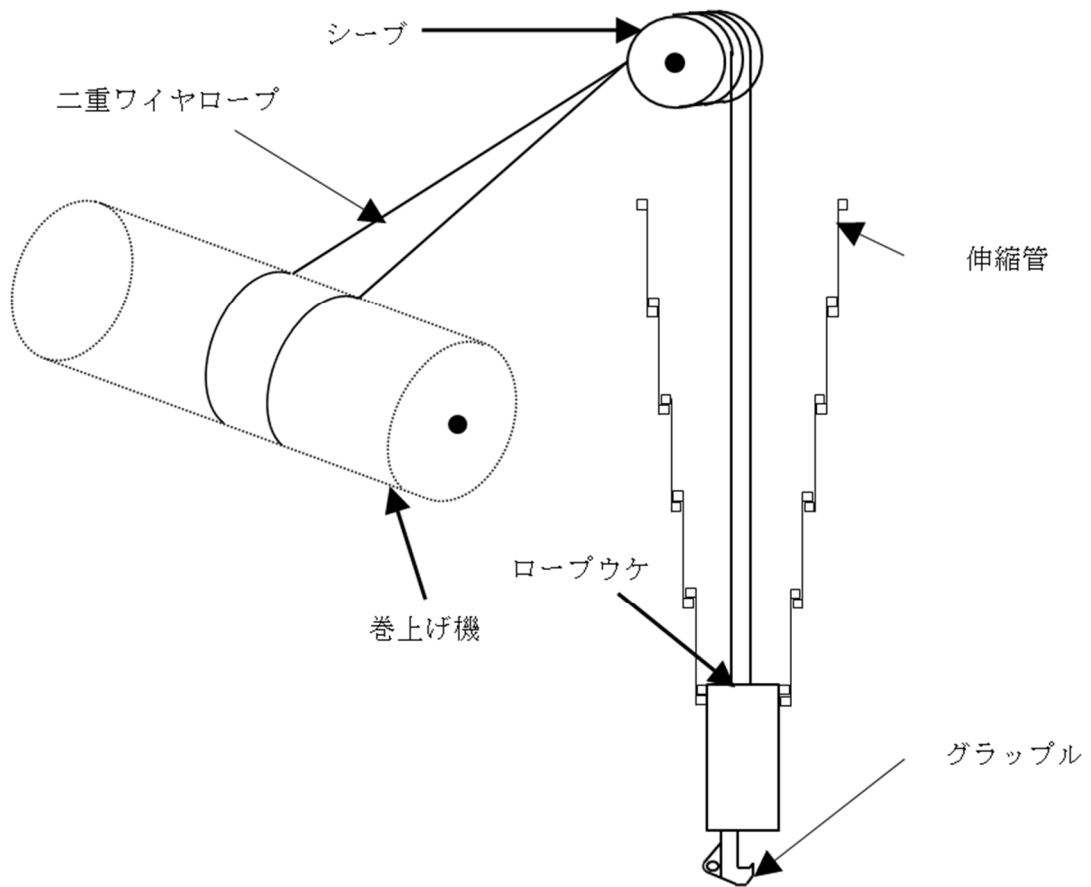
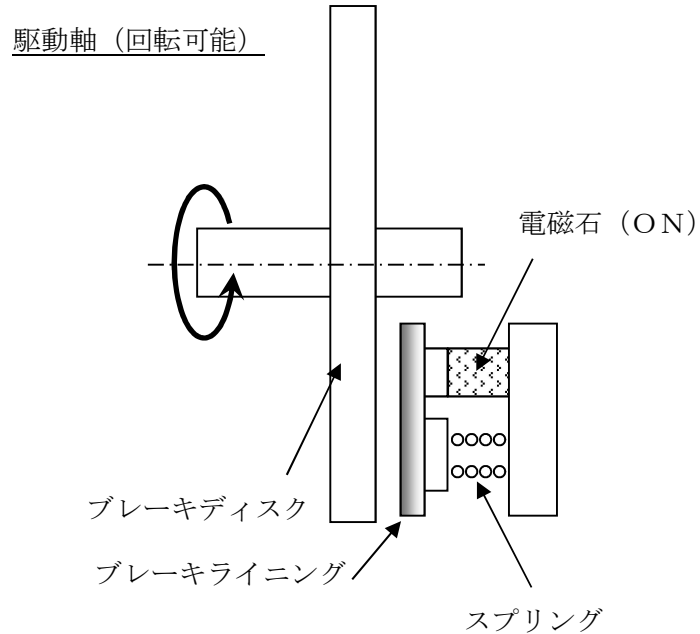


図 3-2 二重のワイヤロープで燃料把握機のグラップルを保持する構造

**【巻上げ機運転時（電源投入時）の状態】**

巻上げ機運転時は、電磁石にてブレーキライニングを吸い寄せ、ブレーキライニングとブレーキディスク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。



**【巻上げ機停止時（電源遮断時）の状態】**

巻上げ機停止時、あるいは、電源遮断時には、スプリングの力によってブレーキライニングをブレーキディスクに押し付け、駆動軸が回転できない状態である。

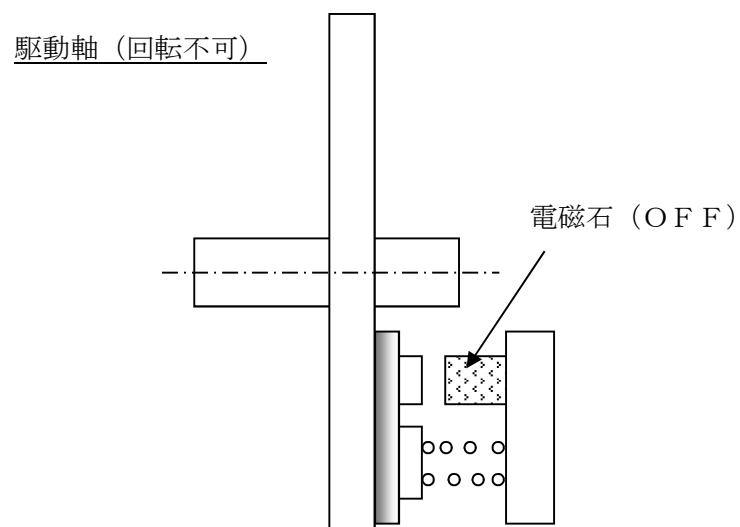


図 3-3 電磁ブレーキの動作原理

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おもり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。

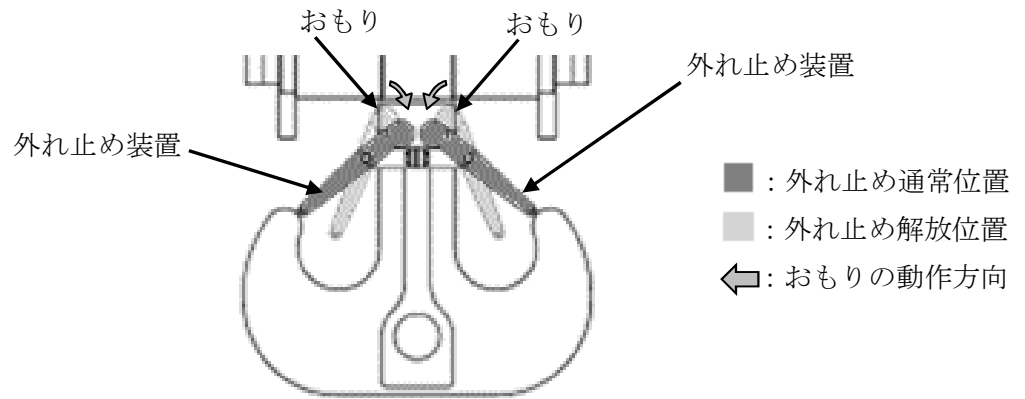


図 3-4 フックの外れ止め装置

主巻フックを二重のワイヤロープで保持することで、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 本で吊荷を保持でき、吊荷を落下させず安全に保持できる設計とする。

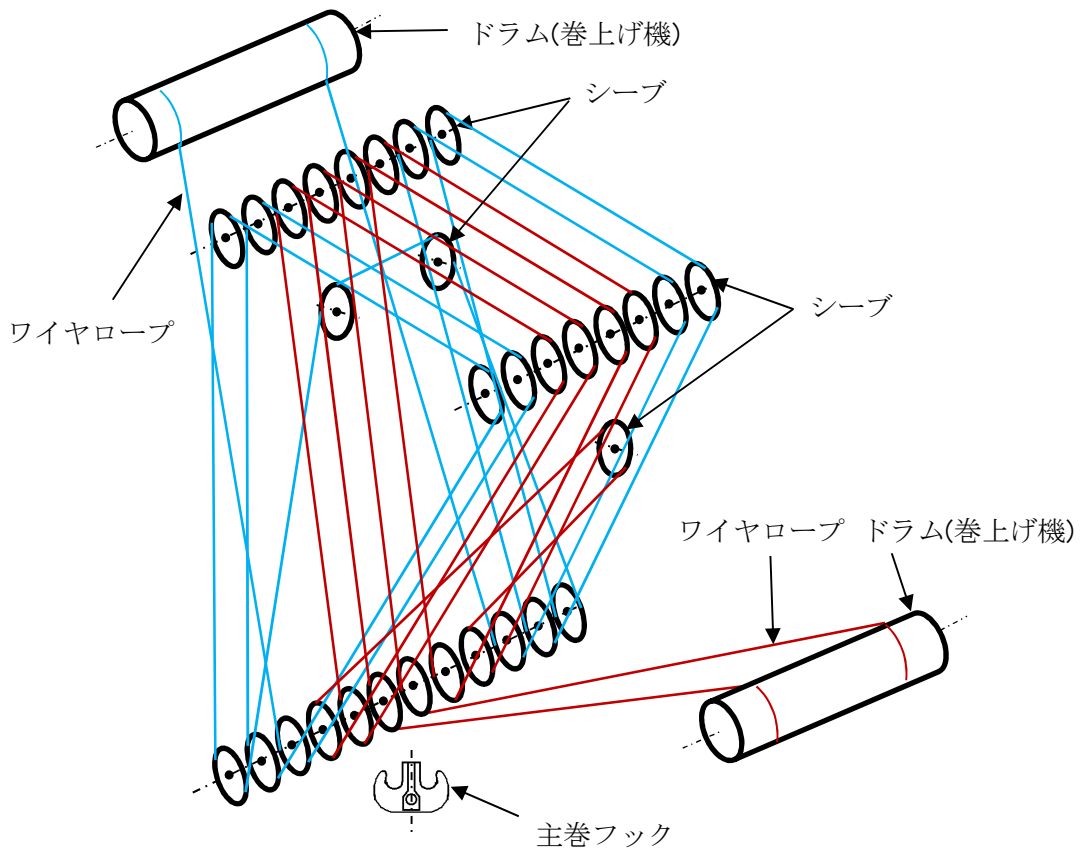


図 3-5 二重のワイヤロープで原子炉建屋クレーンの主巻フックを保持する構造

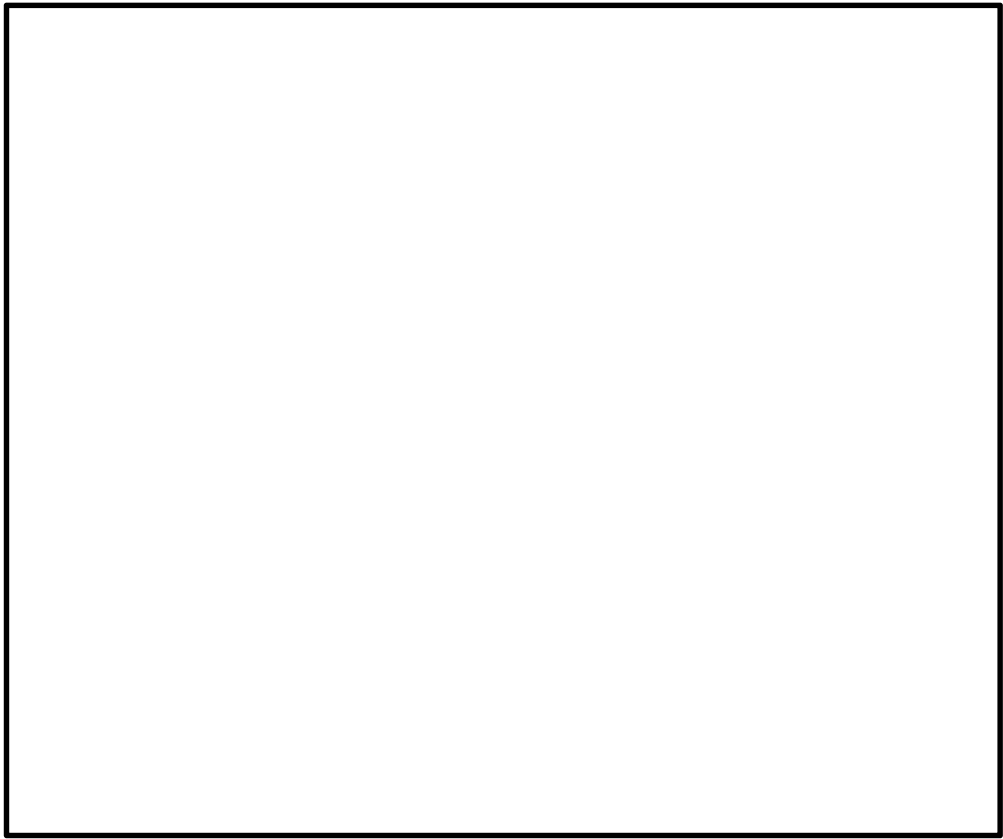


図 3-6 原子炉建屋クレーンのインターロック (Bモード) による重量物移送範囲

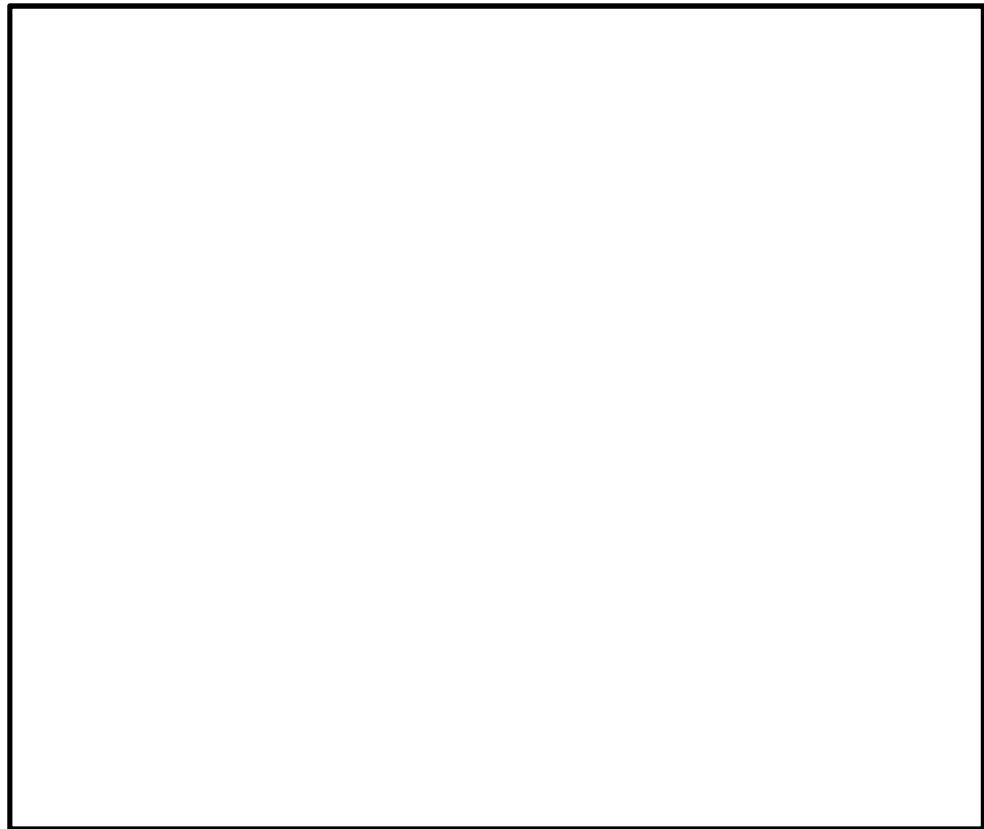


図 3-7 原子炉建屋クレーンのインターロック (Aモード) による使用済燃料輸送容器移送範囲

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台座と燃料体等が倒れないよう上部で支持する固定具が一体（可動台）となり昇降する設計となっており、下限ストッパによる機械的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。

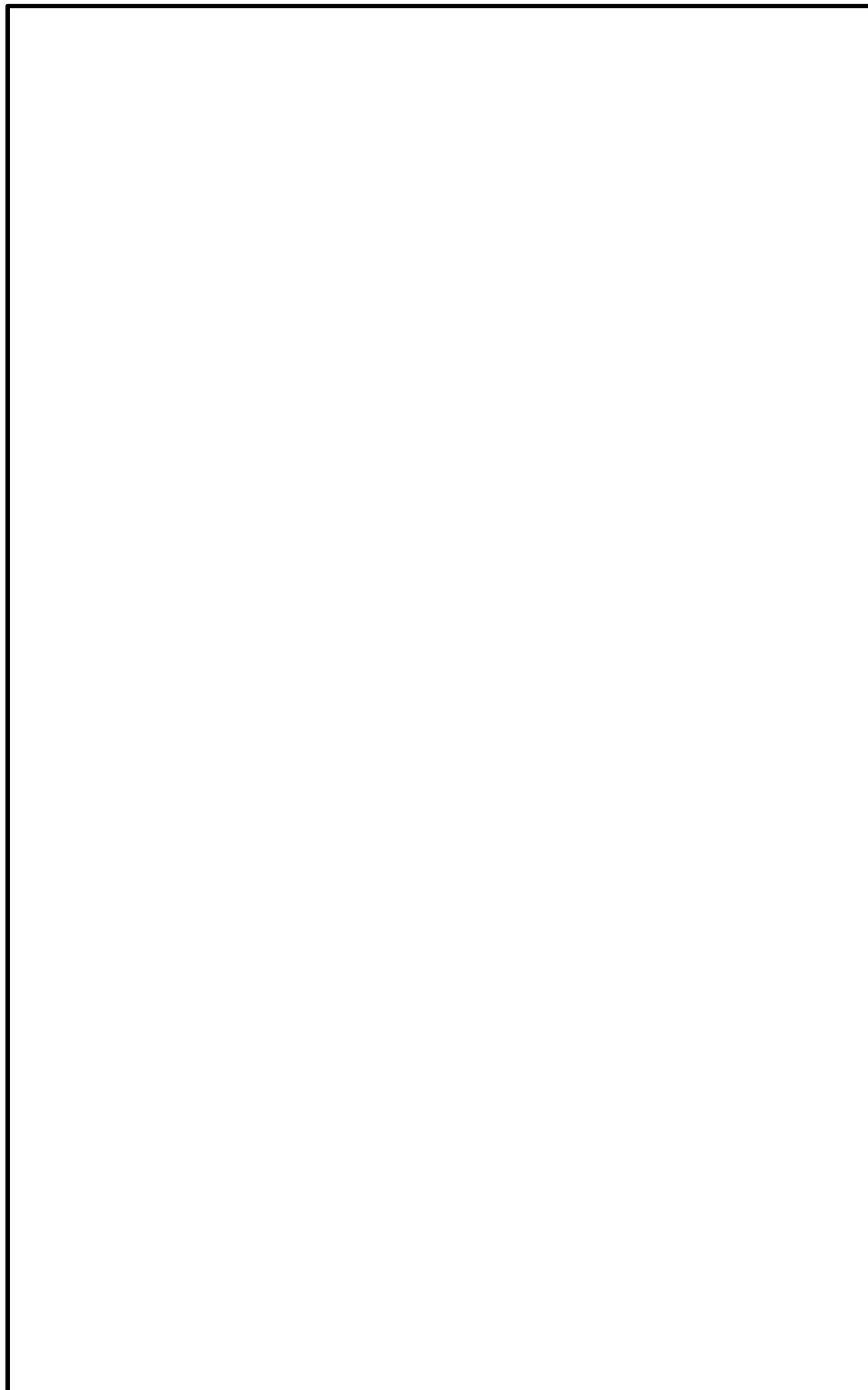


図 3-8 燃料チャンネル着脱機の概略図

#### 4. 使用済燃料貯蔵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

模擬燃料集合体を用いた気中落下試験（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貯蔵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、使用済燃料貯蔵プールライニング面（T.M.S.L.19880 mm）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絡されるため、使用済燃料貯蔵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落下高さを超える場合があるが、水の浮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。使用済燃料貯蔵プールライニングの健全性については、添付「燃料集合体落下時の使用済燃料貯蔵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貯蔵プールライニングへの落下を防止する設計とする。

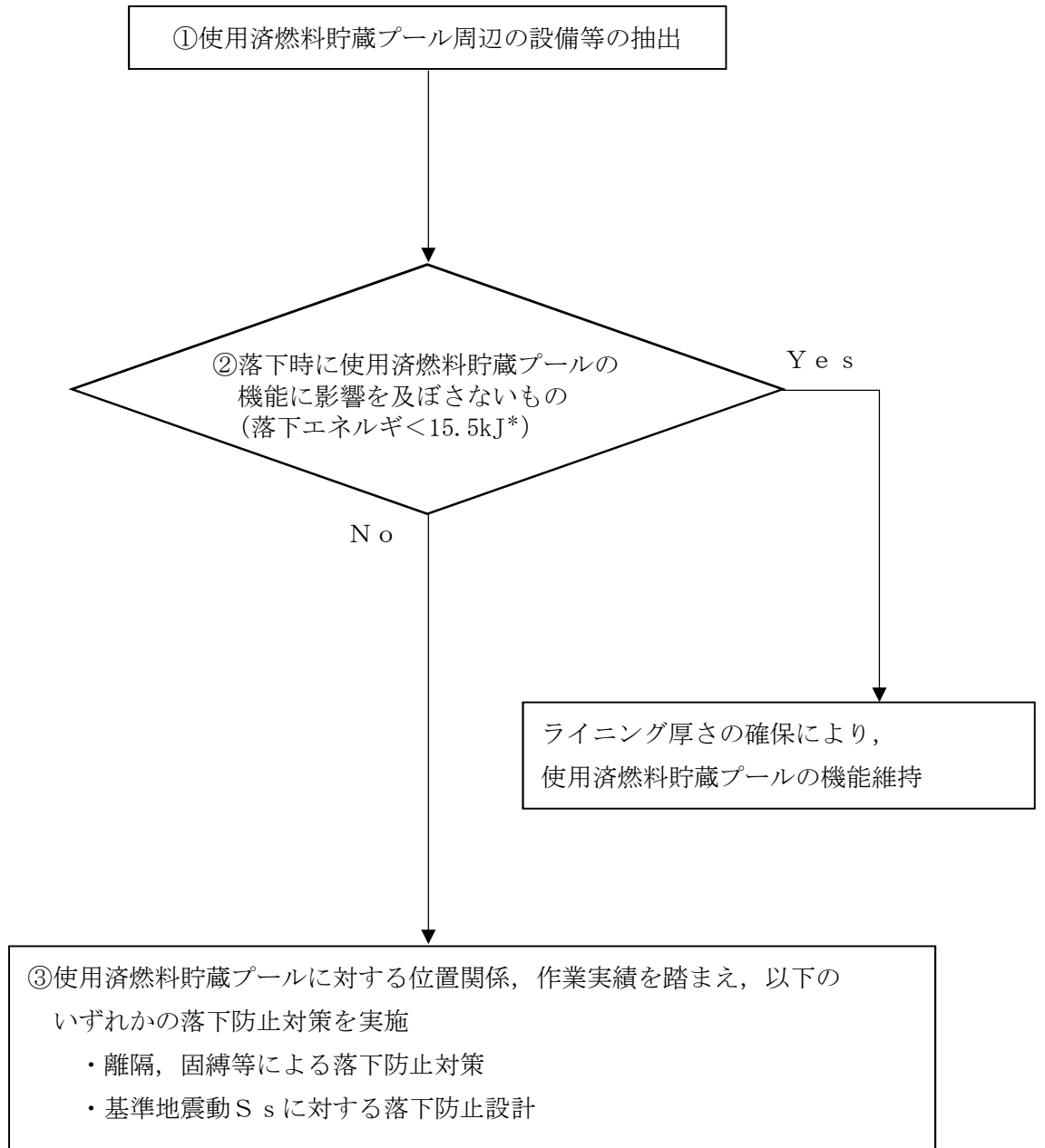
##### 4.2 落下防止対策の検討

使用済燃料貯蔵プール周辺設備等の重量物のうち、使用済燃料貯蔵プールへの落下時に使用済燃料貯蔵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、使用済燃料貯蔵プールとの位置関係、作業実績、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、使用済燃料貯蔵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貯蔵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。

なお、燃料体等については、3.に示したとおり、燃料取替機、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、使用済燃料貯蔵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 重量物の抽出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使用済燃料貯蔵プール 周辺設備等*3	②落下時に使用済燃料貯蔵プールの 機能に影響を及ぼさないもの*1 (落下エネルギー<約 15.5kJ)			③使用済燃料貯蔵プールに対する位置関係, 作業実績を踏まえ、以下のいずれかの落下防 止対策を実施	
		質量 (kg)	高さ (m)	評価		
1	原子炉建屋	A	約 10	約 30	○ 約 3kJ	—*2
		B	特定不可	～約 50	—	基準地震動 Ss に対する落下防止設計
2	燃料取扱機		約 47000	約 12	× 約 6MJ	基準地震動 Ss に対する落下防止設計
3	原子炉建屋クレーン		約 320000	約 20	× 約 63MJ	基準地震動 Ss に対する落下防止設計
4	プール用ジブクレーン		約 1100	約 18	× 約 195kJ	ジブクレーンの撤去
5	チャンネル取扱ブーム		約 600	約 12	× 約 71kJ	基準地震動 Ss に対する落下防止設計
6	その他クレーン類		—	—	—	離隔、固縛等による落下防止対策
7	RCCV ヘッド(取扱具含む)		—	—	—	離隔、固縛等による落下防止対策
8	RPV ヘッド(取扱具含む)		約 2920	約 20	× 約 573kJ	離隔、固縛等による落下防止対策
9	再循環ポンプ仮置台		約 2150	約 5	× 約 106kJ	再循環ポンプ仮置台の撤去
10	内挿物(取扱具含む)	A	約 310	約 5	○ 約 15.2kJ	—*2
		B	約 540	約 20	× 約 105kJ	離隔、固縛等による落下防止対策
11	チャンネル貯蔵ラック		約 700	約 4	× 約 28kJ	基準地震動 Ss に対する落下防止設計
12	プール内ラック類	A	—	0 (プール床面 に常設)	○ 0kJ	—*2
		B	—	—	—	離隔、固縛等による落下防止対策
13	プールゲート類		約 9000	約 13	× 約 1150kJ	離隔、固縛等による落下防止対策
14	使用済燃料輸送容器 (取扱具含む)		約 119000	約 15	× 約 18MJ	離隔、固縛等による落下防止対策
15	電源盤類		—	—	—	離隔、固縛等による落下防止対策
16	フェンス・ラダー類	A	<100	約 12	○ 約 12kJ	—*2
		B	約 200	約 13	× 約 26kJ	離隔、固縛等による落下防止対策
17	装置類		約 2200	約 19	× 約 410kJ	離隔、固縛等による落下防止対策
18	作業機材類	A	約 30	約 20	○ 約 6kJ	—*2
		B	—	—	—	離隔、固縛等による落下防止対策
19	計器・カメラ・通信機器類	A	約 110	約 4	○ 約 5kJ	—*2
		B	—	—	—	離隔、固縛等による落下防止対策
20	試験・検査用機材類	A	約 20	約 19	○ 約 4kJ	—*2
		B	約 1500	約 12	× 約 177kJ	離隔、固縛等による落下防止対策
21	コンクリートプラグ・ ハッチ類		約 10100	約 19	× 約 2MJ	離隔、固縛等による落下防止対策
22	空調機		—	—	—	離隔、固縛等による落下防止対策
23	重大事故等対処設備		—	—	—	基準地震動 Ss に対する落下防止設計
24	その他	A	<100	約 12	○ 約 12kJ	—*2
		B	—	—	—	離隔、固縛等による落下防止対策

注記\*1：落下エネルギーが 15.504kJ (310kg×5.1m×9.80665m/s<sup>2</sup>) 以上であれば「×」、15.504kJ 未  
満であれば「○」(高さは、使用済燃料貯蔵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: 使用済燃料貯蔵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、社内規定に基づき評価を行い、設置場所や固定方法について検討した上で設置する。
- \*3: 「①使用済燃料貯蔵プール周辺設備等」で示す設備等のうち、落下時に使用済燃料貯蔵プールに影響を及ぼさないものと落下防止対策を実施するものがいずれも含まれる設備等については、落下時に影響を及ぼさないものを「A」、落下防止対策を実施するものを「B」とし、表4-1中の②及び③についてそれぞれ記載する。

#### 4.3 落下防止対策の設計

##### a. 離隔、固縛等による落下防止対策

###### (a) RCCV ヘッド、RPV ヘッド、電源盤類等

RCCV ヘッド、RPV ヘッド、コンクリートプラグ・ハッチ類等は、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貯蔵プールに届かない距離に設置して離隔をとるとともに、必要な固縛等を実施する設計とする。

クレーンランウェイガード、その他クレーン類、RCCV ヘッドの取扱具、RPV ヘッドの取扱具、プールゲート類、使用済燃料輸送容器（取扱具含む）、電源盤類、装置類及び空調機並びに、落下時のエネルギーが小さく使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼさないものを除く内挿物（取扱具含む）、プール内ラック類、フェンス・ラダー類、作業機材類、計器・カメラ・通信機器類、試験・検査用機材類及びその他は、使用済燃料貯蔵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. 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貯蔵プール周辺にある常設設備

原子炉建屋については、原子炉建屋4階の床面（T.M.S.L. 31700 mm）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、屋根面水平ブレース等を線材、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、使用済燃料貯蔵プールに落下しない設計とする。原子炉建屋屋根評価モデルを図4-2に示す。なお、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4階の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、原子炉建屋4階の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、使用済燃料貯蔵プールの上部にある常設設備としては天井照明があるが、天井照明は落下エネルギーが気中落下試験時の模擬燃料集合体の落下エネルギーより小さいため評価不要である。また、使用済燃料貯蔵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器及び常設スプレイヘッドがあるが、基準地震動 $S_s$ に対して使用済燃料貯蔵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、VI-2-2-2「原子炉建屋の耐震性についての計算書」、VI-2-9-4-5-3-1「静的触媒式水素再結合器の耐震性についての計算書」及び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」に示す。

また、使用済燃料貯蔵プール周辺にあるチャンネル取扱ブーム及びプール壁設置物であるチャンネル貯蔵ラックについても、基準地震動  $S_s$  に対して使用済燃料貯蔵プールに落下しない設計とする。

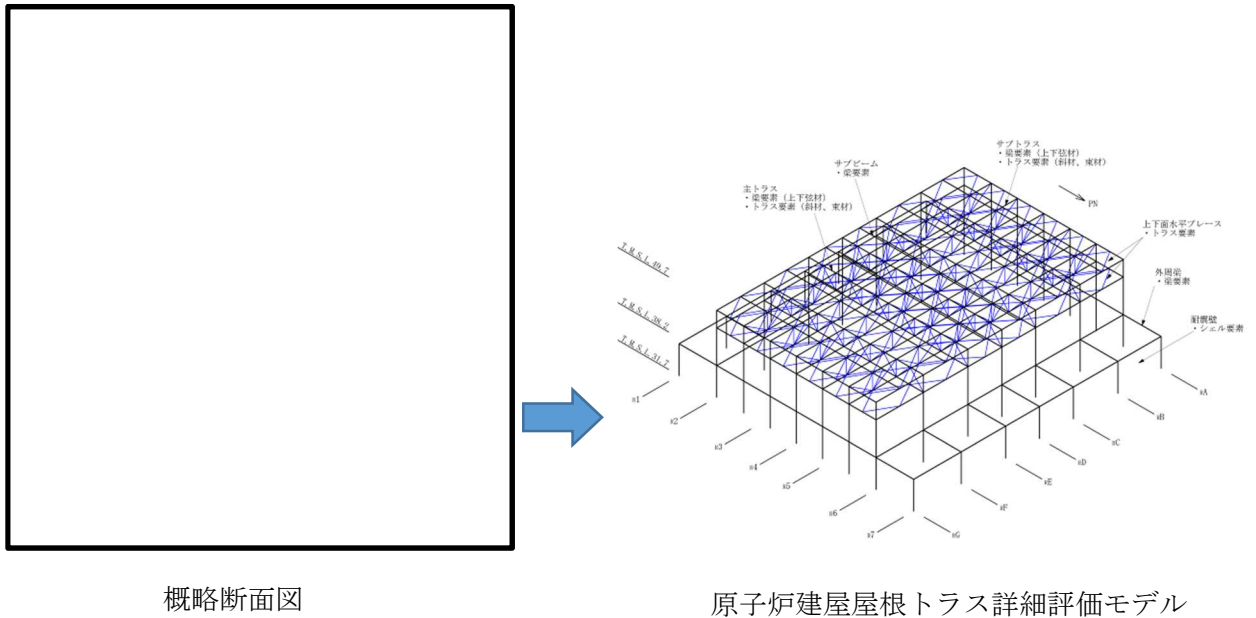


図 4-2 原子炉建屋屋根評価モデル

(b) 燃料取替機

燃料取替機は、浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置する。脱線防止装置は、走行、横行レールの頭部を脱線防止装置にて抱き込む構造であり、燃料取替機の浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造としている。

なお、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が設置されており、走行レールについては、ストoppaによりレール範囲外への脱線を防止又は仮に本ストoppaがなかったとしても、地震時に想定される滑り量を考慮した運用とすることから、レール範囲外への脱線はしない。横行レールについては、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（使用済燃料貯蔵プールエリア外）へ脱線することから、使用済燃料貯蔵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、脱線後に原子炉建屋壁面に到達することもない。燃料取替機と使用済燃料貯蔵プールの位置関係を図 4-3 に示す。

燃料取替機は、下部に設置された上位クラス施設である使用済燃料貯蔵プールに対して、波及的影響を及ぼさないことを確認することから、想定される最大荷重を上回る定格荷重 460kg 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貯蔵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、VI-2-11-2-5「燃料取替機の耐震性についての計算書」に示す。

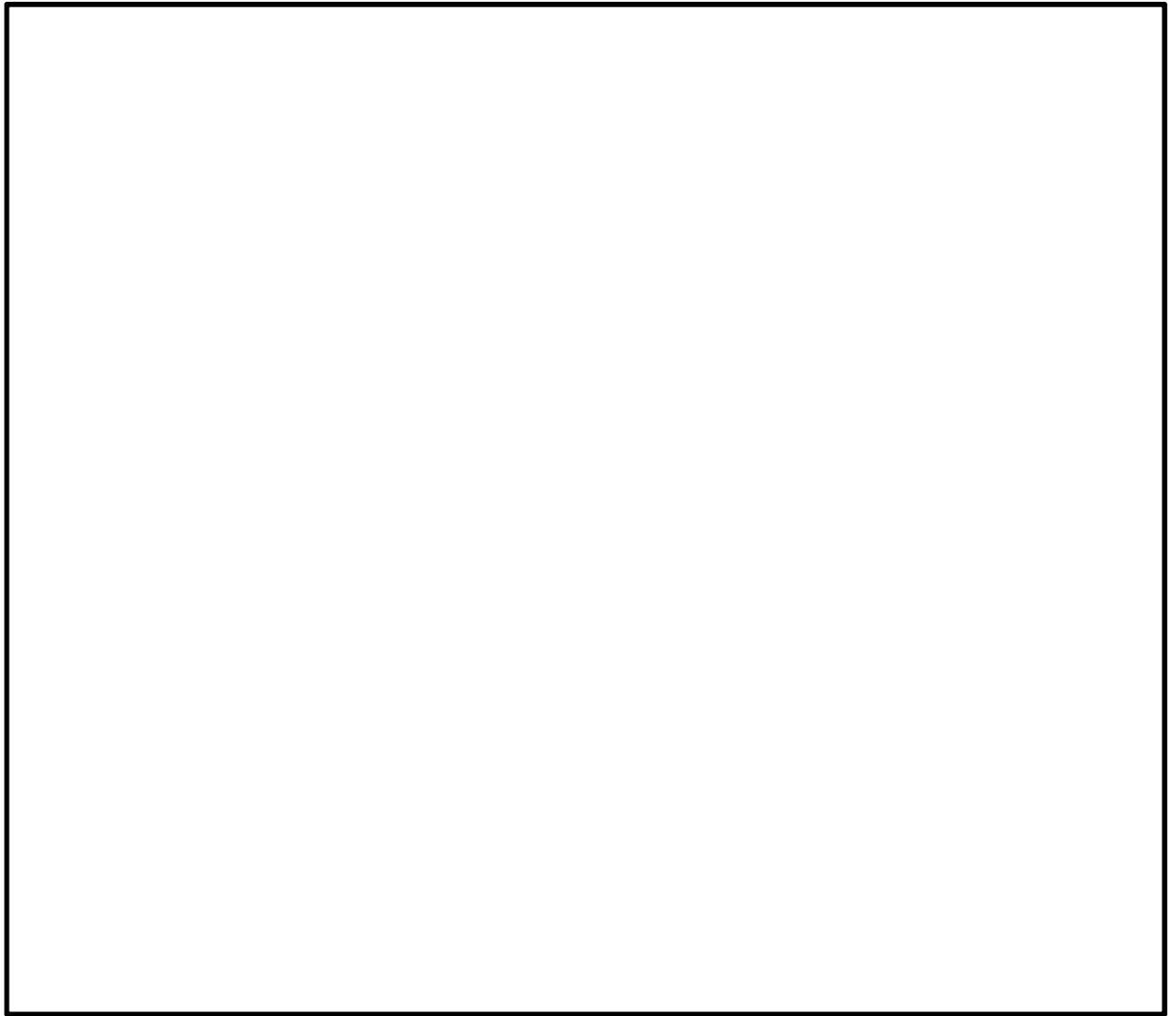


図 4-3 燃料取替機と使用済燃料貯蔵プールの位置関係

(c) 原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは、浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置する。脱線防止装置はクレーンガード当り面、クレーン本体ガードに対し、浮上り代を設けた構造であり、クレーンの浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造としている。

なお、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が設置されており、ストoppaによりレール範囲外への脱線を防止又は仮に本ストoppaがなかったとしても、地震時に想定される滑り量を考慮した運用とすることから、クレーン本体ガード、トロリがレールから脱線し原子炉建屋壁面に到達するおそれはなく、使用済燃料貯蔵プールに落下することはない。原子炉建屋クレーンと使用済燃料貯蔵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装置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、下部に設置された上位クラス施設である使用済燃料貯蔵プールに対して、波及的影響を及ぼさないことを確認することから、想定される最大荷重を上回

る定格荷重 150t 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貯蔵プールに落下しない設計とする。

耐震性評価結果については、VI-2-11-2-4「原子炉建屋クレーンの耐震性についての計算書」に示す。

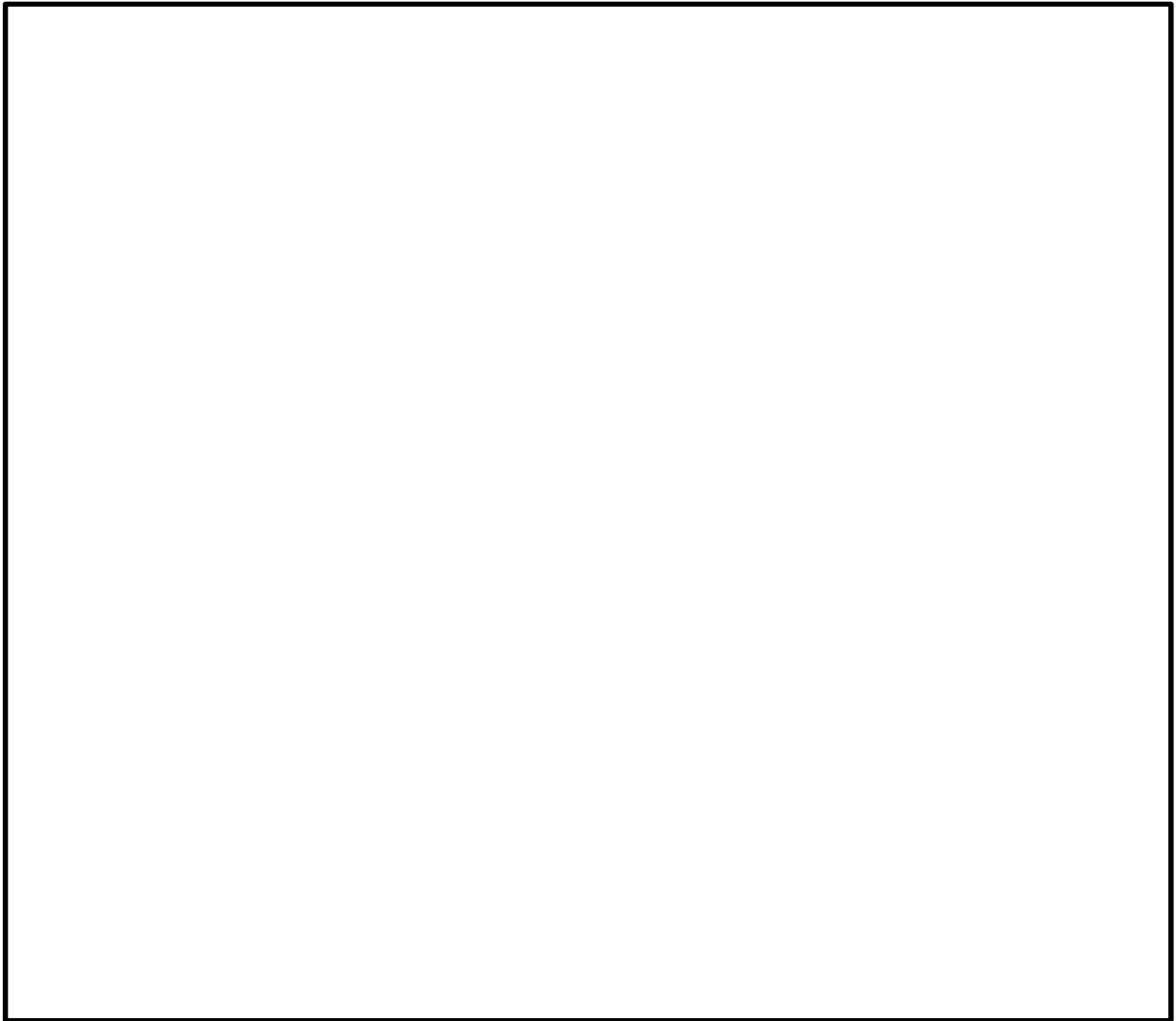


図 4-4 原子炉建屋クレーンと使用済燃料貯蔵プールの位置関係



図 4-5 脱線防止装置（走行レール）の詳細図

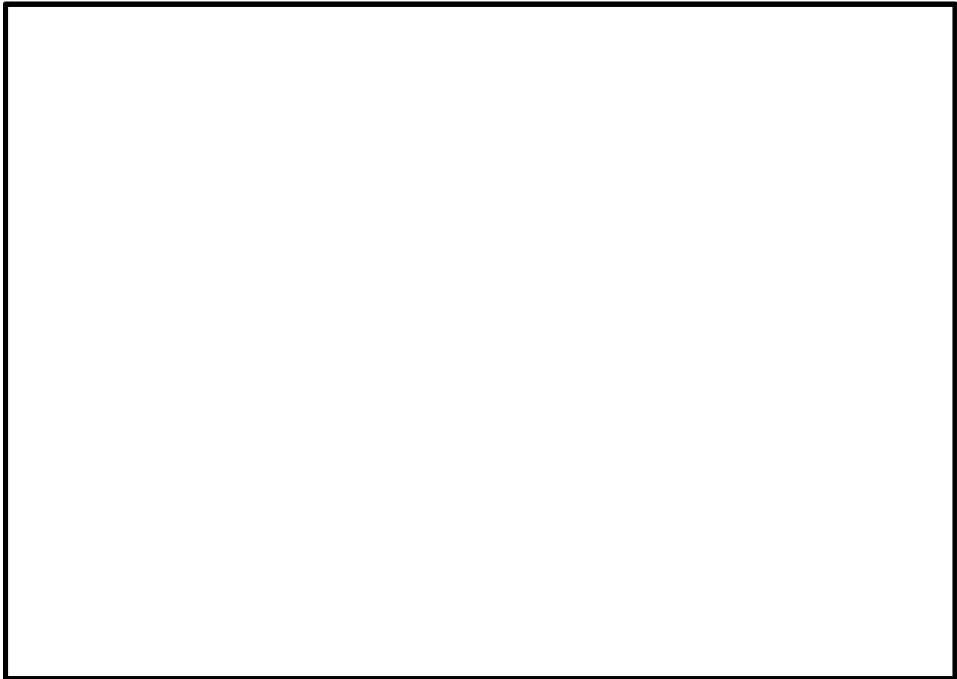


図 4-6 脱線防止装置（横行レール）の詳細図

5. 使用済燃料貯蔵プール内への落下物による使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等への影響評価  
使用済燃料貯蔵プール内への落下物によって使用済燃料貯蔵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貯蔵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, 2, 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を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。



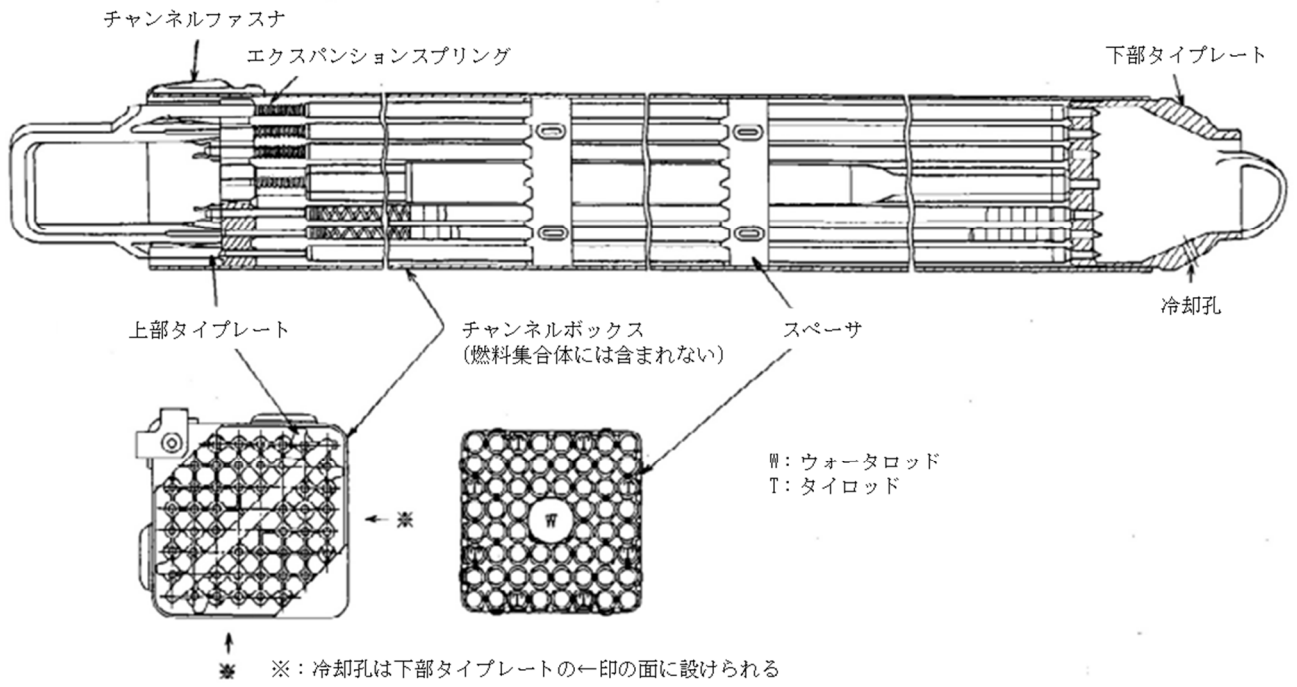


図5-1 燃料集合体の概要 (高燃焼度8×8燃料)

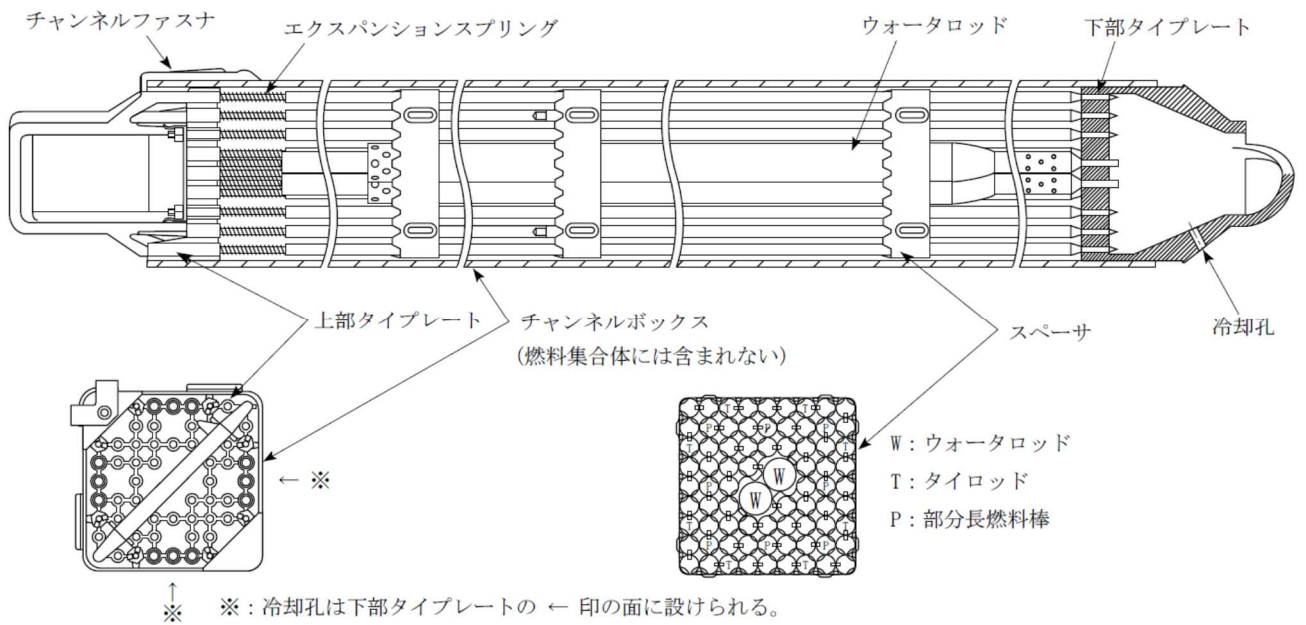


図 5-2 燃料集合体の概要 (9×9 燃料 (A 型))

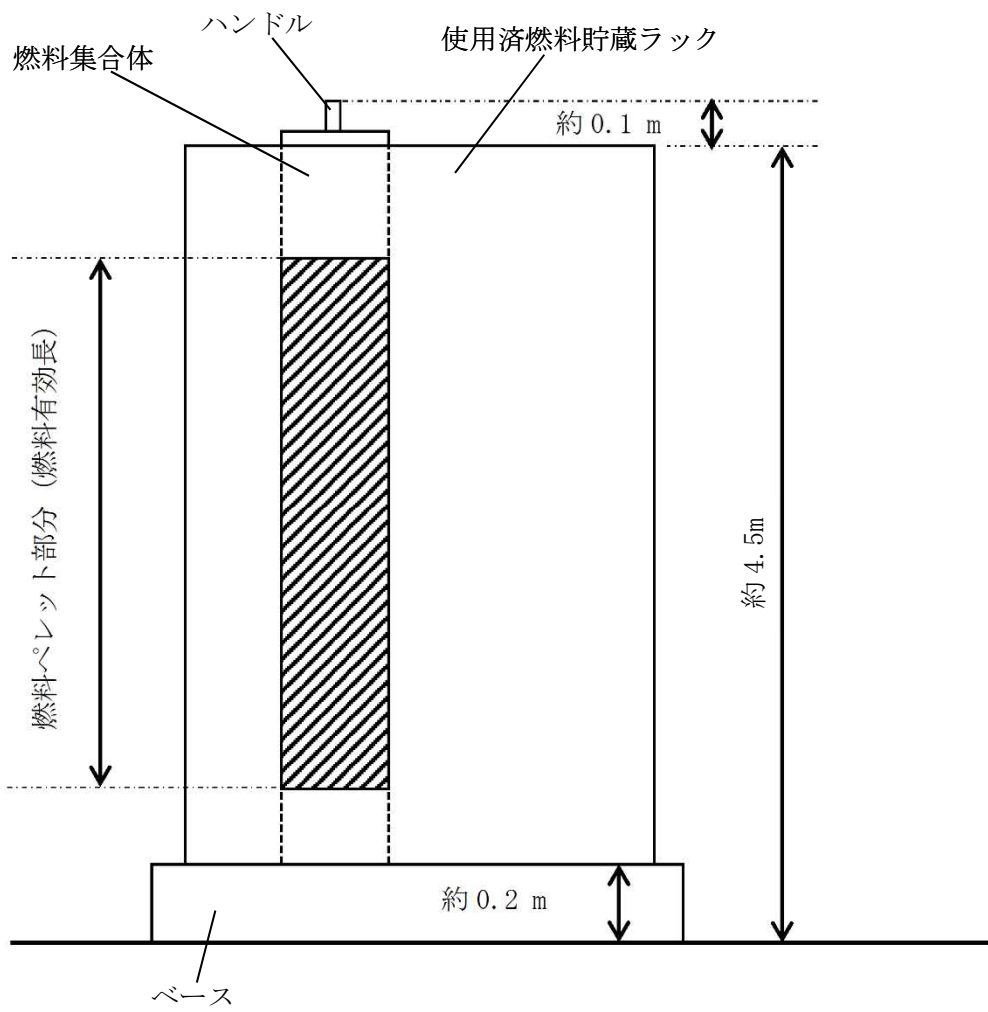


図 5-3 燃料集合体及びラックの関係図

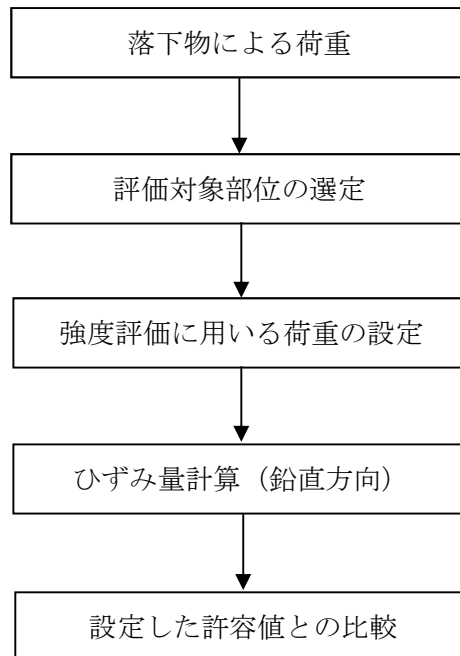


図 5-4 燃料集合体の強度評価フロー

## 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て設定する。

### (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証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最も小さくなる 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。

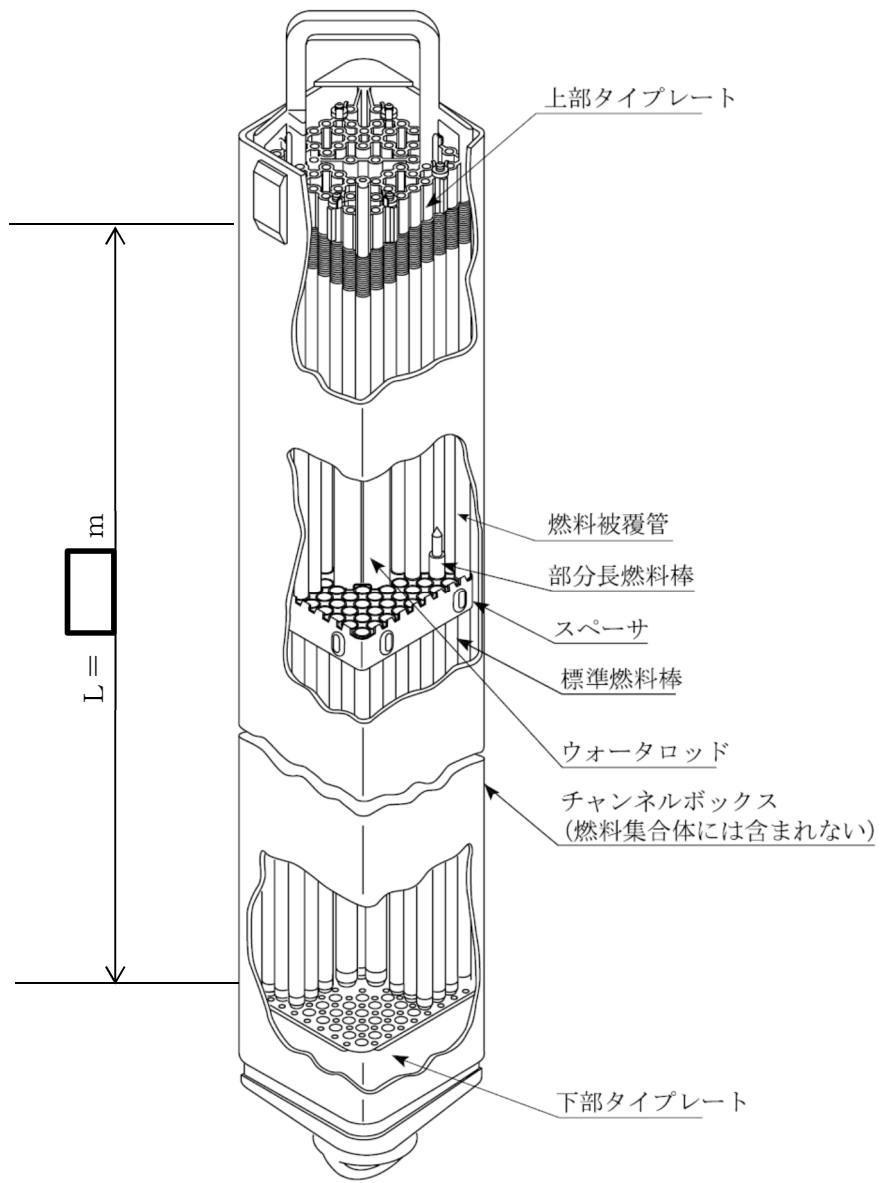


図 5-5 燃料集合体の構造図

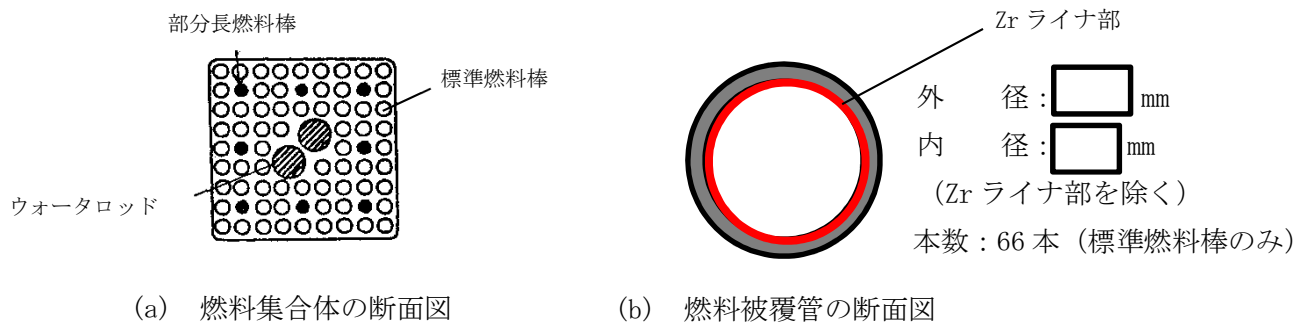


図 5-6 燃料集合体の断面図

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、ウォ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

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

$$\text{ここで } \varepsilon_y = \sigma_y / E$$

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

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

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

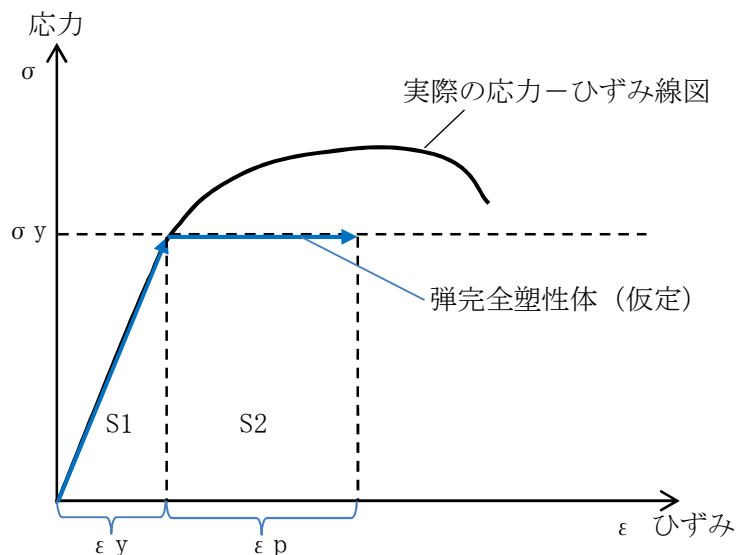


図5-7 弾完全塑性体の保守性  
(イメージ図)

### 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 <sup>2</sup> )	L (m)
ジルカロイ-2	1.30×10 <sup>-3</sup>	<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

燃料集合体に発生するひずみ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



## 燃料集合体落下時の使用済燃料貯蔵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

使用済燃料貯蔵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\*1。

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310kgと保守的\*2であり、燃料落下高さは燃料取替機による通常の燃料移送高さを考慮し、5.1mと安全側である。燃料移送高さについては、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より高い□mとしているが、この場合も燃料体等の水中での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 ( $310\text{kg} \times 5.1\text{m} \times 9.80665\text{m/s}^2 = 15.504\text{kJ}$ ) に包絡されることを確認した。

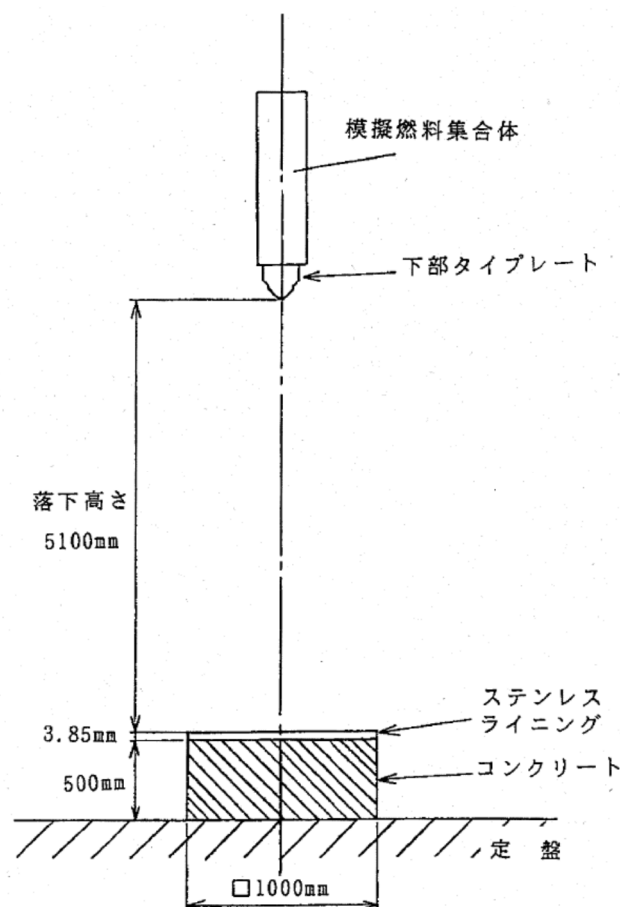


図1-1 模擬燃料集合体落下試験方法

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：柏崎刈羽原子力発電所第6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310kg未満であることを確認している。燃料装荷時に使用するダブルブレードガイドも，気中での重量は310kgであるが，水中では310kg未満となる。

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)	落下 エネルギー (E) *2	備考
		気中 (Ma)	水中 (Mw)			
実機 燃料 集合体	高燃焼度 8×8燃料	□ kg	□ kg	□ m*1	約16.3kJ (約14.3kJ)	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
	9×9燃料	□ kg	□ kg	□ m*1	約16.1kJ (約14.1kJ)	
模擬燃料 集合体		約310kg (気中実測値)		5.1m	約15.5kJ	落下物の重量（水中） $Mw = Ma - \rho \cdot V$ ここで， Ma：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貯蔵プール底面からの吊り上げ上限高さ

\*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 $9.80477 \times 10^2 \text{ kg/m}^3$ （大気圧・65℃）

\*4：実機体積は約 □ m<sup>3</sup>（メーカー設計値）

3. 実機燃料集合体が漏えい検知溝に落下した場合のライニングへの影響

使用済燃料貯蔵プールのライニングには、漏えい検知溝が設けられているが（図3-1）、仮に実機燃料集合体が検知溝上に落下した場合、燃料集合体下部タイプレート円周部範囲面による落下エネルギーがライニングに加わる。

この場合、下部タイプレート円周部の大きさ（ mm）に対し、検知溝の幅は小さい（ mm）ため、実機燃料集合体の下端が検知溝にはまり込み、貫通するおそれはない。

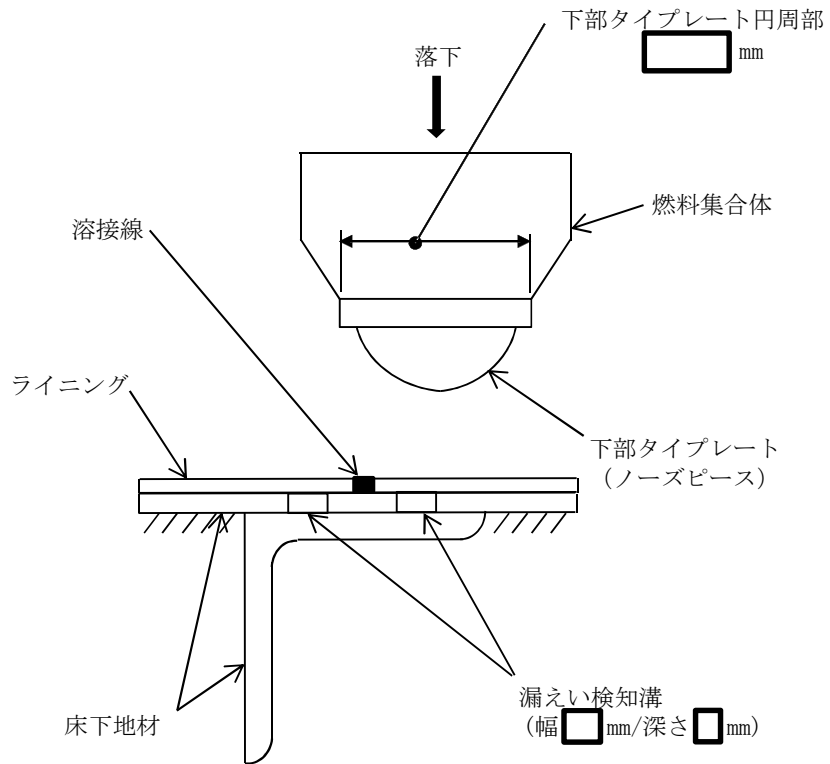


図3-1 漏えい検知溝上への燃料集合体の落下

#### 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 .....	2
3.1 評価方法 .....	2
3.2 評価条件 .....	2
3.3 評価結果 .....	7
4. 燃料プール冷却浄化系 .....	14
別紙 1  計算機プログラム（解析コード）の概要	

## 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「使用済燃料貯蔵プール」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貯蔵プールに貯蔵される燃料体等の冷却が可能であること、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、使用済燃料貯蔵プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵プールからの水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵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（可搬型スプレーヘッダ又は常設スプレーヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水）により燃料体等の崩壊熱による使用済燃料貯蔵プール水の蒸発量を上回る注水を行うことで使用済燃料貯蔵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、使用済燃料貯蔵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貯蔵プールの水位が異常に低下した場合において、燃料プール代替注水系（可搬型スプレーヘッダ又は常設スプレーヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレー）により、使用済燃料貯蔵プールの熱負荷（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貯蔵プール内燃料体等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。

燃料プール代替注水系による注水量及び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」（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貯蔵プールの熱負荷（崩壊熱）による蒸発量を用いることとする。

### 3. 評価

#### 3.1 評価方法

使用済燃料貯蔵プール水の蒸発量に対し、燃料プール代替注水系からの注水量及びスプレイ量が上回ることを確認する。

使用済燃料貯蔵プールの熱負荷（燃料取替のために原子炉から使用済燃料貯蔵プールに取り出した燃料体から発生する崩壊熱，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，使用済燃料貯蔵プール水の蒸発量は以下の式で求める。なお，顕熱による冷却は保守的に考慮せず，蒸発潜熱のみによる冷却を考慮する。

$$Q = \frac{3600 \times q}{\gamma \times h}$$

ここで，  $Q$  : 蒸発量 ( $\text{m}^3/\text{h}$ )

$q$  : 使用済燃料貯蔵プールの熱負荷 (kW)

$\gamma$  :  $100^\circ\text{C}$  の水の密度 ( $=958\text{kg}/\text{m}^3$ )

$h$  :  $100^\circ\text{C}$  の飽和水蒸発潜熱 ( $=2256.9\text{kJ}/\text{kg}$ )

#### 3.2 評価条件

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

- a. 使用済燃料貯蔵プールには，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。
  - ・使用済燃料貯蔵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貯蔵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。
  - ・原子炉を停止してから使用済燃料貯蔵プールへの燃料体の取り出しが完了するまでの期間は，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。
  - ・施設定期検査ごとに約 1/4 炉心分（ $9 \times 9$  燃料（A 型）の平衡炉心における燃料集合体取替体数 208 体）の使用済燃料が使用済燃料貯蔵プールへ取り出されるものとする。
- b. 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。
  - ・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  $50\text{GWd}/\text{t}$ ，燃料取替のために原子炉から使用済燃料貯蔵プールに取り出した燃料の平均燃焼度を  $33\text{GWd}/\text{t}$  とし，表 3-1，表 3-2 及び表 3-3 のとおりとする。
  - ・「a.」及び「b.」の条件に基づく熱負荷（崩壊熱）を表 3-1，表 3-2 及び表 3-3 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、別紙1「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の冷却能力の評価）

(1) 注水時

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）又は可搬型代替注水ポンプ（A-1級）からの使用済燃料貯蔵プールへの注水量が崩壊熱による蒸発量を上回ることを確認する。

(2) スプレイ時

使用済燃料貯蔵プール内での輻射や蒸気の対流による伝熱を考慮し、使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けて、熱負荷（崩壊熱）による蒸発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）による蒸発量を上回ることを確認する。

可搬型スプレイヘッドを使用した、使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けたスプレイに関しては、可搬型スプレイヘッドの噴射幅、首振り角度を考慮したスプレイ分布と、可搬型スプレイヘッドの設置位置、使用済燃料貯蔵プール形状・寸法を比較して評価する。

常設スプレイヘッドを使用した、使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けたスプレイに関しては、常設スプレイヘッドの設置位置、使用済燃料貯蔵プール形状・寸法を模擬した試験設備で実施したスプレイ試験の結果より評価する。



表 3-1 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	14 ヶ月	14 ヶ月
停止期間* <sup>1</sup>	70 日	70 日
使用済燃料体数* <sup>2</sup>	2572 体* <sup>3</sup>	2364 体* <sup>4</sup>
施設定期検査時取出燃料体数	—	872 体* <sup>4</sup>
評価日	運転開始直後	原子炉停止 10 日後* <sup>5</sup>

注記\*1：過去の全燃料取出を実施した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。

\*2：使用済燃料体数は、6号機の最大貯蔵量 3410 体を上回る 7号機の最大貯蔵量 3444 体を保守的に考慮する。

\*3：使用済燃料貯蔵プールの最大貯蔵量（3444 体）から 1 炉心分の燃料（872 体）を除いた体数（2572 体）が貯蔵されているものとする。

\*4：使用済燃料貯蔵プールの最大貯蔵量（3444 体）から 1 取替分の新燃料のスペース（208 体）を除いた 3236 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（872 体）＋使用済燃料（2364 体））されているものとする。

\*5：過去の全燃料取出完了日の実績に余裕をみた日数を設定した。

表 3-2 使用済燃料貯蔵プールの崩壊熱（原子炉運転中）

取出燃料	柏崎刈羽原子力発電所第7号機から発生分				柏崎刈羽原子力発電所他号機から発生分（号機間輸送燃料）			
	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]
5 サイクル 冷却済燃料	—	—	—	—	2×(14ヶ月+70日)+35ヶ月	476	50	0.198
4 サイクル 冷却済燃料	4×(14ヶ月+70日)+70日	208	50	0.086	—	—	—	—
	—	—	—	—	1×(14ヶ月+70日)+35ヶ月	528	50	0.277
3 サイクル 冷却済燃料	3×(14ヶ月+70日)+70日	208	50	0.108	—	—	—	—
	—	—	—	—	35ヶ月	528	50	0.404
2 サイクル 冷却済燃料	2×(14ヶ月+70日)+70日	208	50	0.157	—	—	—	—
1 サイクル 冷却済燃料	1×(14ヶ月+70日)+70日	208	50	0.285	—	—	—	—
定期検査時 取出燃料	70日	208	50	1.050	—	—	—	—
小計	—			1.686	—			0.879
崩壊熱合計	崩壊熱:2.565 MW（貯蔵体数 2572 体）							

表 3-3 使用済燃料貯蔵プールの崩壊熱（原子炉停止中）

取出燃料	柏崎刈羽原子力発電所第7号機から発生分				柏崎刈羽原子力発電所他号機から発生分（号機間輸送燃料）			
	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]
5 サイクル 冷却済燃料	—	—	—	—	2×(14ヶ月+70日)+35ヶ月	476	50	0.198
4 サイクル 冷却済燃料	4×(14ヶ月+70日)+10日	208	50	0.088	—	—	—	—
	—	—	—	—	1×(14ヶ月+70日)+35ヶ月	528	50	0.277
3 サイクル 冷却済燃料	3×(14ヶ月+70日)+10日	208	50	0.112	—	—	—	—
	—	—	—	—	35ヶ月	528	50	0.404
2 サイクル 冷却済燃料	2×(14ヶ月+70日)+10日	208	50	0.167	—	—	—	—
1 サイクル 冷却済燃料	1×(14ヶ月+70日)+10日	208	50	0.312	—	—	—	—
定期検査時 取出燃料	10日	872	33	9.341	—	—	—	—
小計	—			10.020	—			0.879
崩壊熱合計	崩壊熱:10.899 MW（貯蔵体数 3236 体）							

### 3.3 評価結果

#### a. 燃料プール代替注水系による使用済燃料貯蔵プールへの注水

「3.1 評価方法」の式で求めた使用済燃料貯蔵プールからの蒸発量は約  $19\text{m}^3/\text{h}$  であり、 $45\text{m}^3/\text{h}$  以上\*の補給能力を持つ可搬型代替注水ポンプ(A-2級)又は可搬型代替注水ポンプ(A-1級)を設置することで、この蒸発量を上回る注水を確保できる。

図3-3及び図3-4に可搬型スプレイヘッド及び常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水時の系統概要図を示す。

注記\*：本工事計画のうち、使用済燃料貯蔵プール注水時の可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の容量として記載している下限値。

使用済燃料貯蔵プールに接続する配管の損傷による水位低下に対しても、現場での弁操作による漏えい箇所の隔離操作又はサイフォンブレイク孔の効果により漏えいは止まるため、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)又は可搬型代替注水ポンプ(A-1級)により蒸発量を上回る注水を実施することで、放射線の遮蔽に必要な水深を確保することができる。

#### b. 燃料プール代替注水系による使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ

##### (1) 可搬型スプレイヘッド

「3.1 評価方法」の式で求めた使用済燃料貯蔵プールの蒸発量は、約  $19\text{m}^3/\text{h}$  であるが、メーカ工場でのスプレイ試験に基づくスプレイ分布をスプレイヘッド設置位置と使用済燃料貯蔵プール形状・寸法に照らし合わせた結果、可搬型スプレイヘッドからのスプレイ量(約  $48\text{m}^3/\text{h}$ )のうち、蒸発量を上回るスプレイ量(使用済燃料貯蔵プール南側からスプレイする場合：約   北側からスプレイする場合：約  )を使用済燃料貯蔵プール内にスプレイできる。

蒸発量を上回る量で使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けてスプレイし、輻射や蒸気の対流による伝熱により燃料体等から崩壊熱を除去することで、燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。蒸発量を上回るスプレイは、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。

図3-3に可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ時の系統概要図を示す。

表3-4にスプレイ試験条件を、図3-1にスプレイ試験に基づくスプレイ分布を、図3-2に使用済燃料貯蔵プールにおける可搬型スプレイヘッドの設置位置とスプレイ分布を示す。図3-2により使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けてスプレイすることが可能である。

表 3-4 スプレイ試験条件

項目	試験条件
スプレイ量 (霧状)	<input type="text"/> (約 48m <sup>3</sup> /h)
スプレイ到達距離	<input type="text"/>
スプレイヘッド (ノズル) 仰角	<input type="text"/>
スプレイヘッド (ノズル) 自動旋回角度	<input type="text"/>
スプレイ時間	<input type="text"/>
スプレイヘッド設置高さ	<input type="text"/>
測定用の容器	<input type="text"/>

K6 ① VI-1-3-4 R0

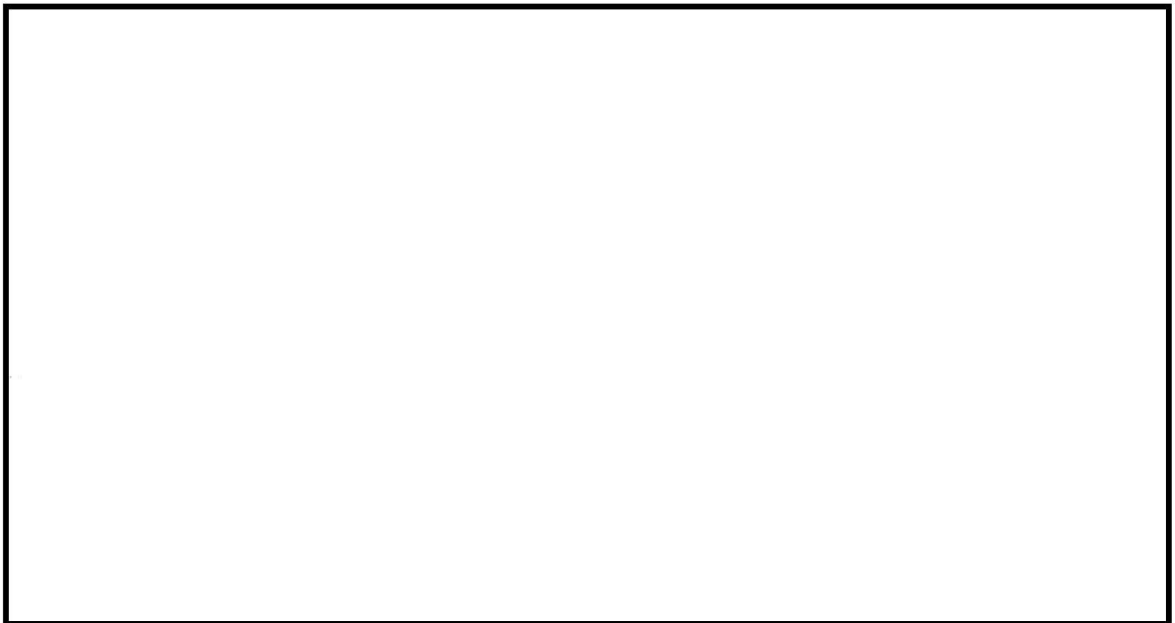


図 3-1 スプレイ試験に基づくスプレイ分布

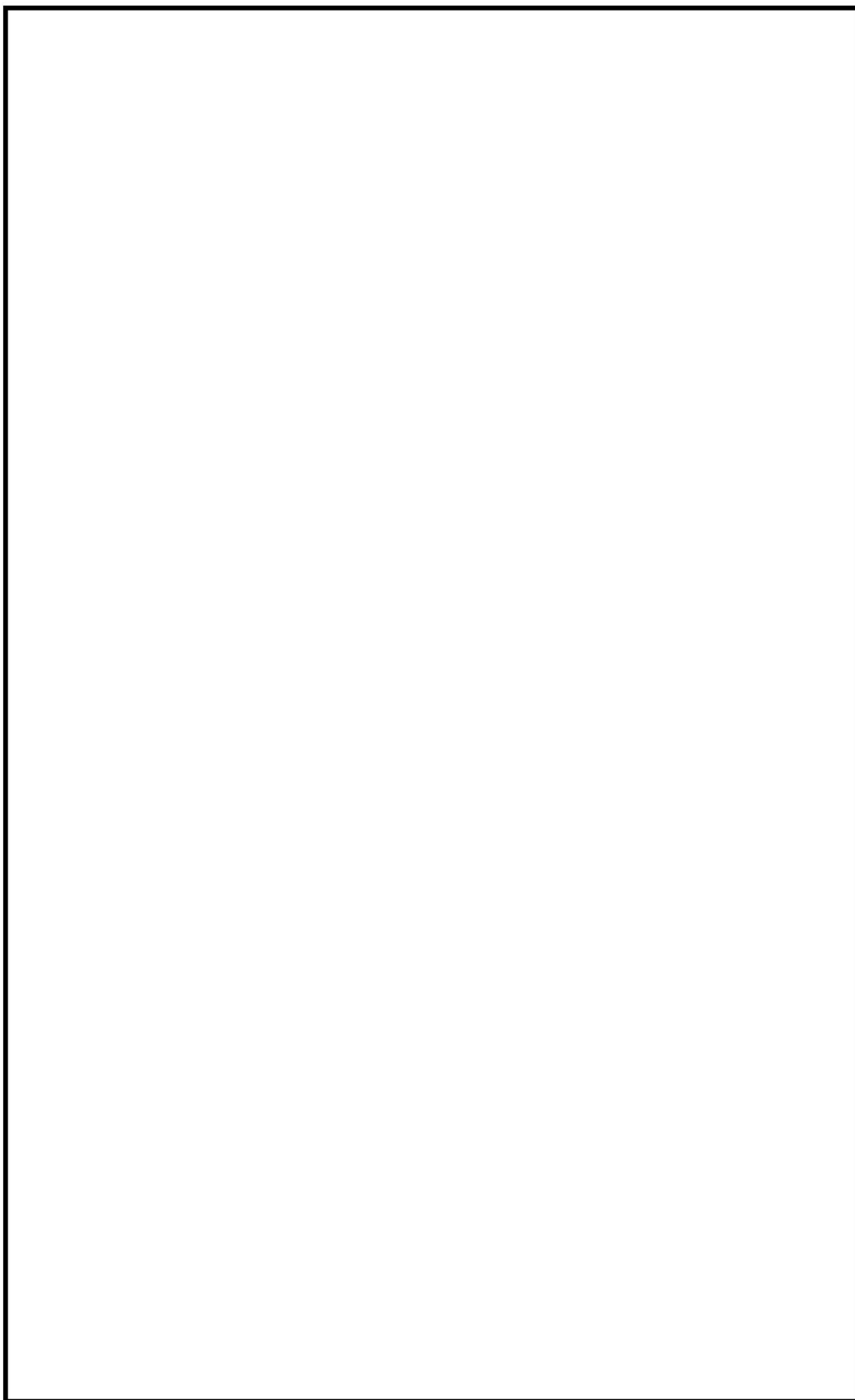


図 3-2 使用済燃料貯蔵プールにおける可搬型スプレイヘッドの  
設置位置とスプレイ分布

(2) 常設スプレイヘッド

常設スプレイヘッドを使用したスプレイにより、使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵される全燃料のうち、2炉心分の燃料が貯蔵されるエリアに対し [ ]、それ以外の全てのエリアに対しても [ ] のスプレイ量が確保できる。

このスプレイ量を図3-1に示す可搬型スプレイヘッドのスプレイ分布と比較すると、常設スプレイヘッドによる [ ] のスプレイ量は、図3-1中では [ ] [ ] のスプレイ量に相当するものである。可搬型スプレイヘッドを使用した場合に、 [ ] のスプレイができる箇所は限定的だが、常設スプレイヘッドでは [ ] のスプレイ量で2炉心分の燃料が貯蔵されるエリアに対してスプレイできる。また、上記のエリア以外に対しても少なくとも [ ] のスプレイ量を確保できることから、常設スプレイヘッドを使用したスプレイは可搬型スプレイヘッドを使用した場合と比較して十分な量のスプレイ量を確保でき、可搬型スプレイヘッドを使用した場合と同様に蒸発量を上回るスプレイ量を使用済燃料貯蔵プール内にスプレイできる。

蒸発量を上回る量で使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けてスプレイし、輻射や蒸気の対流による伝熱により燃料体等から崩壊熱を除去することで、燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。蒸発量を上回るスプレイは、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。

図3-5に常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ時の系統概要図を示す。

以上より、使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けてスプレイすることが可能である。

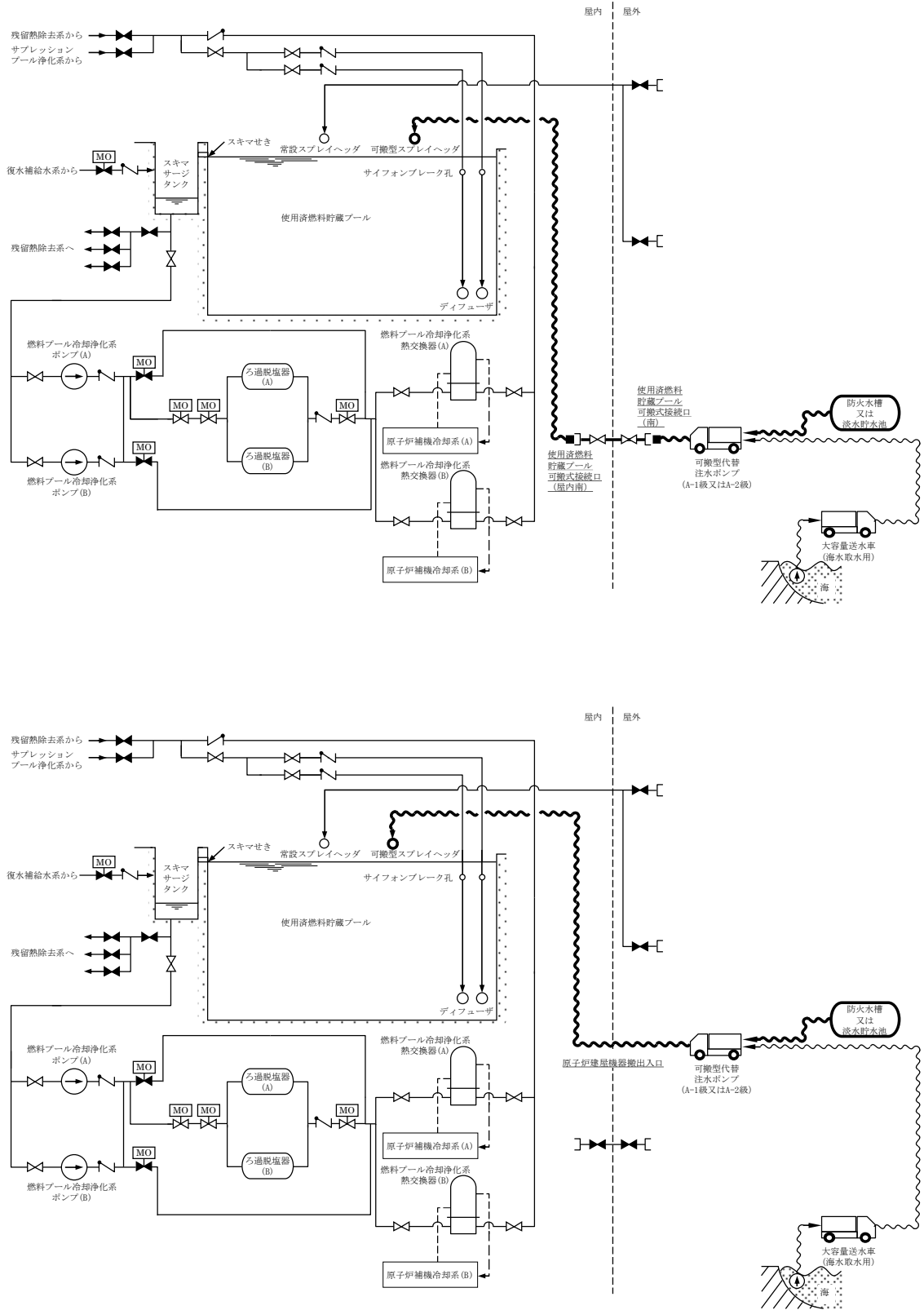


図 3-3 可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水及びスプレイ時の系統概要図



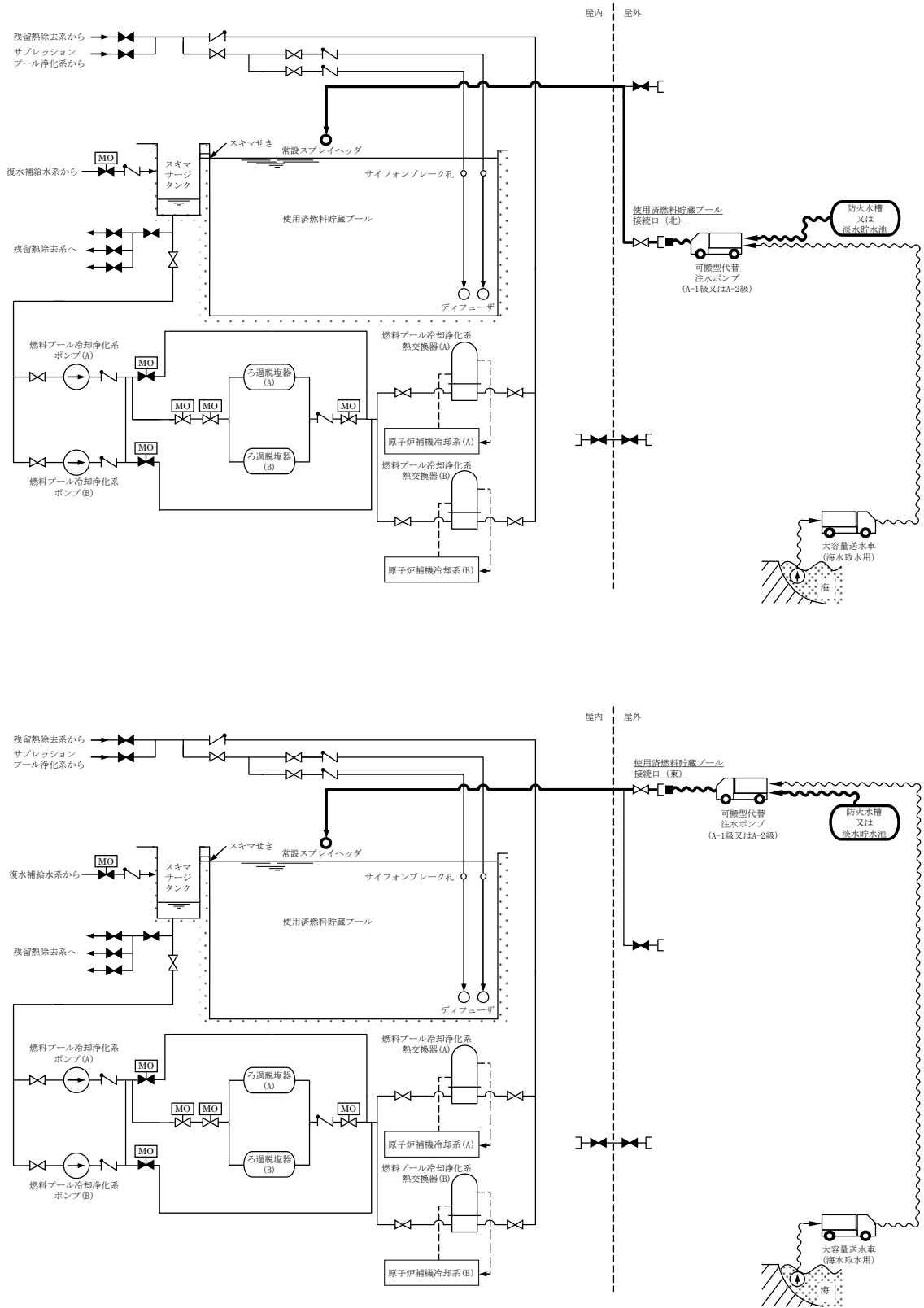


図 3-4 常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水時の系統概要図

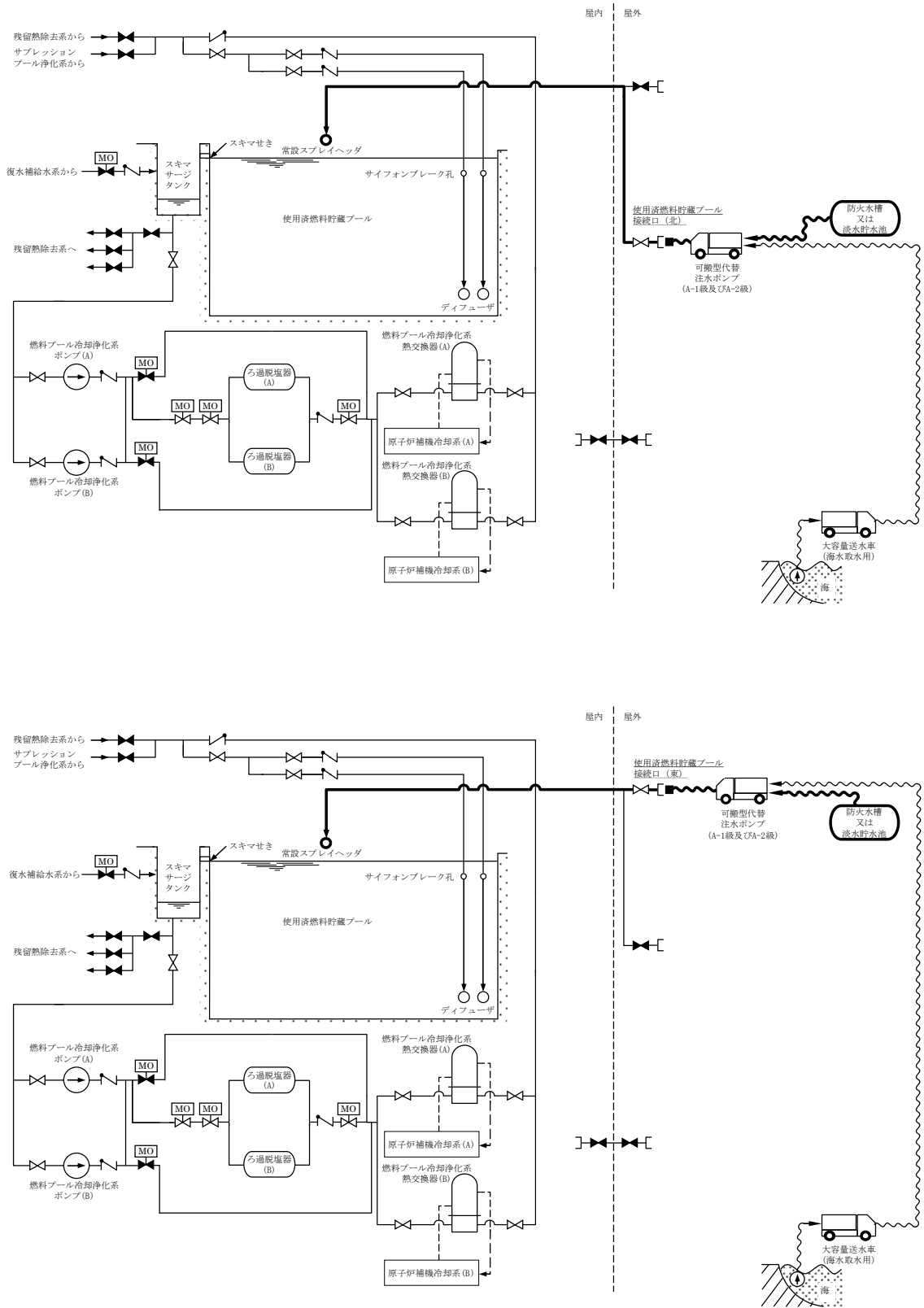


図 3-5 常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへの  
スプレイ時の系統概要図

#### 4. 燃料プール冷却浄化系

燃料プール冷却浄化系ポンプ及び熱交換器は、設計基準対象施設として有する使用済燃料貯蔵プールの除熱機能が喪失した場合においても、代替原子炉補機冷却系を使用することで、使用済燃料貯蔵プールに貯蔵されている使用済燃料から発生する崩壊熱を除去できる設計とする。図4-1に代替原子炉補機冷却系を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料貯蔵プール冷却時の系統概要図を示す。

重大事故等時において使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器は、使用済燃料貯蔵プールの重大事故等時における使用時の温度77℃を超えないように、使用済燃料貯蔵プール想定熱負荷2.57MWを代替原子炉補機冷却系から冷却水が供給される1個の熱交換器で除去できる設計とする。

また、使用済燃料貯蔵プール水を冷却可能な容量として、燃料プール冷却浄化系熱交換器1個に対して125m<sup>3</sup>/hを送水可能な燃料プール冷却浄化系ポンプ（定格250m<sup>3</sup>/h/個）を重大事故等時において1個使用する設計とする。

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。

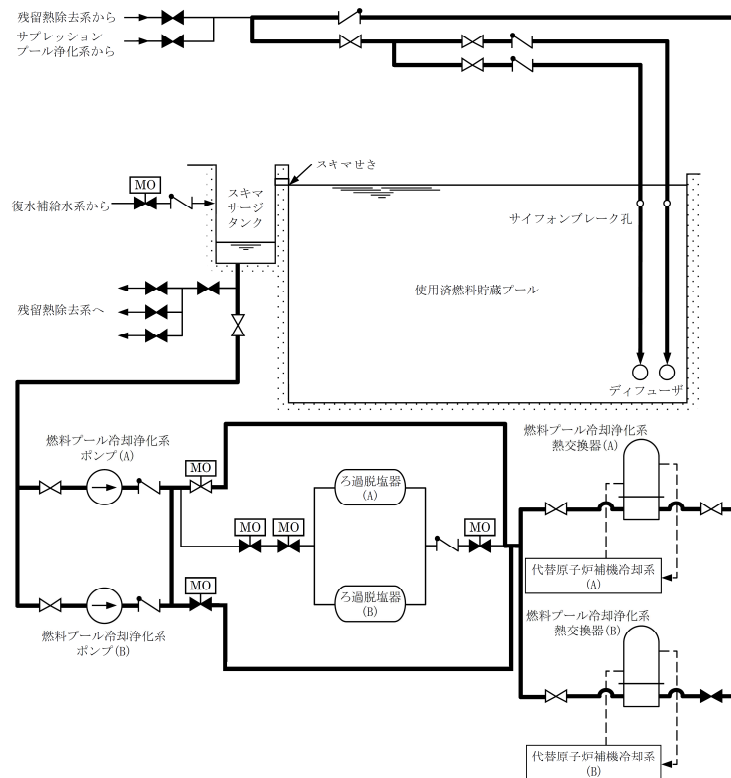


図4-1 代替原子炉補機冷却系を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料貯蔵プール冷却時の系統概要図

## 計算機プログラム（解析コード）の概要

## 目 次

1. はじめに .....	1
1.1 使用状況一覧 .....	2
2. 解析コードの概要 .....	3

1. はじめに

本資料は、VI-1-3-4「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）ORIGEN2について説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
VI-1-3-4	使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書	2.2

## 2. 解析コードの概要

項目 \ コード名	ORIGEN 2
使用目的	使用済燃料貯蔵設備の崩壊熱評価
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	1980 年
使用したバージョン	2.2
コードの概要	<p>本解析コードは、使用済燃料等の核種生成量、崩壊熱量並びに中性子及びガンマ線の線源強度を評価するために ORNL で開発され公開された燃焼計算コードであり、原子力発電所施設、再処理施設、廃棄物処理施設等幅広く設計に利用されている。</p> <p>また、国内の最新の使用済燃料についての評価精度向上を目指し、日本原子力研究所シグマ委員会核種生成量評価ワーキンググループにおいて JENDL 核データセットに基づく ORIGEN2 用ライブラリが作成され、公開されている。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・計算機能が適正であることは、コード配布時に同梱されたサンプル問題の再現により確認している。</li> <li>・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> <li>・本解析コードは、燃焼計算によって得られた核種生成量から炉心内蔵量等々を評価するコードであり、計算に必要な主な条件は組成、照射条件、核データライブラリである。これら評価条件が与えられれば評価は可能であり、本解析コードは使用目的に記載する評価に適用可能である。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本解析コードは日本国内の原子力施設で工事計画認可申請に使用されており、十分な実績があるため信頼性がある。</li> <li>・本設計及び工事の計画において使用するバージョンは、</li> </ul>



	<p>他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 米国原子力学会 (ANS) の Nuclear Technology vol.62 (1983 年 9 月) の「ORIGEN2 :A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristic of Nuclear Materials」において、ANS 標準崩壊熱との比較及び使用済燃料中のウラン、プルトニウム、アメリシウムなどの組成の実測値との比較により妥当性の確認を行っている。</li> <li>・ 日本原子力研究所シグマ委員会にて開発された ORLIBJ ライブラリについては、「JENDL-3.3 に基づく ORIGEN2 用 ライブラリ : ORLIBJ33」 JAERI-Data/Code 2004-015(2004 年 11 月)等において、核種生成量について照射後試験結果と、本解析コードによる計算値を比較することで妥当性の確認を行っている。</li> <li>・ 今回の使用目的に記載する評価は上記妥当性確認内容と合致しており、本解析コードの使用は妥当である。</li> </ul>
--	--

## 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. 使用済燃料貯蔵プールにおける水遮蔽の評価	2
3.1 評価条件	2
3.1.1 使用済燃料の評価条件	2
3.1.2 使用済制御棒の評価条件	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	3
4.2 使用済制御棒の線源強度	4
4.2.1 評価方法	4
4.2.2 評価条件	5
4.2.3 評価結果	6
5. 遮蔽計算	7
5.1 計算方法	7
5.2 線量率計算	7
5.2.1 計算モデル	7
5.2.2 計算結果	10
6. 使用済燃料貯蔵プールサイフォンブレイク孔の詳細設計方針	12
6.1 配管強度への影響について	12
6.2 人的要因による機能阻害について	12
6.3 異物による閉塞について	12
6.4 落下物干渉による変形	12
別紙1 計算機プログラム（解析コード）の概要	
別紙2 計算機プログラム（解析コード）の概要	

## 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「使用済燃料貯蔵プール」という。）の水深による放射線の遮蔽能力について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、使用済燃料貯蔵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貯蔵プールの水位が低下した場合における放射線の遮蔽能力に関し、使用済燃料貯蔵プール周辺の線量率が目安とする線量率（10mSv/h）\*以下を満足できることを説明するものである。

注記\*：原子炉建屋最上階で実施する可能性のある、使用済燃料貯蔵プールの近傍にある燃料プール冷却浄化系の手動弁の閉操作（サイフォン現象による使用済燃料貯蔵プール水の漏えい発生時に、原子炉建屋2階の弁G41-F016（燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁）による隔離操作が期待できない場合に実施）又は可搬型スプレイヘッド及びホースの設置作業であっても1時間を超える長時間の操作とはならず、事象発生時に原子炉建屋最上階にいる一般作業員の退避についても1時間以内で実施可能であることから、目安とする線量率は、緊急作業時の被ばく限度（100mSv）に対して余裕のある値である10mSv/hとした。

## 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、使用済燃料貯蔵プールに接続する配管の損傷によるサイフォン現象及び使用済燃料貯蔵プール水の蒸発による水位低下を考慮しても、緊急作業時における使用済燃料貯蔵プール周辺の目安とする線量率（10mSv/h）以下を満足するために、使用済燃料貯蔵プール水位は、使用済燃料貯蔵プール内の使用済燃料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、使用済燃料貯蔵プール水の漏えい発生に対し、運転員の現場での弁操作による漏えい箇所の隔離操作により漏えいを停止する手段及びサイフォンブレイク孔による漏えい停止手段、並びに燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド又は常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水）による使用済燃料貯蔵プールへの注水手段を設ける設計とする。

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」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。

なお、本説明書においては、サイフォンブレイク孔の効果は期待せず、現場での漏えい箇所  
の隔離操作による漏えいの停止を想定する。

### 3. 使用済燃料貯蔵プールにおける水遮蔽の評価

使用済燃料貯蔵プール内の使用済燃料及び使用済制御棒を線源とし、使用済燃料貯蔵プー  
ル周辺の線量率が目安とする線量率（10mSv/h）以下を満足するために必要な水遮蔽厚を算  
定し、漏えい停止後の最低水位と比較し評価する。

#### 3.1 評価条件

##### 3.1.1 使用済燃料の評価条件

- (1) 使用済燃料からの線量率の計算においては貯蔵容量分（3410体）の使用済燃料貯蔵  
を想定する。
- (2) 使用済燃料貯蔵プールの水温は100℃とし、水の密度は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9.0m×約12.6m×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 使用済制御棒の評価条件

- (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ハンガのすべてに使用済制御  
棒が貯蔵された状態を想定する。
- (2) 使用済燃料貯蔵プールの水温は100℃とし、水の密度は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) 制御棒貯蔵ハンガによる遮蔽効果は考慮せず、ハンガ材料よりも遮蔽効果の小さい  
水とみなす。

注記\*：「1999蒸気表」（日本機械学会）

#### 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、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計算する。なお、評価に用いるORIGEN2の検証、妥当性評価については、別紙1「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
燃料組成	STEPⅢ 9×9A型 (低Gd)	
初期濃縮度	<input type="text"/> (wt%)	
燃料1体当り U重量	<input type="text"/> (kg)	
照射期間	1915日	燃焼度50Gwd/t÷ 比出力26.1042MW/t
比出力	26.1042MW/t	
冷却期間	10日	
反応断面積	BS340J33. LIB	JENDL-3.3ベース (BWR STEPⅢ ボイド率 40% UO2 < 60GWD/TIHM)

###### 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)	線源強度 ( $\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$ )
1	$1.00 \times 10^{-2}$	$2.66 \times 10^{11}$
2	$2.50 \times 10^{-2}$	$6.07 \times 10^{10}$
3	$3.75 \times 10^{-2}$	$6.99 \times 10^{10}$
4	$5.75 \times 10^{-2}$	$4.56 \times 10^{10}$
5	$8.50 \times 10^{-2}$	$5.40 \times 10^{10}$
6	$1.25 \times 10^{-1}$	$9.78 \times 10^{10}$
7	$2.25 \times 10^{-1}$	$5.65 \times 10^{10}$
8	$3.75 \times 10^{-1}$	$4.56 \times 10^{10}$
9	$5.75 \times 10^{-1}$	$1.67 \times 10^{11}$
10	$8.50 \times 10^{-1}$	$1.86 \times 10^{11}$
11	$1.25 \times 10^0$	$1.47 \times 10^{10}$
12	$1.75 \times 10^0$	$5.03 \times 10^{10}$
13	$2.25 \times 10^0$	$3.35 \times 10^9$
14	$2.75 \times 10^0$	$1.86 \times 10^9$
15	$3.50 \times 10^0$	$1.64 \times 10^7$
16	$5.00 \times 10^0$	$1.34 \times 10^2$
17	$7.00 \times 10^0$	$1.55 \times 10^1$
18	$9.50 \times 10^0$	$1.78 \times 10^0$
合計		$1.12 \times 10^{12}$

## 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、反応断面積、照射期間及び冷却期間、照射の中性子フラックス並びに被照射材料（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。なお、評価に用いるORIGEN2の検証、妥当性評価については、別紙1「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

- (2) 各制御棒（Hf, B<sub>4</sub>C）の単位体積当たりの線源強度は、各々制御棒を上部、中間部、下部の3領域に分割し算出する。
- (3) 制御棒は、タイプ（Hf, B<sub>4</sub>C）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。

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

#### 4.2.2 評価条件

使用済制御棒の線源強度評価条件を表4-3に、使用済制御棒のタイプ別、冷却期間別の貯蔵本数を表4-4に示す。

表4-3 使用済制御棒の線源強度評価条件

項目	評価条件		備考
	Hf型	B <sub>4</sub> C型	
照射期間	1278日（引抜時） 426日（挿入時）		
冷却期間	0～10サイクル		
中性子フラックス (cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	6.71×10 <sup>13</sup> （引抜時） 5.58×10 <sup>14</sup> （挿入時）	6.71×10 <sup>13</sup> （引抜時） 2.09×10 <sup>14</sup> （挿入時）	引抜時ピーキング考慮、挿入時snvtに基づき設定
貯蔵本数	128体	76体	
反応断面積	BS340J33. LIB		JENDL-3.3ベース (BWR STEPⅢ ポイド率 40% UO <sub>2</sub> < 60GWD/THM)

表4-4 使用済制御棒のタイプ別、冷却期間別の貯蔵本数\*1, \*2

冷却期間 (サイクル)	冷却期間 (d)	保管本数 (本)	
		Hf型	B <sub>4</sub> C型
0	10	10	9
1	506	10	9
2	1002	10	9
3	1498	10	9
4	1994	10	9
5	2490	7	6
6	2986	25	0
7	3482	21	4
8	3978	0	0
9	4474	4	0
10	4970	21	21
合計		204	

注記\*1：実際に制御棒貯蔵ハンガに取り出されている保管本数を考慮し、空き容量分は平均的な取替本数19本が定期検査毎に取り出される想定とし、14カ月運転+70日定検を繰り返すものとした。最後の取替は保守的に原子炉停止後の全炉心燃料の取出し期間と同



じ10日で制御棒取替とした。また、評価条件上10定期検査以上前の取替分は、保守的に全て10定期検査前取替とした。

\*2：7号機の保管本数を考慮した貯蔵本数を示す。制御棒貯蔵ハンガの空き容量が7号機の方が6号機よりも多く、保守的な想定となるため7号機に保管される使用済制御棒の本数を基に想定した保管本数を評価に用いる。

#### 4.2.3 評価結果

以上の条件に基づき評価した使用済制御棒の線源強度を表4-5に示す。

表4-5 使用済制御棒の線源強度

群	ガンマ線 エネルギー (MeV)	制御棒上部 線源強度 ( $\text{cm}^{-3}\cdot\text{s}^{-1}$ )	制御棒中間部 線源強度 ( $\text{cm}^{-3}\cdot\text{s}^{-1}$ )	制御棒下部 線源強度 ( $\text{cm}^{-3}\cdot\text{s}^{-1}$ )
1	$1.00\times 10^{-2}$	$7.40\times 10^6$	$1.70\times 10^9$	$7.40\times 10^6$
2	$2.50\times 10^{-2}$	$5.85\times 10^4$	$1.32\times 10^7$	$5.85\times 10^4$
3	$3.75\times 10^{-2}$	$4.01\times 10^4$	$1.18\times 10^7$	$4.01\times 10^4$
4	$5.75\times 10^{-2}$	$4.41\times 10^4$	$4.37\times 10^9$	$4.41\times 10^4$
5	$8.50\times 10^{-2}$	$2.29\times 10^4$	$4.46\times 10^7$	$2.29\times 10^4$
6	$1.25\times 10^{-1}$	$3.99\times 10^4$	$6.42\times 10^9$	$3.99\times 10^4$
7	$2.25\times 10^{-1}$	$3.98\times 10^4$	$1.31\times 10^8$	$3.98\times 10^4$
8	$3.75\times 10^{-1}$	$2.36\times 10^6$	$1.52\times 10^9$	$2.36\times 10^6$
9	$5.75\times 10^{-1}$	$6.17\times 10^6$	$8.46\times 10^9$	$6.17\times 10^6$
10	$8.50\times 10^{-1}$	$2.22\times 10^7$	$7.39\times 10^7$	$2.22\times 10^7$
11	$1.25\times 10^0$	$8.13\times 10^7$	$5.27\times 10^8$	$8.13\times 10^7$
12	$1.75\times 10^0$	$1.14\times 10^5$	$1.79\times 10^5$	$1.14\times 10^5$
13	$2.25\times 10^0$	$4.31\times 10^2$	$4.52\times 10^2$	$4.31\times 10^2$
14	$2.75\times 10^0$	$3.47\times 10^0$	$1.24\times 10^0$	$3.47\times 10^0$
15	$3.50\times 10^0$	$1.46\times 10^{-3}$	$3.41\times 10^{-5}$	$1.46\times 10^{-3}$
16	$5.00\times 10^0$	$1.52\times 10^{-5}$	$3.55\times 10^{-7}$	$1.52\times 10^{-5}$
17	$7.00\times 10^0$	$0.00\times 10^0$	$0.00\times 10^0$	$0.00\times 10^0$
18	$9.50\times 10^0$	$0.00\times 10^0$	$0.00\times 10^0$	$0.00\times 10^0$
合計		$1.20\times 10^8$	$2.33\times 10^{10}$	$1.20\times 10^8$

## 5. 遮蔽計算

### 5.1 計算方法

使用済燃料貯蔵プール水深の遮蔽の計算は、使用済燃料貯蔵プールの近傍にあり操作の可能性のある燃料プール冷却浄化系の手動弁の設置箇所を想定した点について行う。

遮蔽計算には、点減衰核積分法コードQAD-CGGP2R\*を用いる。なお、評価に用いる解析コードQAD-CGGP2Rの検証、妥当性評価については、別紙2「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(使用済燃料貯蔵プール水深)
- ・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及び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

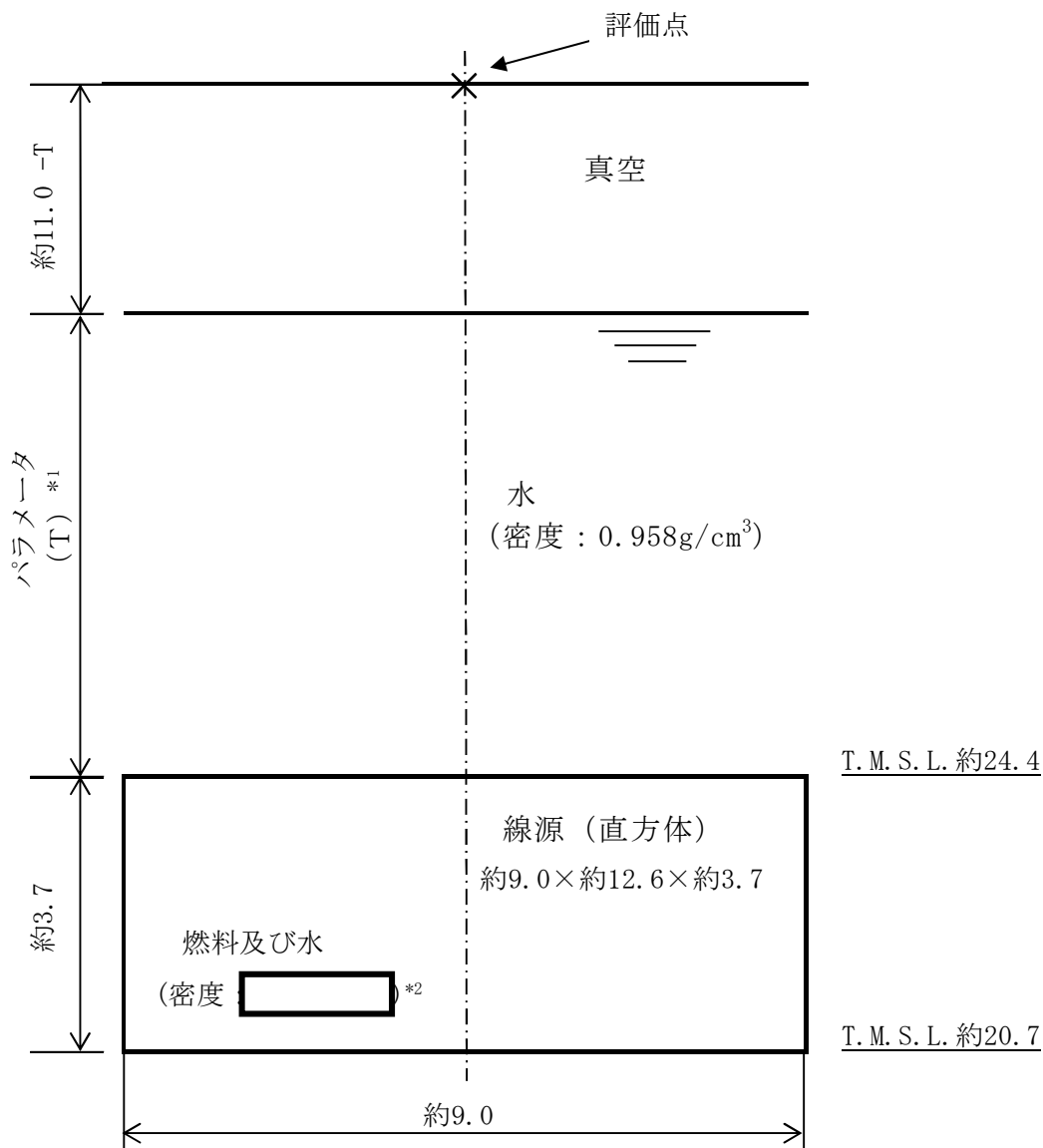
### 5.2 線量率計算

線量率の計算は、5.1項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

使用済燃料貯蔵プールの計算モデル図を図5-1及び図5-2に示す。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。

使用済燃料貯蔵ラック（線源：使用済燃料）

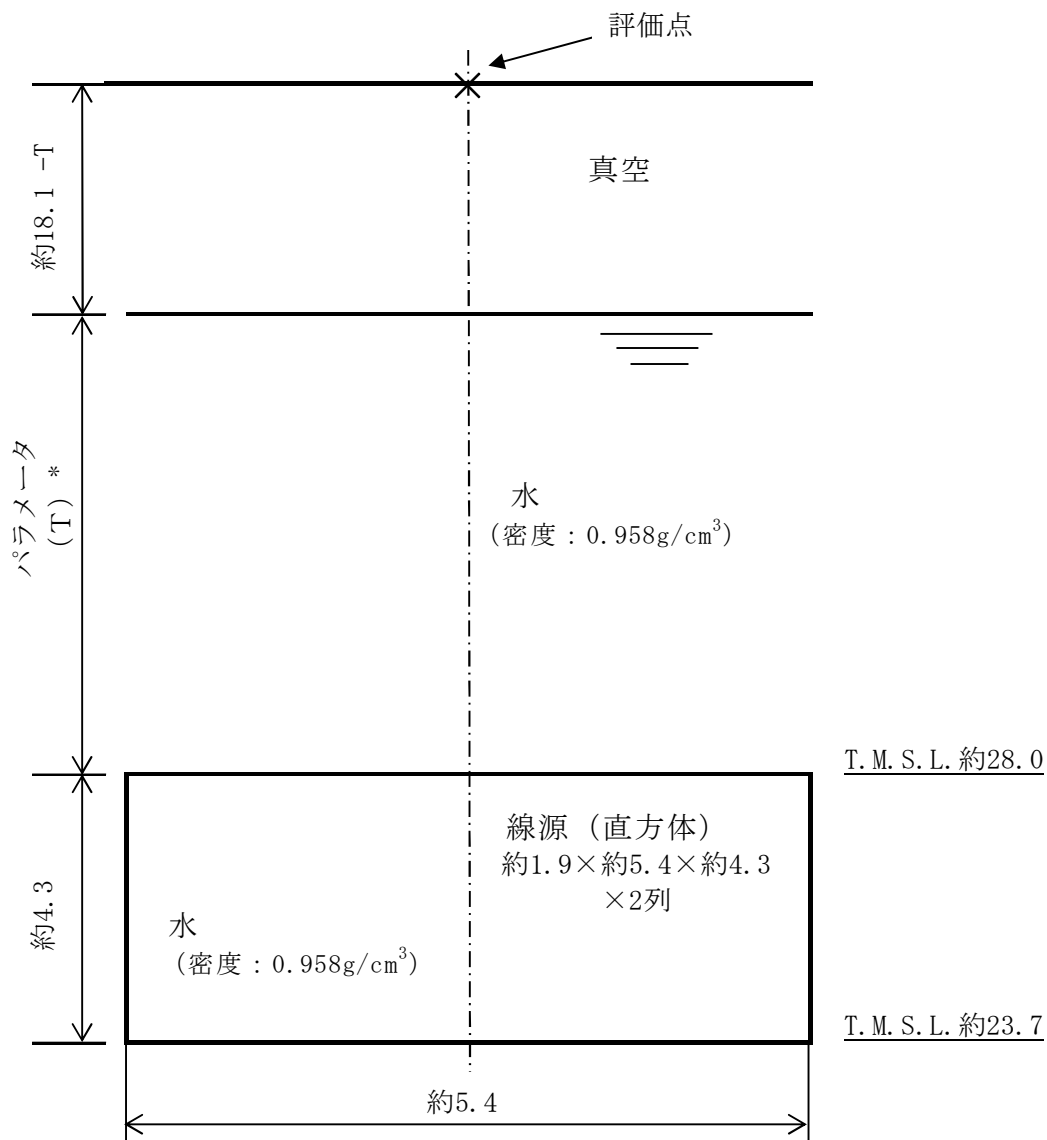


注記\*1：Tは遮蔽水位の高さを示す（単位：m）。また、単位のない数値はmを示す。

\*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 使用済燃料貯蔵プールの計算モデル図（使用済燃料）

制御棒貯蔵ハンガ（線源：使用済制御棒）



注記\*：Tは遮蔽水位の高さを示す（単位：m）。  
また、単位のない数値はmを示す。

図5-2 使用済燃料貯蔵プールの計算モデル図（使用済制御棒）

## 5.2.2 計算結果

### (1) 線量率の計算結果

使用済燃料貯蔵プールの水遮蔽厚と線量率との関係の計算結果を図5-3に示す。

図5-3より、使用済燃料貯蔵プール周辺の線量率を目安とする線量率以下とする放射線遮蔽の維持に必要な水遮蔽厚（線量率が10mSv/h相当となる水遮蔽厚）は、約4.9mとなる。

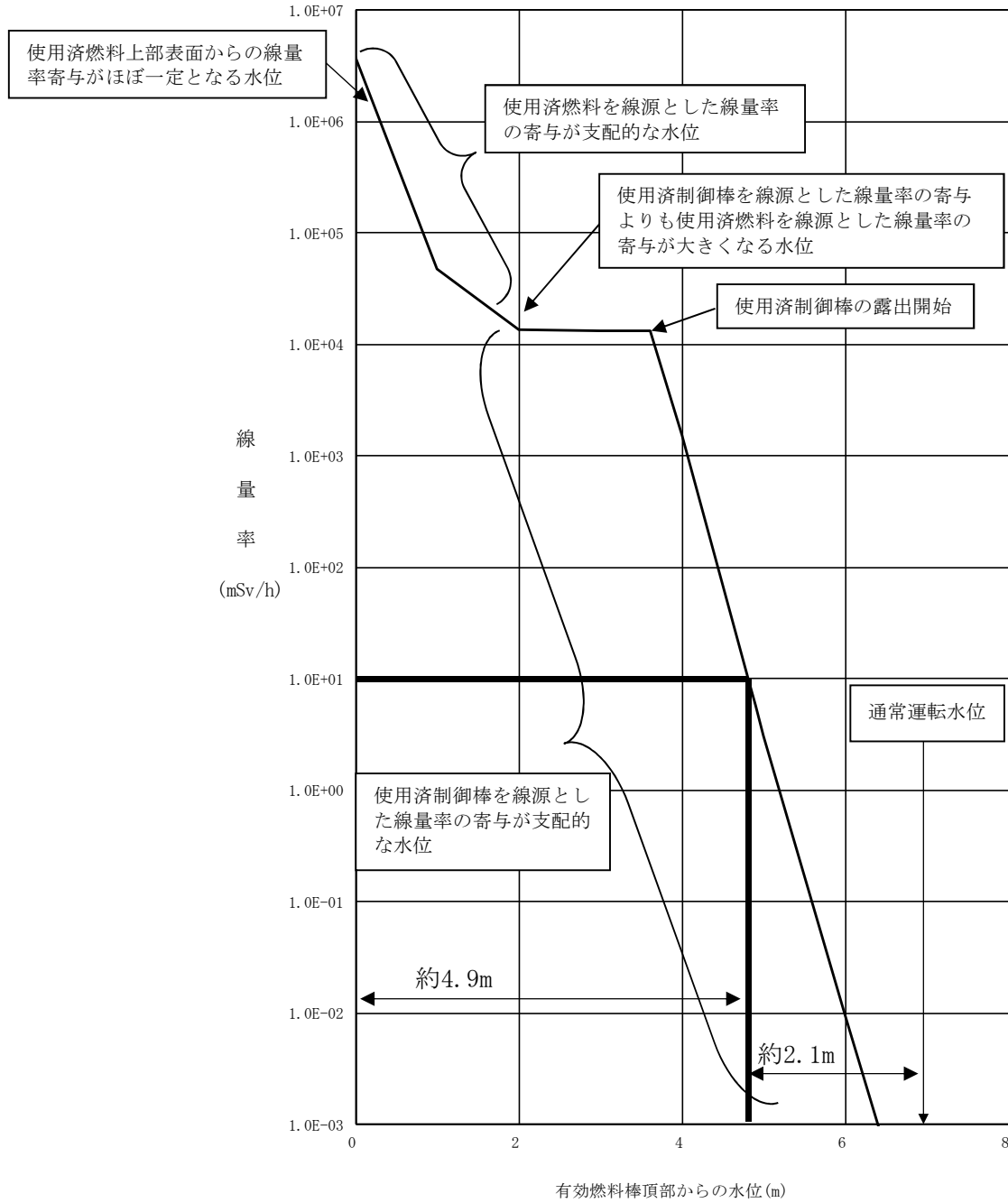


図5-3 使用済燃料貯蔵プールの水遮蔽厚と線量率

(2) 使用済燃料貯蔵プールにおける必要遮蔽厚確保の評価

(1) で求めた使用済燃料貯蔵プールの水遮蔽厚と使用済燃料貯蔵プール水の漏えい及び蒸発発生時の最低水位を図5-4に示す。使用済燃料貯蔵プール水の漏えい及び蒸発発生時の最低水位は、弁G41-F016（燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁）の閉操作による使用済燃料貯蔵プールからの漏えい隔離後（事象発生から150分後）に燃料プール代替注水系にて注水開始するまでに蒸発による水位低下を考慮した水位となる。

使用済燃料貯蔵プール周辺の線量率が、目安とする線量率（10mSv/h）以下となる水遮蔽厚は、(1)の結果から約4.9m以上であり、通常運転水位からの水位低下は約2.1mとなる。使用済燃料貯蔵プール水の漏えい及び蒸発発生時の水位低下は、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）において確認しているとおり、通常運転水位から約1.2m下まで低下するに留まり、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なっている。

また、サイフォンブレイク孔による漏えい停止を考慮した場合は、現場での漏えい箇所の隔離操作完了より前に漏えいが停止するため水位低下は小さくなる。

なお、使用済燃料貯蔵プールの水位低下位置から蒸発により必要水遮蔽厚以下まで水位低下する期間は、1日程度要するため、必要水遮蔽厚以下に低下するより前に燃料プール代替注水系により注水し、水位の回復が可能である。また、図5-4に示す各数値は以下となる。

- ・有効燃料棒頂部から目安とする線量率（10mSv/h）以下となる水位までの水深：約4.9m
- ・目安とする線量率（10mSv/h）以下となる水位から通常運転水位までの水深：約2.1m
- ・燃料集合体頂部から通常運転水位までの水深：約7.0m
- ・使用済燃料貯蔵プール水の漏えい及び蒸発発生時の通常運転水位からの水位低下：約1.2m

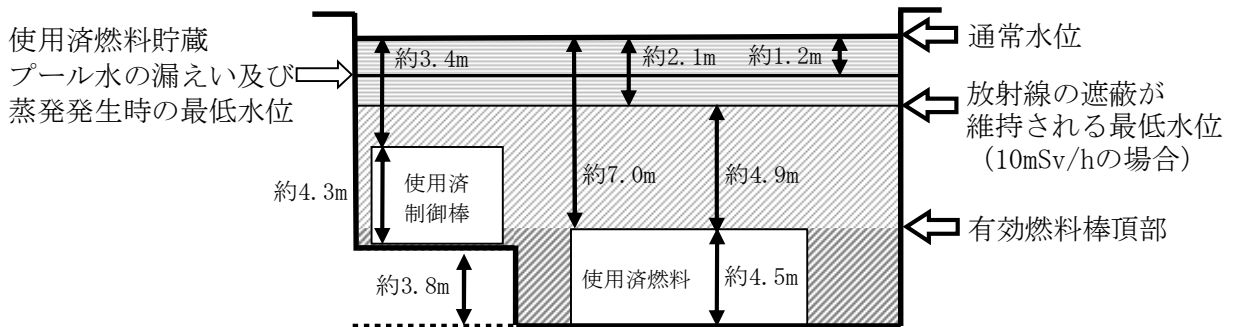


図5-4 使用済燃料貯蔵プールの水遮蔽厚と漏えい及び蒸発発生時の水位低下位置の関係

## 6. 使用済燃料貯蔵プールサイフォンブレイク孔の詳細設計方針

使用済燃料貯蔵プールサイフォ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発揮できるように、以下のとおり設計する。

### 6.1 配管強度への影響について

ディフューザ配管は、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、発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005年度版（2007年追補版含む。））J SME S NC 1-2005/2007）（日本機械学会 2007年9月）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61mm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、サイフォンブレイク孔設置がディフューザ配管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

サイフォンブレイク孔は、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、使用済燃料貯蔵プールの保有水のサイフォ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、サイフォンブレイク孔レベルまで水位低下すれば自動的にサイフォ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

使用済燃料貯蔵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「ろ過脱塩器」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ォンブレイク孔の閉塞を防止する設計とする。

- ・使用済燃料貯蔵プール水面上の空気中からの混入物
- ・使用済燃料貯蔵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と核分裂生成物
- ・燃料交換作業、その他の作業の際の混入物
- ・使用済燃料貯蔵プール洗浄後の残留化学洗浄液又はフラッシング水

### 6.4 落下物干渉による変形

サイフォンブレイク孔は、配管鉛直部に設けることで落下物が直接干渉しにくい設計とする。

## 計算機プログラム（解析コード）の概要



## 目 次

1. はじめに .....	1
1.1 使用状況一覧 .....	2
2. 解析コードの概要 .....	3

1. はじめに

本資料は、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」において使用した計算機プログラム(解析コード)ORIGEN2について説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
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	2.2

2. 解析コードの概要

項目 \ コード名	O R I G E N 2
使用目的	制御棒の線源強度計算 使用済燃料の線源強度計算
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	1980 年
使用したバージョン	2.2
コードの概要	<p>本解析コードは、使用済燃料等の核種生成量、崩壊熱量並びに中性子及びガンマ線の線源強度を評価するために ORNL で開発され公開された燃焼計算コードであり、原子力発電所施設、再処理施設、廃棄物処理施設等幅広く設計に利用されている。</p> <p>また、国内の最新の使用済燃料についての評価精度向上を目指し、日本原子力研究所シグマ委員会核種生成量評価ワーキンググループにおいて JENDL 核データセットに基づく ORIGEN2 用ライブラリが作成され、公開されている。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・計算機能が適正であることは、コード配布時に同梱されたサンプル問題の再現により確認している。</li> <li>・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> <li>・本解析コードは、燃焼計算によって得られた核種生成量から炉心内蔵量等々を評価するコードであり、計算に必要な主な条件は組成、照射条件、核データライブラリである。これら評価条件が与えられれば評価は可能であり、本解析コードは使用目的に記載する評価に適用可能である。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本解析コードは日本国内の原子力施設で工事計画認可申請に使用されており、十分な実績があるため信頼性がある。</li> </ul>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>・本設計及び工事の計画において使用するバージョンは、他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。</li> <li>・米国原子力学会（ANS）の Nuclear Technology vol.62（1983年9月）の「ORIGEN2 :A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristic of Nuclear Materials」において、ANS 標準崩壊熱との比較及び使用済燃料中のウラン、プルトニウム、アメリシウムなどの組成の実測値との比較により妥当性の確認を行っている。</li> <li>・日本原子力研究所シグマ委員会にて開発された ORLIBJ ライブラリについては、「JENDL-3.3に基づく ORIGEN2 用ライブラリ：ORLIBJ33」JAERI-Data/Code 2004-015(2004年11月)等において、核種生成量について照射後試験結果と、本解析コードによる計算値を比較することで妥当性の確認を行っている。</li> <li>・今回の使用目的に記載する評価は上記妥当性確認内容と合致しており、本解析コードの使用は妥当である。</li> </ul>
--	--

## 計算機プログラム（解析コード）の概要

## 目 次

1. はじめに .....	1
1.1 使用状況一覧 .....	2
2. 解析コードの概要 .....	3

1. はじめに

本資料は、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」において使用した計算機プログラム（解析コード）QAD-CGGP2Rについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。



1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
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	1.04

2. 解析コードの概要

項目 \ コード名	QAD-CGGP2R
使用目的	燃料プール水深の遮蔽計算
開発機関	日本原子力研究開発機構（（財）高度情報科学技術研究機構）
開発時期	1967年
使用したバージョン	1.04
コードの概要	<p>本解析コードは、米国ロスアラモス国立研究所で開発されたガンマ線の物質透過を計算するための点減衰核積分コード「QAD」をベースとし、旧日本原子力研究所がICRP 1990年勧告の国内関連法令・規則への取入れに合わせて、実効線量を計算できるように改良した最新バージョンである。</p> <p>本解析コードは、線源を直方体、円筒、球の形状に構成でき、任意の遮蔽体で構成される体系のガンマ線実効線量率を計算する。</p>
検証（Verification） 及び 妥当性確認（Validation）	<p><b>【検証（Verification）】</b></p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。</li> <li>・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> <li>・本解析コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、遮蔽体条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、使用目的に記載する評価に適用可能である。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認（Validation）】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本解析コードは日本国内の原子力施設で工事計画認可申請に使用されており、十分な実績があるため信頼性がある。</li> <li>・本設計及び工事の計画において使用するバージョンは、他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。</li> <li>・JRR-4 散乱実験室でのコンクリート透過実験の実験値</li> </ul>

	<p>(「原子力第 1 船遮蔽効果確認実験報告書」 JNS-4 (日本原子力船開発事業団, 1967)) と計算値を比較した。実験孔からのガンマ線を遮蔽体に入射させ、遮蔽体透過後のガンマ線の線量率の実験値と本計算機コードによる計算値を比較している。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・実験値と計算値を比較した結果、おおむね一致していることを確認している。</li><li>・上記妥当性確認では、実験孔からのガンマ線を遮蔽体に入射させ、遮蔽体透過後のガンマ線の線量率の実験値と本解析コードによる計算値を比較している。</li><li>・今回の燃料プール水深の遮蔽計算では、上記妥当性確認における実験体系と同様に、ガンマ線の遮蔽体透過後の線量率を計算する。</li><li>・今回の燃料プール水深の遮蔽計算は上記妥当性確認内容と合致している。</li><li>・また、原子力発電所放射線遮へい設計規程 (J E A C 4 6 1 5 - 2008) (日本電気協会 原子力規格委員会 平成 20 年 6 月) では、点減衰核積分コードによるガンマ線の遮蔽体透過後の線量率計算例として、Q A D コードが挙げられている。</li></ul>
--	---

## VI-1-4 原子炉冷却系統施設の説明書

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 ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置 .....	5
3.2 ドライウェル高電導度廃液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 .....	19
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 .....	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 ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の計測範囲及び警報動作範囲 .....	28
4.2 ドライウェル高電導度廃液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-F010A, B, C（残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁(A), (B), (C)）から弁 E11-F011A, B, C（残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁(A), (B), (C)）まで、弁 G31-F018（原子炉冷却材浄化系ヘッドスプレイ逆止弁）から弁 G31-F017（原子炉冷却材浄化系ヘッドスプレイ隔離弁）まで及び弁 C41-F008（ほう酸水注入系内側隔離弁）から弁 C41-F007（ほう酸水注入系外側隔離弁）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、ドライウエル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置、ドライウエル高電導度廃液サンプル水位測定装置、ドライウエル低電導度廃液サンプル水位測定装置及びドライウエル内雰囲気放射能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、ドライウエル高電導度廃液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。ドライウエル高電導度廃液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エル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置、ドライウエル内雰囲気放射能濃度測定装置及びドライウエル低電導度廃液サンプル水位測定装置により、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、ドライウエル低電導度廃液サンプル水位測定装置及びドライウエル内雰囲気放射能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エル冷却系除湿冷却器により凝縮され、これらの凝縮水はドレン配管内を通過してドライウエル高電導度廃液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エル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置により、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、ダイヤフラムフロアから側溝へ流れ、ドレン配管を経て、ドライウエル高電導度廃液サンプルに流入する。これらの流入水をドライウエル高電導度廃液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。



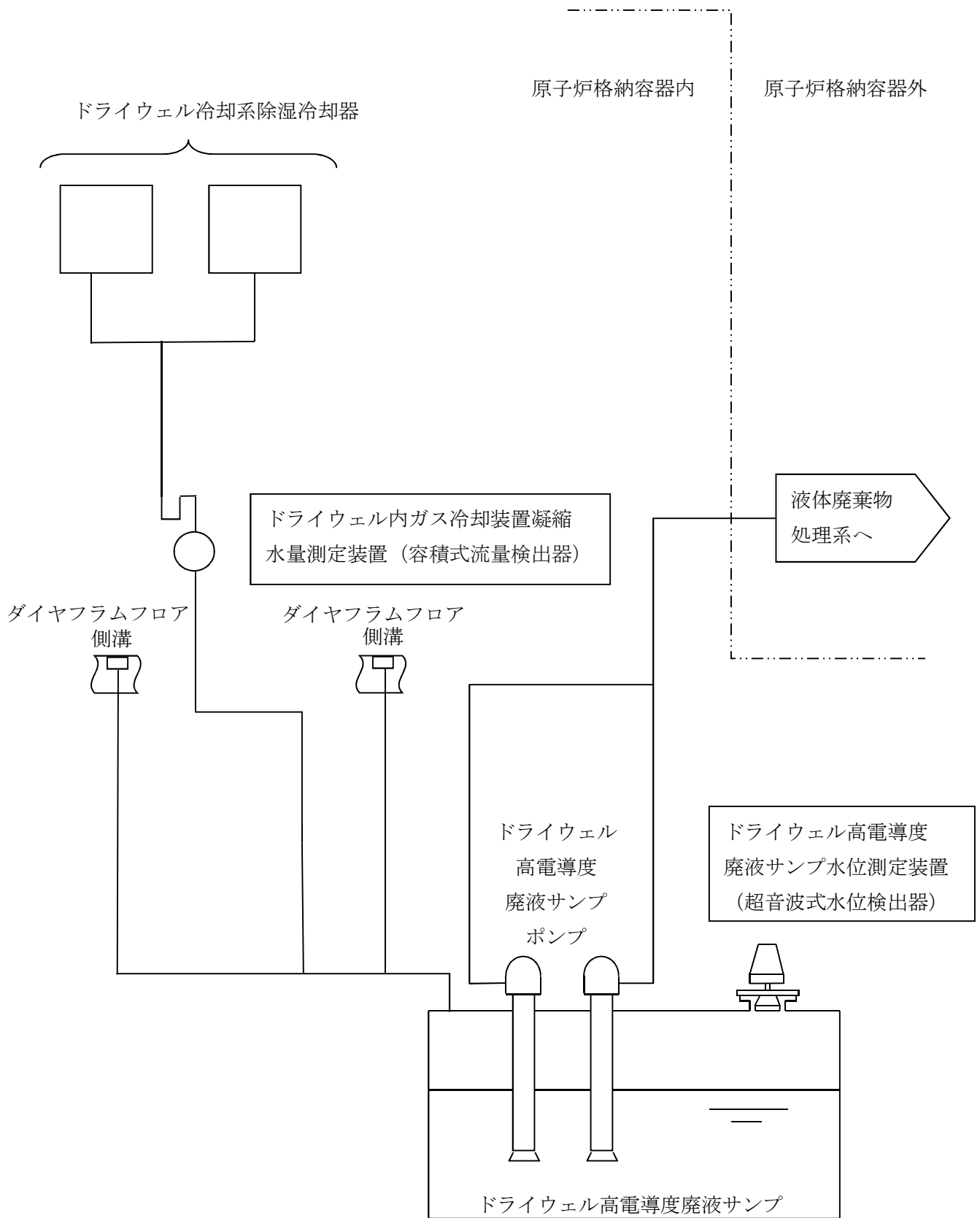


図 2-1 漏えい監視装置の概略図

### 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ェル冷却系除湿冷却器で凝縮することにより漏えい水を回収し、ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水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 ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置」に示す。

RCPB 配管からの漏えいのうち液体分については、ダイヤフラムフロアから側溝へ流れ、ドレン配管を経て、ドライウェル高電導度廃液サンプル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）をドライウェル高電導度廃液サンプル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 ドライウェル高電導度廃液サンプル水位測定装置」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 ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置

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除湿冷却器で凝縮させ凝縮水として収集されドレン配管を經由してドライウェル高電導度廃液サンプに流入する。このドレン配管に設置されたドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置により，漏えい量を検出する。

ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水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，原子炉系制御盤内の演算装置を經由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後，ドライウェル冷却系除湿冷却器凝縮水流量を中央制御室に指示し，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「ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の概略構成図」参照）

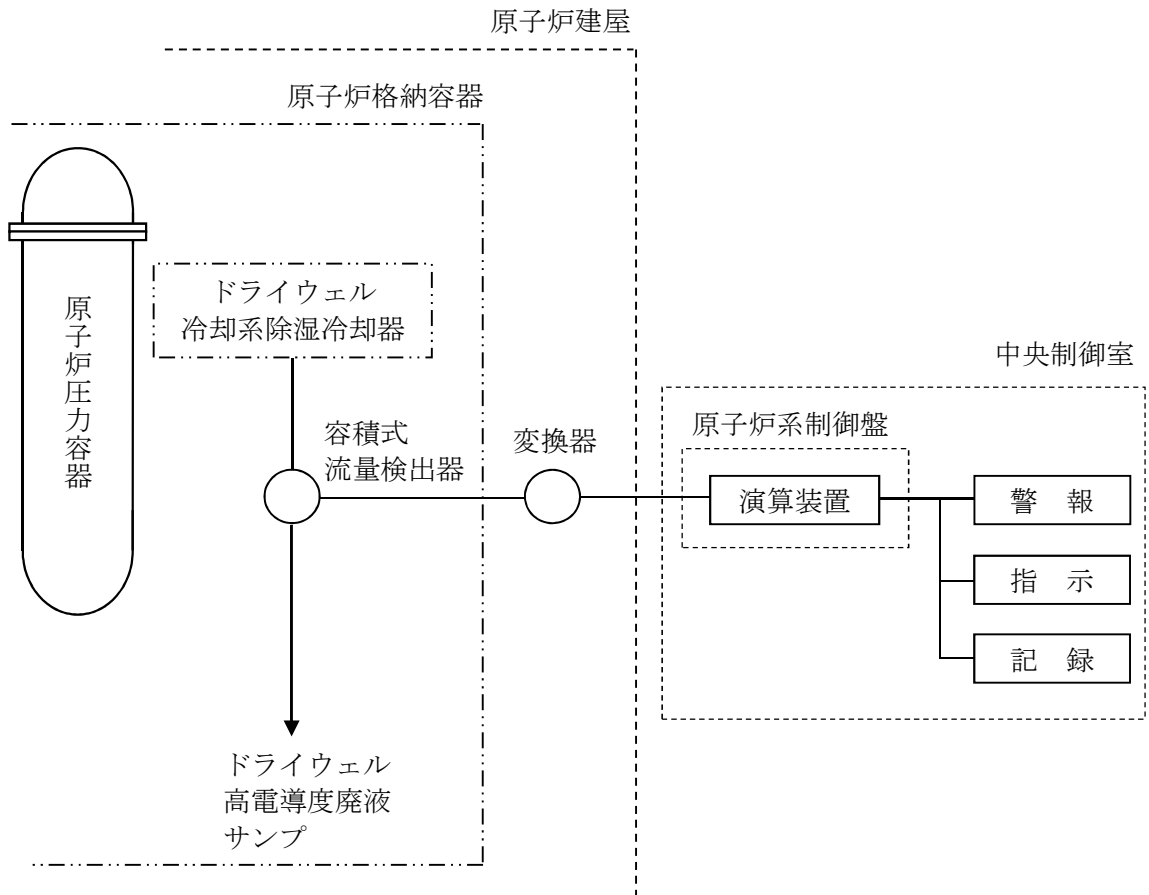


図 3-1 ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の概略構成図

### 3.2 ドライウェル高電導度廃液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、ダイヤフラムフロアから側溝へ流れ、ドレン配管を経て、ドライウェル高電導度廃液サンプに流入する。さらに、ドライウェル高電導度廃液サンプには、ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置からの凝縮水も流入するため、ドライウェル高電導度廃液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高電導度廃液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。このドライウェル高電導度廃液サンプに設置されたドライウェル高電導度廃液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。

ドライウェル高電導度廃液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、原子炉系制御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、ドライウェル高電導度廃液サンプ流量を中央制御室に指示するとともに、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、ドライウェル高電導度廃液サンプ水位を記録する。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 3-2「ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置の概略構成図」参照)

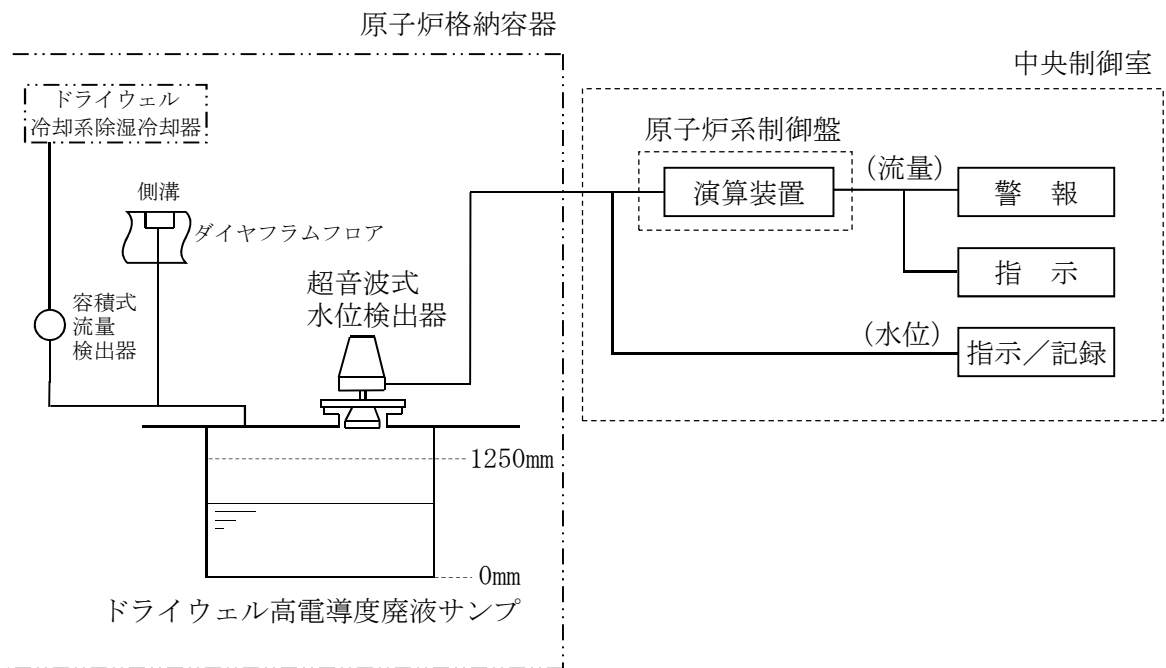


図 3-2 ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置の概略構成図

### 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 0.23m<sup>3</sup>/h (3.8L/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、ドライウエル冷却系除湿冷却器で凝縮することにより漏えい水を回収し、ドライウエル内ガス冷却装置凝縮水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、ダイヤフラムフロアからドレン配管を経由してドライウエル高電導度廃液サンプルに回収し、ドライウエル高電導度廃液サンプル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エル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置からドレン配管を経由してドライウエル高電導度廃液サンプルに回収し、ドライウエル高電導度廃液サンプル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、ドライウエル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置及びドライウエル高電導度廃液サンプル水位測定装置での漏えい検出時間について、以下の図 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。

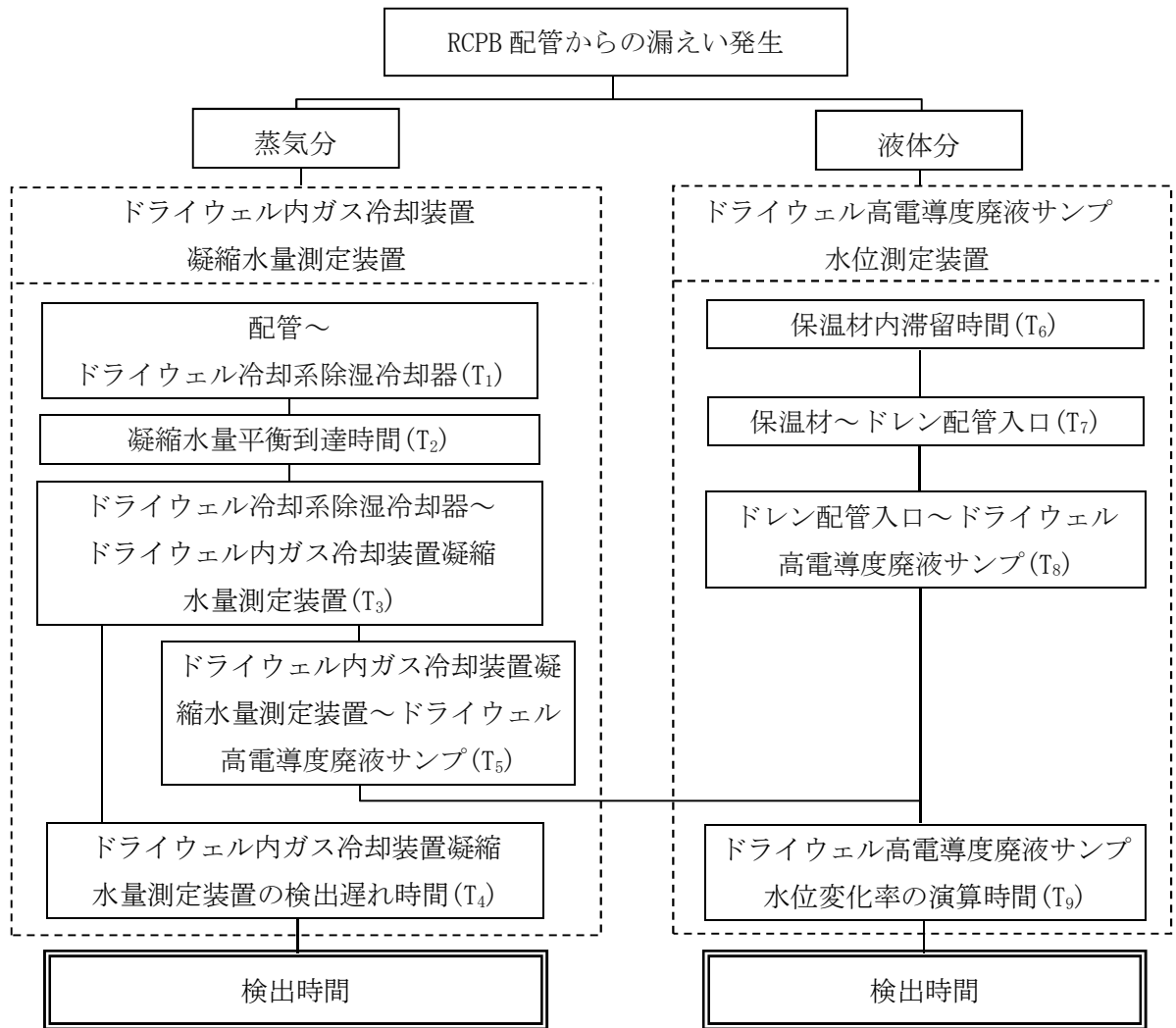


図 3-3 漏えい検出時間について

### 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により求める。

$$\begin{aligned}
 i_1 &= i_2 \cdot X + i_2' (1-X) \\
 &= i_2 \cdot X + i_2' - i_2' \cdot X \\
 X &= \frac{i_1 - i_2'}{i_2 - i_2'}
 \end{aligned}$$

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*
	$i_2$	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\*：原子炉定格圧力（7.07MPa）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°*1	$1.276 \times 10^6$ (J/kg)	0.38 (38%)	0.62*2 (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\*1：原子炉定格圧力（7.07MPa）における飽和水のエンタルピ。

\*2：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 ドライウエル内ガス冷却装置凝縮水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
ドライウエル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の検出時間	$T_1$	min	ドライウエル冷却系除湿冷却器までの蒸気到達時間（配管～ドライウエル冷却系除湿冷却器）
	$T_2$	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除湿冷却器～ドライウエル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置）
	$T_{3-1}$	min	ドレン配管移送時間（凝縮水合流前）
	$T_{3-2}$	min	ドレン配管移送時間（凝縮水合流後）
	$T_4$	min	ドライウエル内ガス冷却装置凝縮水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除湿冷却器風量
	$Q_1$	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除湿冷却器出口湿分
	$Q$	L/min	ドライウエル冷却系除湿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除湿冷却器～ドライウエル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置）
	$v_{3-1}$	m/s	ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速（凝縮水合流前）
	$v_{3-2}$	m/s	ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速（凝縮水合流後）
	$C$	—	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除湿冷却器～ドライウエル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置）	
$L_{3-1}$	m	ドレン配管の長さ（凝縮水合流前）	
$L_{3-2}$	m	ドレン配管の長さ（凝縮水合流後）	



表 3-4 ドライウェル高電導度廃液サンプル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
ドライウェル高電導度廃液サンプル水位測定装置の検出時間	蒸気分	T <sub>1</sub>	min	ドライウェル冷却系除湿冷却器までの蒸気到達時間（配管～ドライウェル冷却系除湿冷却器）
		T <sub>2</sub>	min	凝縮水量が平衡に達する時間
		T <sub>3</sub>	min	ドレン配管移送時間（ドライウェル冷却系除湿冷却器～ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置）
		T <sub>5</sub>	min	ドレン配管移送時間（ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置～ドライウェル高電導度廃液サンプル）
		T <sub>9</sub>	min	ドライウェル高電導度廃液サンプル水位変化率の演算時間
		v <sub>5</sub>	m/s	ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速（ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置～ドライウェル高電導度廃液サンプル）
		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>b</sub>	m <sup>3</sup> /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 <sub>5</sub>	m	ドレン配管の長さ（ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置～ドライウェル高電導度廃液サンプル）		

表 3-5 ドライウェル高電導度廃液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
ドライウェル高電導度廃液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～ドライウェル高電導度廃液サンプ）
		T <sub>9</sub>	min	ドライウェル高電導度廃液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
		R	—	保温材吸収率
		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～ドライウェル高電導度廃液サンプ）
		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) ドライウエル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の検出時間

- a. ドライウエル冷却系除湿冷却器までの蒸気到達時間（配管～ドライウエル冷却系除湿冷却器）： $T_1$

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、やがてドライウエル冷却系除湿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エル冷却系除湿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エ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エル冷却系除湿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エ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。従って、ドライウエル冷却系除湿冷却器までの到達時間は、安全側に評価して、原子炉格納容器内の空気がドライウエ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、ドライウエル冷却系除湿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エル冷却系除湿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エル冷却系除湿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。

ドライウエル冷却系除湿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(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(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）

$$V \cdot \frac{dX}{dt} = Q_1 - Q_F \cdot (X - X_0)$$

$$Q = Q_F \cdot (X - X_0)$$

初期条件  $t=0, X=X_0$

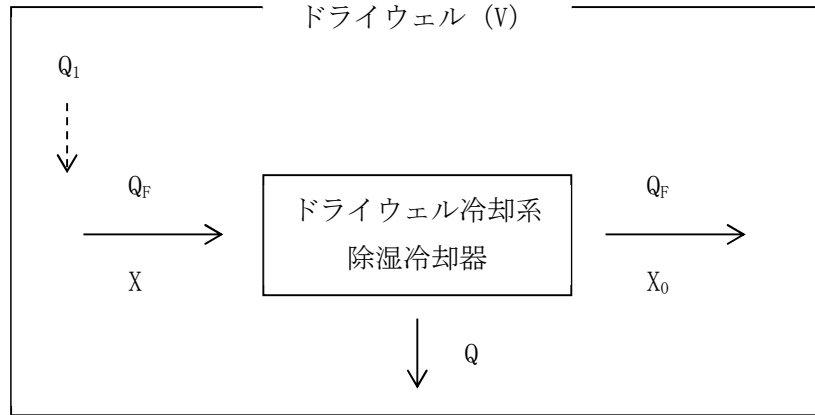


図 3-4 凝縮水量平衡時間算出の概略図

$$Q = Q_1 \cdot \left(1 - e^{-\frac{Q_F}{V}t}\right) \dots \dots \dots \text{式(1)}$$

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除湿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除湿冷却器～ドライウエル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置）： $T_3$

ドライウエル冷却系除湿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内ガス冷却装置凝縮水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除湿冷却器のドレン配管を経由し、ドライウエル内ガス冷却装置凝縮水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除湿冷却器からドライウエル内ガス冷却装置凝縮水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、シェージー形の公式及びガンギェ・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）

本評価のドレン配管移送時間  $T_3$  は  $T_{3-1}$  と  $T_{3-2}$  の和で求める。

なお、本計算は、ドライウエル冷却系除湿冷却器からドライウエル内ガス冷却装置凝縮水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。

$$v=C \cdot \sqrt{m \cdot i}$$

$$C=\frac{23+(1/n)+(0.00155/i)}{1+\{23+(0.00155/i)\} \cdot (n/\sqrt{m})}$$

$$T_3=\frac{L_3}{v_3} \left( =T_{3-1}+T_{3-2}=\frac{L_{3-1}}{v_{3-1}}+\frac{L_{3-2}}{v_{3-2}} \right)$$

$$Q_b=v \cdot A \cdot 3600$$

$$m=A/L$$

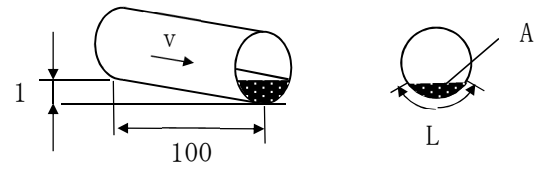


図3-5 ドレン配管の概略図

d. ドライウエル内ガス冷却装置凝縮水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内ガス冷却装置凝縮水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、原子炉系制御盤内の演算装置を經由して指示部にて流量信号に変換し監視する。パルス信号積算値出力は1分毎に更新されることから、変換器の出力は1分間のパルス信号積算値出力を次の1分間の出力まで保持する設計としている。また、1.35L/min に到達する前にパルス信号積算値が出力される可能性があることから、ドライウエル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の検出遅れ時間を2分とする。

(2) ドライウエル高電導度廃液サンプル水位測定装置の検出時間（蒸気分）

a. ドライウエル冷却系除湿冷却器までの蒸気到達時間（配管～ドライウエル冷却系除湿冷却器）： $T_1$

RCPB 配管からの漏えいした蒸気がドライウエル冷却系除湿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エル冷却系除湿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（ドライウエル冷却系除湿冷却器～ドライウエル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置）： $T_3$

凝縮水がドライウエル冷却系除湿冷却器のドレン配管を經由し、ドライウエル内ガス冷却装置凝縮水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（ドライウエル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置～ドライウエル高電導度廃液サンプル）： $T_5$

ドライウエル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置に導かれた凝縮水はドレン配管を通過してドライウエル高電導度廃液サンプルに導かれる。

本項では、凝縮水がドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置のドレン配管を経由し、ドライウェル高電導度廃液サンプルに到達するまでの時間を評価する。

ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置からドライウェル高電導度廃液サンプルまでの呼び径 80A のドレン配管 (内径 0.0781m) には、ドライウェル高電導度廃液サンプルに向かって 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. 項で用いたシェジエー形の公式及びガンギエ・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. ドライウェル高電導度廃液サンプル水位変化率の演算時間： $T_9$

ドライウェル高電導度廃液サンプル水位測定装置は、超音波式水位検出器によりドライウェル高電導度廃液サンプルの水位を測定し、その水位から水位変化率を計算し、監視している。

水位変化率は 3 分周期で演算し、9 分前の水位データと最新の水位データから計算するため、漏えい発生から少なくとも 3 回分の水位測定 (9 分) + 水位平均演算時間 (25 秒) が必要となる。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、1 回分 (3 分) 多い時間を考慮する必要がある。これより、検出時間は 12 分 25 秒となるが、保守的に 13 分後に検出可能と設定する。

以上より、演算時間  $T_9$  は 13 分とする。

(3) ドライウェル高電導度廃液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)： $T_6$

(a) 金属保温材

原子炉冷却材配管は保温材 (金属保温) を設置しており、保温材から漏えい水が漏れ出るまでの時間  $T_6$  は、保守的に保温材の一部が損傷したことを仮定し、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。

$$T_6 = \frac{\left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{\pi}{4} \cdot (d_1^2 - d_2^2) \cdot L_6 \right\}}{Q_2}$$

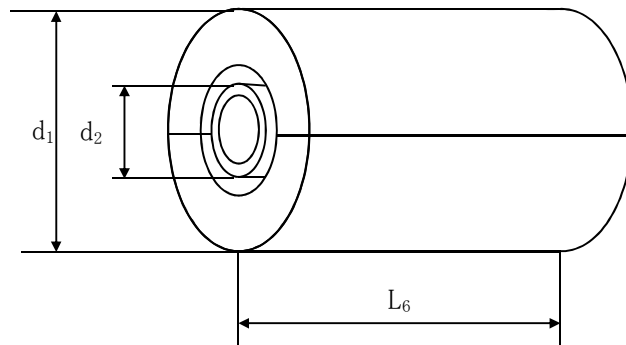


図 3-6 保温材の概略図

(b) 一般保温材

原子炉冷却材配管は保温材（一般保温）を設置しており，保温材から漏えい水が漏れ出るまでの時間  $T_6$  は，保守的に保温材の一部が損傷したことを仮定し，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（流れ出すまでの時間は，液体分が保温材の 2 分割の下半分の体積の 50% 分吸収された後，2 分割された外装板の継ぎ目から漏れ出ると仮定）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一般保温材のうち，保温材内容積が最も大きい箇所を評価している。

$$T_6 = \frac{\left\{ \frac{1}{2} \cdot \frac{\pi}{4} \cdot (d_1^2 - d_2^2) \cdot L_6 \cdot R \right\}}{Q_2}$$

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ダイヤフラムフロア床面に落下するが，床面には側溝があり，この側溝に向かって 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～ドライウェル高電導度廃液サンプルまでの流入経路」及び図 3-8 「床面概略図」参照）

なお，本計算は，ダイヤフラムフロア床面のうち，ドレン配管入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。

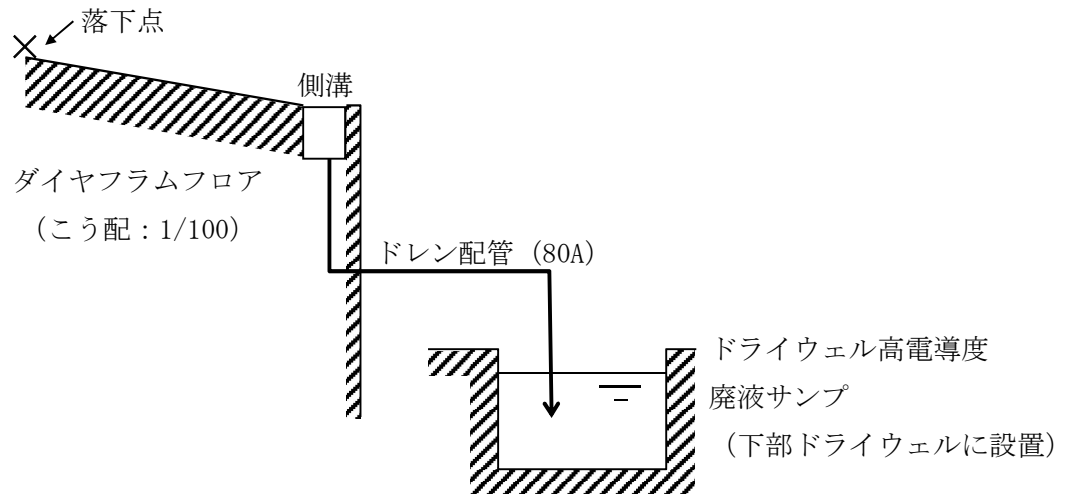


図 3-7 落下点～ドライウエル高電導度廃液サンプルまでの流入経路

$$T_7 = \frac{L_7}{v_7}$$

$$Q_0 = v \cdot A \cdot 3600$$

$$m = A/L$$

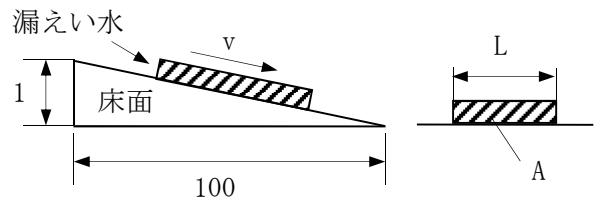


図3-8 床面概略図

- c. ドレン配管移送時間 (ドレン配管入口～ドライウエル高電導度廃液サンプル) :  $T_8$

ドレン配管入口からドライウエル高電導度廃液サンプルまでの呼び径80Aのドレン配管 (内径0.0781m) には, ドライウエル高電導度廃液サンプルに向かって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 $v_8$ を, (1)c. 項で用いたシェジャ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高電導度廃液サンプル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. ドライウエル高電導度廃液サンプル水位変化率の演算時間 :  $T_9$

ドライウエル高電導度廃液サンプル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内ガス冷却装置凝縮水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35分である。また、液体分としてドライウエル高電導度廃液サンプル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除湿冷却器からの流入時間にドライウエル高電導度廃液サンプル水位変化率の演算時間を加算した時間 ( $T_1+T_2+T_3+T_5+T_9$ )、ドライウエル高電導度廃液サンプル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57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。

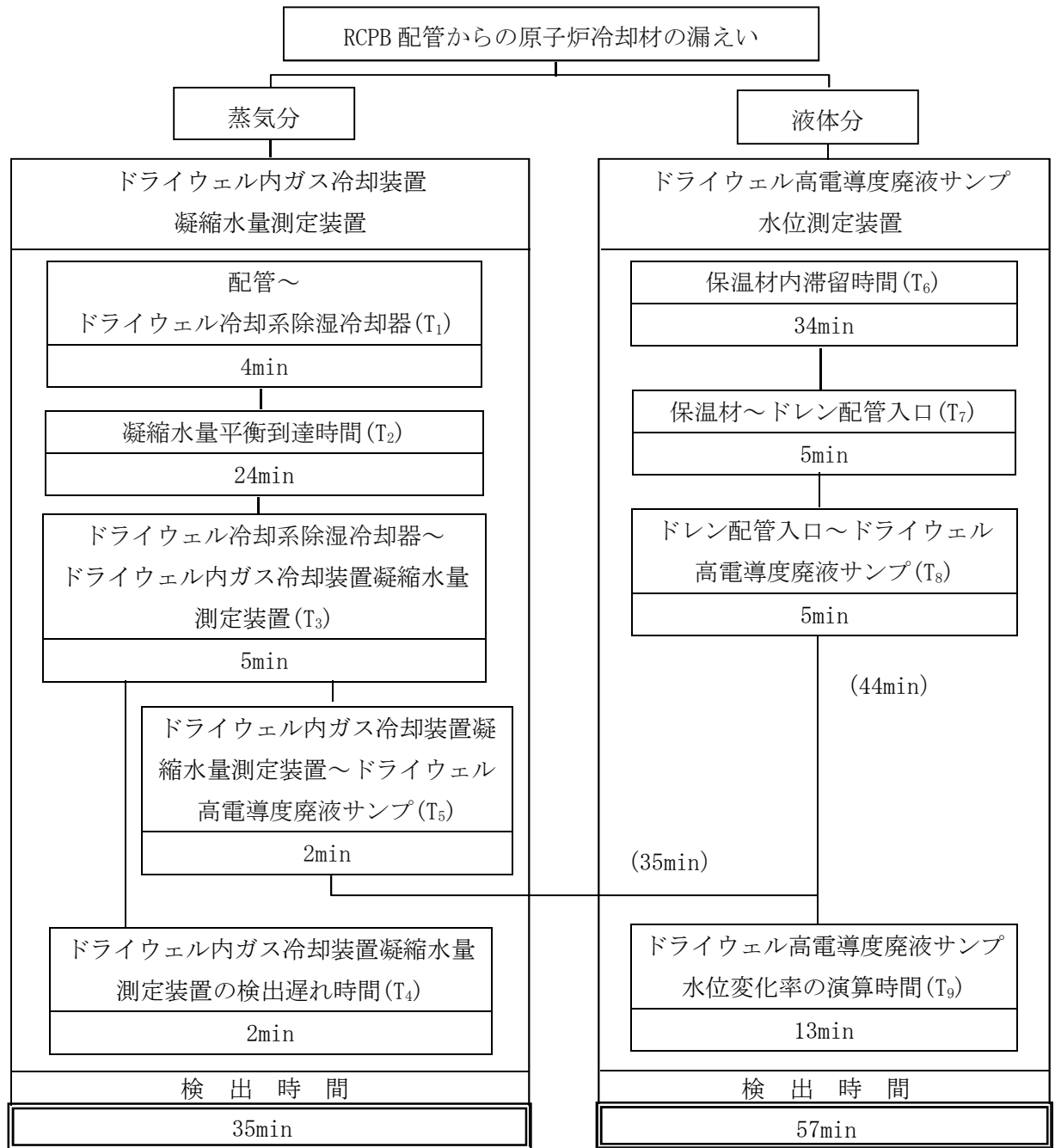


図 3-9 漏えい検出時間の評価結果

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)
ドライウエル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の検出時間	a. ドライウエル冷却系除湿冷却器までの蒸気到達時間 (配管～ドライウエル冷却系除湿冷却器): $T_1$ (min)	$V$ : ドライウエル内自由体積 ( $m^3$ )	7350	$T_1=4$
		$Q_G$ : ドライウエル冷却系送風機風量 ( $m^3/min$ )	<input type="text"/> *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 ( $m^3$ )	7350	$T_2=24^{*2}$
		$Q_F$ : 除湿に寄与するドライウエル冷却系除湿冷却器風量 ( $m^3/min$ )	<input type="text"/>	
		$Q_1$ : 漏えい量 (蒸気分) (L/min)	1.5	
		$Q$ : ドライウエル冷却系除湿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除湿冷却器～ドライウエル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置): $T_3$ (min)	$v_{3-1}$ : ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速 (m/s)	0.130*3	$(T_{3-1})=2$
		$C$ : 流速係数	23.598*3	
		$i$ : こう配	0.01	
		$n$ : 粗度係数	0.01*4	
		$A$ : 流路断面積 ( $m^2$ )	0.000096*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	$(T_{3-2})=3$
		$L_{3-1}$ : ドレン配管の長さ (m)	13.1	
		$v_{3-2}$ : ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速 (m/s)	0.167*3	
		$C$ : 流速係数	26.421*3	
		$i$ : こう配	0.01	
		$n$ : 粗度係数	0.01*4	
		$A$ : 流路断面積 ( $m^2$ )	0.000150*3	
$Q_D$ : ドレン配管を流れる漏えい水の流量 ( $m^3/h$ )	0.090	$T_{3-1}+T_{3-2}=$		
$m$ : 平均深さ (m)	0.00400*3			
$L$ : ドレン配管のぬれ縁長さ (m)	0.0374*3			
	$L_{3-2}$ : ドレン配管の長さ (m)	24.0	$T_3=5$	

項目		計算パラメータ	評価時間 (min)
凝縮水量測定装置の検出時間	d. ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水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		$T_1+T_2+T_3+T_4$	35

注記\*1 : ドライウェル冷却系送風機 2 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 : 流体平均深さ  $m$  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。

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)	
ドライウエル高電導度廃液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除湿冷却器までの蒸気到達時間(配管～ドライウエル冷却系除湿冷却器) : $T_1$ (min)	a. 項と同じ	a. 項と同じ	$T_1=4$	
	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	$T_2=24$	
	g. ドレン配管移送時間(ドライウエル冷却系除湿冷却器～ドライウエル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置) : $T_3$ (min)	c. 項と同じ	c. 項と同じ	$T_3=5$	
	h. ドレン配管移送時間(ドライウエル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置～ドライウエル高電導度廃液サンプル) : $T_5$ (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 <sup>*1</sup>	$T_5=2$
		C : 流速係数		25.664 <sup>*1</sup>	
		i : こう配		0.01	
		n : 粗度係数		0.01 <sup>*2</sup>	
		A : 流路断面積(m <sup>2</sup> )		0.000160 <sup>*1</sup>	
		$Q_D$ : 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 <sup>*1</sup>	
L : ドレン配管のぬれ縁長さ(m)			0.0430 <sup>*1</sup>		
$L_5$ : ドレン配管の長さ(m)		12.0			
i. ドライウエル高電導度廃液サンプル水位変化率の演算時間 : $T_9$ (min)	— <sup>*3</sup>			$T_9=13$	
検出時間合計	$T_1+T_2+T_3+T_5+T_9$			48	

注記\*1 : 流体平均深さ 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)	
ドライウエル高電導度廃液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)	金属保温材	$d_1$ : 保温材外径 (m)	0.7828	$T_6=34$
			$d_2$ : 配管外径 (m)	0.5588	
			$L_6$ : 保温材最大長さ (m)	0.660	
			$Q_2$ : 漏えい量(液体分) (L/min)	2.3	
		一般保温材	$d_1$ : 保温材外径 (m)	0.5056	$T_6=20$
			$d_2$ : 配管外径 (m)	0.3556	
			$L_6$ : 保温材最大長さ (m)	1.799	
			$Q_2$ : 漏えい量(液体分) (L/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)	0.060 <sup>*1</sup>	$T_7=5$
			C: 流速係数	13.235 <sup>*1</sup>	
			i: こう配	0.01	
			n: 粗度係数	0.013 <sup>*2</sup>	
			A: 流路断面積 (m <sup>2</sup> )	0.000631 <sup>*1</sup>	
			$Q_b$ : 床面を流れる漏えい水の流量 (m <sup>3</sup> /h)	0.138	
m: 平均深さ (m)			0.00210 <sup>*1</sup>		
L: 床面のぬれ縁長さ (m)			0.3 <sup>*3</sup>		
l. ドレン配管移送時間(ドレン配管入口~ドライウエル高電導度廃液サンプル): $T_8$ (min)		$v_8$ : ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速 (m/s)	0.142 <sup>*1</sup>	$T_8=5$	
		C: 流速係数	24.571 <sup>*1</sup>		
		i: こう配	0.01		
		n: 粗度係数	0.01 <sup>*4</sup>		
		A: 流路断面積 (m <sup>2</sup> )	0.000135 <sup>*1</sup>		
		$Q_b$ : ドレン配管を流れる漏えい水の流量 (m <sup>3</sup> /h)	0.069		
		m: 平均深さ (m)	0.00333 <sup>*1</sup>		
		L: ドレン配管のぬれ縁長さ (m)	0.0406 <sup>*1</sup>		
m. ドライウエル高電導度廃液サンプル水位変化率の演算時間: $T_9$ (min)		i. 項と同じ		$T_9=13$	
検出時間合計		$T_6+T_7+T_8+T_9$		57	

注記\*1 : 流体平均深さ  $m$  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)
ドライウエル高電導度廃液サンプルの水位変化率検出時間	ドライウエル高電導度廃液サンプル水位測定装置の検出時間 (蒸気分) ( $T_1+T_2+T_3+T_5+T_9$ )	48
	ドライウエル高電導度廃液サンプル水位測定装置の検出時間 (液体分) ( $T_6+T_7+T_8+T_9$ )	57
検出時間	上記検出時間の最大時間	57

K6 ① VI-1-4-1 R0

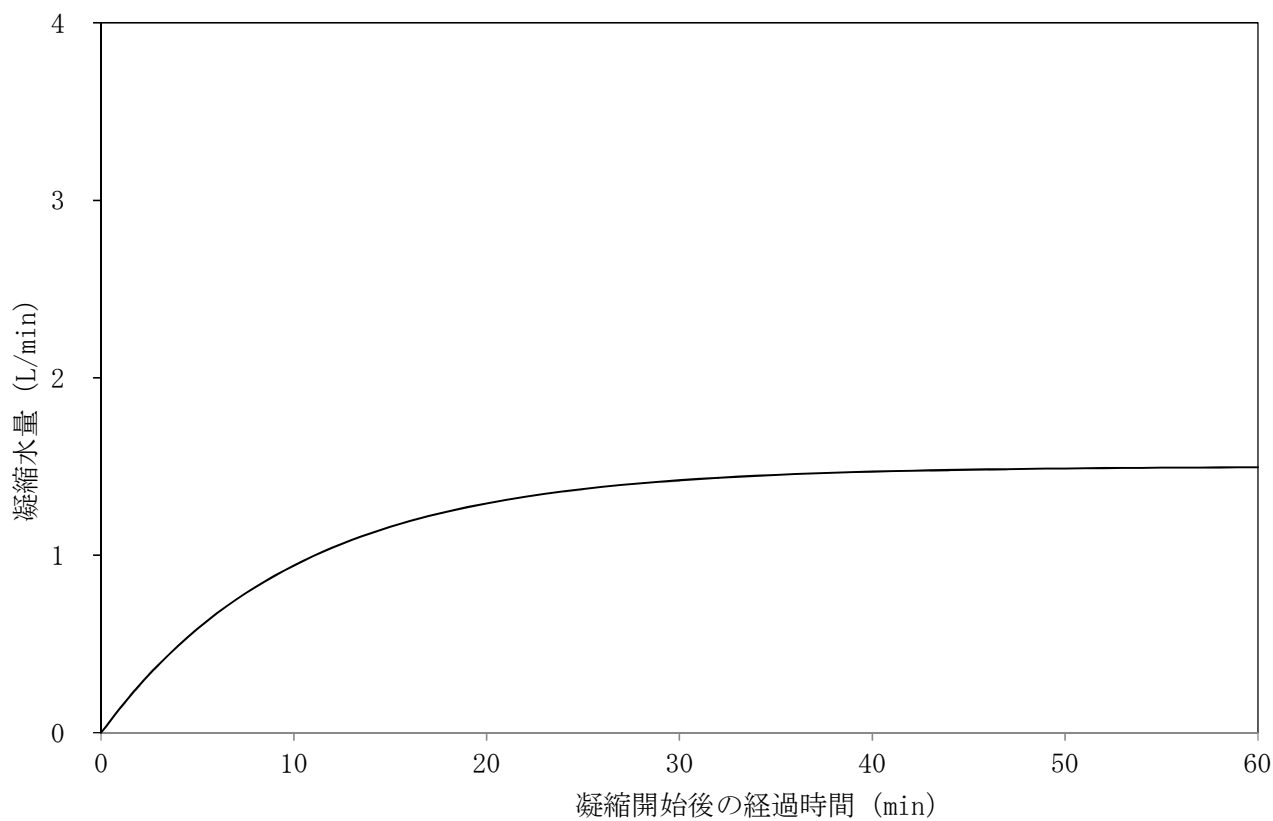


図3-10 凝縮水量が平衡に達する時間について



### 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除湿冷却器で冷却・凝縮し、ドレン配管に設置したドライウエル内ガス冷却装置凝縮水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  $T_1+T_2+T_3+T_5+T_9=48$  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、ダイヤフラムフロアに漏えいする。その後、ダイヤフラムフロアから側溝へ流れ、ドレン配管を経て、ドライウエル高電導度廃液サンプルに流入し、ドライウエル高電導度廃液サンプル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  $T_6+T_7+T_8+T_9=57$  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。

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 ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の計測範囲及び警報動作範囲

ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水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  $0\sim 20\text{L}/\text{min}$  を設定する。

警報動作範囲は、 $0\sim 20\text{L}/\text{min}$  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、ドライウェル冷却器ドレン流量大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 「ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の計測範囲」参照)

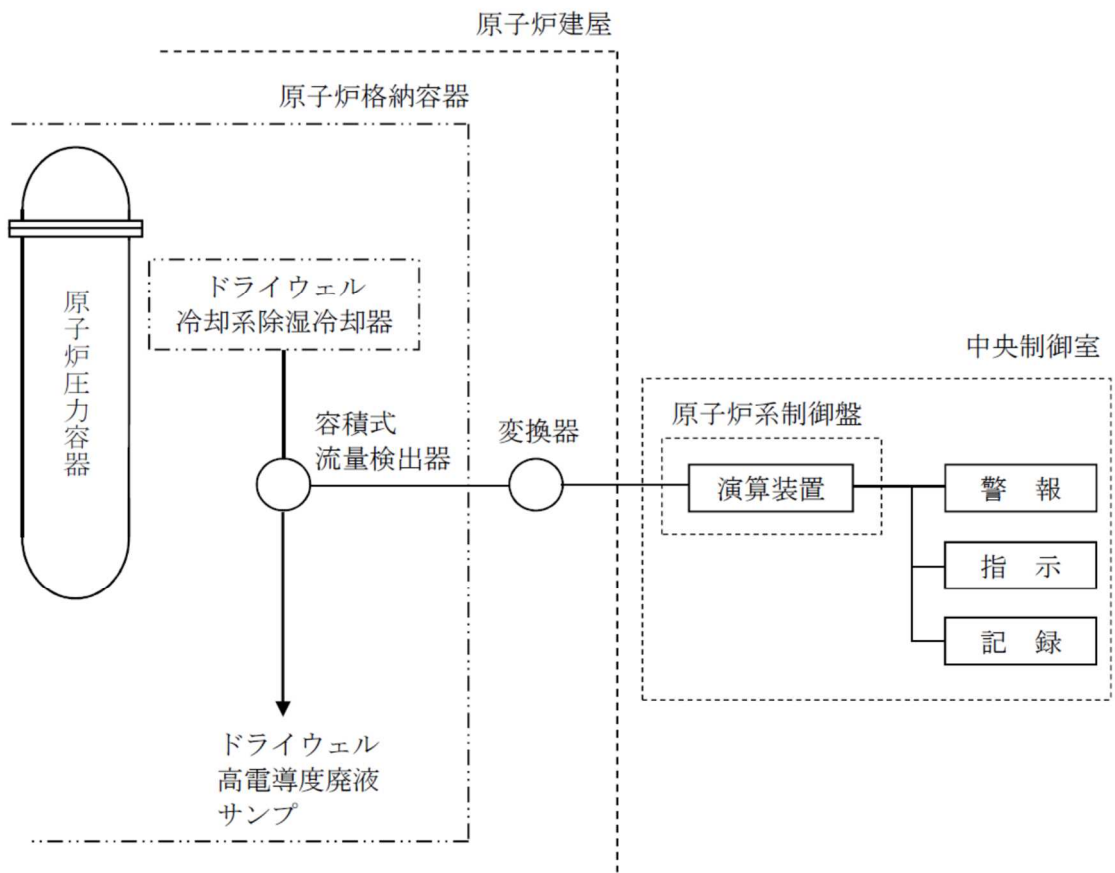


図 4-1 ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の計測範囲

#### 4.2 ドライウエル高電導度廃液サンプル水位測定装置の計測範囲及び警報動作範囲

ドライウエル高電導度廃液サンプル水位測定装置の計測範囲は、RCPB 配管からのドライウエ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（ドライウエル高電導度廃液サンプルにおける 1 時間の水位上昇は  $89\text{mm}$  に相当）が計測できるよう  $0\sim 1250\text{mm}$  を設定する。

警報動作範囲は、 $0\sim 20\text{L}/\text{min}$  で設定可能であり、全漏えい量  $0.23\text{m}^3/\text{h}$  ( $3.8\text{L}/\text{min}$ ) の漏えいに相当する流量になる前 ( $3.64\text{L}/\text{min}$ ) に、ドライウエル高電導度廃液サンプル流量大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 4-2「ドライウエル高電導度廃液サンプル水位測定装置の計測範囲」参照）

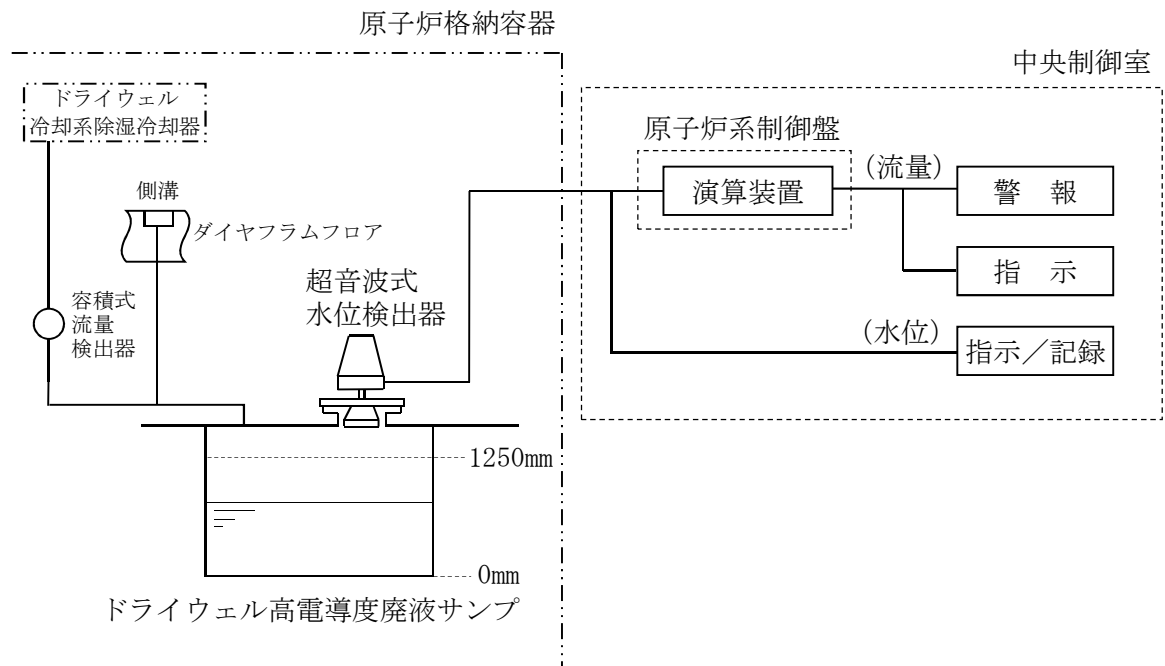


図 4-2 ドライウエル高電導度廃液サンプル水位測定装置の計測範囲

## 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、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。

- ・ 弁 E11-F010A, B, C（残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁(A), (B), (C)）から弁 E11-F011A, B, C（残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁(A), (B), (C)）まで
- ・ 弁 G31-F018（原子炉冷却材浄化系ヘッドスプレー逆止弁）から弁 G31-F017（原子炉冷却材浄化系ヘッドスプレー隔離弁）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、「柏崎刈羽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内容の訂正について」（平成 18 年 6 月 29 日付け原管発官 18 第 113 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、「柏崎刈羽原子力発電所 1 号機から 7 号機における高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する評価結果報告書の提出について」（平成 21 年 1 月 26 日付け原管発官 20 第 469 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、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」（J S M E S 0 1 2-1998）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、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（J S M E S 0 1 7-2003）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，日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」（J S M E S 0 1 2-1998）の「2. 適用範囲および対象」に該当せず，評価は不要である。

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一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，日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（J S M E S 0 1 7-2003）の「2. 疲労評価上考慮すべき熱流動現象 2.2 評価対象とする現象」に該当せず，評価は不要である。

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	3
3.4 評価方法	5
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	5
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	7
3.5 評価結果	8
3.5.1 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	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、VI-1-1-7「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、高圧炉心注水系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系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ポンプ、復水移送ポンプ、ほう酸水注入系ポンプ、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（「7号機設備、6,7号機共用」（以下同じ。））及び大容量送水車（海水取水用）（「7号機設備、6,7号機共用」（以下同じ。））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。

なお、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）及び大容量送水車（海水取水用）の説明については、令和2年10月14日付け原規規発第2010147号にて認可された柏崎刈羽原子力発電所第7号機の設計及び工事の計画のV-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」による。

## 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、異物管理されたほう酸水注入系貯蔵タンク及び復水貯蔵槽を水源とするため、異物の影響については考慮不要とする。

### 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。

評価に当たっては、平成17年12月20日付け平成17・12・06原第7号にて認可された工事計画のIV-4「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」として原子炉压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：サプレッションプール)        |
| ・ 高圧炉心注水系ポンプ   | (水源：復水貯蔵槽又はサプレッションプール) |
| ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ | (水源：復水貯蔵槽又はサプレッションプール) |
| ・ 高圧代替注水系ポンプ   | (水源：復水貯蔵槽)             |
| ・ 復水移送ポンプ*     | (水源：復水貯蔵槽)             |
| ・ ほう酸水注入系ポンプ   | (水源：ほう酸水注入系貯蔵タンク)      |

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ポンプは、熔融炉心の原子炉格納容器下部（下部ドライウエル）への落下を遅延又は防止するために原子炉压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。

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。

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。

- ・ 残留熱除去系ポンプ (水源：サブプレッションプール)  
(954m<sup>3</sup>/h)
- ・ 高圧炉心注水系ポンプ (水源：サブプレッションプール)  
(727m<sup>3</sup>/h)
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ (水源：サブプレッションプール)  
(188m<sup>3</sup>/h)
- ・ 高圧代替注水系ポンプ (水源：復水貯蔵槽)  
(182m<sup>3</sup>/h)
- ・ 復水移送ポンプ (水源：復水貯蔵槽)  
( m<sup>3</sup>/h\*)

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。

### 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」により選定した残留熱除去系ポンプ，高圧炉心注水系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプの有効 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サプレッションプール吸込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」で選定した残留熱除去系ポンプ，高圧炉心注水系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプに対して，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压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, c, 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。したがって，残留熱除去系ポンプ，高圧炉心注水系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプの評価については有効 NPSH 評価条件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。

以上より，サプレッションプールを水源とするポンプは，設計基準対象施設としての使用条件を超えて運転しないため，個別評価不要とする。

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	RHR	設計基準事故*2時に包絡	無	—	—
	c	全交流動力電源喪失	RHR	設計基準事故*2時に包絡	無	—	—
	d	崩壊熱除去機能喪失	RHR	設計基準事故*2時に包絡	無	—	—
	e	原子炉停止機能喪失	HPCF, RCIC	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	HPCF, RCIC	設計基準事故*2時に包絡	無	—	—

注記\*1 : サ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 : S/P : サプレッションプール, LOCA : 原子炉冷却材喪失事故, RHR : 残留熱除去系ポンプ, HPCF : 高圧炉心注水系ポンプ, RCIC : 原子炉隔離時冷却系ポンプ

### 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、復水貯蔵槽は重大事故等時の運転温度を考慮し66°Cとする。

##### b. 水源の水位

高圧代替注水系ポンプ運転時の水源の最低水位は、復水貯蔵槽の水位低警報発信水位とする。

復水移送ポンプ運転時の水源の最低水位は、復水貯蔵槽の定検時復水移送ポンプ停止水位とする。

##### c. 水源の液面に作用する圧力

復水貯蔵槽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 高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
$H_a$ ：吸込み液面に作用する絶対圧力	10.3
$H_s$ ：吸込揚程	<input type="text"/>
$H_1$ ：ポンプ吸込配管圧損	<input type="text"/>
$h_s$ ：ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	2.7
有効 NPSH ( $H_a + H_s - H_1 - h_s$ )	<input type="text"/>

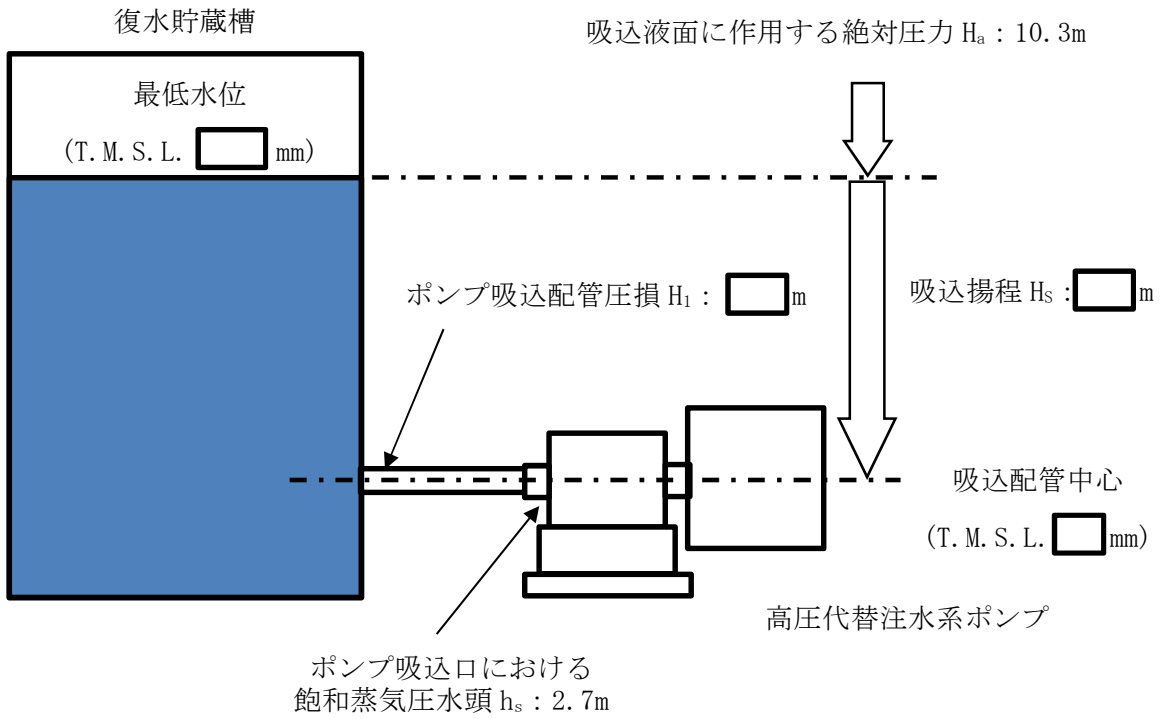
###### b. 有効 NPSH 評価結果

高圧代替注水系ポンプの有効 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代替注水系ポンプの有効 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 高圧代替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
高圧代替注水系ポンプ	<input type="text"/>	<input type="text"/>



<p>有効 NPSH (<math>H_a + H_s - H_1 - h_s</math>) <math>\geq</math> 必要 NPSH</p> <p>(10.3 + <input type="text"/> - <input type="text"/> - 2.7) = <input type="text"/> m &gt; <input type="text"/> m</p>
--

図 3-1 高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価の概略図

(2) 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3-4に示す。また、有効 NPSH 評価の概略図を図3-2に示す。

表3-4 復水移送ポンプの有効 NPSH 算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
$H_a$ : 吸込み液面に作用する絶対圧力	10.3
$H_s$ : 吸込揚程	<input type="text"/>
$H_1$ : ポンプ吸込配管圧損	<input type="text"/>
$h_s$ : ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	2.7
有効 NPSH ( $H_a + H_s - H_1 - h_s$ )	<input type="text"/>

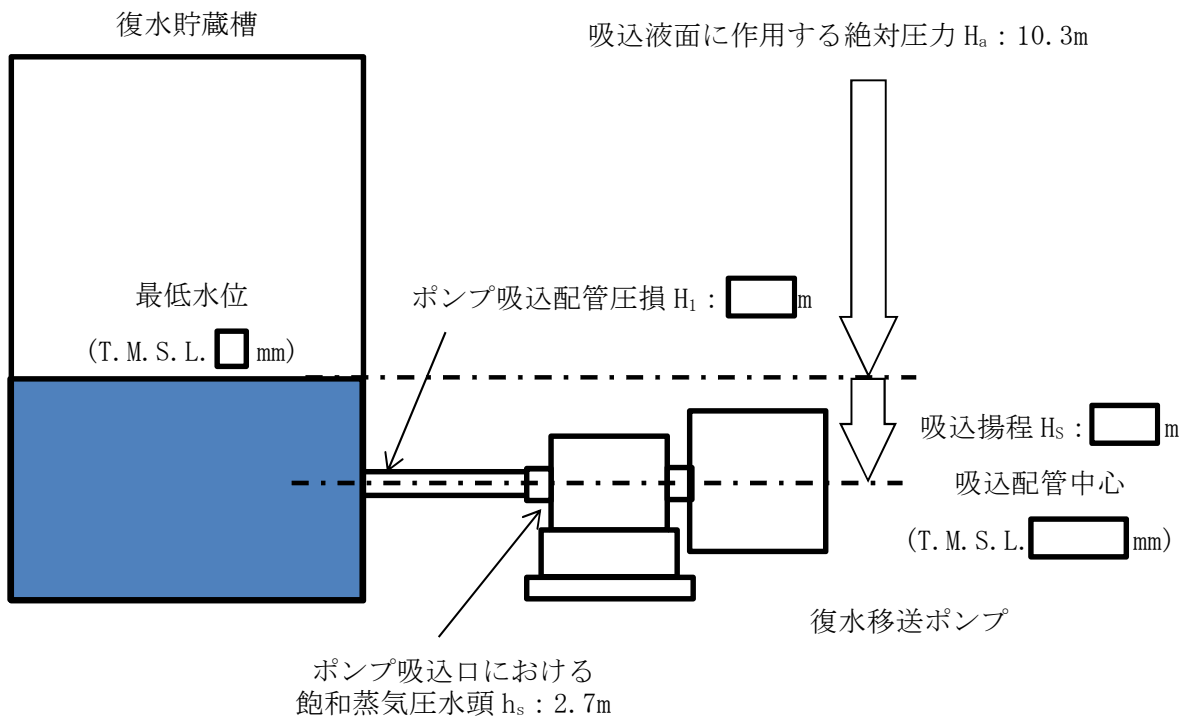
b. 有効 NPSH 評価結果

復水移送ポンプの有効 NPSH 評価結果を表3-5に示す。表3-5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3-5 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	<input type="text"/>	<input type="text"/>



<p>有効 NPSH <math>(H_a + H_s - H_1 - h_s) \geq</math> 必要 NPSH</p> <p><math>(10.3 + [ ] - [ ] - 2.7) = [ ] \text{ m} &gt; [ ] \text{ m}</math></p>
--

図 3-2 復水移送ポンプの有効 NPSH 評価の概略図

## VI-1-5 計測制御系統施設の説明書

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	安全保護装置への不正アクセス行為等による被害の防止	1
2.2	重大事故等対処設備に関する計測	1
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	1
2.2.2	静的触媒式水素再結合器の動作監視並びに原子炉建屋内及び原子炉格納容器外への排出経路の水素濃度の計測	2
2.2.3	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	9
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	31
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	41
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	57
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	59
3.1.7	原子炉格納容器本体の水位を計測する装置	61
3.1.8	原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置	65
3.1.9	その他重大事故等対処設備の計測装置	68
3.2	計測装置の計測結果の表示，記録及び保存	103
3.2.1	計測結果の指示又は表示	103
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	103
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	103
3.3	安全保護装置	108
3.3.1	不正アクセス行為等の被害の防止	109
4.	計測装置の計測範囲及び警報動作範囲	112

別添 1 格納容器内水素濃度（SA）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又は外部記憶媒体へ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 安全保護装置への不正アクセス行為等による被害の防止

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酸素濃度、格納容器内水素濃度及び格納容器内水素濃度（SA）は、原子炉格納容器内の雰囲気ガスの水素濃度及び酸素濃度を測定できる設計とする。また、フィルタ装置水素濃度は、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、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型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器の動作監視並びに原子炉建屋内及び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器動作監視装置は静的触媒式水素再結合器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水素濃度は、原子炉建屋内に検出器を設置し、水素濃度を測定できる設計とする。また、フィルタ装置水素濃度は、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、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型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、原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉压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压力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉压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。

重大事故等の対処に必要なパラメータは、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及び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。

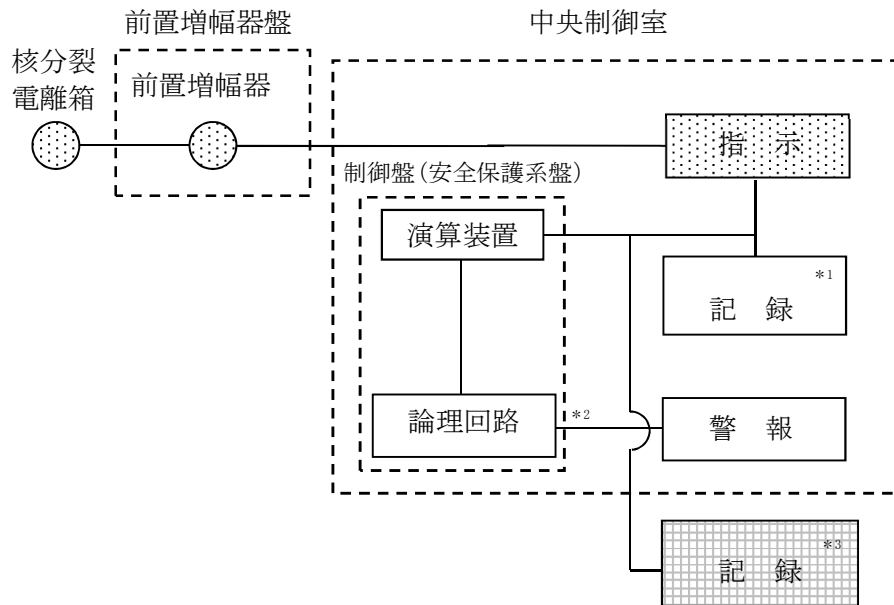
また，安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止措置について「3.3 安全保護装置」に示す。

### 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，中央制御室の指示部にて中性子束レベル信号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し，緊急時対策支援システム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 「起動領域モニタの概略構成図」及び図 3-2 「検出器の構造図（起動領域モニタ）」参照。）



注記\*1：記録計

\*2：原子炉周期（ペリオド）短原子炉スクラム  
中性子束計装動作不能原子炉スクラム

\*3：緊急時対策支援システム伝送装置

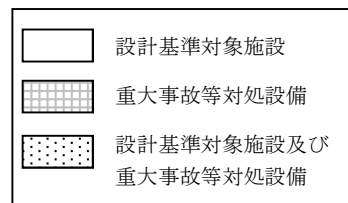


図 3-1 起動領域モニタの概略構成図

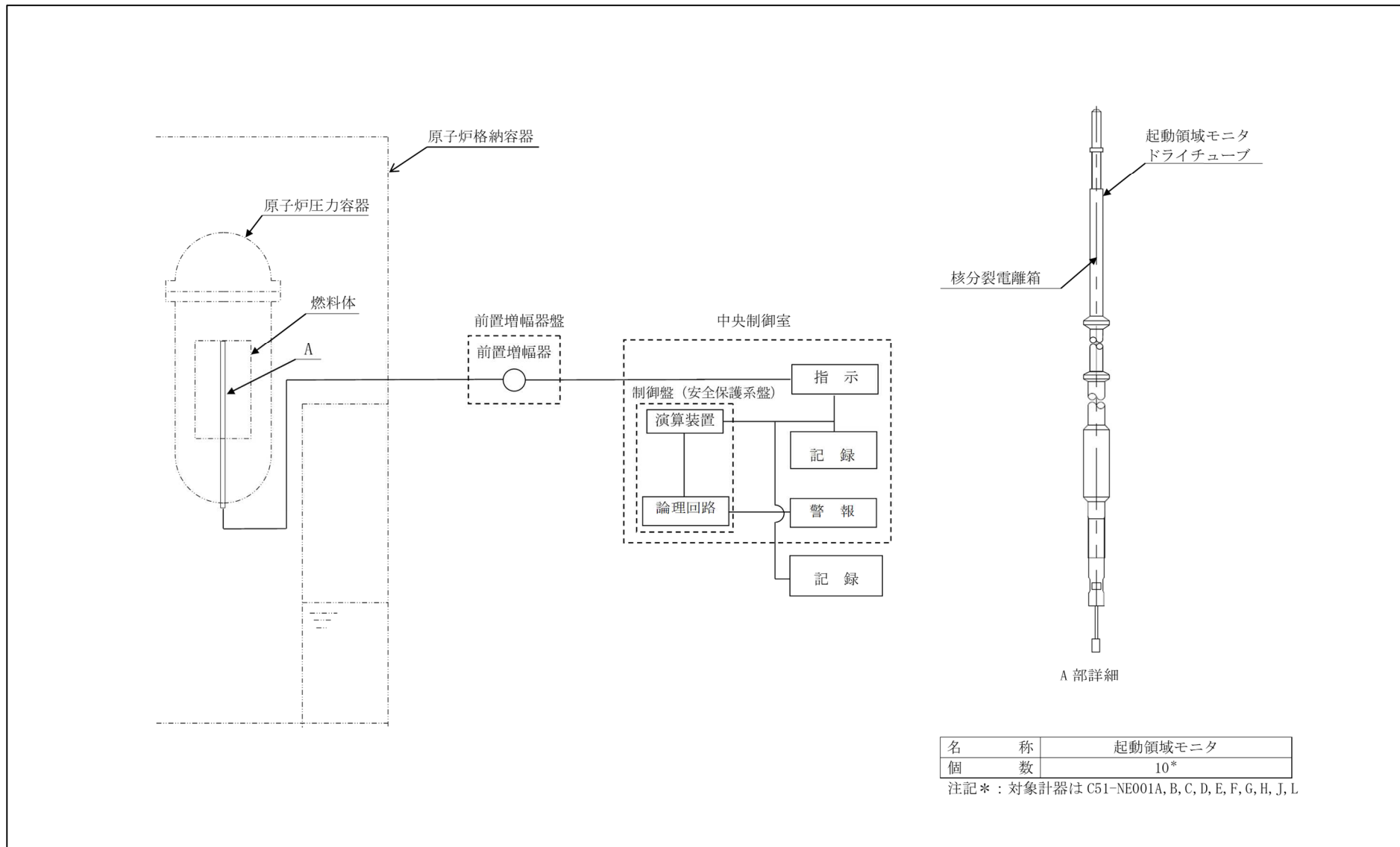
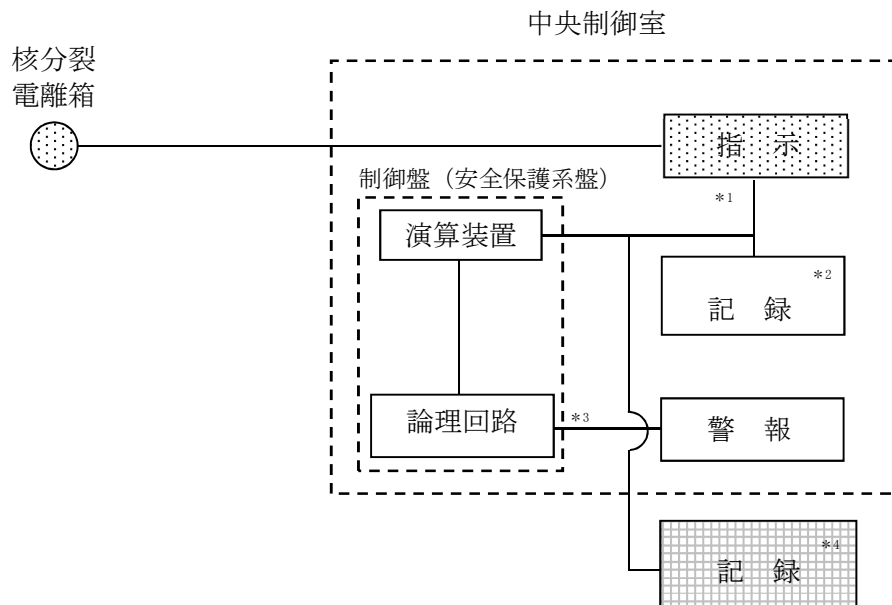


図 3-2 検出器の構造図 (起動領域モニタ)

(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、中央制御室の指示部にて中性子束レベル信号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し、緊急時対策支援システム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 3-3「出力領域モニタの概略構成図」及び図 3-4「検出器の構造図（出力領域モニタ）」参照。）



- 注記\*1 : 平均中性子束  
 \*2 : 記録計  
 \*3 : 中性子束高原子炉スクラム  
           中性子束計装動作不能原子炉スクラム  
 \*4 : 緊急時対策支援システム伝送装置

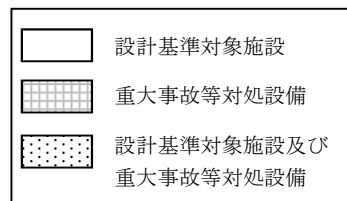
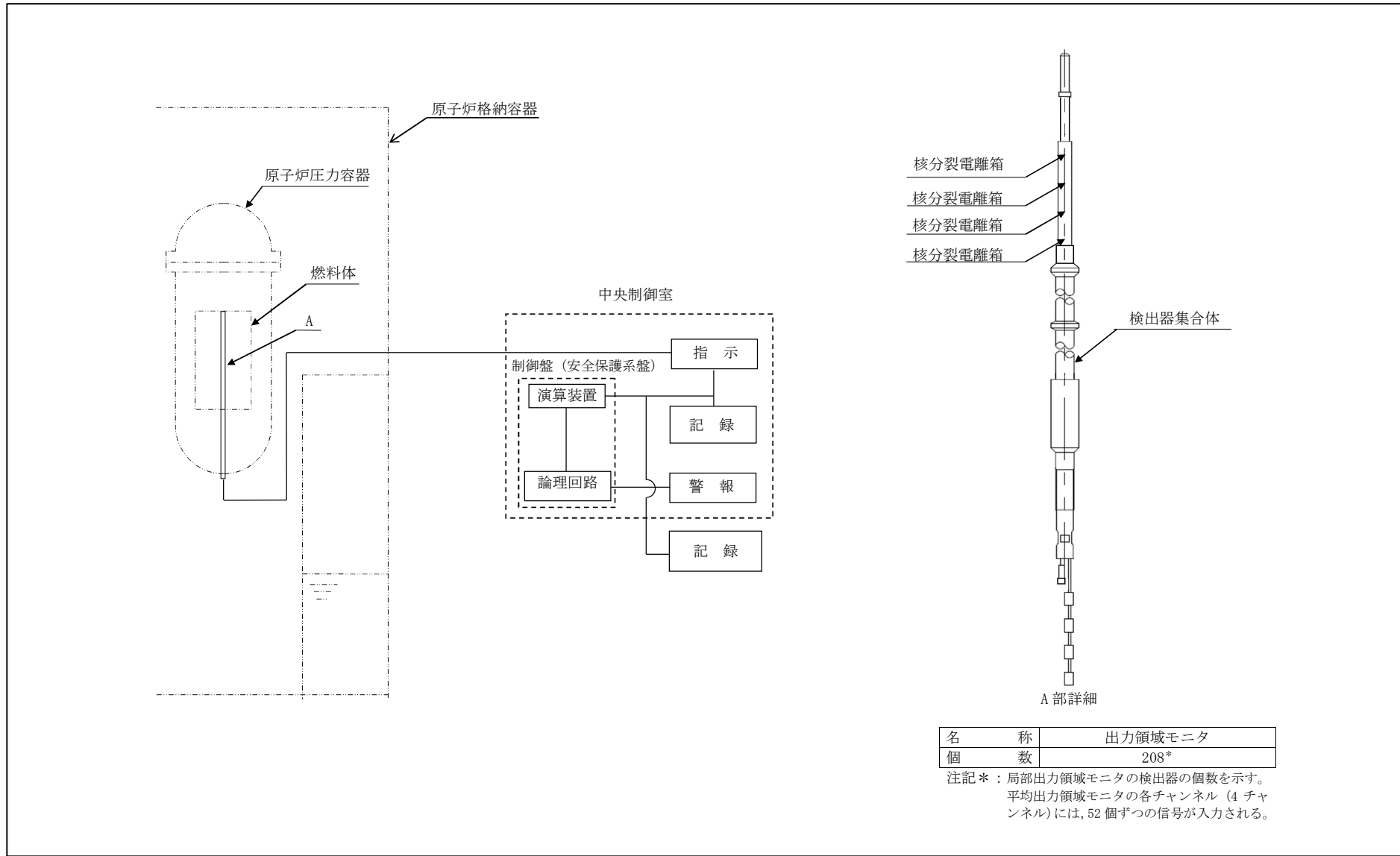


図 3-3 出力領域モニタの概略構成図



名称	出力領域モニタ
個数	208*

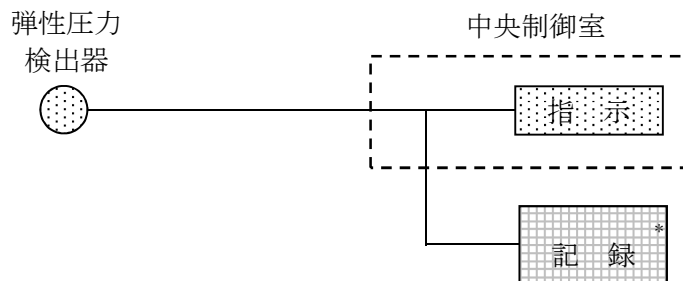
注記\*：局部出力領域モニタの検出器の個数を示す。  
 平均出力領域モニタの各チャンネル（4チャンネル）には、52個ずつの信号が入力される。

図 3-4 検出器の構造図（出力領域モニタ）

3.1.2 原子炉压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) 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力

高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力は、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、高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の検出信号は、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、高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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3-5「高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図」及び図3-6「検出器の構造図（高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力）」参照。）



注記\*：緊急時対策支援システム伝送装置

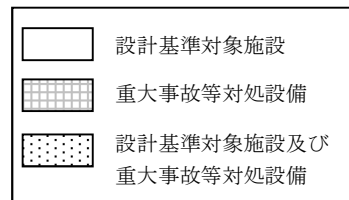


図3-5 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図



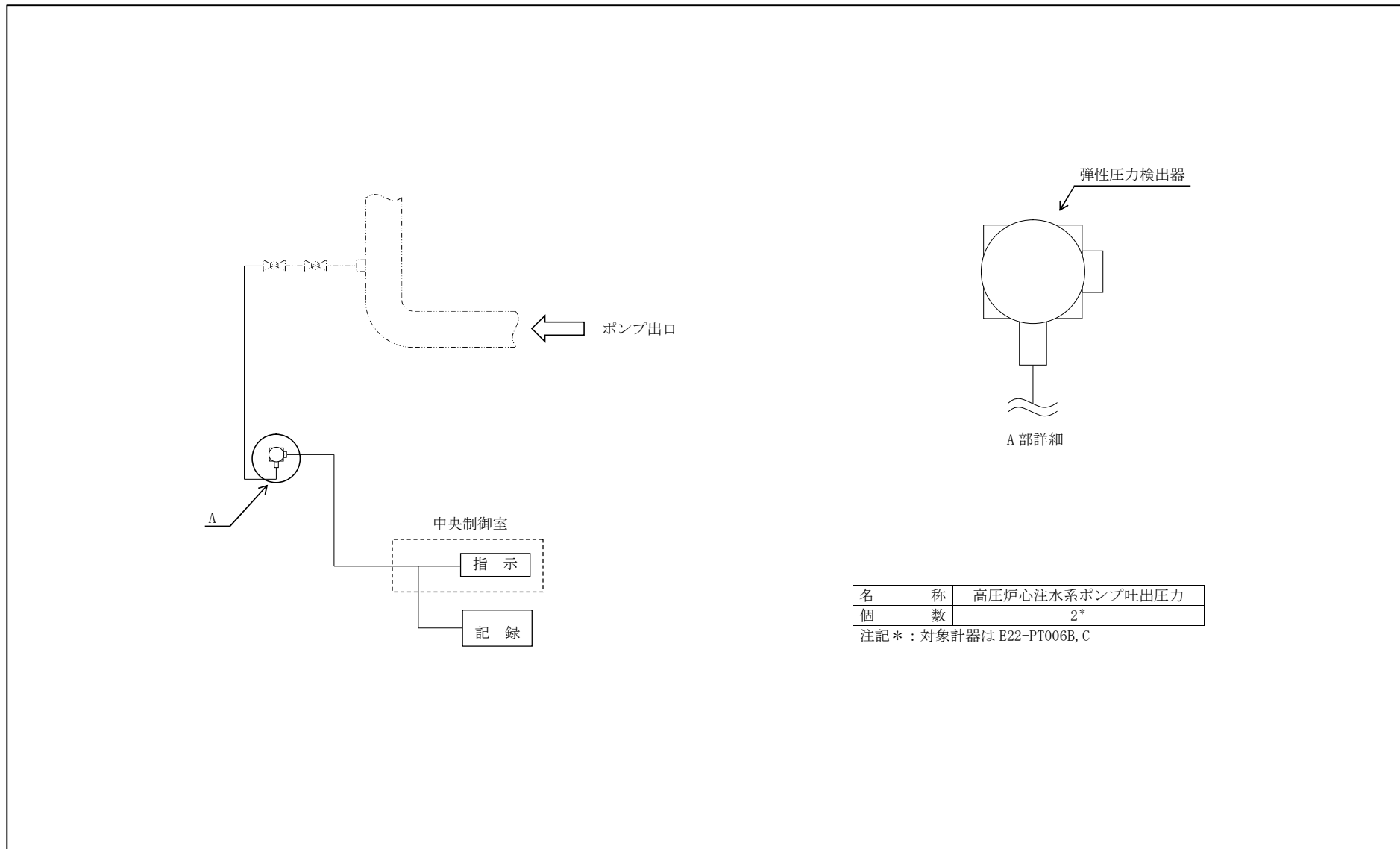
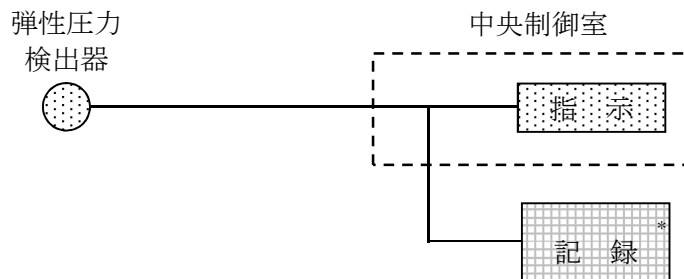


図 3-6 検出器の構造図 (高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力)

(2) 残留熱除去系ポンプ吐出圧力

残留熱除去系ポンプ吐出圧力は、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吐出圧力の検出信号は、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吐出圧力を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 3-7「残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図」及び図 3-8「検出器の構造図(残留熱除去系ポンプ吐出圧力)」参照。)



注記\*：緊急時対策支援システム伝送装置

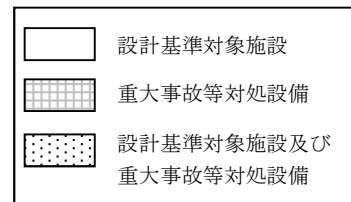


図 3-7 残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図

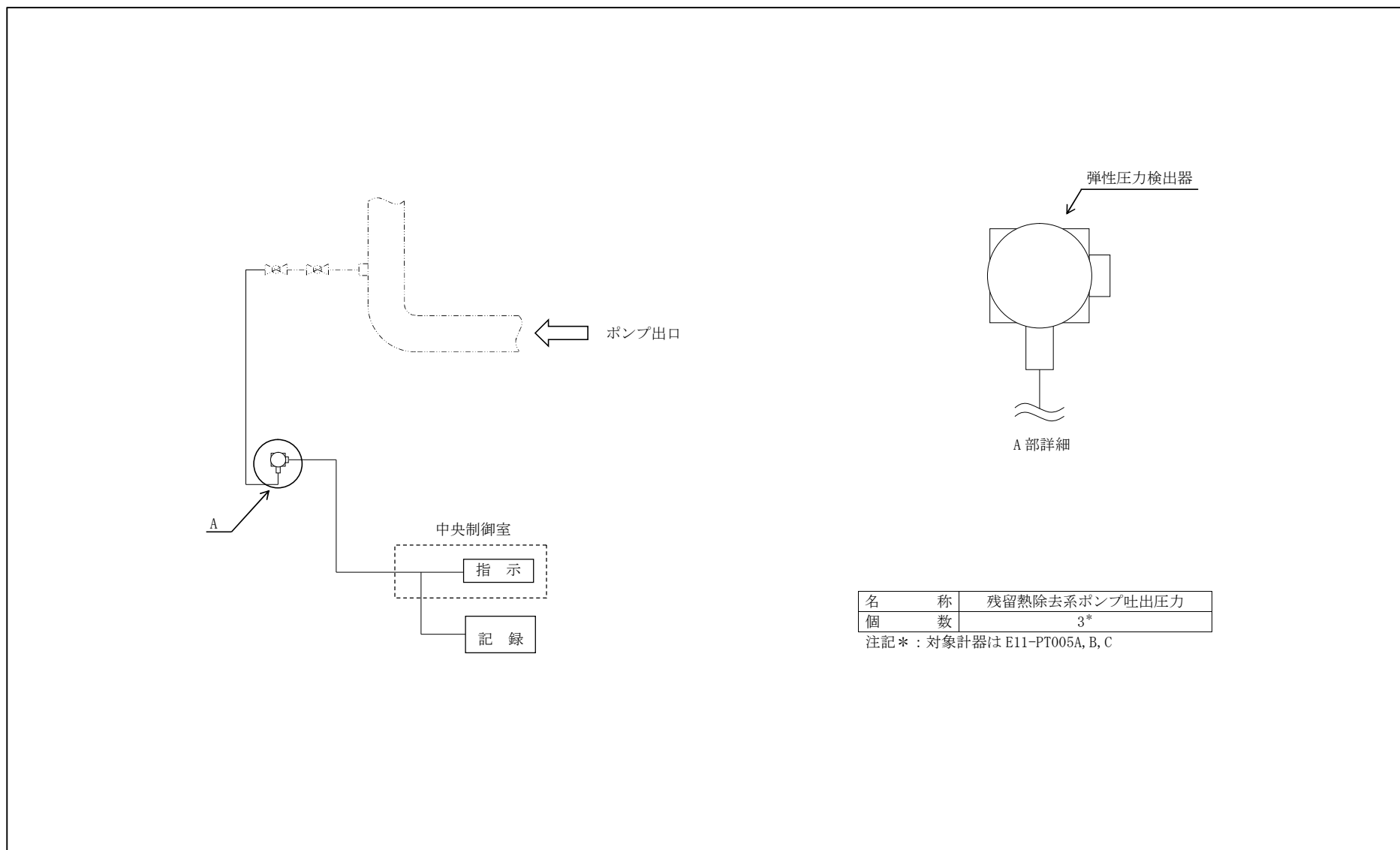
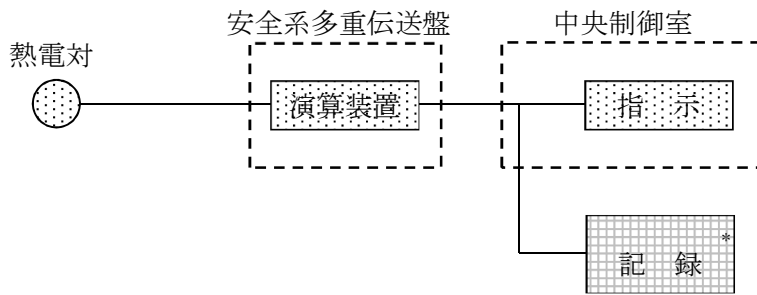


図 3-8 検出器の構造図 (残留熱除去系ポンプ吐出圧力)

(3) 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、安全系多重伝送盤内の演算装置を経由して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、緊急時対策支援システム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3-9「残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図」及び図3-10「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\*：緊急時対策支援システム伝送装置

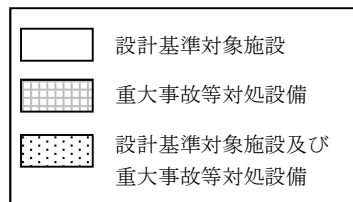


図3-9 残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図

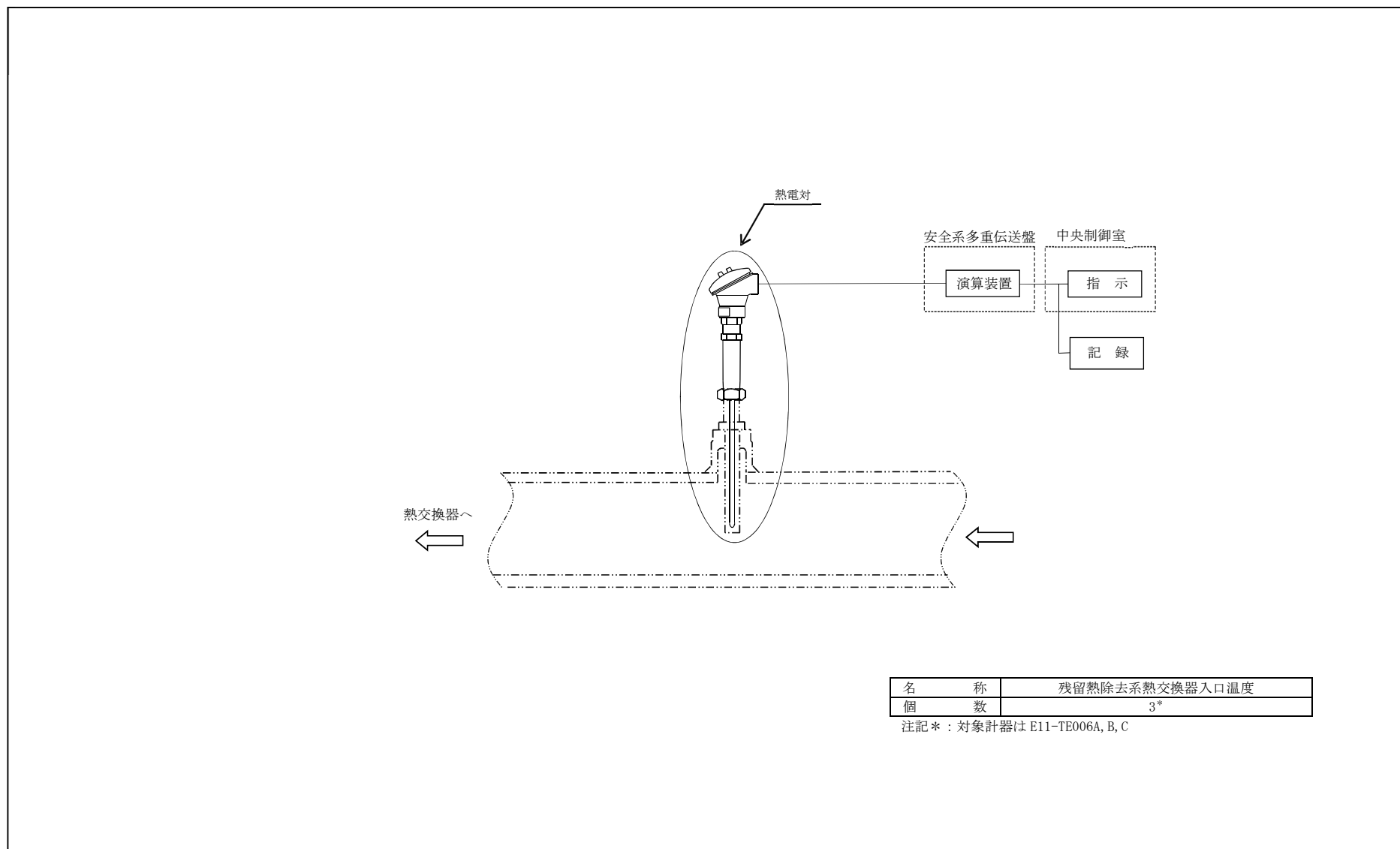
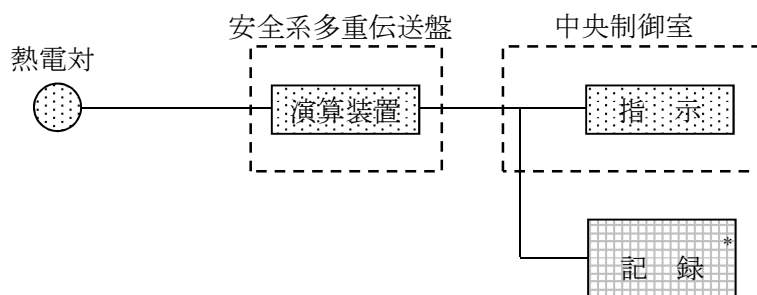


図 3-10 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器入口温度)

(4) 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、安全系多重伝送盤内の演算装置を経由して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、緊急時対策支援システム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3-11「残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図」及び図3-12「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\*：緊急時対策支援システム伝送装置

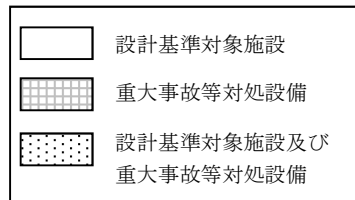
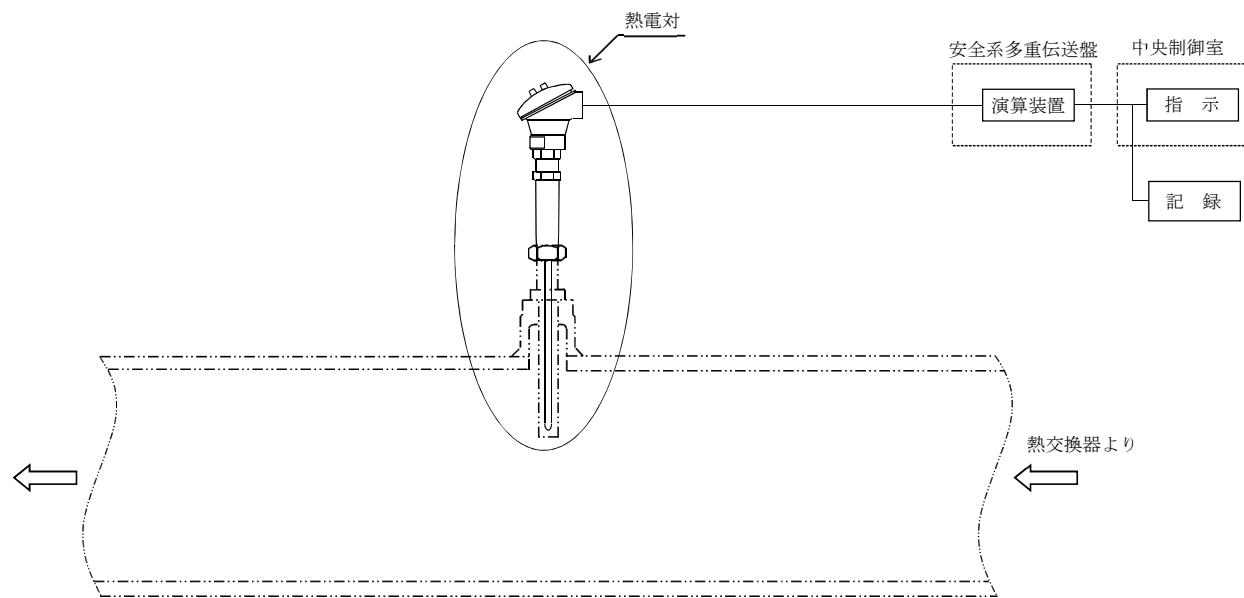


図3-11 残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図



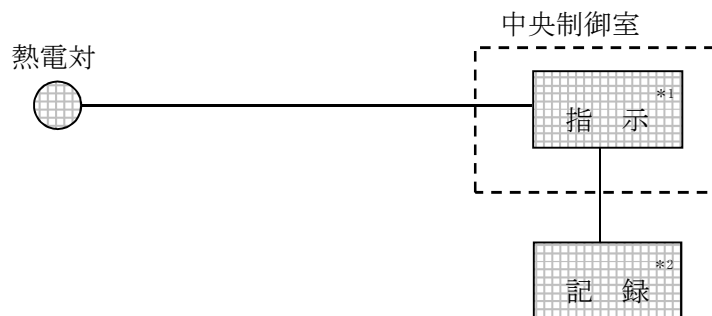
名 称	残留熱除去系熱交換器出口温度
個 数	3*

注記\* : 対象計器はE11-TE007A, B, C

図 3-12 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器出口温度)

(5) 復水補給水系温度（代替循環冷却）

復水補給水系温度（代替循環冷却）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水補給水系温度（代替循環冷却）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、復水補給水系温度（代替循環冷却）を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム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3-13「復水補給水系温度（代替循環冷却）の概略構成図」及び図3-14「検出器の構造図（復水補給水系温度（代替循環冷却）」参照。）



注記\*1：記録計

\*2：緊急時対策支援システム伝送装置

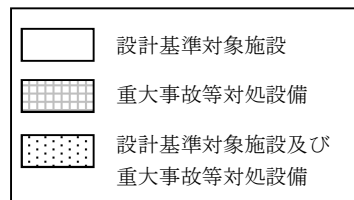
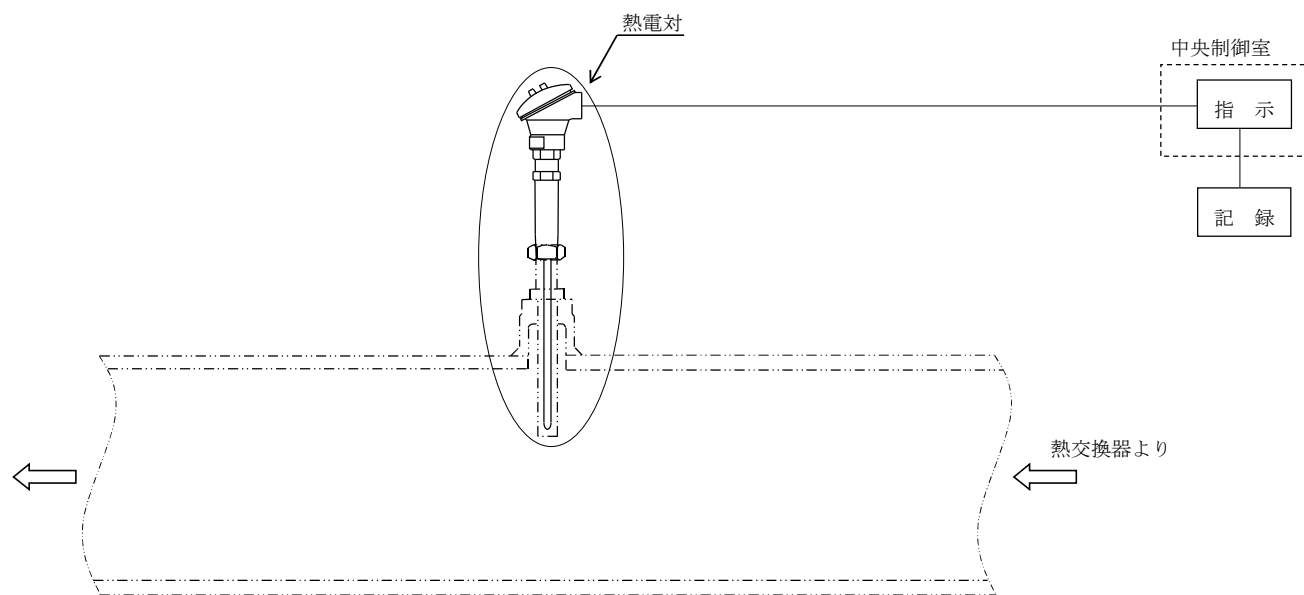


図3-13 復水補給水系温度（代替循環冷却）の概略構成図





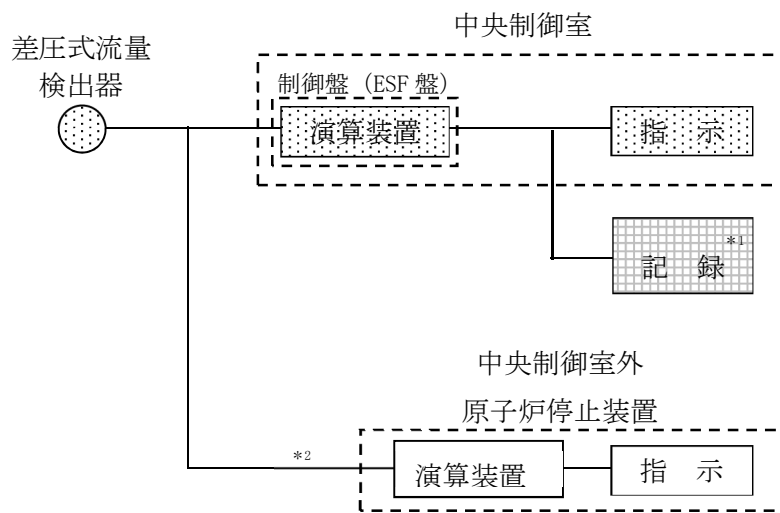
名 称	復水補給水系温度 (代替循環冷却)
個 数	1

図 3-14 検出器の構造図 (復水補給水系温度 (代替循環冷却))

(6) 残留熱除去系系統流量

残留熱除去系系統流量は、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、残留熱除去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、制御盤 (ESF 盤\*) 内の演算装置を経由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系系統流量を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 3-15「残留熱除去系系統流量の概略構成図」及び図 3-16「検出器の構造図 (残留熱除去系系統流量)」参照。)

注記\* : 工学的安全施設の制御盤 (ESF : Engineered Safety Features)



注記\*1 : 緊急時対策支援システム伝送装置

\*2 : 区分 I, II のみ

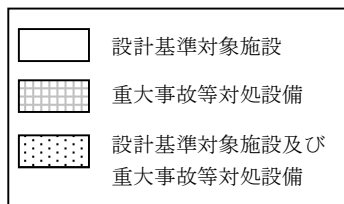
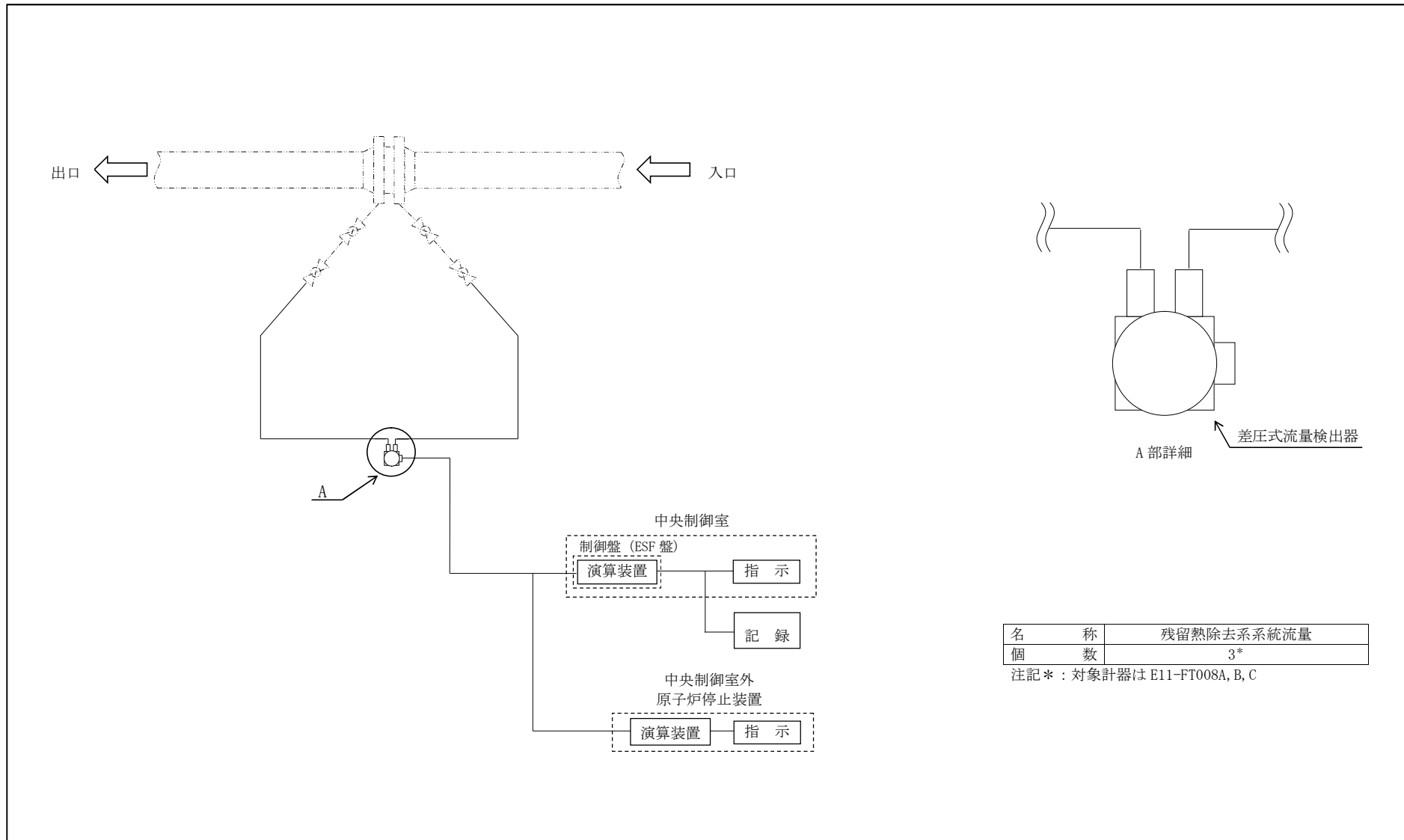


図 3-15 残留熱除去系系統流量の概略構成図



名 称	残留熱除去系系統流量
個 数	3*

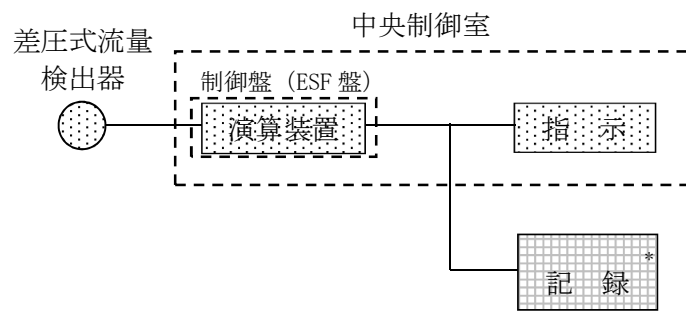
注記\* : 対象計器は E11-FT008A, B, C

図 3-16 検出器の構造図 (残留熱除去系系統流量)

(7) 原子炉隔離時冷却系系統流量

原子炉隔離時冷却系系統流量は、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、原子炉隔離時冷却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、制御盤 (ESF 盤\*) 内の演算装置を経由して指示部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系統流量を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 3-17「原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図」及び図 3-18「検出器の構造図 (原子炉隔離時冷却系系統流量)」参照。)

注記\* : 工学的安全施設の制御盤 (ESF : Engineered Safety Features)



注記\* : 緊急時対策支援システム伝送装置

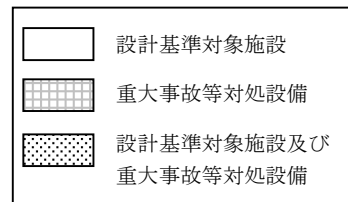


図 3-17 原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図

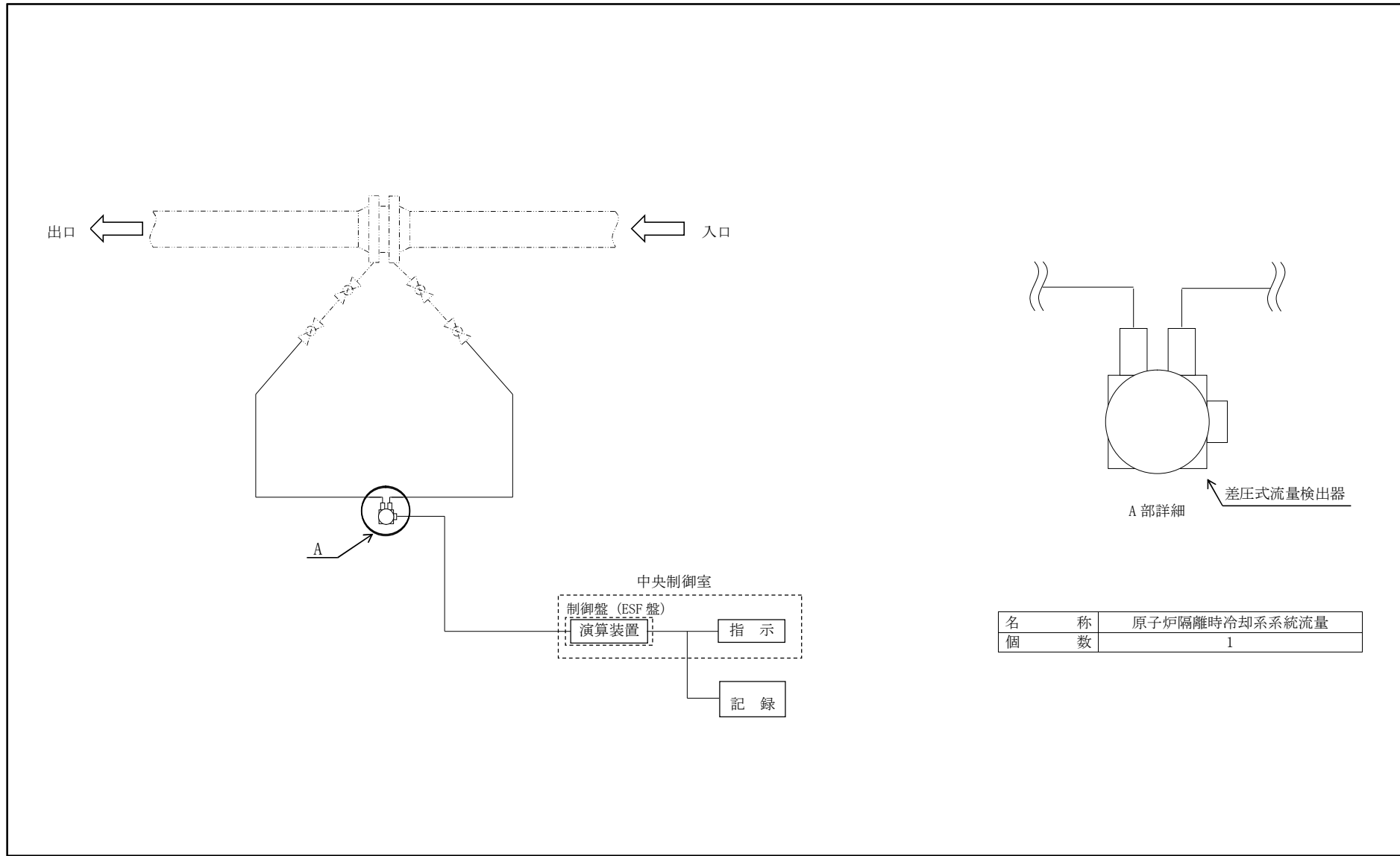
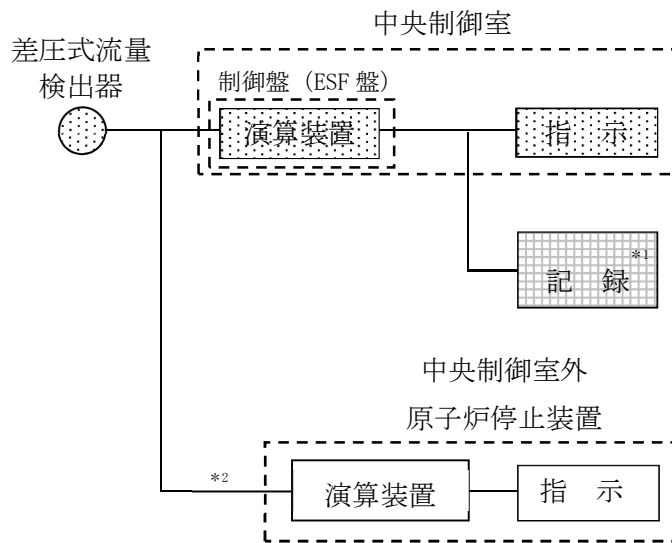


図 3-18 検出器の構造図 (原子炉隔離時冷却系系統流量)

(8) 高圧炉心注水系系統流量

高圧炉心注水系系統流量は、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、高圧炉心注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、制御盤（ESF 盤\*）内の演算装置を経由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、高圧炉心注水系系統流量を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 3-19「高圧炉心注水系系統流量の概略構成図」及び図 3-20「検出器の構造図（高圧炉心注水系系統流量）」参照。）

注記\*：工学的安全施設の制御盤（ESF：Engineered Safety Features）



注記\*1：緊急時対策支援システム伝送装置

\*2：区分Ⅱのみ

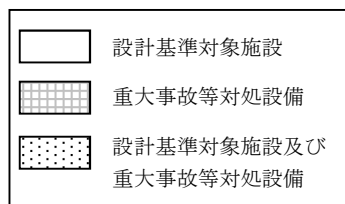
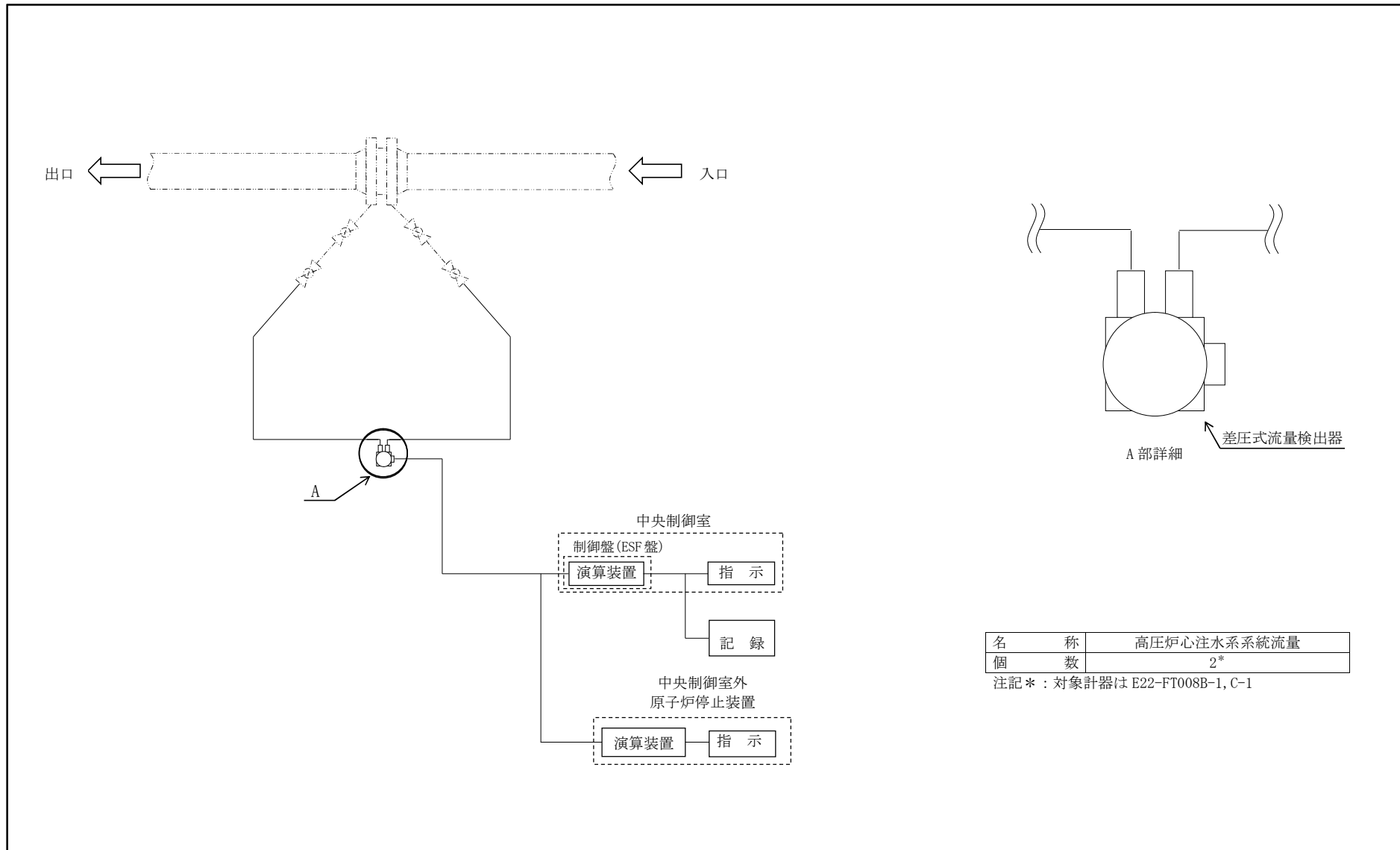


図 3-19 高圧炉心注水系系統流量の概略構成図



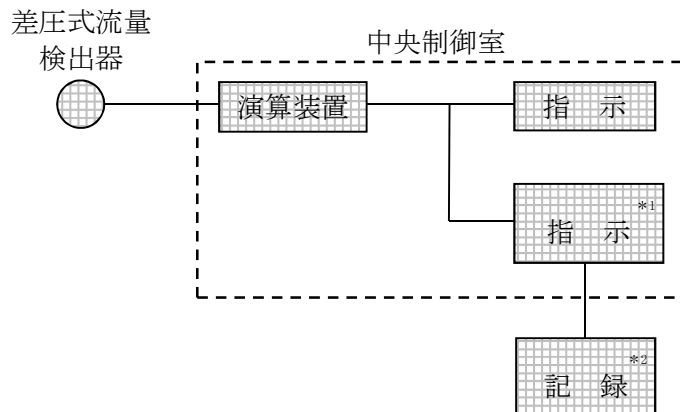
名称	高压炉心注水系統流量
個数	2*

注記\* : 対象計器は E22-FT008B-1, C-1

図 3-20 検出器の構造図 (高压炉心注水系統流量)

(9) 高圧代替注水系系統流量

高圧代替注水系系統流量は、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を経由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、高圧代替注水系系統流量を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム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 3-21「高圧代替注水系系統流量の概略構成図」及び図 3-22「検出器の構造図(高圧代替注水系系統流量)」参照。)



注記\*1 : 記録計

\*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

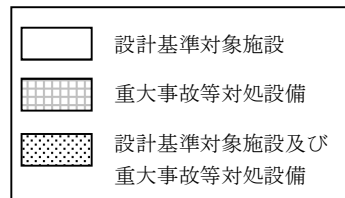


図 3-21 高圧代替注水系系統流量の概略構成図



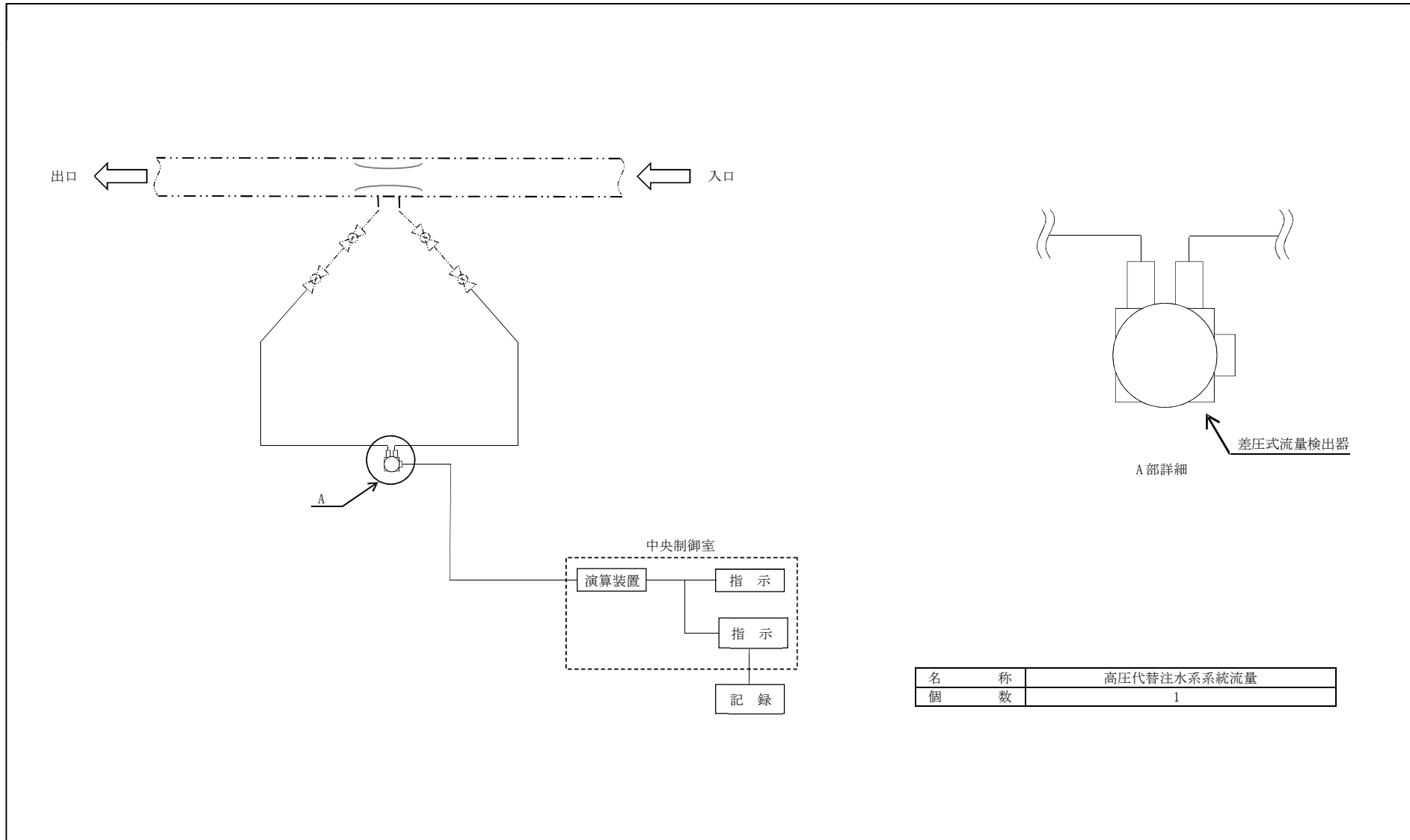
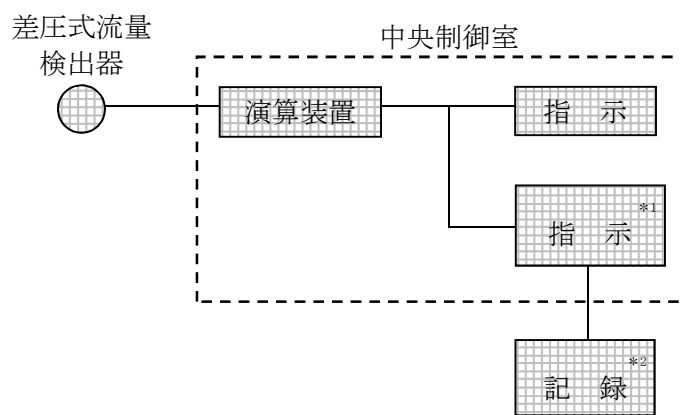


図 3-22 検出器の構造図 (高压代替注水系統流量)

(10) 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)

復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 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を経由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム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 3-23「復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) の概略構成図」及び図 3-24「検出器の構造図 (復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) )」参照。)



注記\*1 : 記録計

\*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

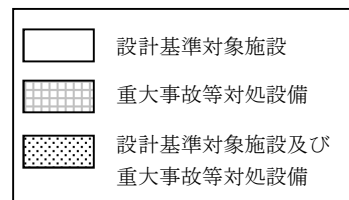
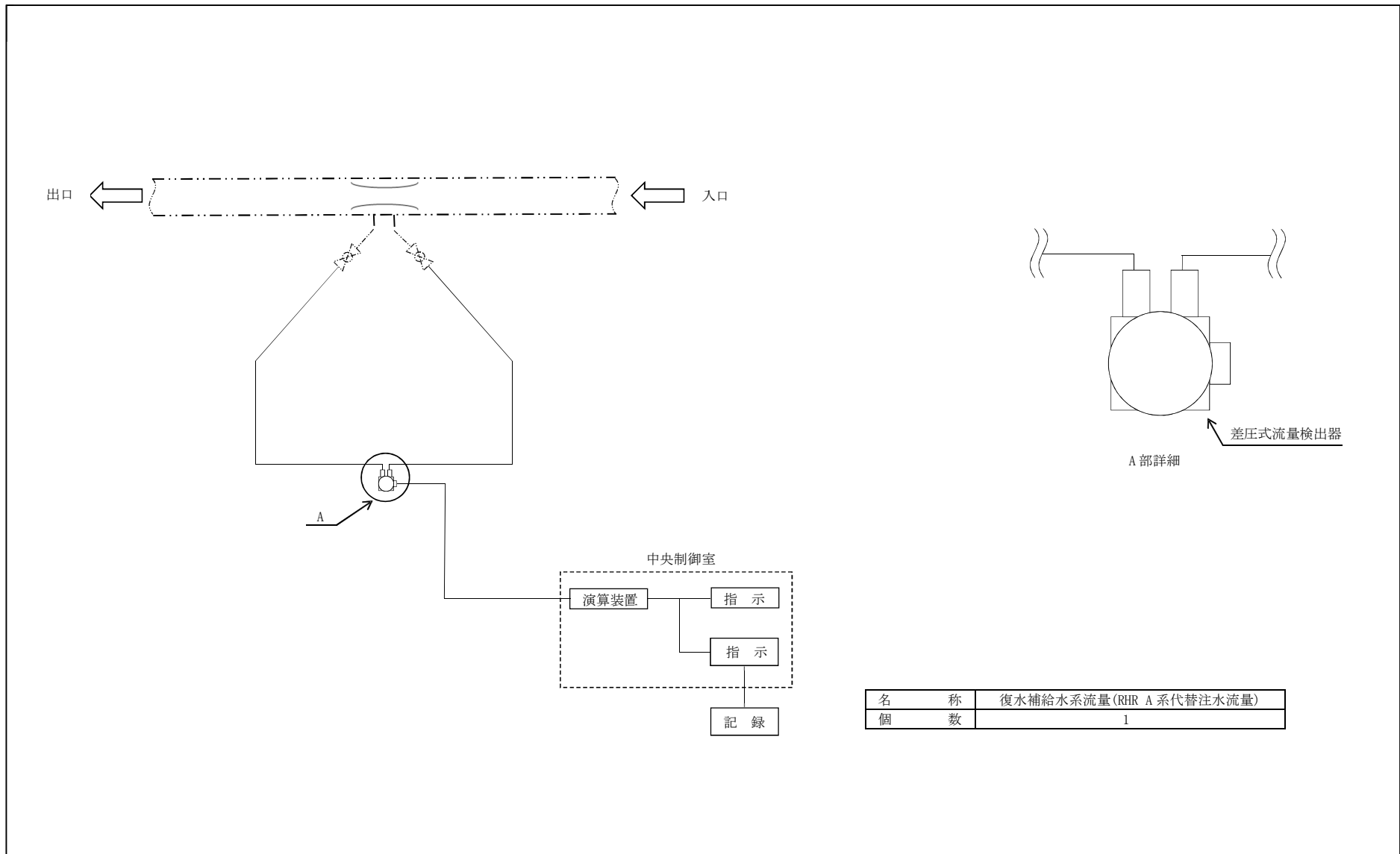


図 3-23 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) の概略構成図

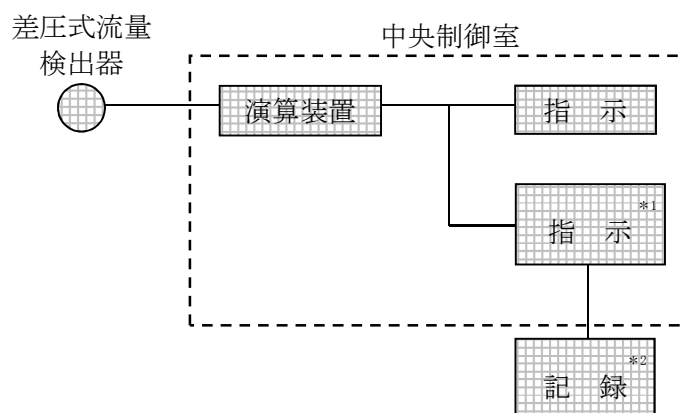


名 称	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)
個 数	1

図 3-24 検出器の構造図 (復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) )

(11) 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）

復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）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を經由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム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 3-25 「復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）の概略構成図」及び図 3-26 「検出器の構造図（復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）」参照。）



注記\*1：記録計

\*2：緊急時対策支援システム伝送装置

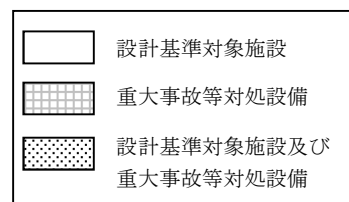
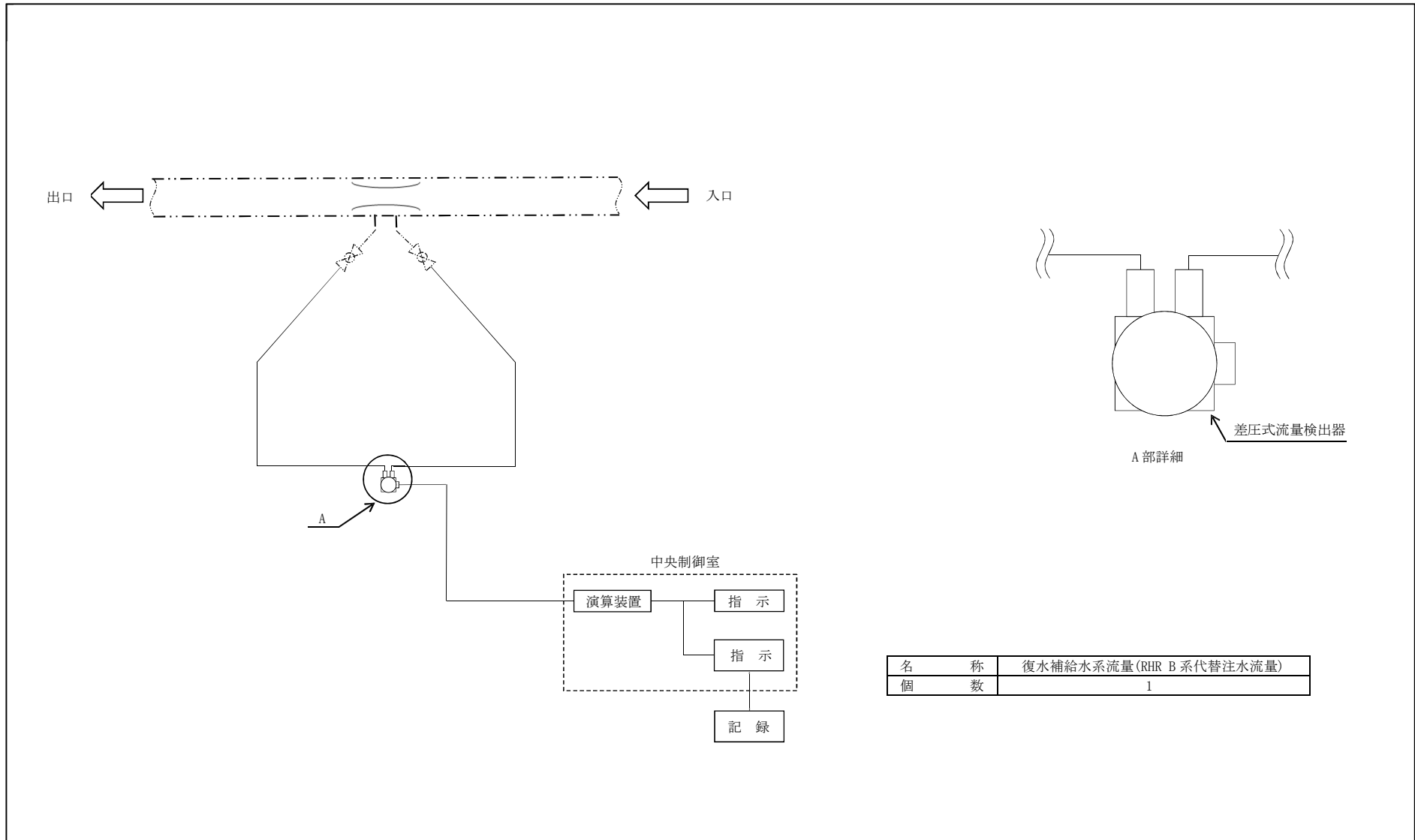


図 3-25 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）の概略構成図



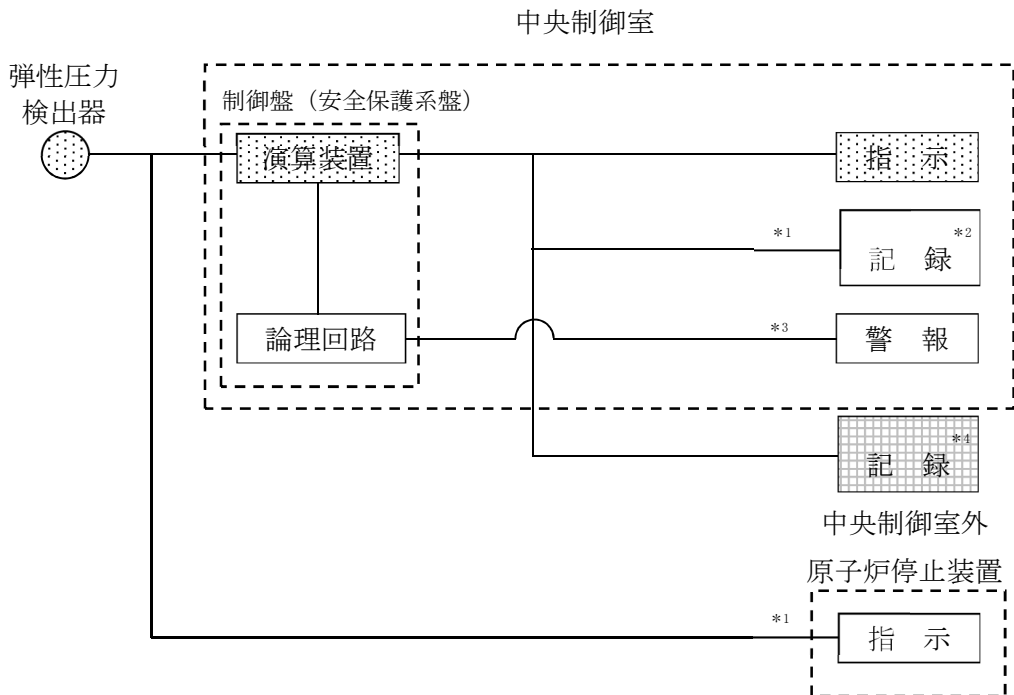
名称	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)
個数	1

図 3-26 検出器の構造図 (復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量))

### 3.1.3 原子炉压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、制御盤（安全保護系盤）内の演算装置を経由して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、緊急時対策支援システム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3-27「原子炉圧力の概略構成図」及び図3-28「検出器の構造図（原子炉圧力）」参照。）



注記\*1：区分Ⅰ，Ⅱのみ

\*2：記録計

\*3：原子炉圧力高原子炉スクラム

\*4：緊急時対策支援システム伝送装置

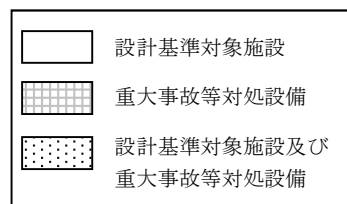


図3-27 原子炉圧力の概略構成図

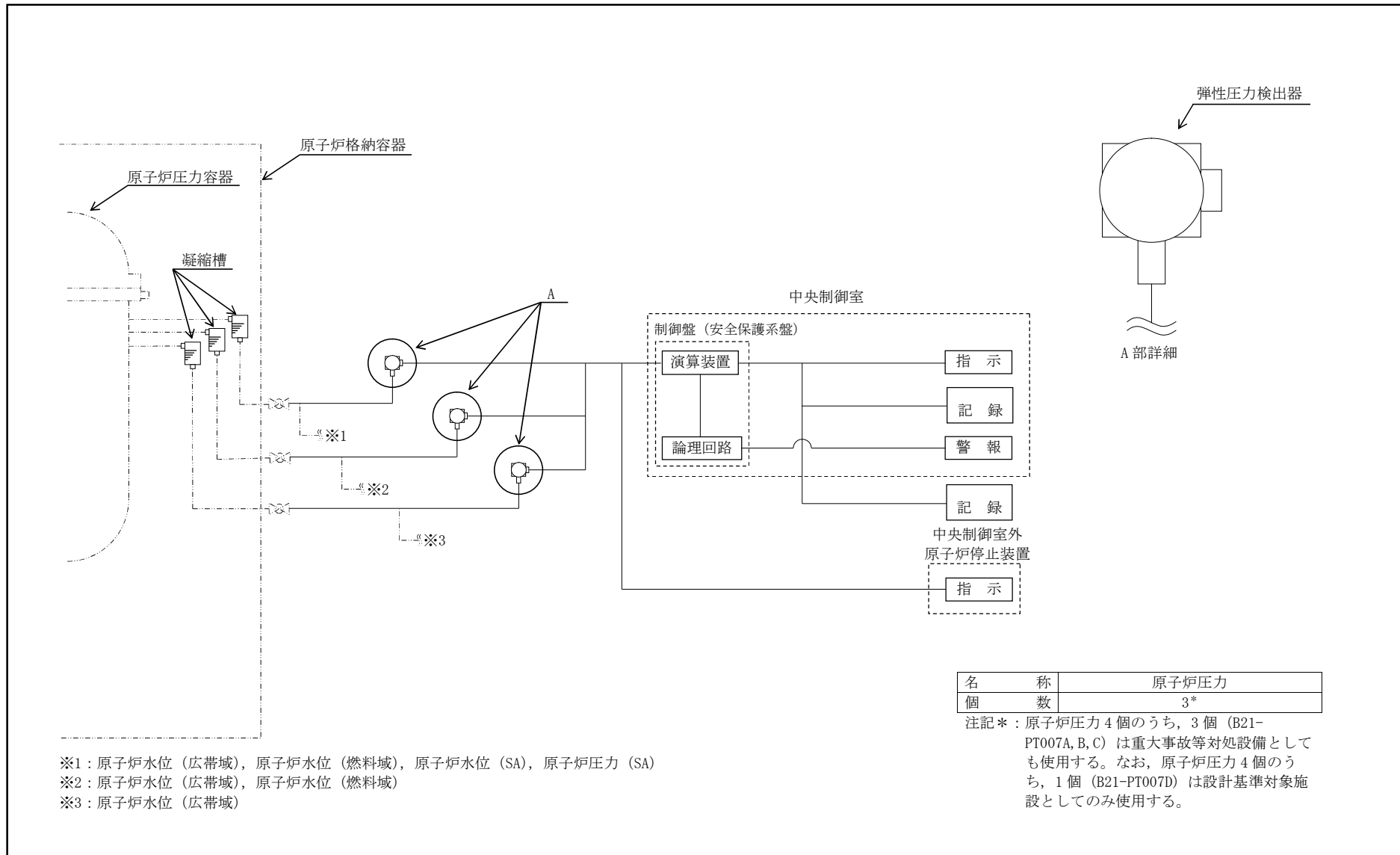
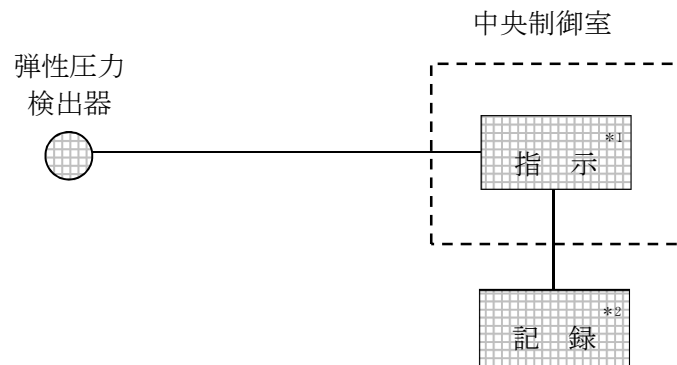


図 3-28 検出器の構造図 (原子炉圧力)

(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、中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム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 3-29「原子炉圧力 (SA) の概略構成図」及び図 3-30「検出器の構造図 (原子炉圧力 (SA) )」参照。)



注記\*1 : 記録計

\*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

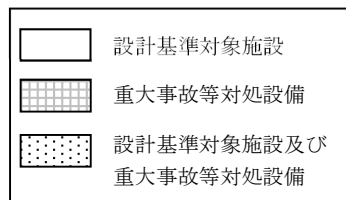


図 3-29 原子炉圧力 (SA) の概略構成図



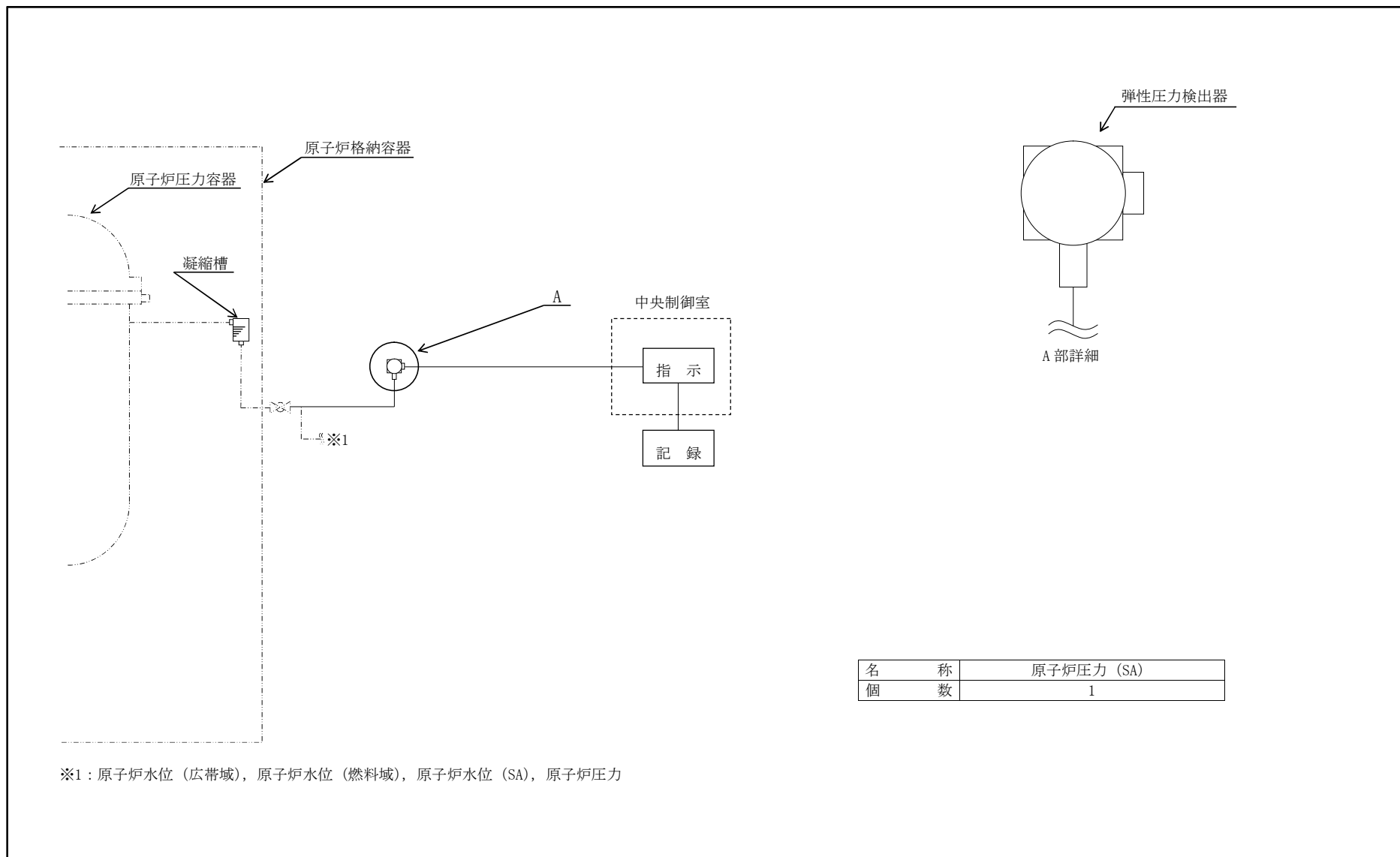
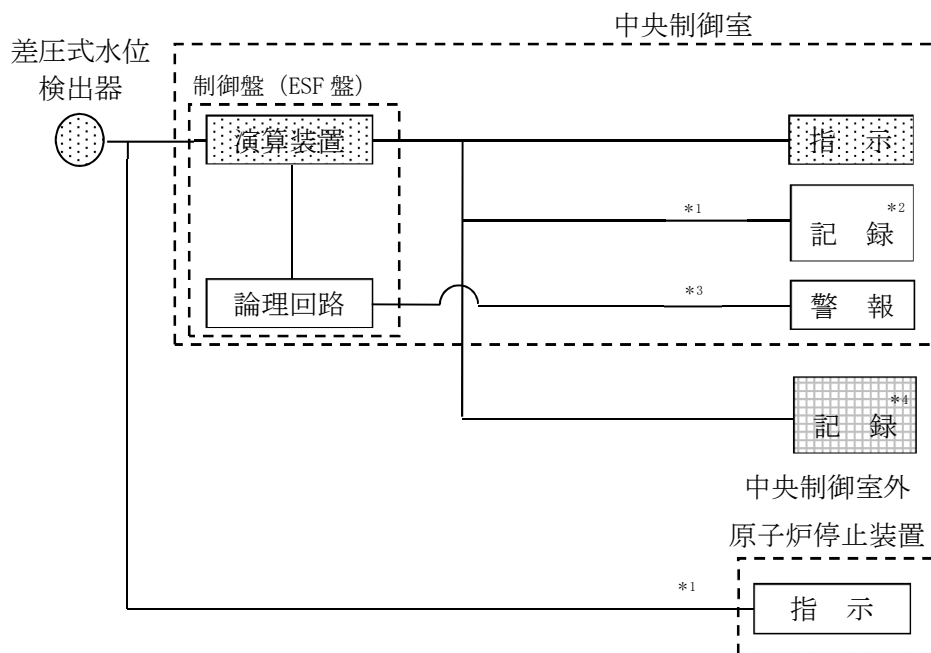


図 3-30 検出器の構造図 (原子炉圧力 (SA) )

(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，制御盤（ESF 盤\*）内の演算装置を経由して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，緊急時対策支援システム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 3-31「原子炉水位（広帯域）の概略構成図」及び図 3-32「検出器の構造図（原子炉水位（広帯域））」参照。）

注記\*：工学的安全施設の制御盤（ESF：Engineered Safety Features）



注記\*1：区分Ⅰ，Ⅱのみ

\*2：記録計

\*3：主蒸気隔離弁閉（区分Ⅱのみ）（原子炉水位低（レベル 1.5））

その他の原子炉格納容器隔離弁閉（原子炉水位低（レベル 2））

原子炉隔離時冷却系起動（区分Ⅰ，Ⅲのみ）（原子炉水位低（レベル 1.5））

高圧炉心注水系起動（区分Ⅱのみ）（原子炉水位低（レベル 1.5））

残留熱除去系（低圧注水系）起動（原子炉水位低（レベル 1））

自動減圧系作動（ドライウェル圧力高と原子炉水位低（レベル 1）の同時信号）

\*4：緊急時対策支援システム伝送装置

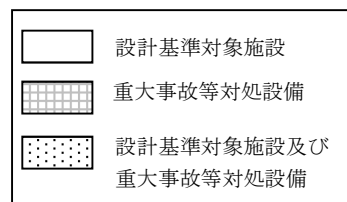


図 3-31 原子炉水位（広帯域）の概略構成図

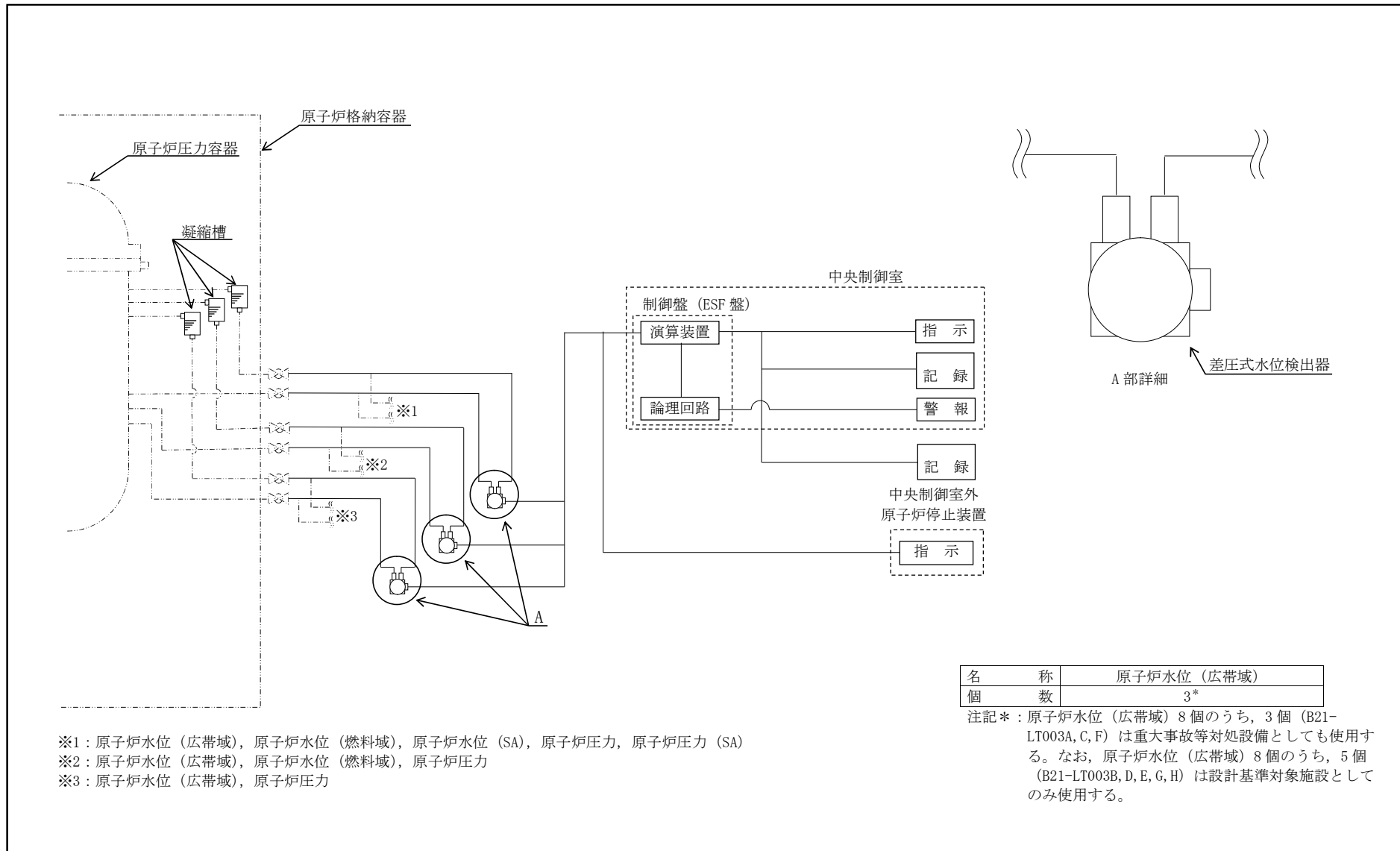
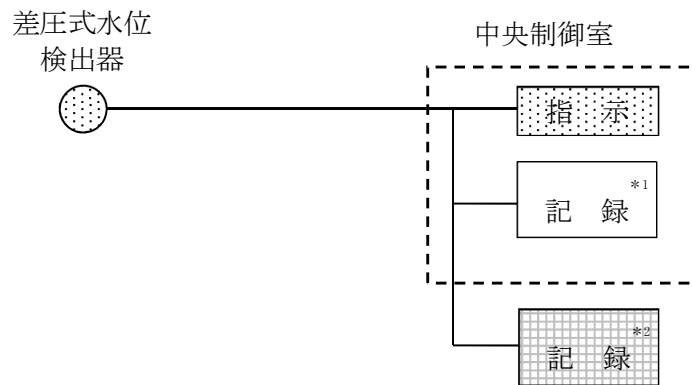


図 3-32 検出器の構造図 (原子炉水位 (広帯域))

(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、緊急時対策支援システム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 3-33 「原子炉水位（燃料域）の概略構成図」及び図 3-34 「検出器の構造図（原子炉水位（燃料域）」参照。）



注記\*1：記録計

\*2：緊急時対策支援システム伝送装置

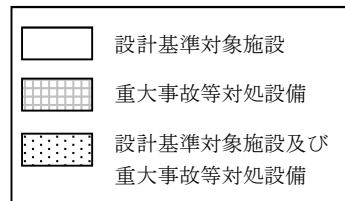


図 3-33 原子炉水位（燃料域）の概略構成図

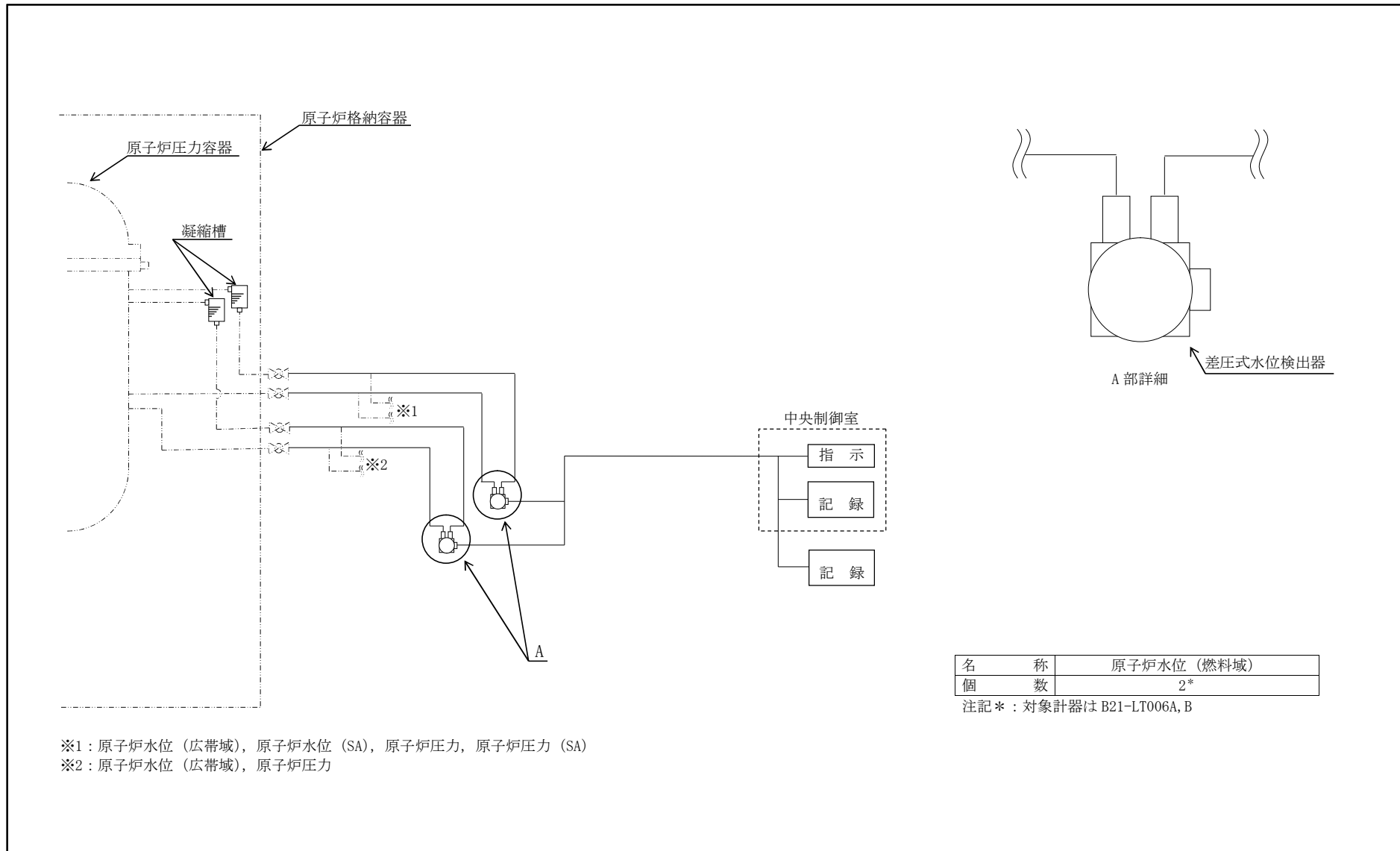
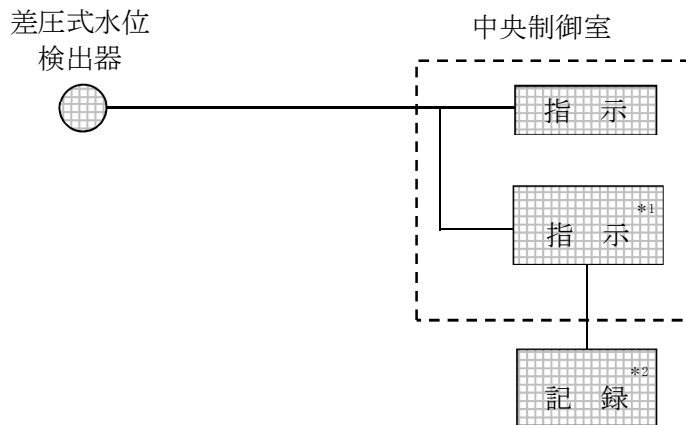


図 3-34 検出器の構造図 (原子炉水位 (燃料域))

(5) 原子炉水位 (SA)

原子炉水位 (SA) 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) 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) を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム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 3-35 「原子炉水位 (SA) の概略構成図」及び図 3-36 「検出器の構造図 (原子炉水位 (SA) )」参照。)



注記\*1 : 記録計

\*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

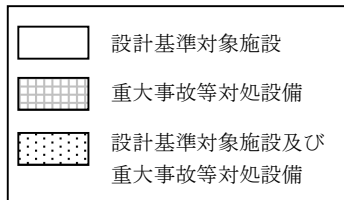


図 3-35 原子炉水位 (SA) の概略構成図

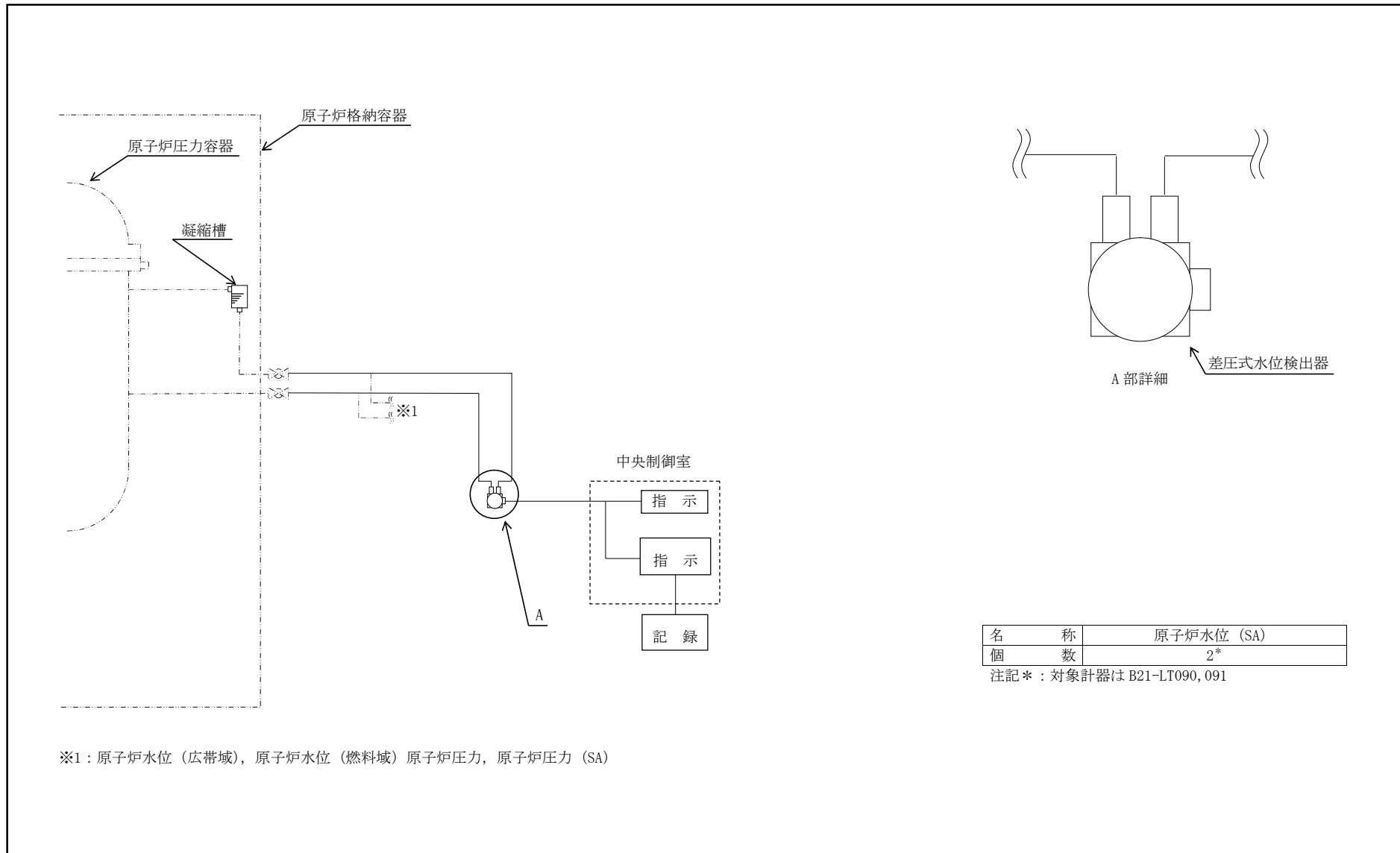
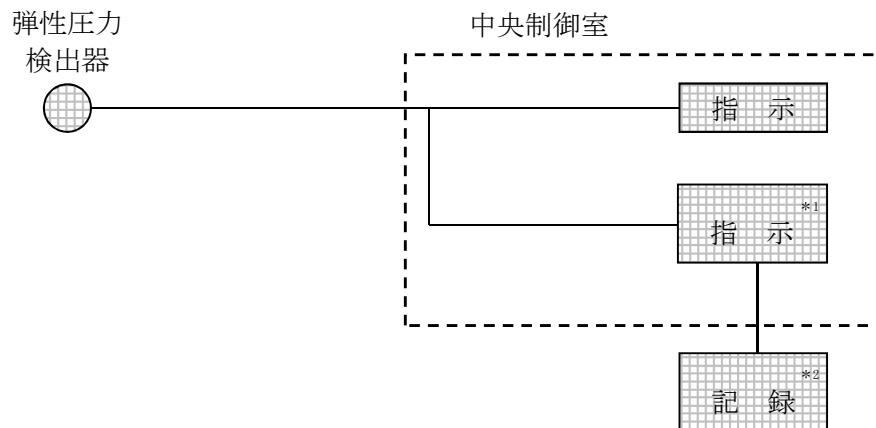


図 3-36 検出器の構造図 (原子炉水位 (SA))

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) 格納容器内圧力 (D/W)

格納容器内圧力 (D/W) は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内圧力 (D/W) 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，格納容器内圧力 (D/W) を中央制御室に指示し，緊急時対策支援システム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 3-37「格納容器内圧力 (D/W) の概略構成図」及び図 3-38「検出器の構造図 (格納容器内圧力 (D/W))」参照。)



注記\*1 : 記録計

\*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

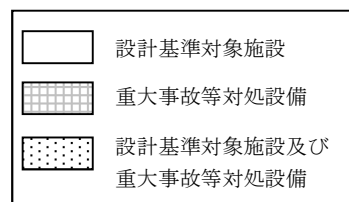
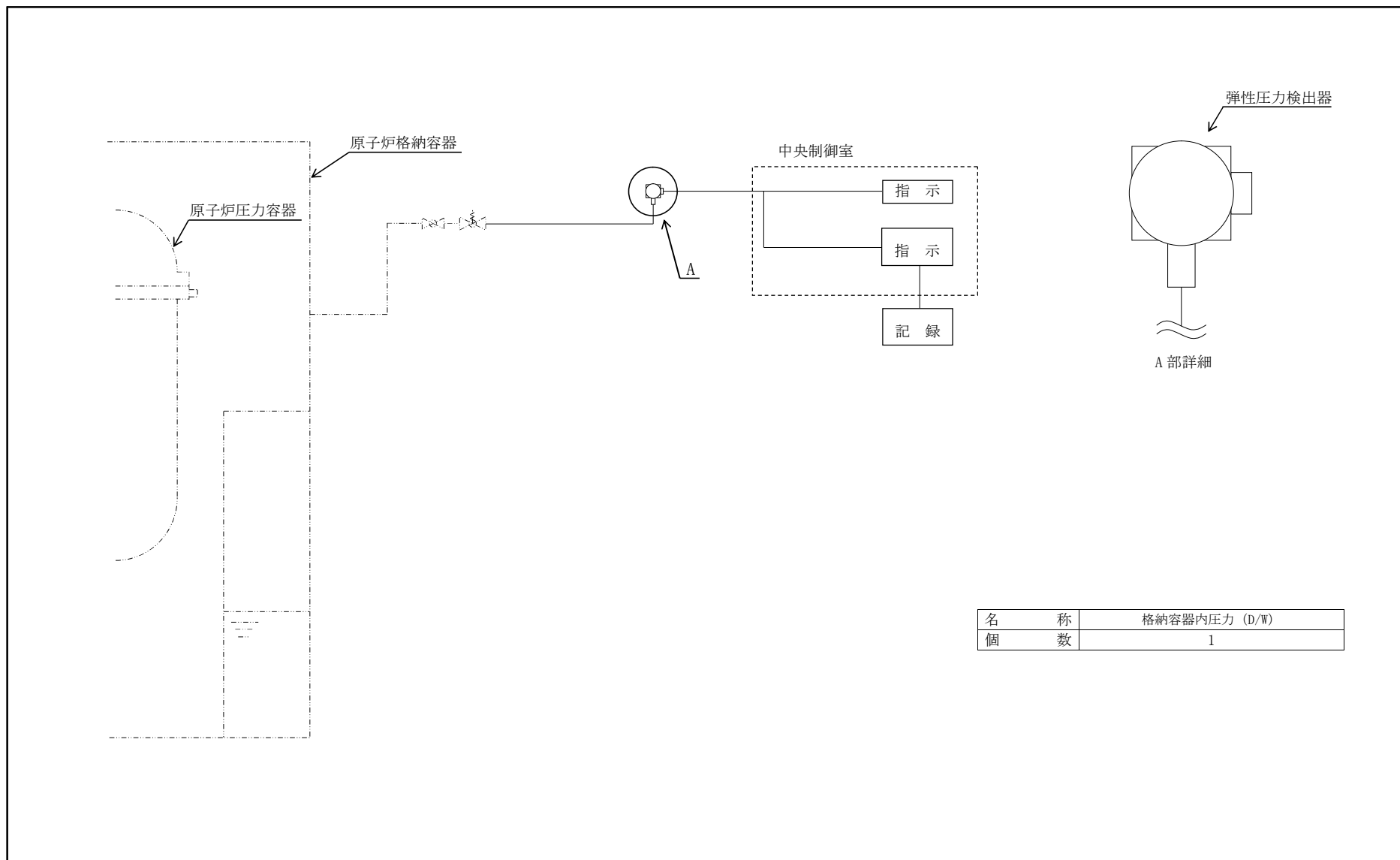


図 3-37 格納容器内圧力 (D/W) の概略構成図



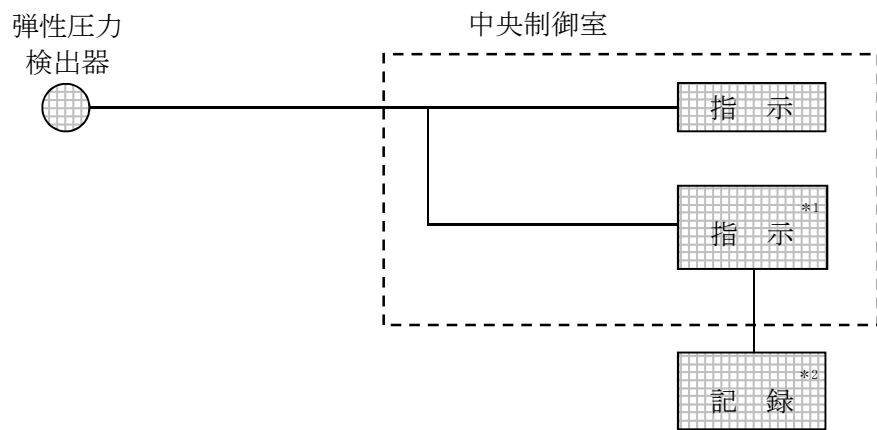


名 称	格納容器内圧力 (D/W)
個 数	1

図 3-38 検出器の構造図 (格納容器内圧力 (D/W) )

(2) 格納容器内圧力 (S/C)

格納容器内圧力 (S/C) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内圧力 (S/C) 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、格納容器内圧力 (S/C) を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム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 3-39「格納容器内圧力 (S/C) の概略構成図」及び図 3-40「検出器の構造図 (格納容器内圧力 (S/C))」参照。)



注記\*1 : 記録計

\*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

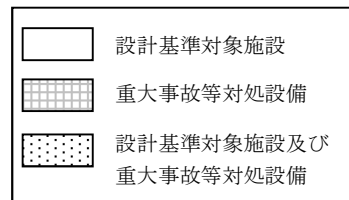
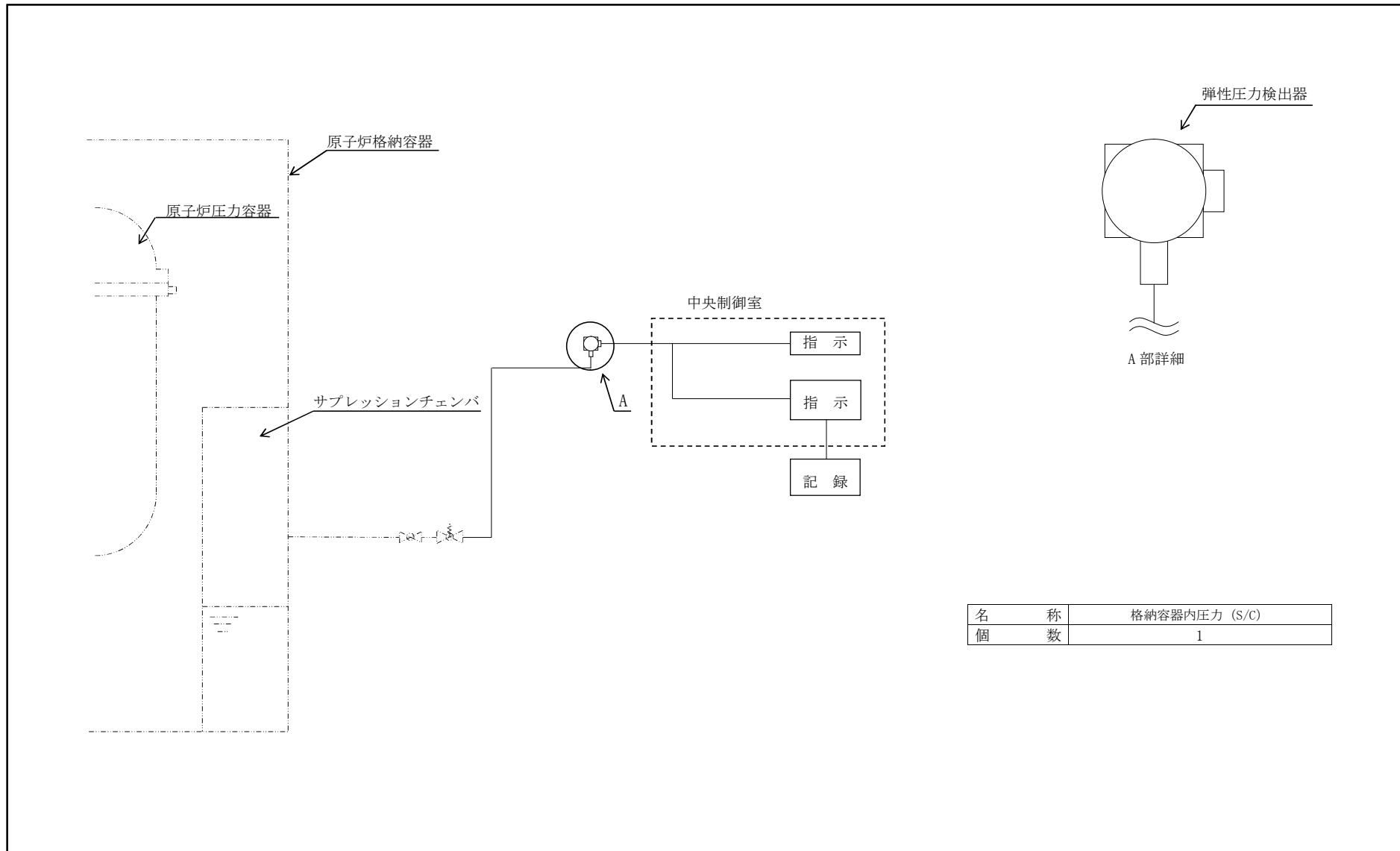


図 3-39 格納容器内圧力 (S/C) の概略構成図

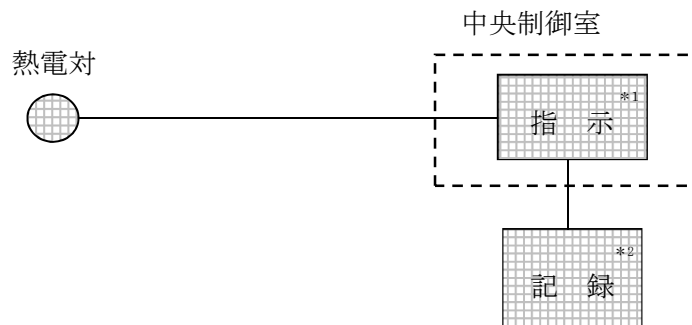


名 称	格納容器内圧力 (S/C)
個 数	1

図 3-40 検出器の構造図 (格納容器内圧力 (S/C) )

(3) ドライウエル雰囲気温度

ドライウエル雰囲気温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウエル雰囲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、ドライウエル雰囲気温度を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム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3-41「ドライウエル雰囲気温度の概略構成図」及び図3-42「検出器の構造図(ドライウエル雰囲気温度)」参照。)



注記\*1 : 記録計

\*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

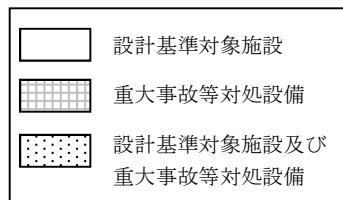


図3-41 ドライウエル雰囲気温度の概略構成図

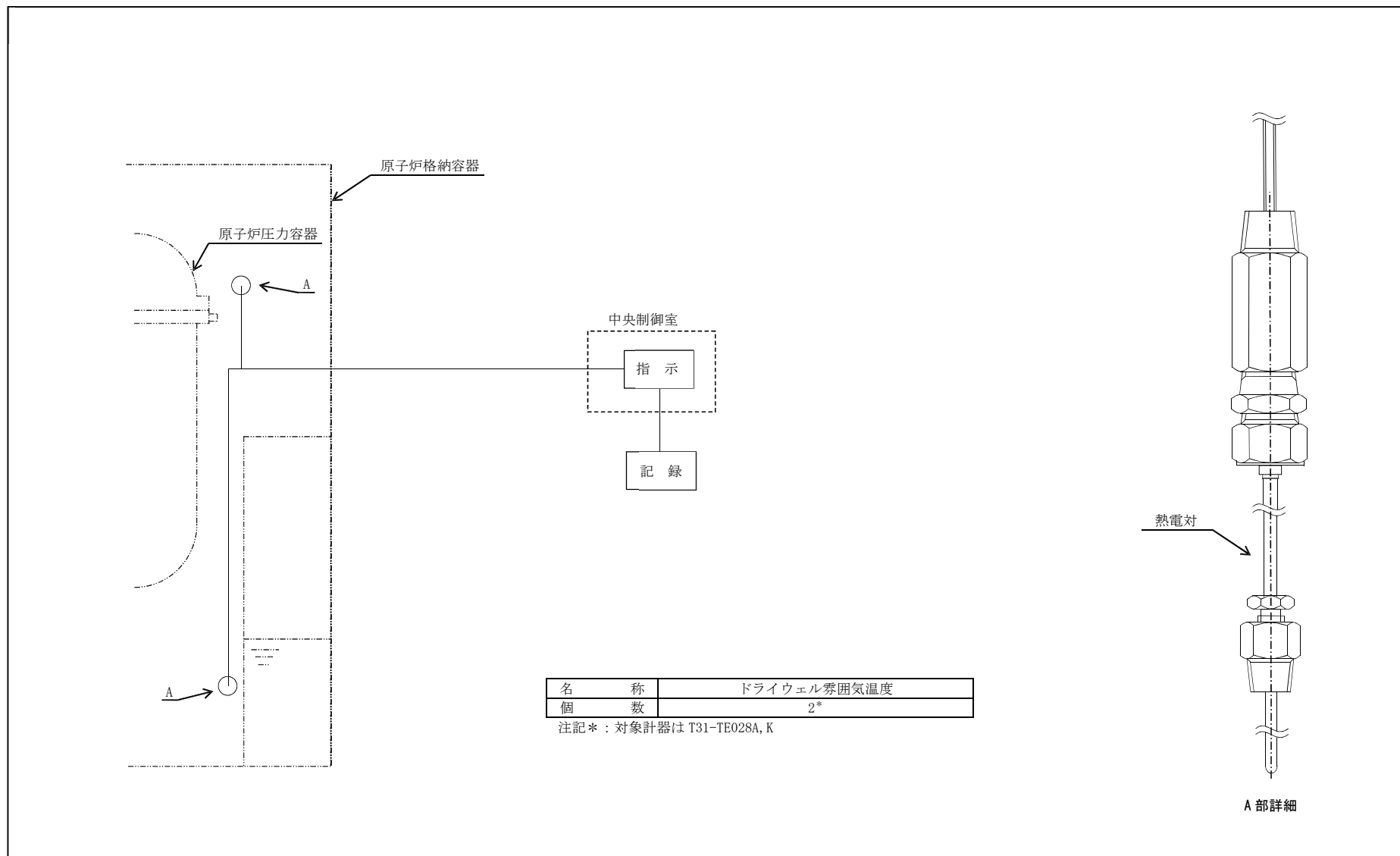
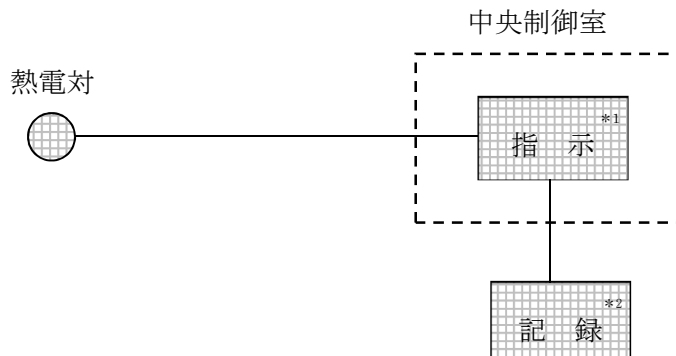


図 3-42 検出器の構造図 (ドライウエル雰囲気温度)

(4) サプレッションチェンバ気体温度

サプレッションチェンバ気体温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッションチェンバ気体温度の検出信号は、熱電対から起電力を、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、サプレッションチェンバ気体温度を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム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 3-43「サプレッションチェンバ気体温度の概略構成図」及び図 3-44「検出器の構造図(サプレッションチェンバ気体温度)」参照。)



注記\*1 : 記録計

\*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

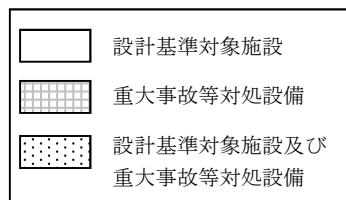
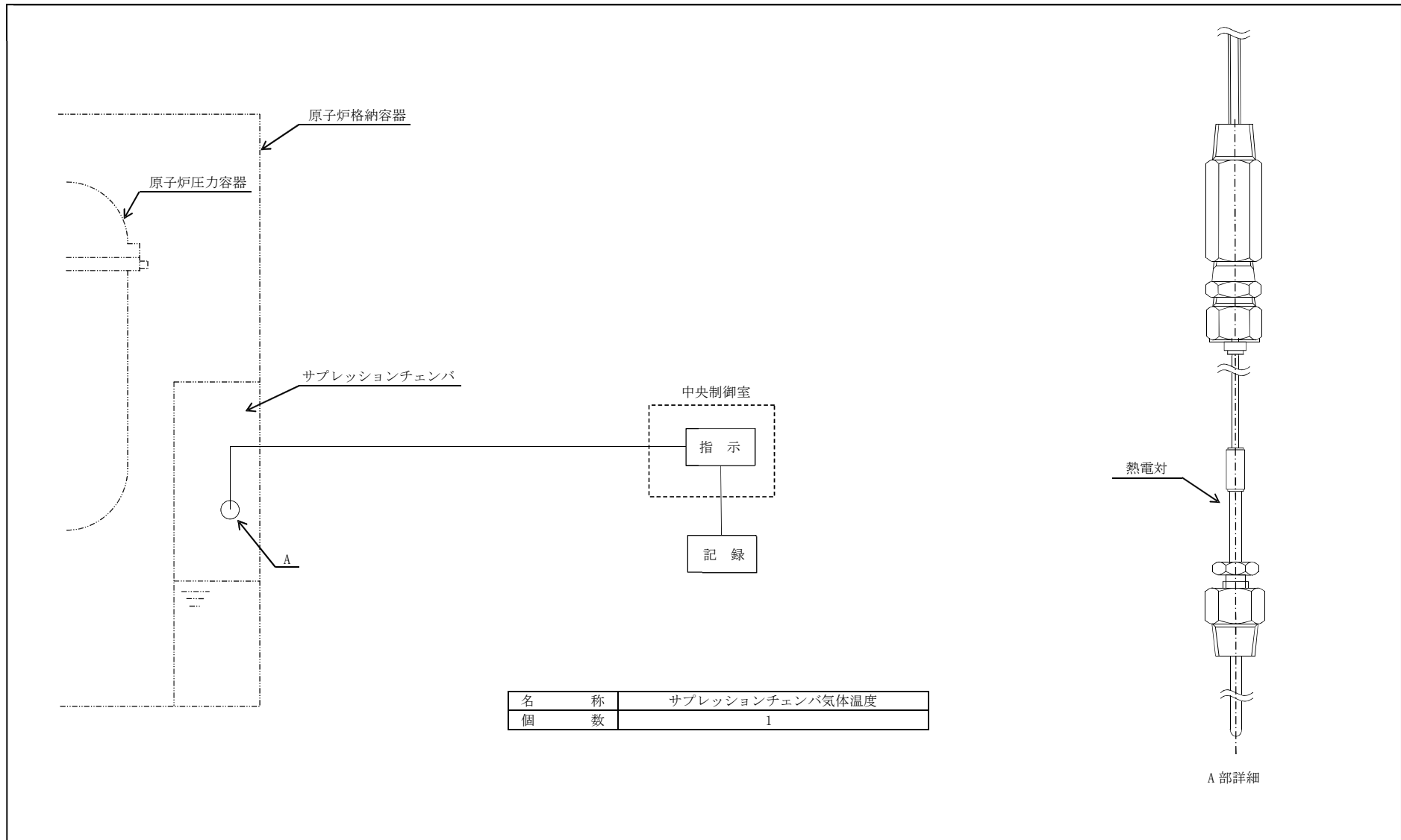


図 3-43 サプレッションチェンバ気体温度の概略構成図

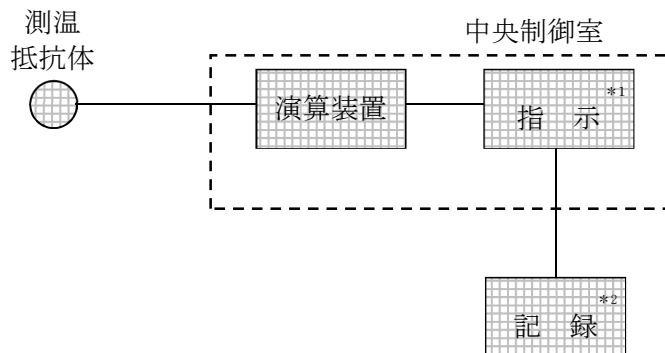


名 称	サプレッションチェンバ気体温度
個 数	1

図 3-44 検出器の構造図 (サプレッションチェンバ気体温度)

(5) サプレッションチェンバプール水温度

サプレッションチェンバプール水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッションチェンバプール水温度の検出信号は、测温抵抗体の抵抗値を、中央制御室の演算装置を経由して指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、サプレッションチェンバプール水温度を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム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 3-45「サプレッションチェンバプール水温度の概略構成図」及び図 3-46「検出器の構造図(サプレッションチェンバプール水温度)」参照。)



注記\*1 : 記録計

\*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

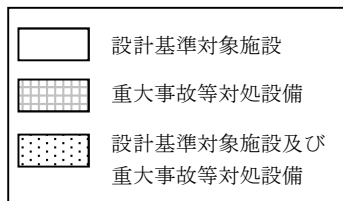


図 3-45 サプレッションチェンバプール水温度の概略構成図



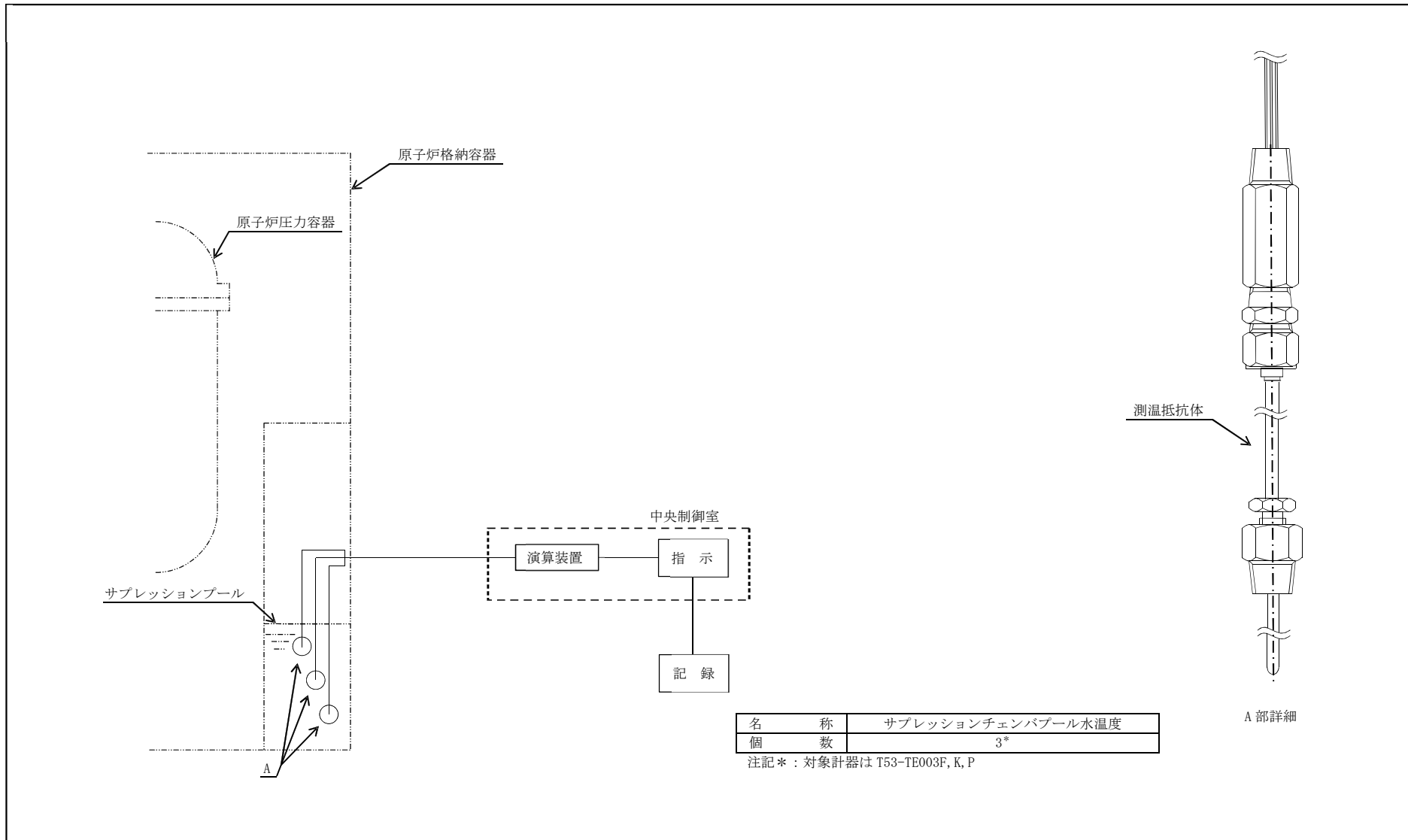
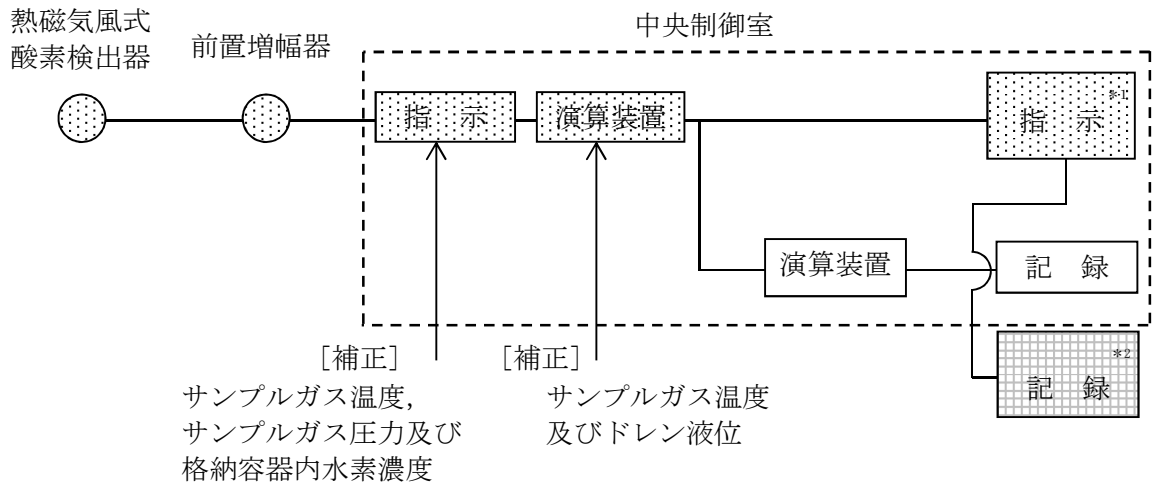


図 3-46 検出器の構造図 (サプレッションチェンバール水温度)

(6) 格納容器内酸素濃度

格納容器内酸素濃度は、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、格納容器内酸素濃度の検出信号は、熱磁気風式酸素検出器からの電圧信号を、前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器内酸素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム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 3-47「格納容器内酸素濃度の概略構成図」及び図 3-48「検出器の構造図（格納容器内酸素濃度）」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第一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である。電源供給についてVI-5「図面」のうち「第 1-4-5 図 計測制御単線結線図」に示す。



注記\*1 : 記録計

\*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

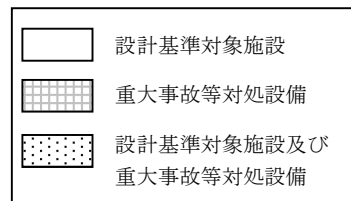


図 3-47 格納容器内酸素濃度の概略構成図

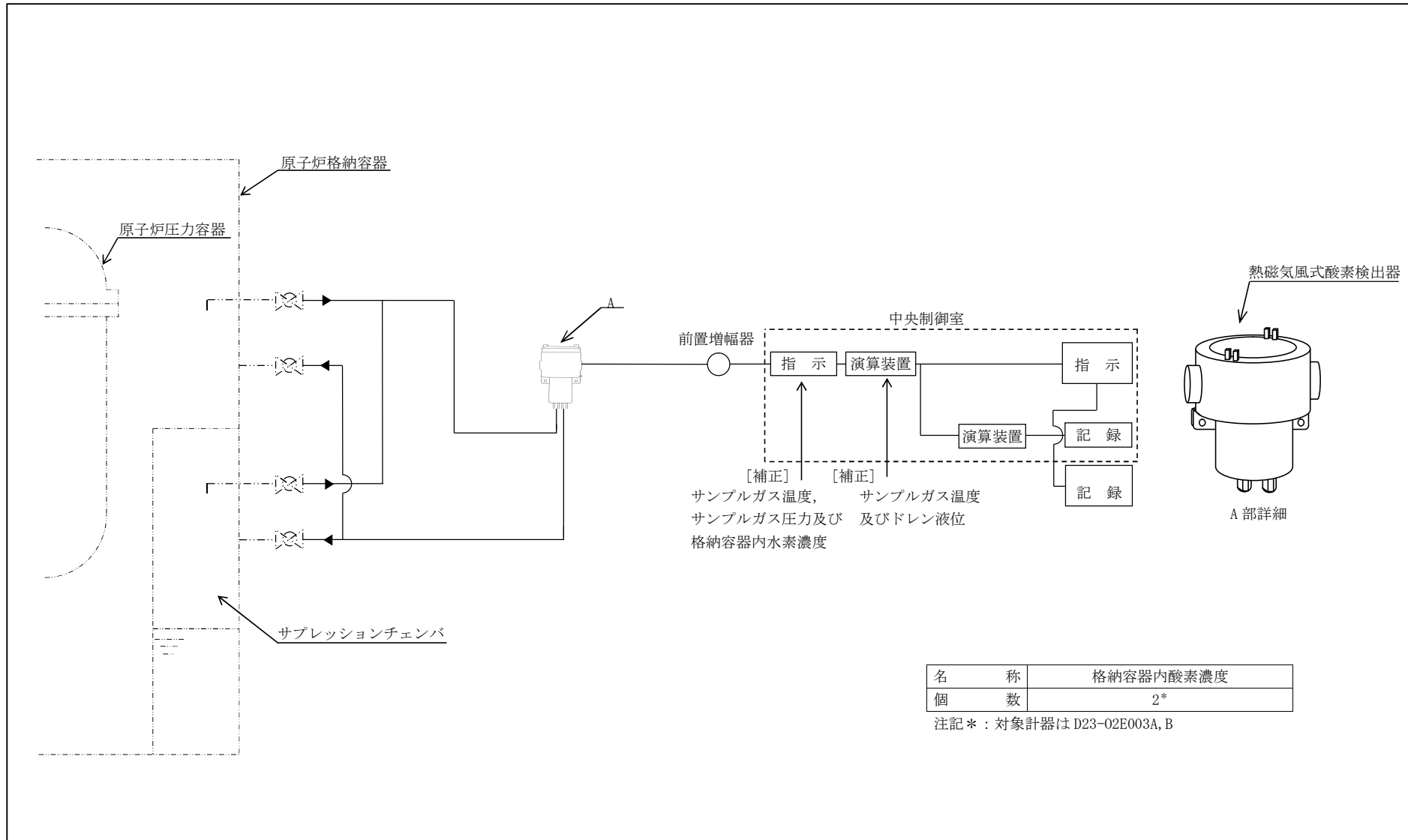
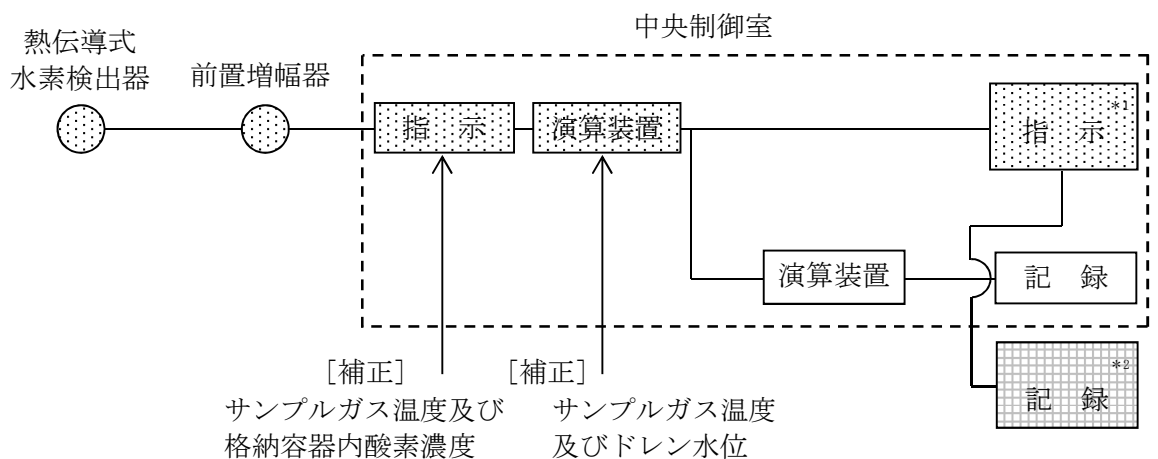


図 3-48 検出器の構造図 (格納容器内酸素濃度)

(7) 格納容器内水素濃度

格納容器内水素濃度は、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、格納容器内水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電圧信号を、前置増幅器で増幅し、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、格納容器内水素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム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3-49「格納容器内水素濃度の概略構成図」及び図3-50「検出器の構造図(格納容器内水素濃度)」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第一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である。電源供給についてVI-5「図面」のうち「第1-4-5図 計測制御単線結線図」に示す。



注記\*1 : 記録計

\*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

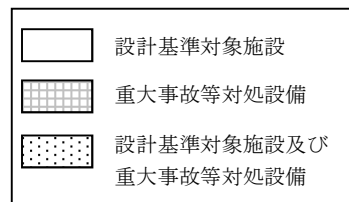


図3-49 格納容器内水素濃度の概略構成図

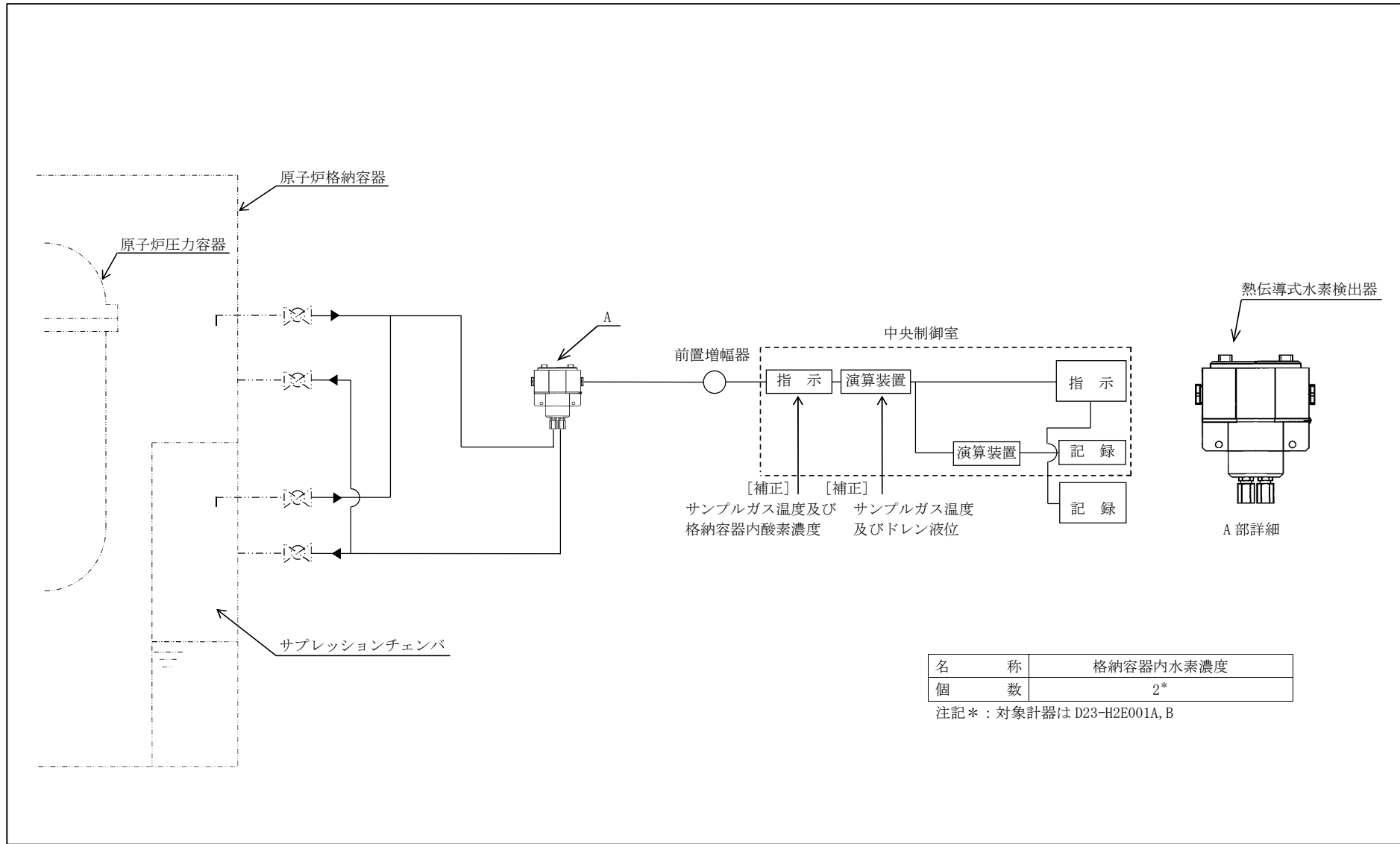


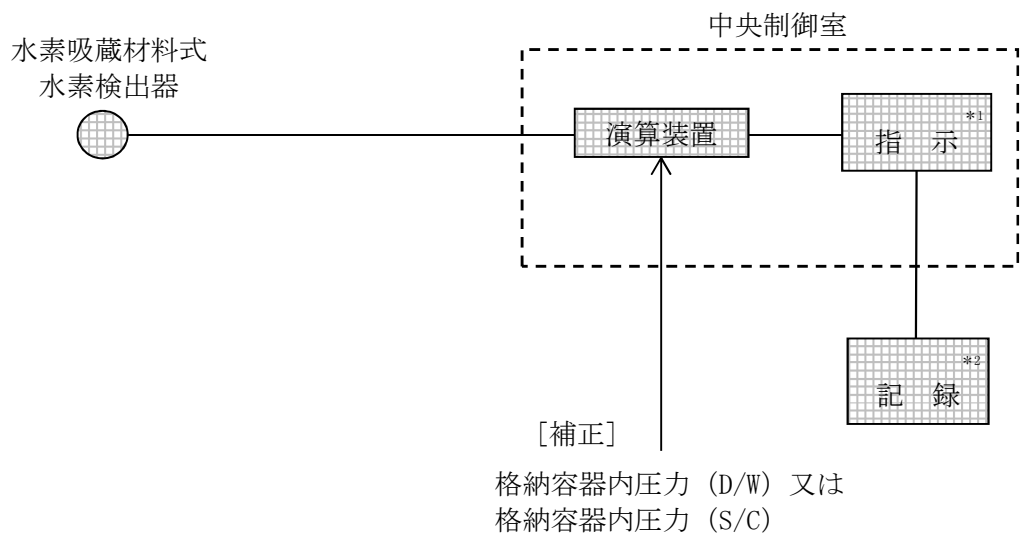
図 3-50 検出器の構造図 (格納容器内水素濃度)

(8) 格納容器内水素濃度 (SA)

格納容器内水素濃度 (SA) 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 (SA) 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を経由して指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度 (SA) を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム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 3-51「格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図」及び図 3-52「検出器の構造図 (格納容器内水素濃度 (SA))」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 AM 用直流 125V 蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 充電器から給電が可能である。電源供給について VI-5「図面」のうち「第 1-4-3 図 直流全体単線結線図 (その 1)」に示す。

格納容器内水素濃度 (SA) 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 (SA) 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 : 緊急時対策支援システム伝送装置

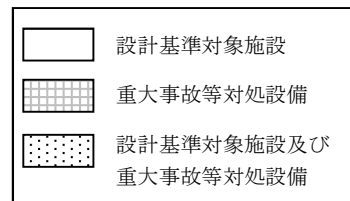
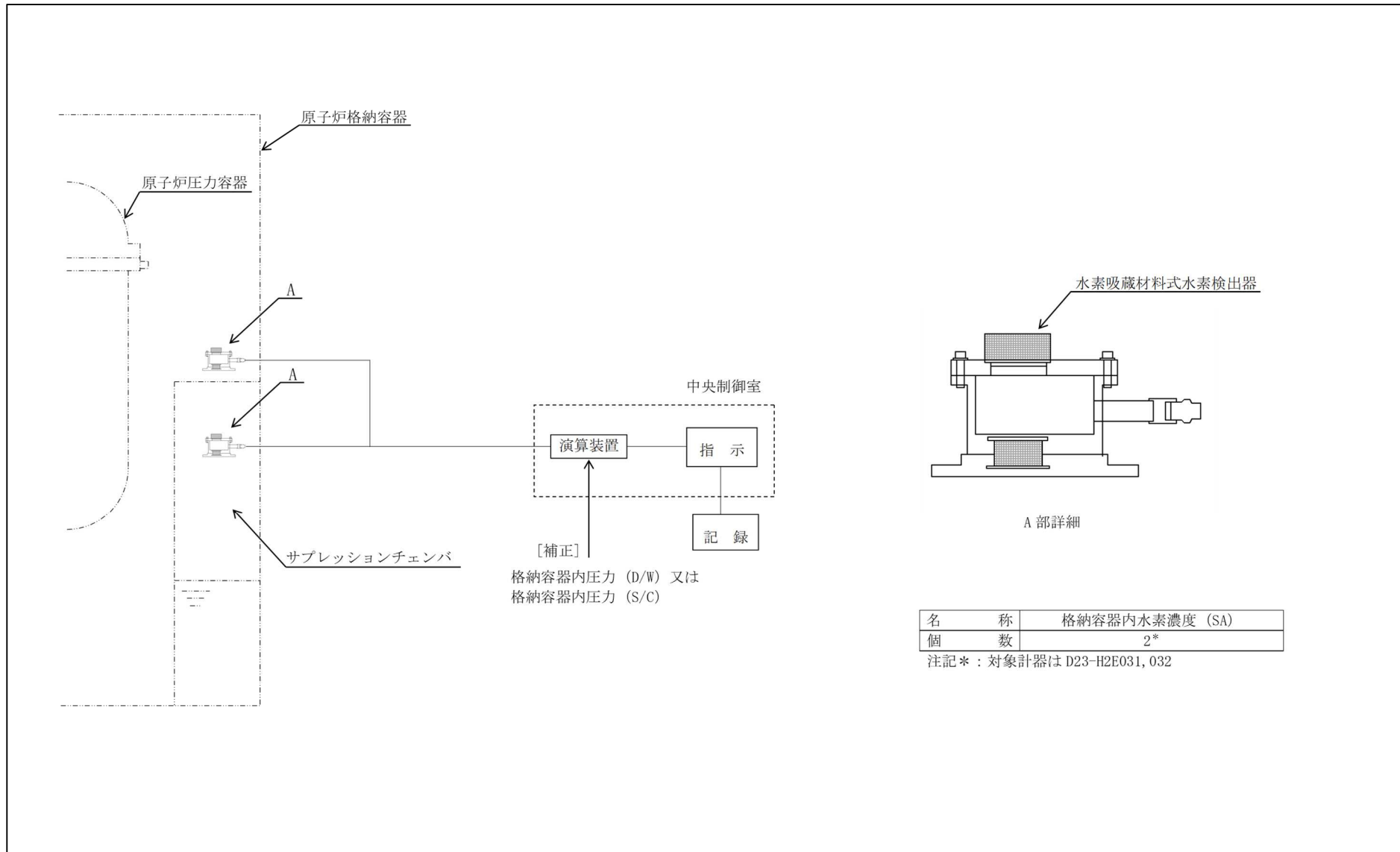


図 3-51 格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図



名 称	格納容器内水素濃度 (SA)
個 数	2*

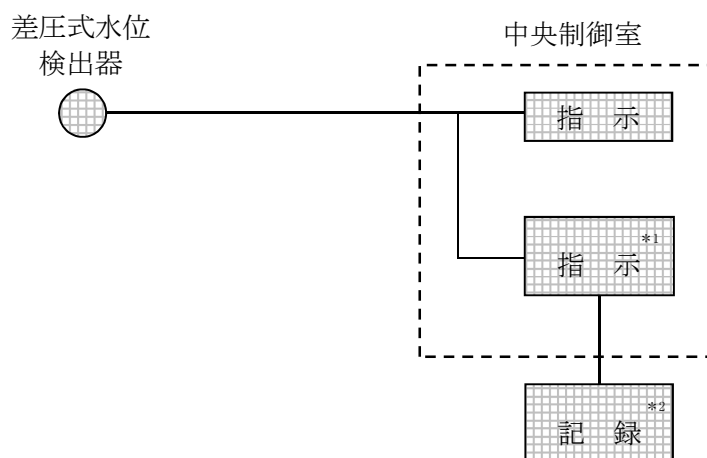
注記\* : 対象計器は D23-H2E031, 032

図 3-52 検出器の構造図 (格納容器内水素濃度 (SA))

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) 復水貯蔵槽水位 (SA)

復水貯蔵槽水位 (SA) は, 重大事故等対処設備の機能を有しており, 復水貯蔵槽水位 (SA) 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, 復水貯蔵槽水位 (SA) を中央制御室に指示し, 緊急時対策支援システム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 3-53「復水貯蔵槽水位 (SA) の概略構成図」及び図 3-54「検出器の構造図 (復水貯蔵槽水位 (SA) )」参照。)



注記\*1 : 記録計

\*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

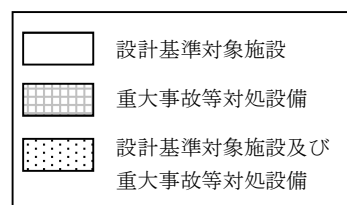
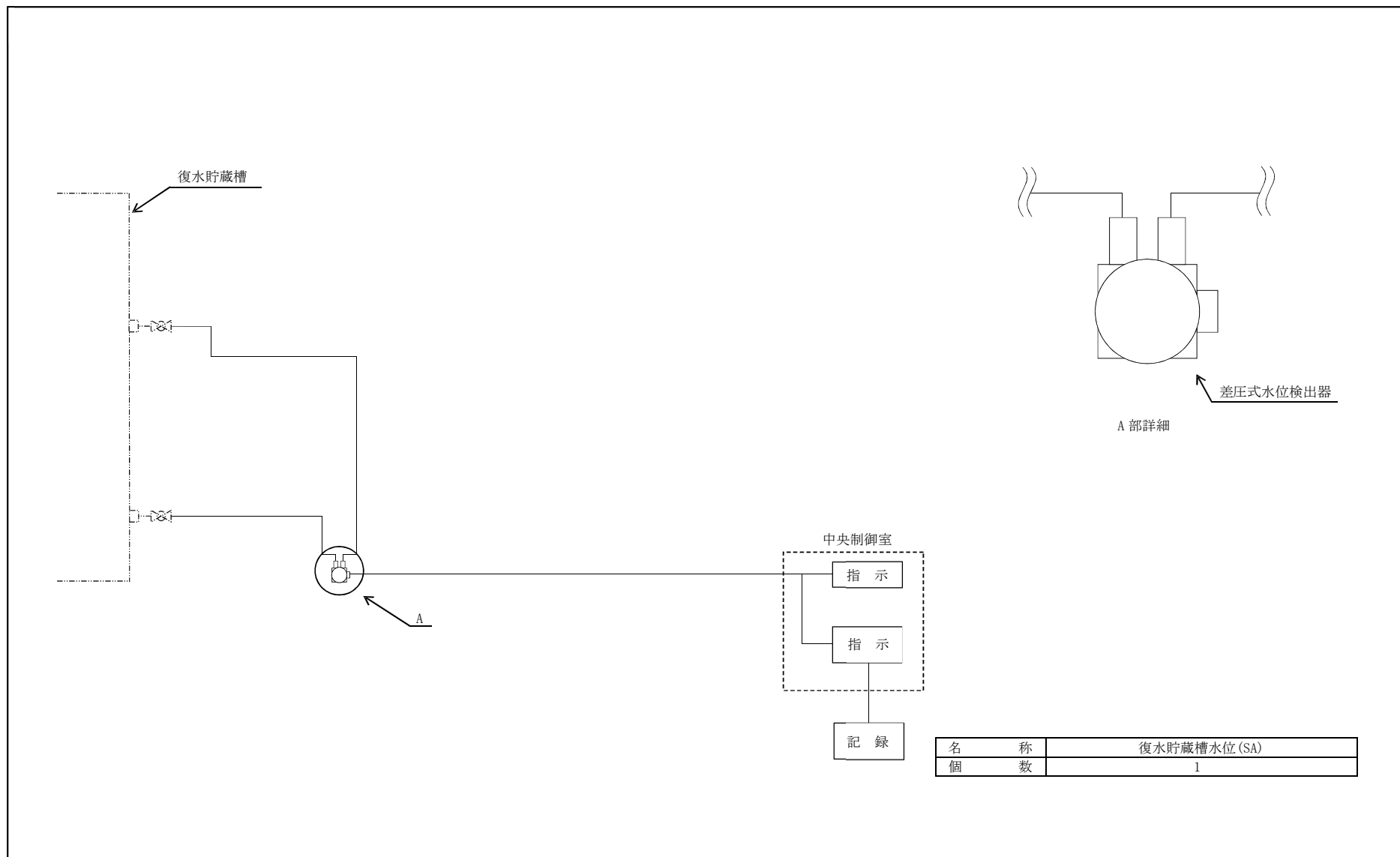


図 3-53 復水貯蔵槽水位 (SA) の概略構成図





名 称	復水貯蔵槽水位 (SA)
個 数	1

図 3-54 検出器の構造図 (復水貯蔵槽水位 (SA))

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) 残留熱除去系系統流量

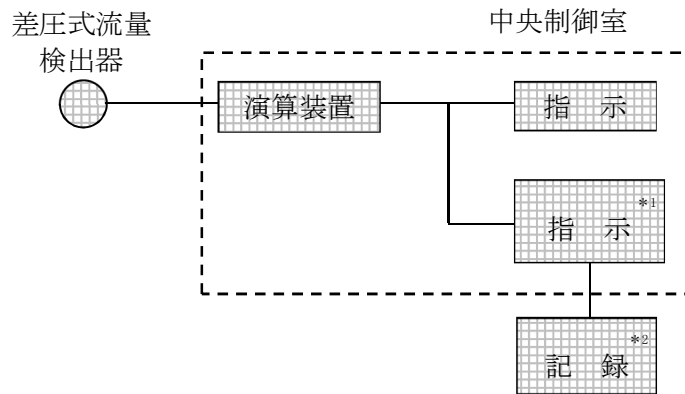
3.1.2「原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置」の(6)に同じ。

(2) 復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）

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(11)に同じ。

(3) 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）

復水補給水系流量（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、復水補給水系流量（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を経由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム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3-55「復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の概略構成図」及び図3-56「検出器の構造図（復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）」参照。）



注記\*1：記録計

\*2：緊急時対策支援システム伝送装置

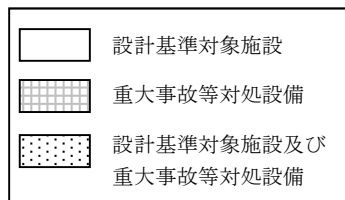
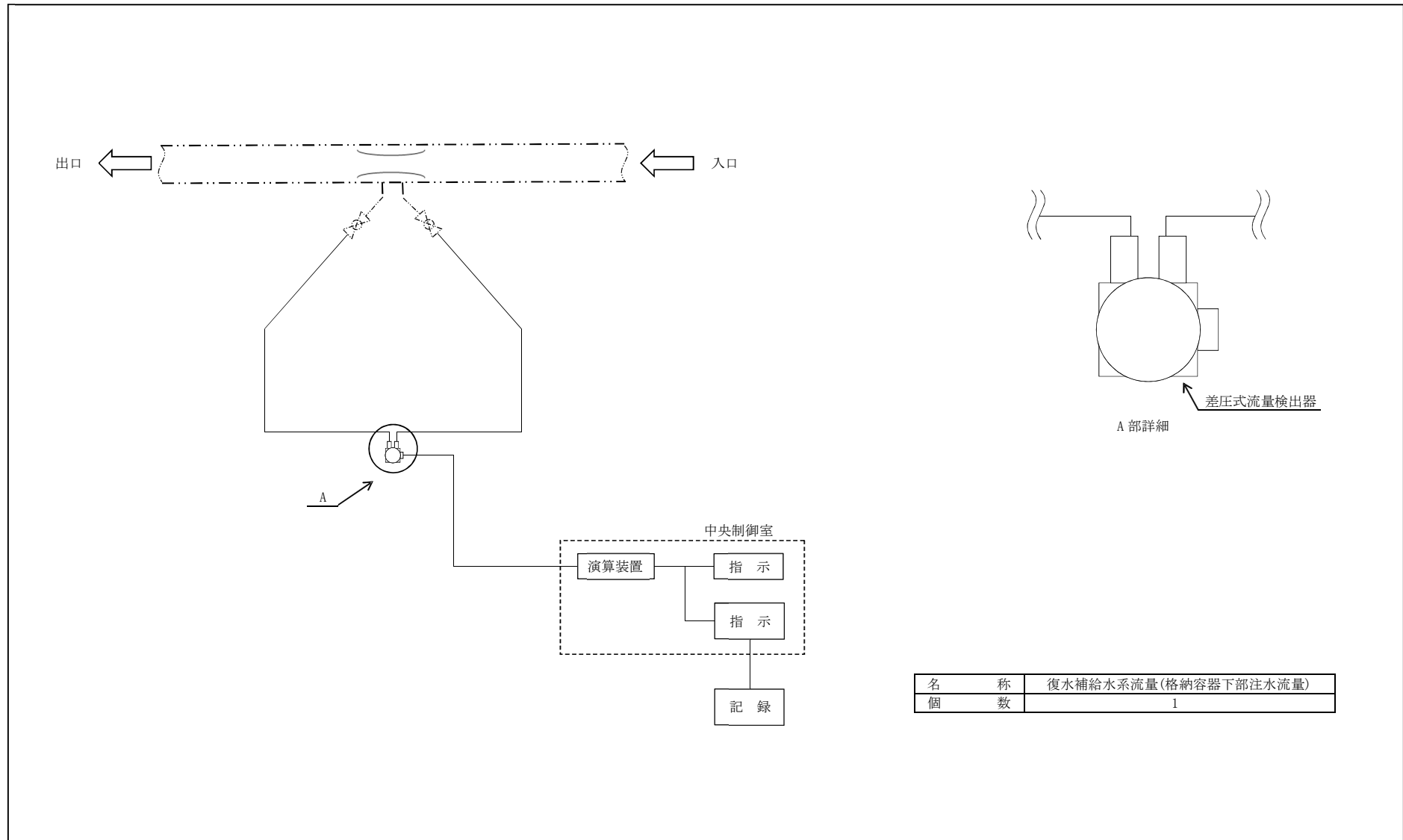


図3-55 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の概略構成図



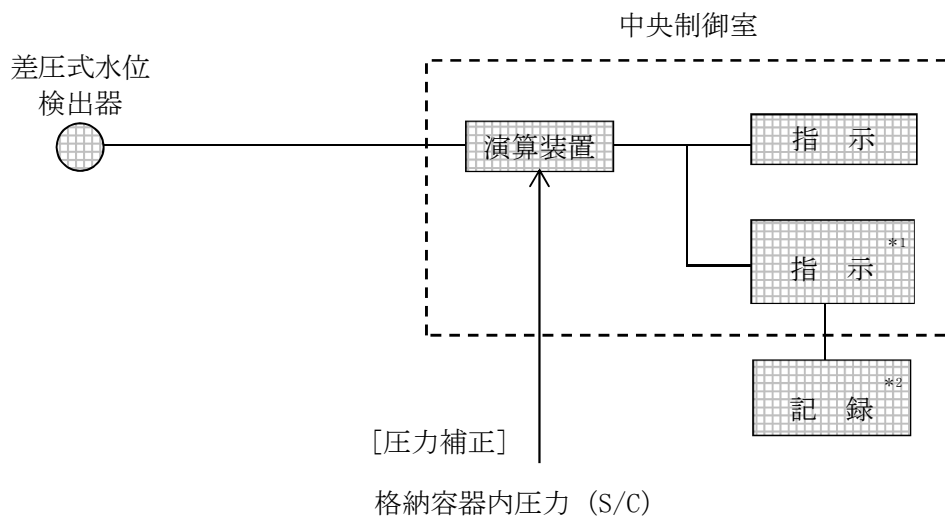
名称	復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)
個数	1

図 3-56 検出器の構造図 (復水補給水系流量 (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) サプレッションチェンバプール水位

サプレッションチェンバプール水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッションチェンバプール水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置を経由して指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、サプレッションチェンバプール水位を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム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3-57「サプレッションチェンバプール水位の概略構成図」及び図3-58「検出器の構造図(サプレッションチェンバプール水位)」参照。)



注記\*1 : 記録計

\*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

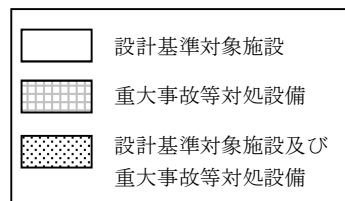


図3-57 サプレッションチェンバプール水位の概略構成図

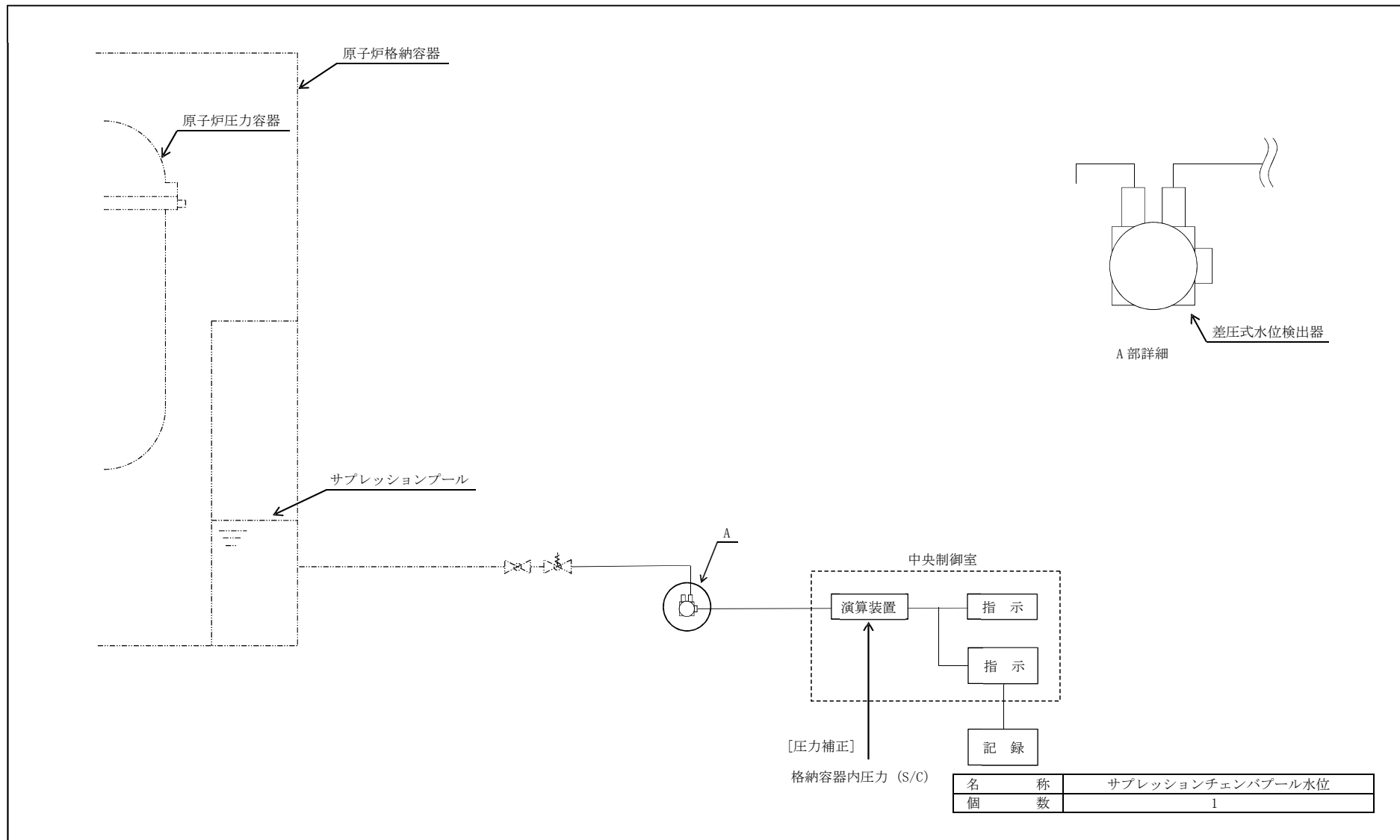
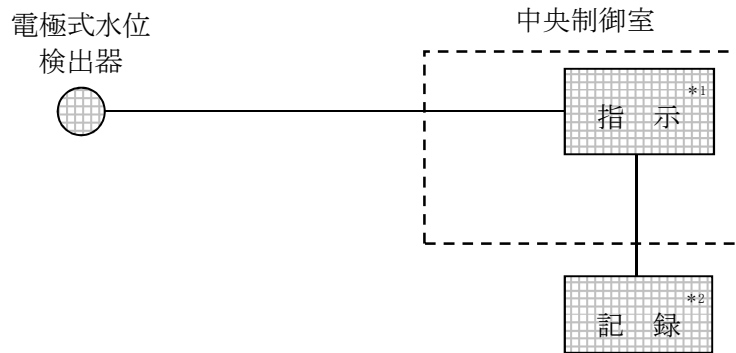


図 3-58 検出器の構造図 (サプレッションチェンバプール水位)

(2) 格納容器下部水位

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，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，中央制御室に指示し，緊急時対策支援システム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 3-59 「格納容器下部水位の概略構成図」及び図 3-60 「検出器の構造図（格納容器下部水位）」参照。）



注記\*1：記録計

\*2：緊急時対策支援システム伝送装置

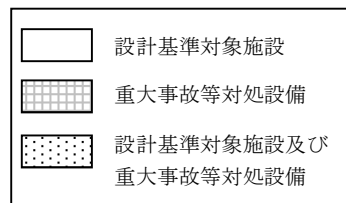


図 3-59 格納容器下部水位の概略構成図

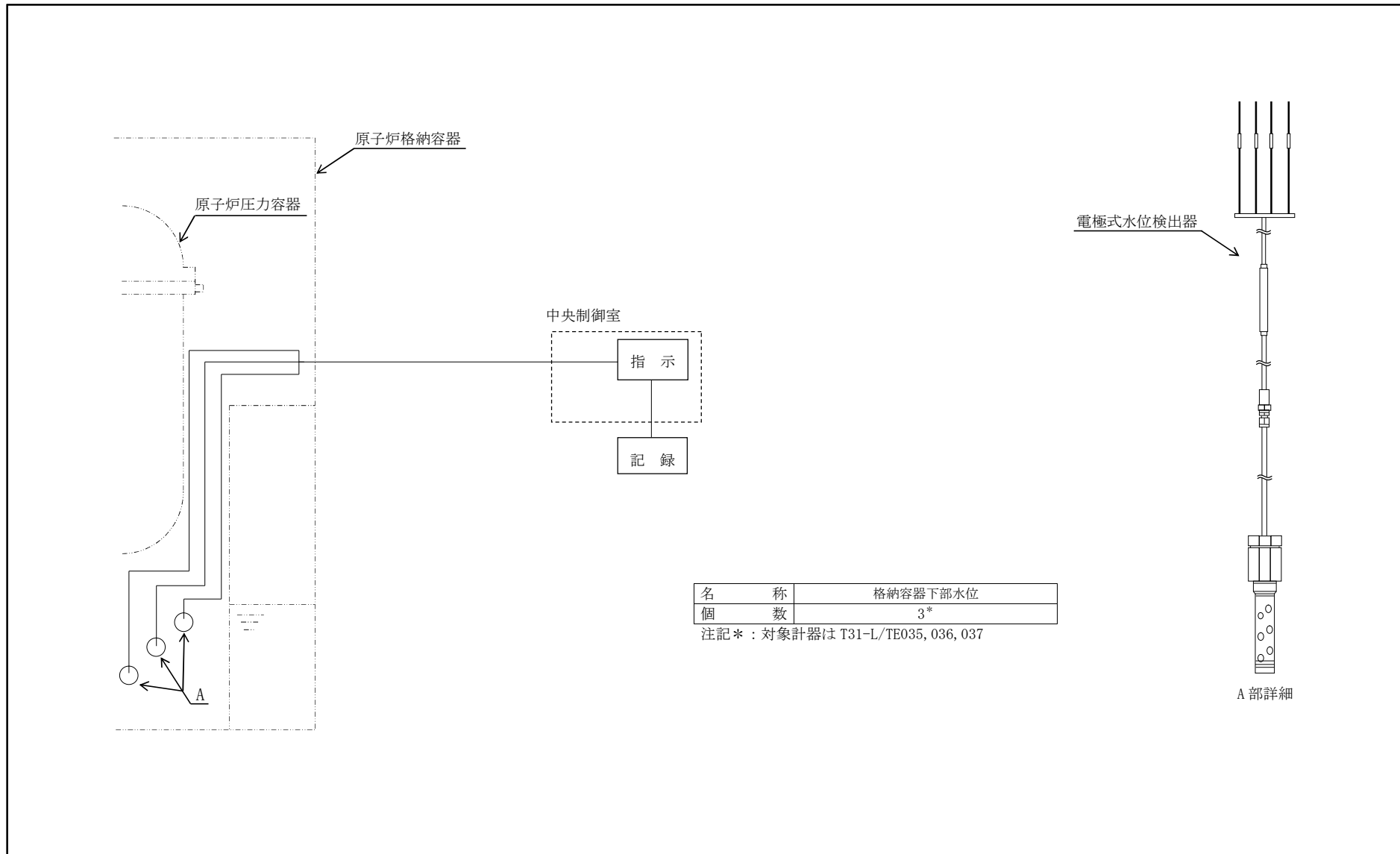


図 3-60 検出器の構造図 (格納容器下部水位)

### 3.1.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

#### (1) 原子炉建屋水素濃度

原子炉建屋水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建屋水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電気信号を、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、原子炉建屋水素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム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 3-61, 62「原子炉建屋水素濃度の概略構成図」及び図 3-63「検出器の構造図(原子炉建屋水素濃度)」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 AM 用直流 125V 蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 充電器から給電が可能である。電源供給について VI-5「図面」のうち「第 1-4-3 図 直流全体単線結線図(その 1)」に示す。

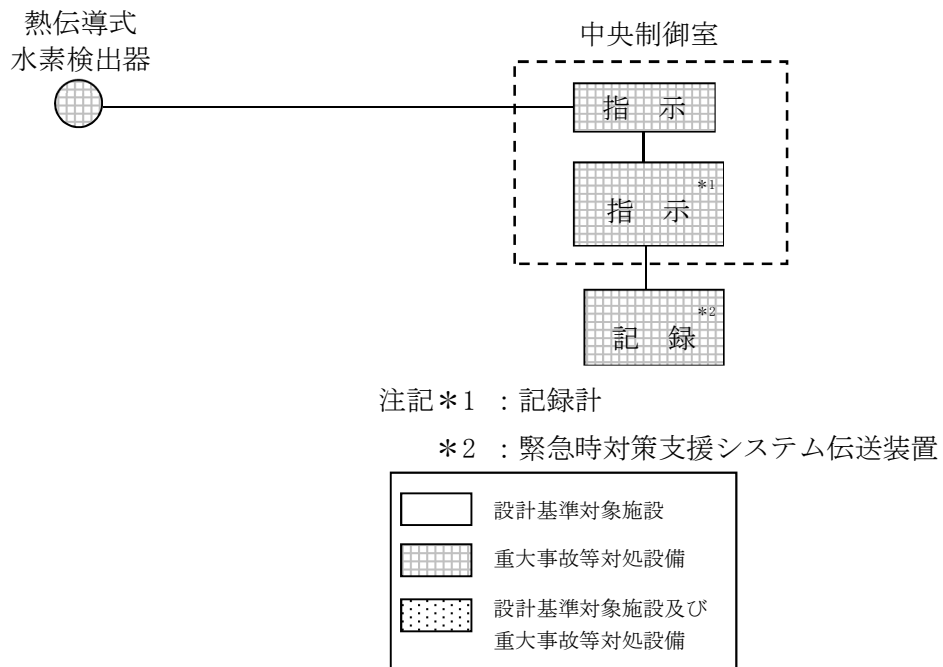
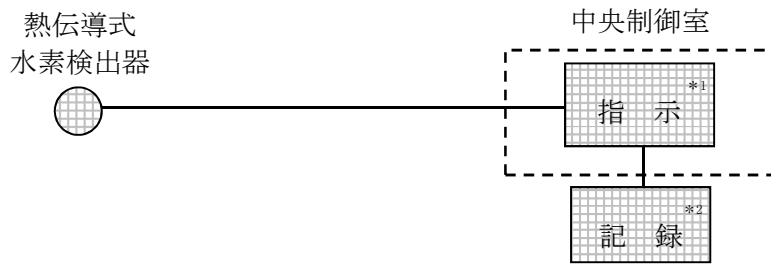


図 3-61 原子炉建屋水素濃度の概略構成図





注記\*1 : 記録計

\*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

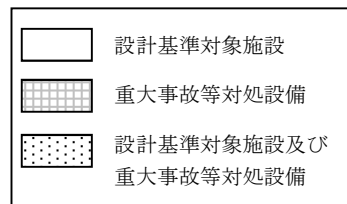


図 3-62 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

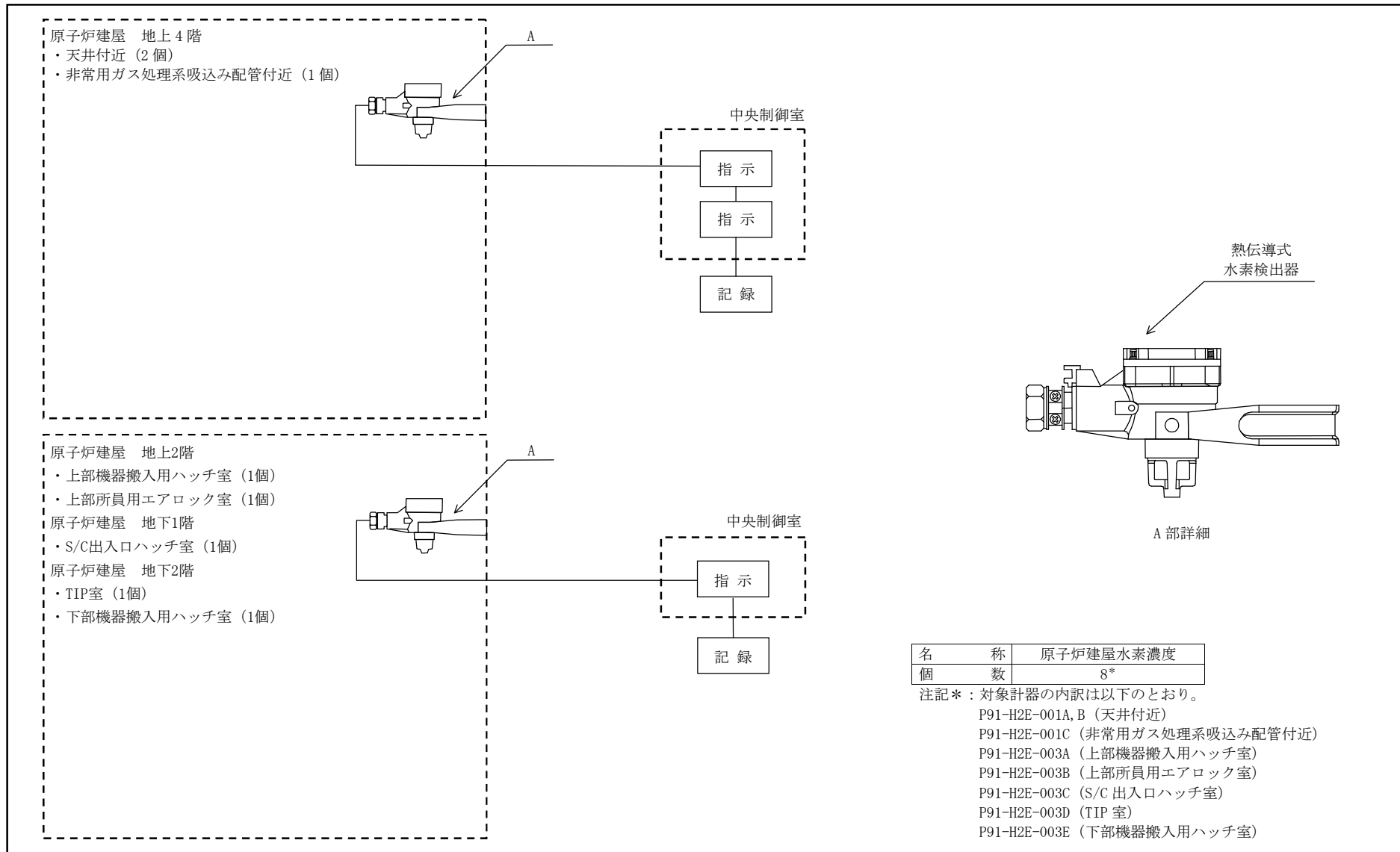
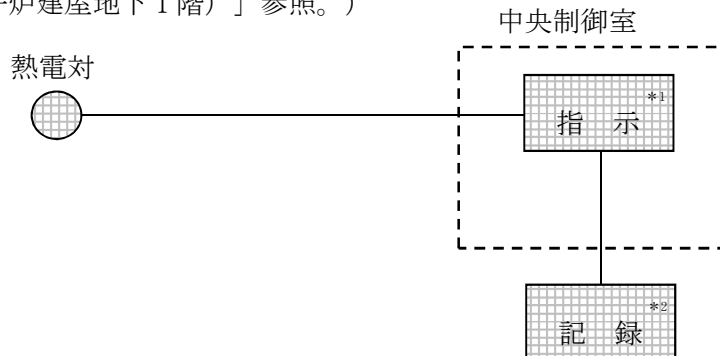


図 3-63 検出器の構造図 (原子炉建屋水素濃度)

### 3.1.9 その他重大事故等対処設備の計測装置

#### (1) 原子炉圧力容器温度

原子炉圧力容器温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧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、原子炉圧力容器温度を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム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3-64「原子炉圧力容器温度の概略構成図」、図3-65「検出器の構造図（原子炉圧力容器温度）」及び図3-90「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建屋地下1階）」参照。）



注記\*1：記録計

\*2：緊急時対策支援システム伝送装置

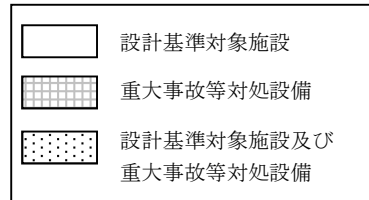


図3-64 原子炉圧力容器温度の概略構成図

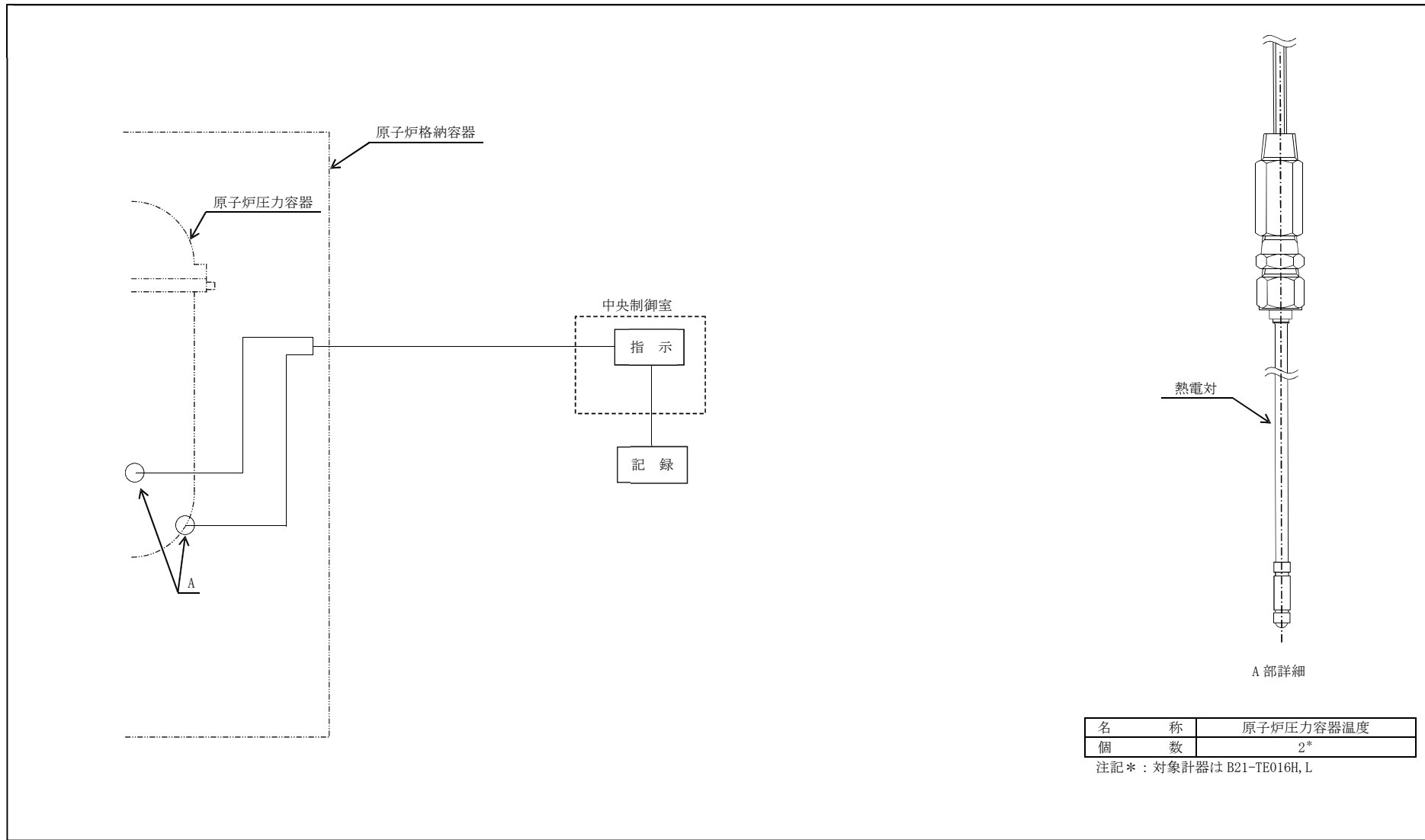
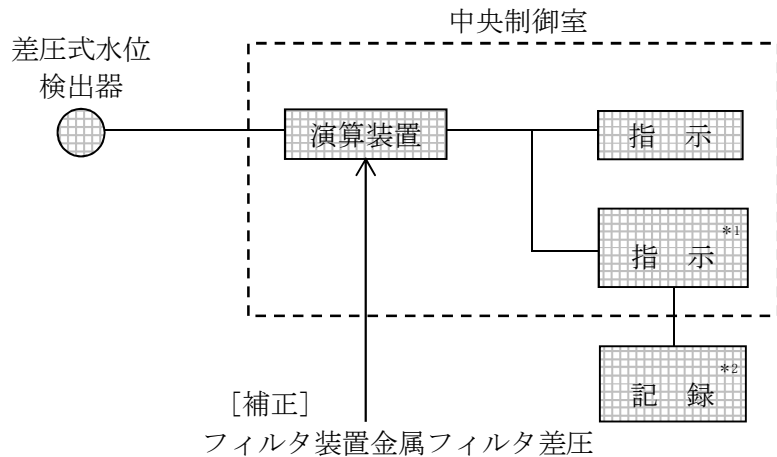


図 3-65 検出器の構造図 (原子炉压力容器温度)

(2) フィルタ装置水位

フィルタ装置水位は、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、中央制御室の演算装置を経由し、指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水位を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム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3-66「フィルタ装置水位の概略構成図」、図3-67「検出器の構造図(フィルタ装置水位)」及び図3-95「検出器の取付箇所を明示した図面(屋外)」参照。)



注記\*1 : 記録計

\*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

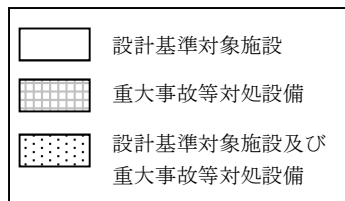


図3-66 フィルタ装置水位の概略構成図

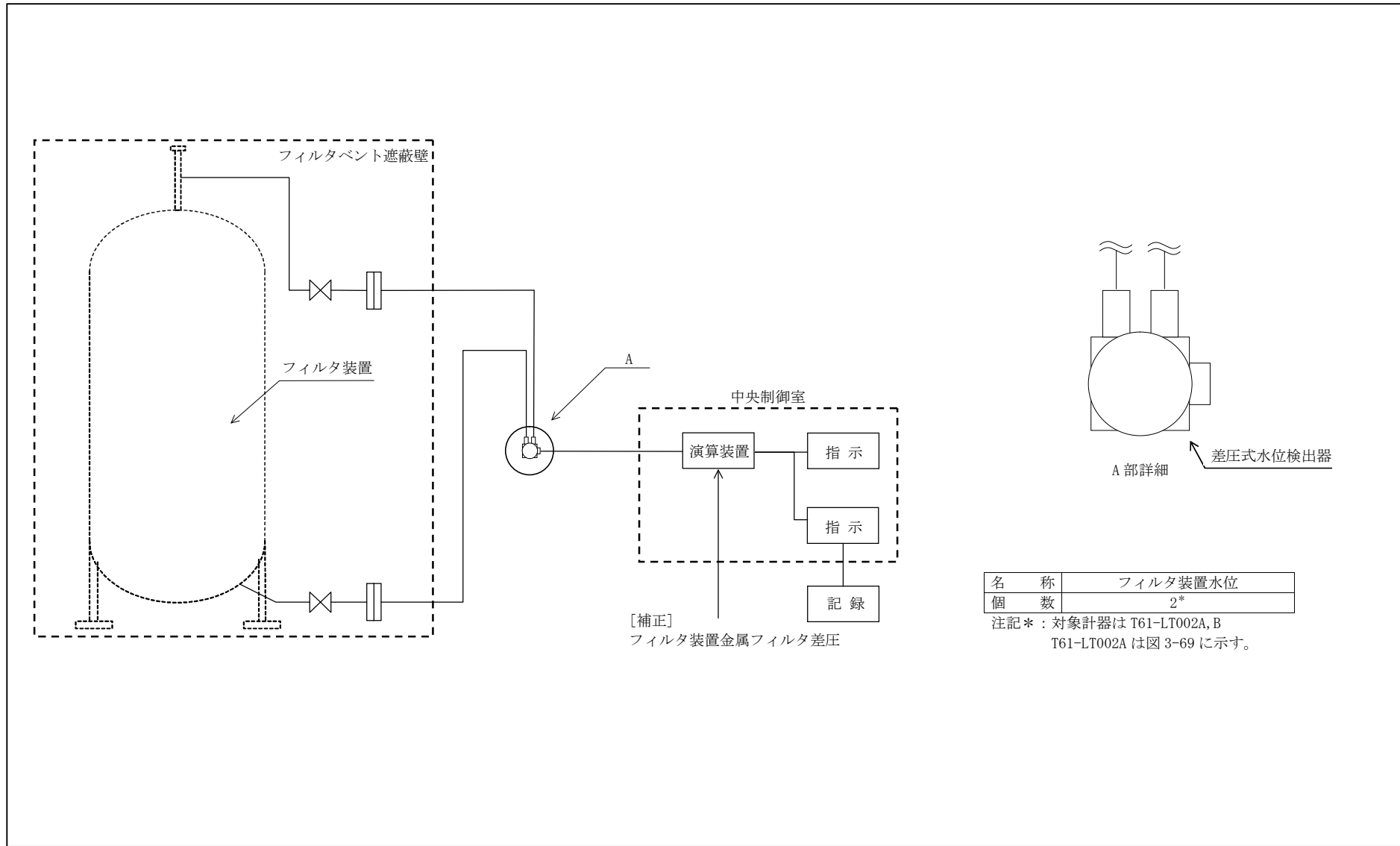
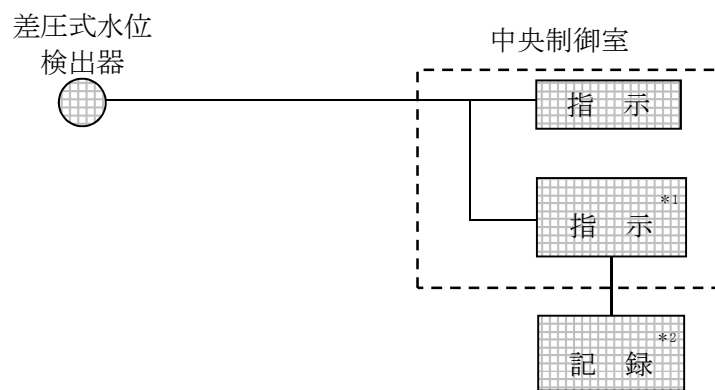


図 3-67 検出器の構造図 (フィルタ装置水位)

フィルタ装置水位は，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，フィルタ装置水位を中央制御室に指示し，緊急時対策支援システム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 3-68「フィルタ装置水位の概略構成図」，図 3-69「検出器の構造図（フィルタ装置水位）」及び図 3-95「検出器の取付箇所を明示した図面（屋外）」参照。）



注記\*1 : 記録計

\*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

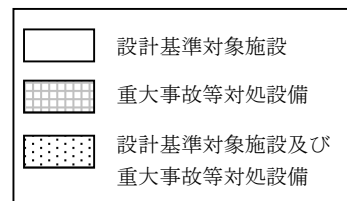


図 3-68 フィルタ装置水位の概略構成図

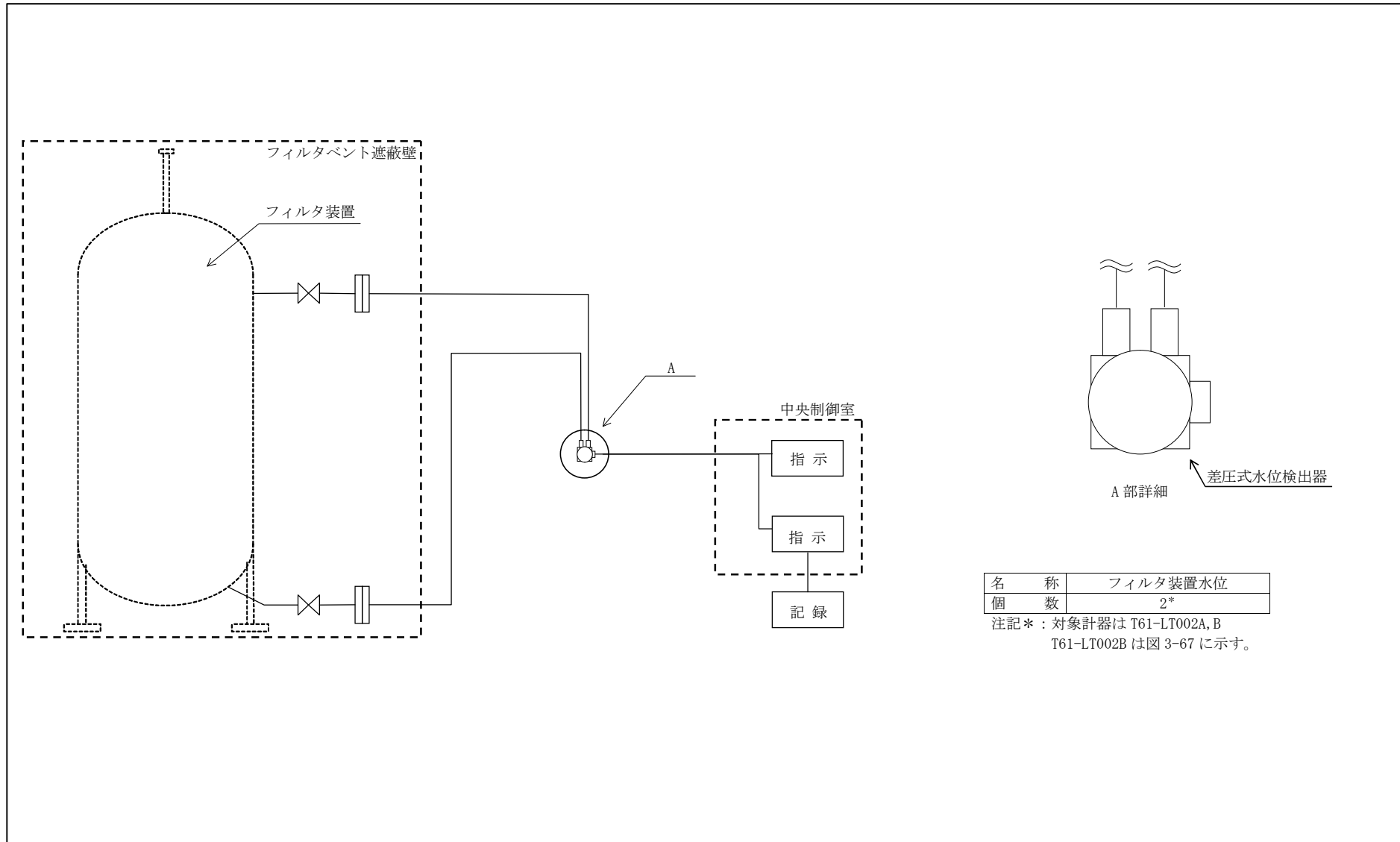
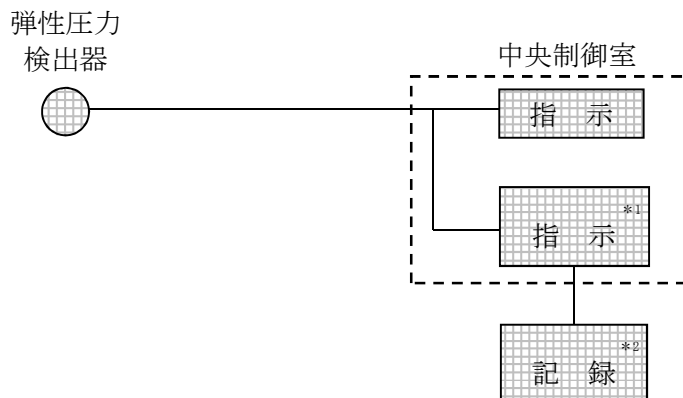


図 3-69 検出器の構造図 (フィルタ装置水位)



(3) フィルタ装置入口圧力

フィルタ装置入口圧力は、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を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム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 3-70「フィルタ装置入口圧力の概略構成図」、図 3-71「検出器の構造図 (フィルタ装置入口圧力)」及び図 3-91「検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋地上 3 階)」参照。)



注記\*1 : 記録計

\*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

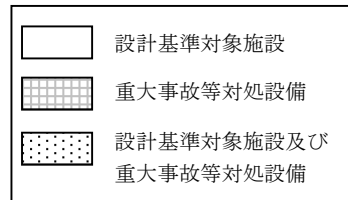


図 3-70 フィルタ装置入口圧力の概略構成図

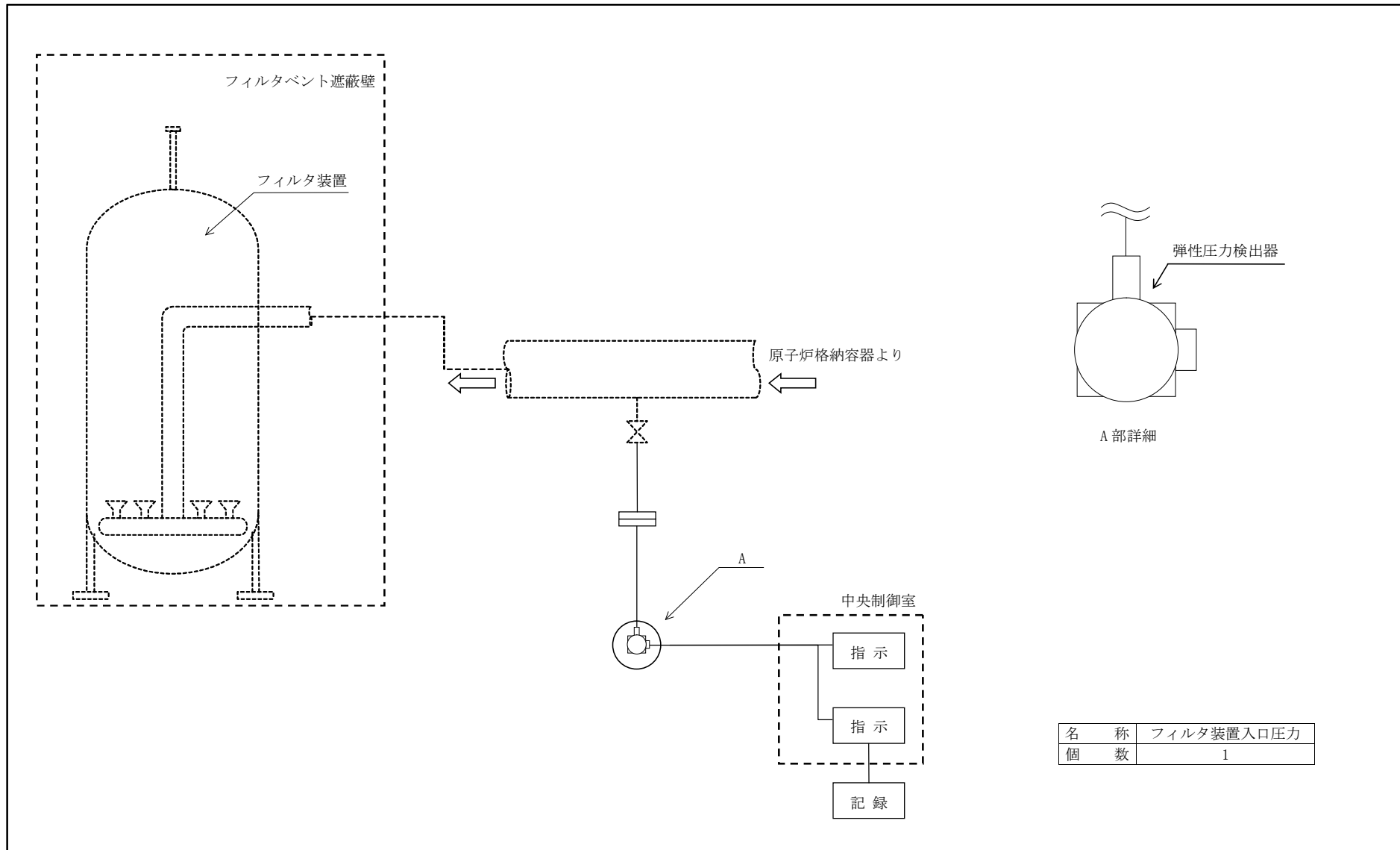
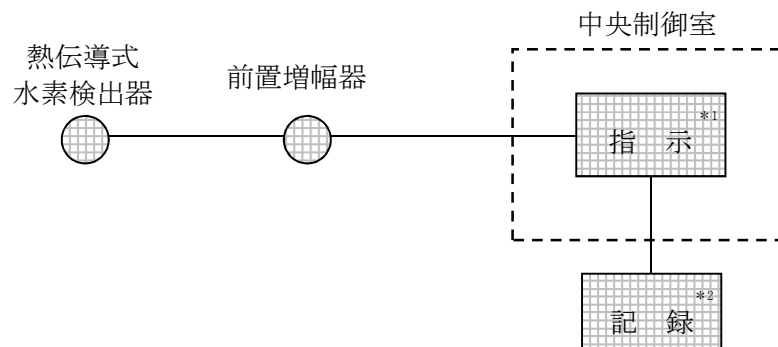


図 3-71 検出器の構造図 (フィルタ装置入口圧力)

(4) フィルタ装置水素濃度

フィルタ装置水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を前置増幅器にて増幅し、中央制御室の指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム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3-72「フィルタ装置水素濃度の概略構成図」、図3-73「検出器の構造図(フィルタ装置水素濃度)」及び図3-91「検出器の取付箇所を明示した図面(原子炉建屋地上3階)」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第一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である。電源供給についてVI-5「図面」のうち「第1-4-1図 交流全体単線結線図(その1)」、「第1-4-2図 交流全体単線結線図(その2)」に示す。



注記\*1 : 記録計

\*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

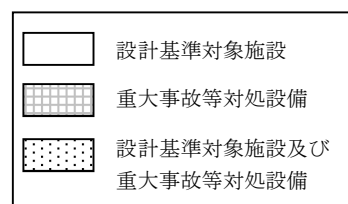
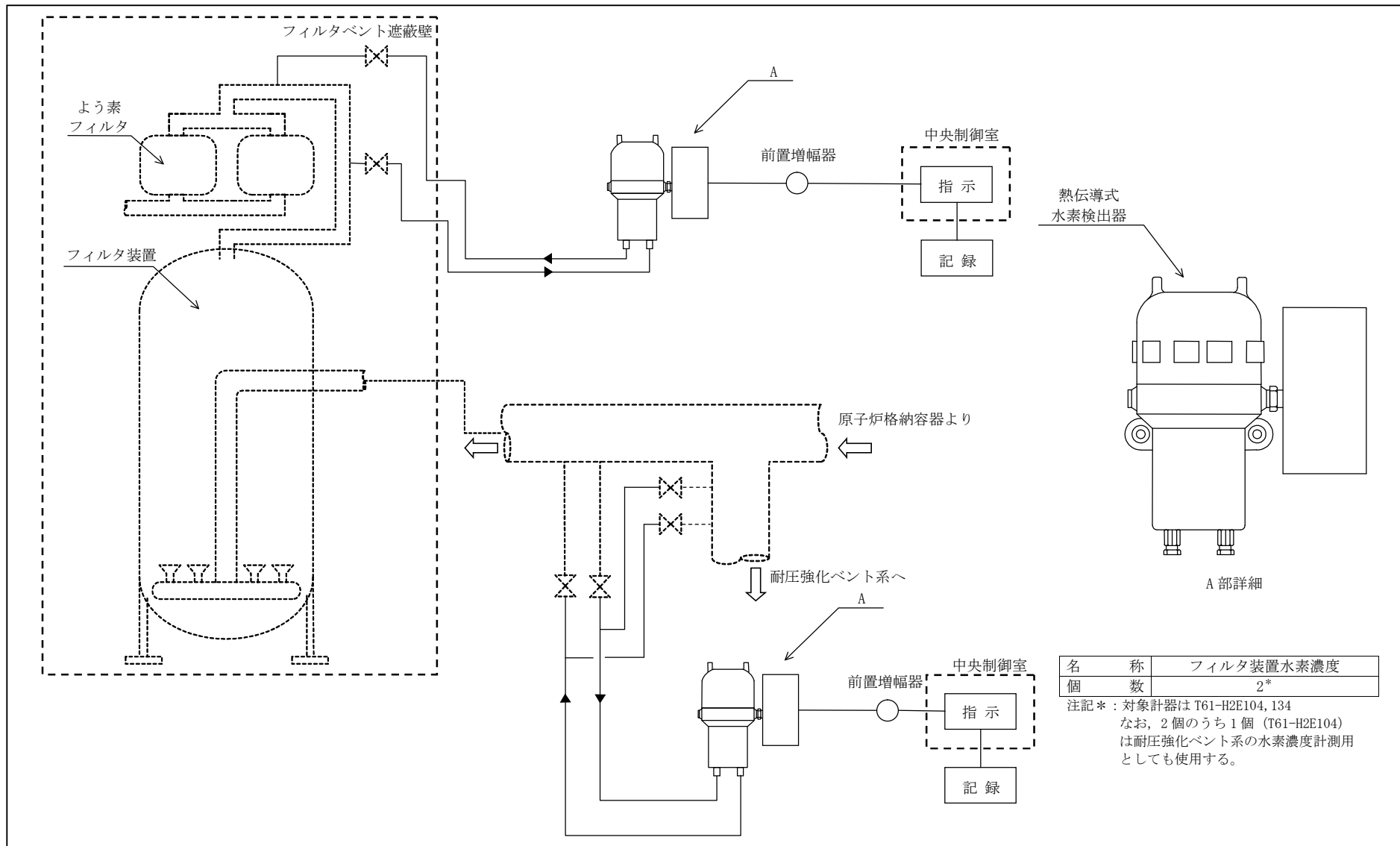


図3-72 フィルタ装置水素濃度の概略構成図



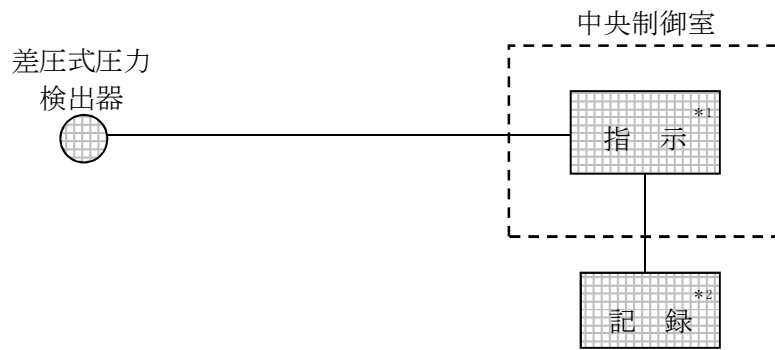
名称	フィルタ装置水素濃度
個数	2*

注記\*：対象計器は T61-H2E104, 134  
 なお、2 個のうち 1 個 (T61-H2E104)  
 は耐圧強化バント系の水素濃度計測用  
 としても使用する。

図 3-73 検出器の構造図 (フィルタ装置水素濃度)

(5) フィルタ装置金属フィルタ差圧

フィルタ装置金属フィルタ差圧は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置金属フィルタ差圧の検出信号は、差圧式圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて差圧信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置金属フィルタ差圧を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム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3-74「フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図」、図3-75「検出器の構造図(フィルタ装置金属フィルタ差圧)」及び図3-95「検出器の取付箇所を明示した図面(屋外)」参照。)



注記\*1 : 記録計

\*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

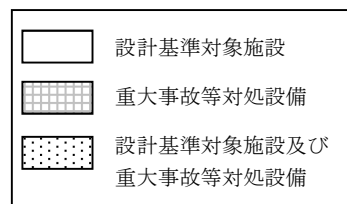


図3-74 フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図

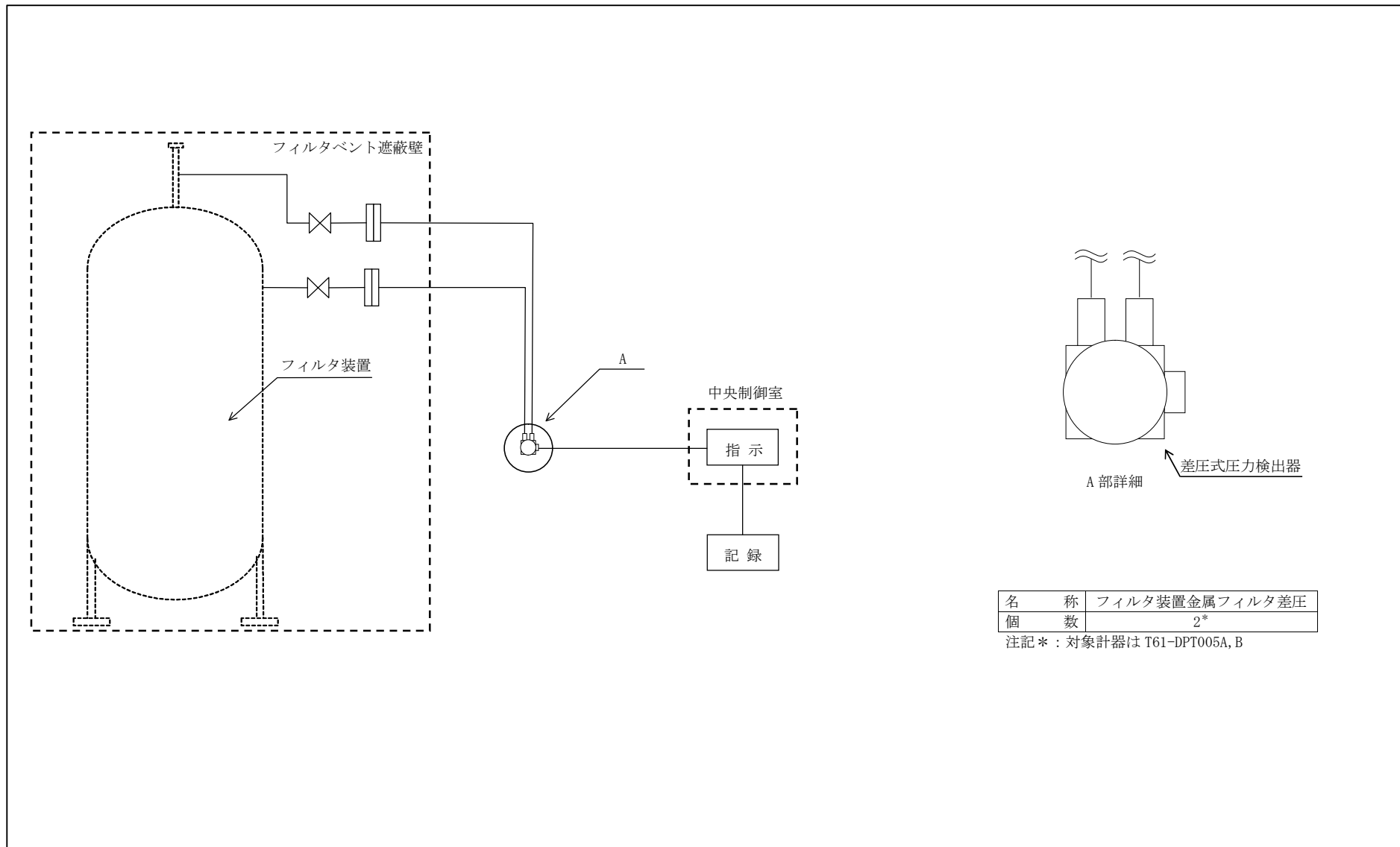
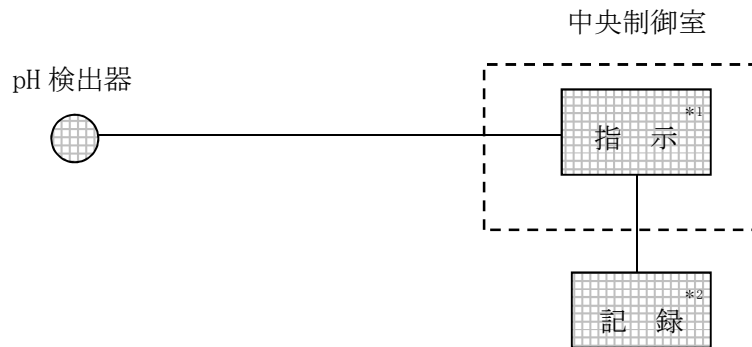


図 3-75 検出器の構造図 (フィルタ装置金属フィルタ差圧)

(6) フィルタ装置スクラバ水 pH

フィルタ装置スクラバ水 pH は、重大事故等対処設備の機能を有しており、pH 検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて pH 信号に変換する処理を行った後、フィルタ装置スクラバ水 pH を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム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 3-76 「フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図」, 図 3-77 「検出器の構造図 (フィルタ装置スクラバ水 pH)」及び図 3-95 「検出器の取付箇所を明示した図面 (屋外)」参照。)



注記\*1 : 記録計

\*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

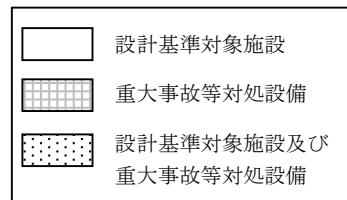


図 3-76 フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図

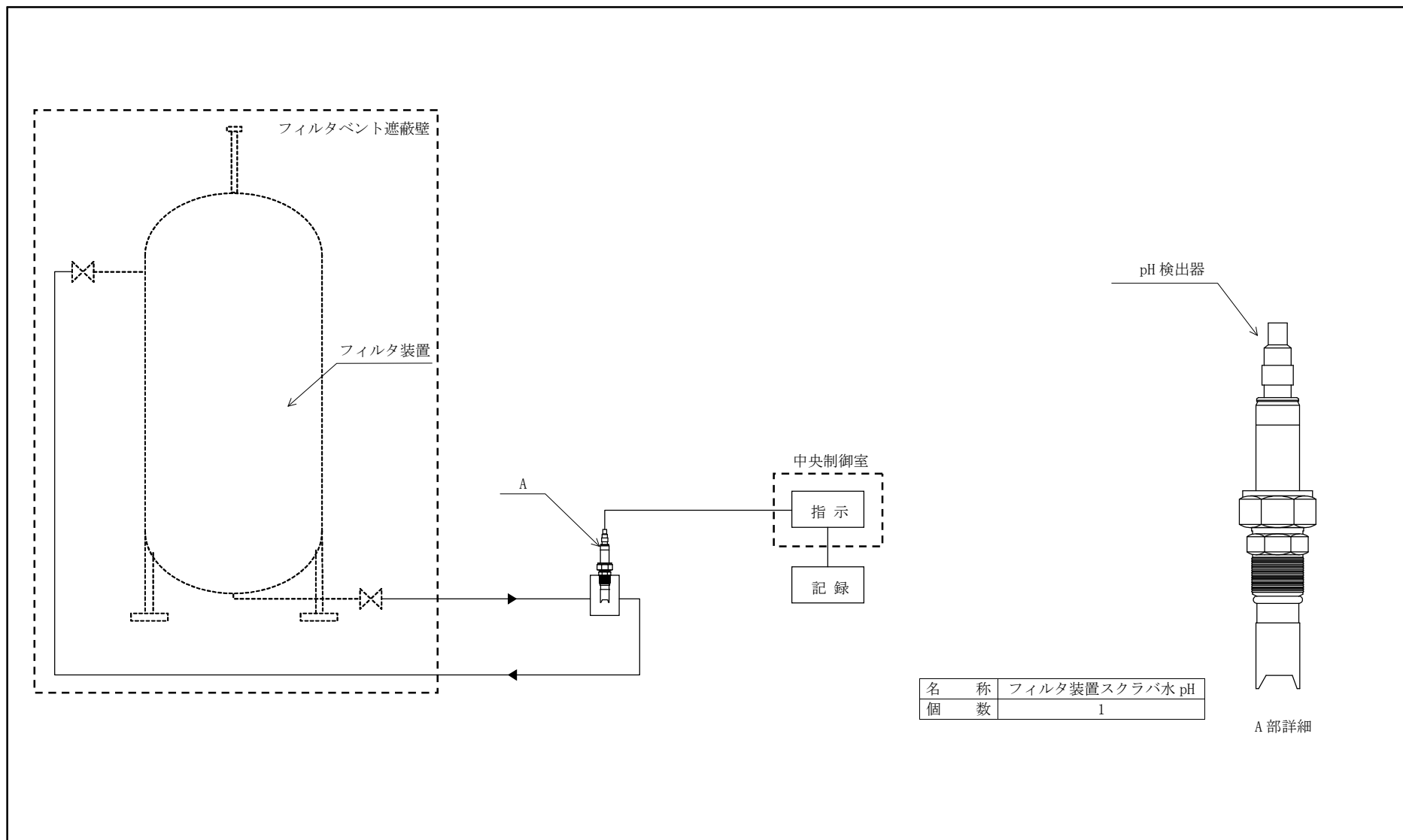


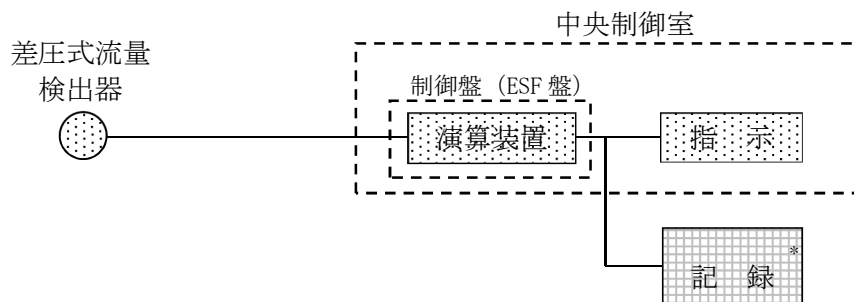
図 3-77 検出器の構造図 (フィルタ装置スクラバ水 pH)



(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、制御盤（ESF 盤\*）内の演算装置を経由し、中央制御室の指示部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、緊急時対策支援システム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 3-78「原子炉補機冷却水系系統流量の概略構成図」、図 3-79「検出器の構造図（原子炉補機冷却水系系統流量）」、図 3-88「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建屋地下 3 階）」及び図 3-93「検出器の取付箇所を明示した図面（タービン建屋地下 2 階）」参照。）

注記\*：工学的安全施設の制御盤（ESF：Engineered Safety Features）



注記\*：緊急時対策支援システム伝送装置

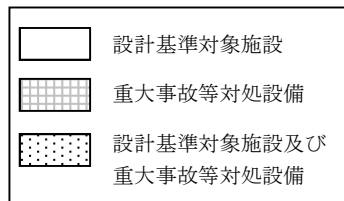


図 3-78 原子炉補機冷却水系系統流量の概略構成図

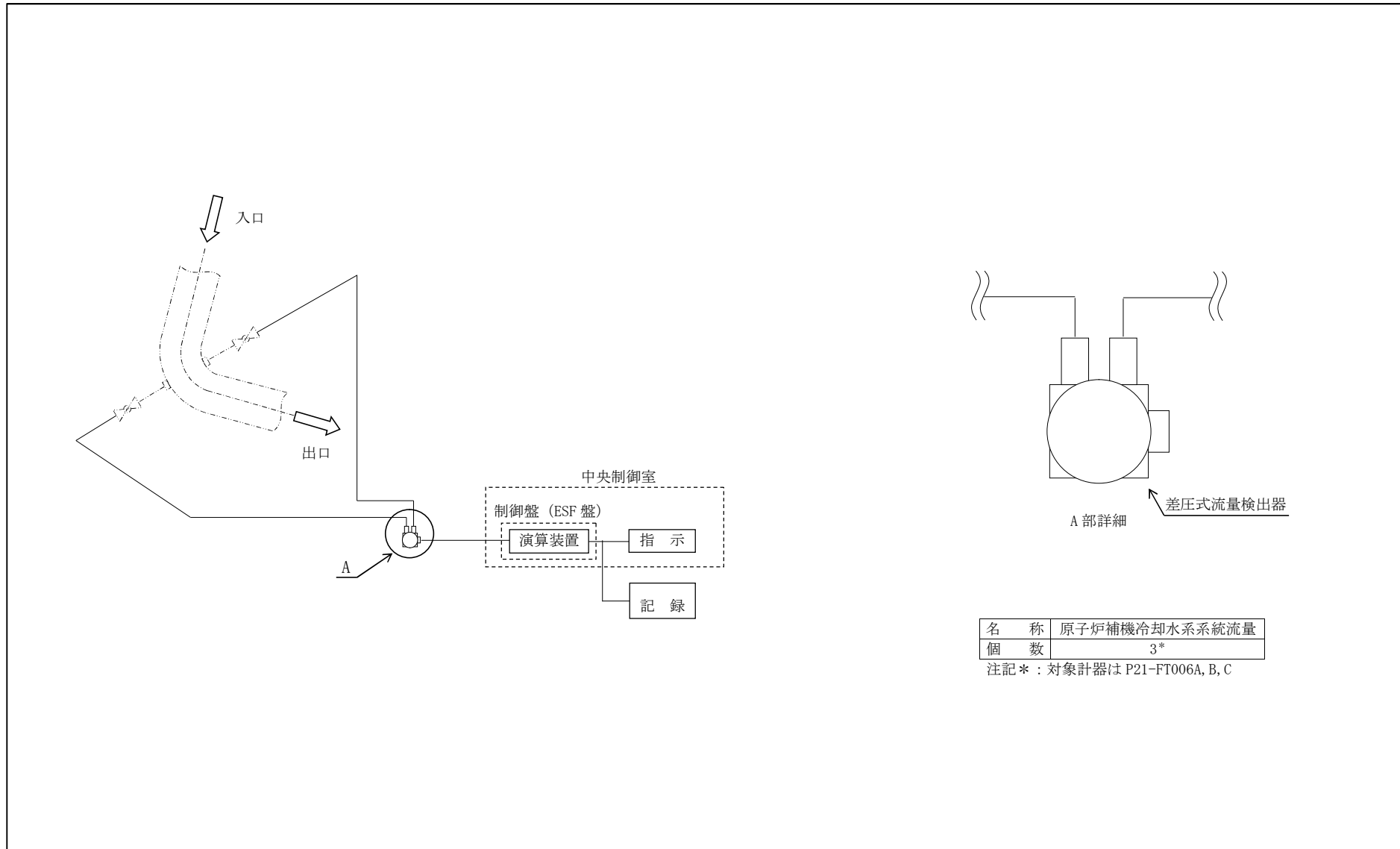
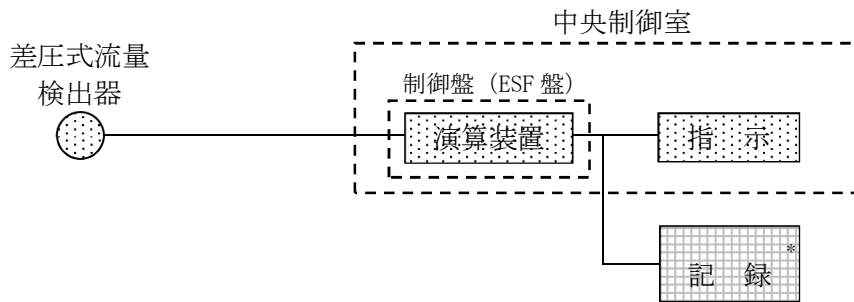


図 3-79 検出器の構造図 (原子炉補機冷却水系系統流量)

(8) 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量

残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量は、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入口冷却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、制御盤（ESF 盤\*）内の演算装置を経由し、中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム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 3-80「残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の概略構成図」、図 3-81「検出器の構造図（残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量）」、図 3-88「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建屋地下 3 階）」及び図 3-89「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建屋地下 2 階）」参照。）

注記\*：工学的安全施設の制御盤（ESF：Engineered Safety Features）



注記\*：緊急時対策支援システム伝送装置

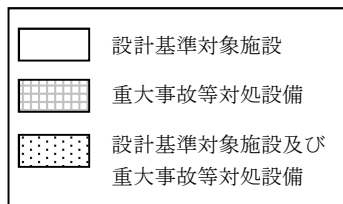


図 3-80 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の概略構成図

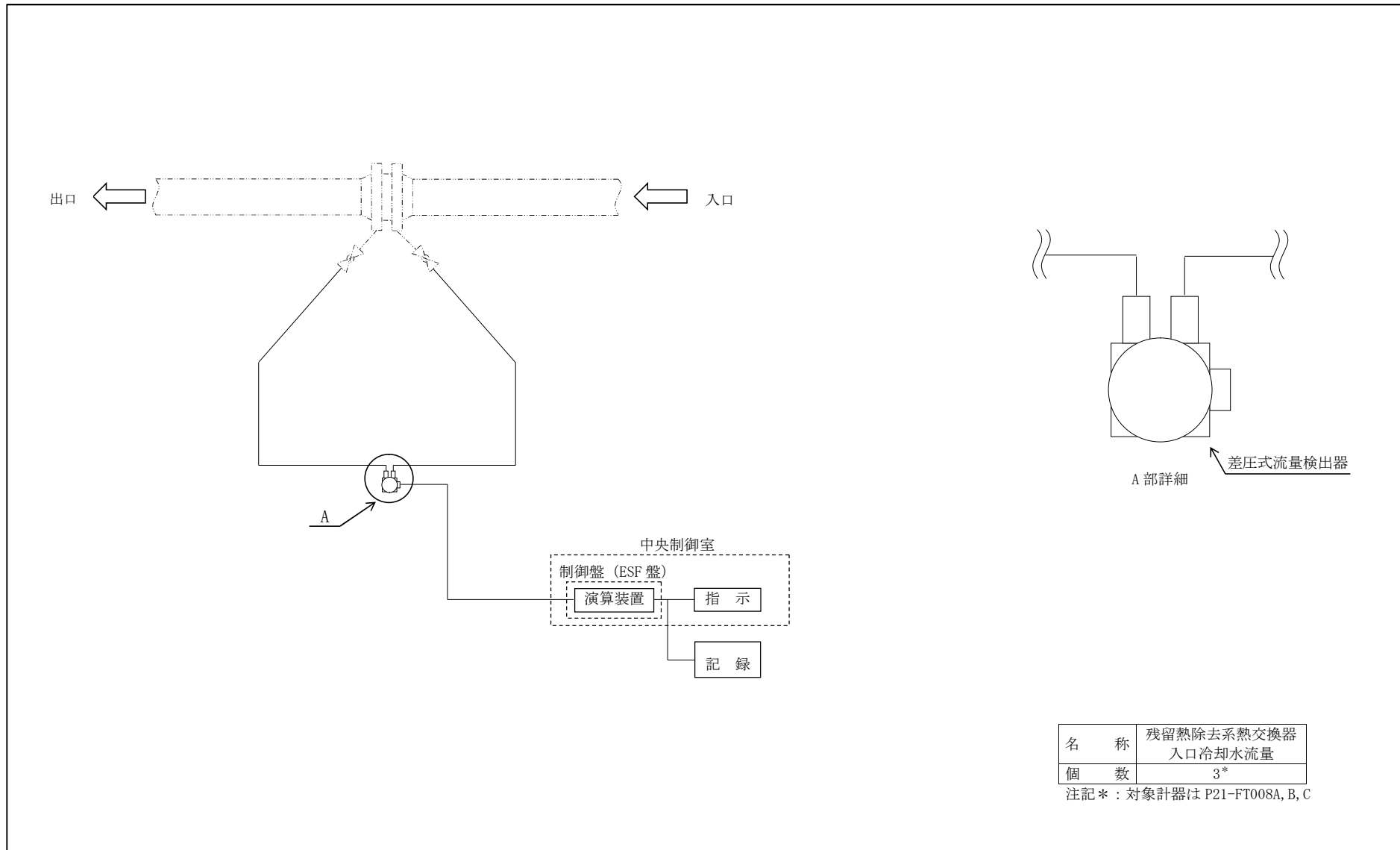
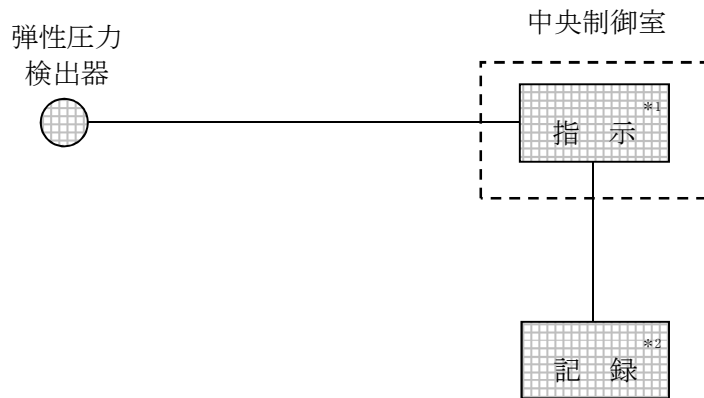


図 3-81 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量)

(9) 復水移送ポンプ吐出圧力

復水移送ポンプ吐出圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，復水移送ポンプ吐出圧力の検出信号は，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，復水移送ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し，緊急時対策支援システム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 3-82「復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図」，図 3-83「検出器の構造図（復水移送ポンプ吐出圧力）」及び図 3-94「検出器の取付箇所を明示した図面（廃棄物処理建屋地下 3 階）」参照。）



注記\*1：記録計

\*2：緊急時対策支援システム伝送装置

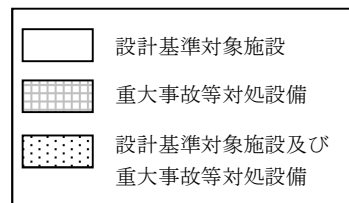


図 3-82 復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図

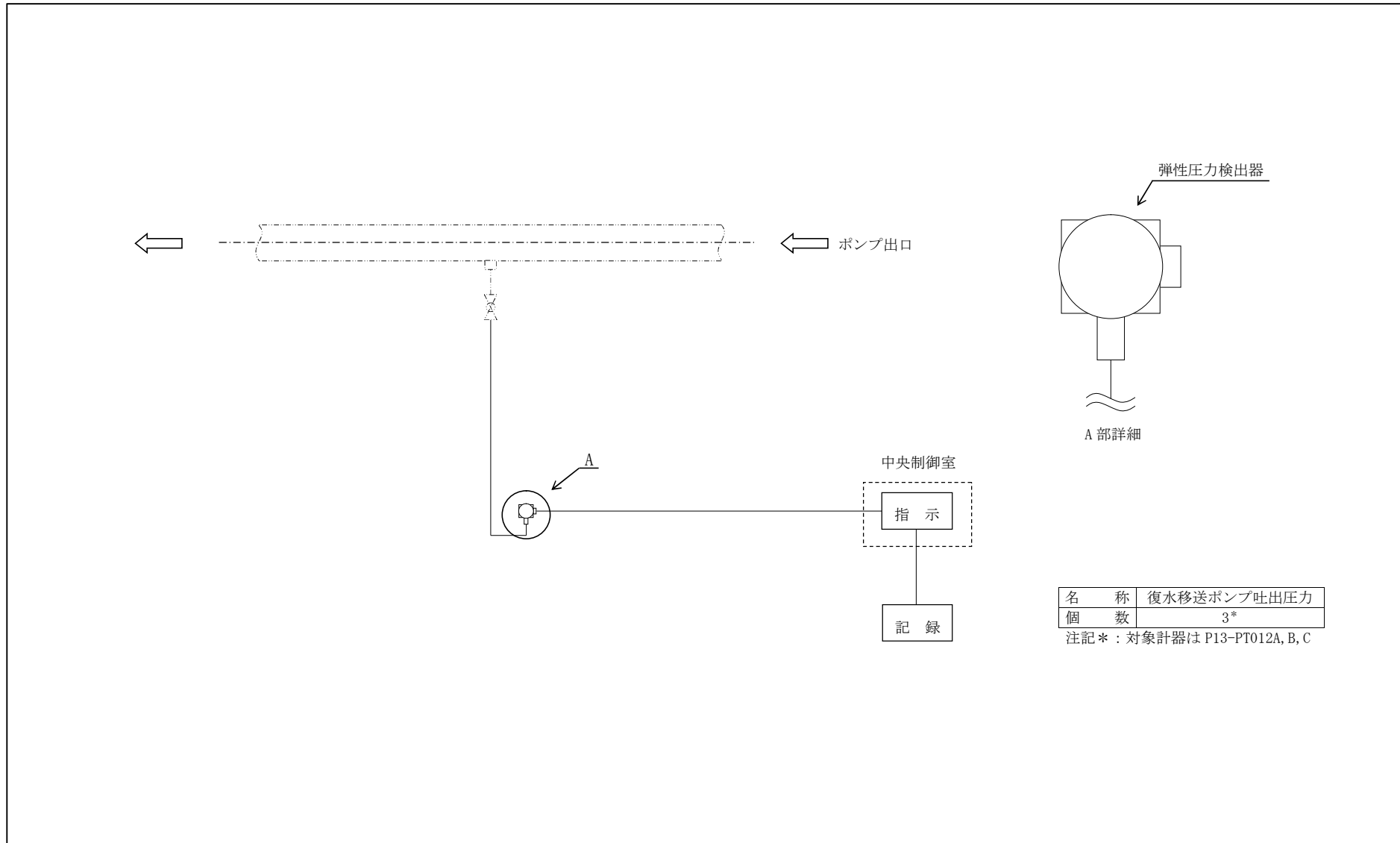


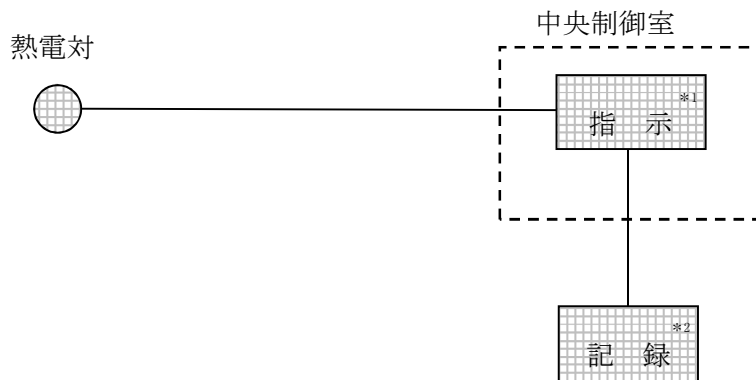
図 3-83 検出器の構造図 (復水移送ポンプ吐出圧力)

(10) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、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器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器動作監視装置を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム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 3-84「静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図」、図 3-85「検出器の構造図(静的触媒式水素再結合器動作監視装置)」及び図 3-92「検出器の取付箇所を明示した図面(原子炉建屋地上 4 階)」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 AM 用直流 125V 蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 充電器から給電が可能である。電源供給について VI-5「図面」のうち「第 1-4-3 図 直流全体単線結線図(その 1)」に示す。



注記\*1 : 記録計

\*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置

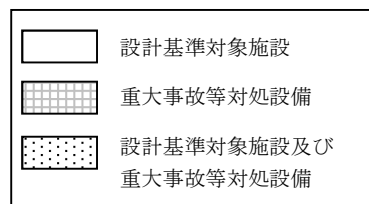


図 3-84 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図

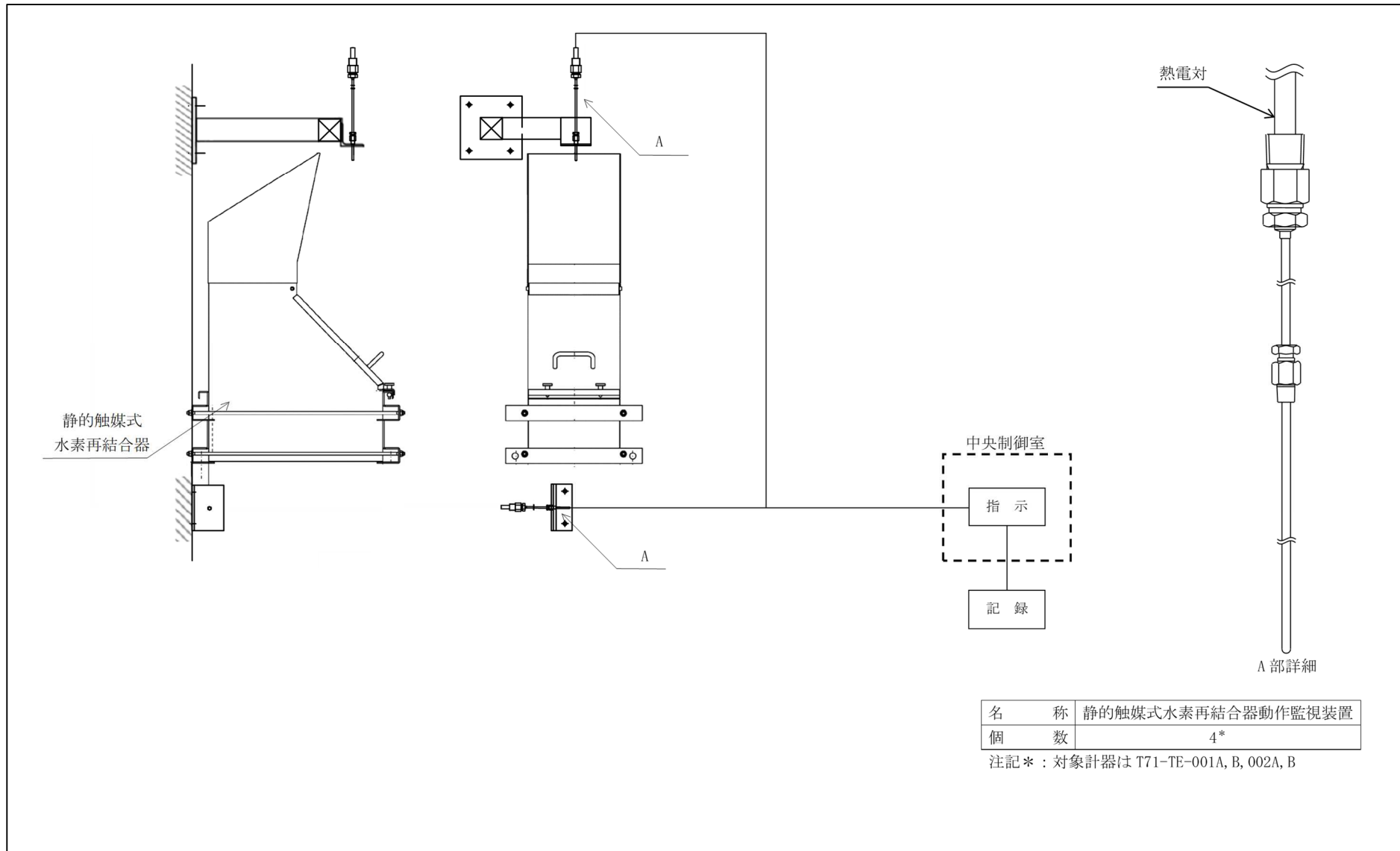


図 3-85 検出器の構造図 (静的触媒式水素再結合器動作監視装置)



(11) 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を計測する設備について、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、要員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 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24個（必要数23個（予備1個））（7号機に保管）を中央制御室に保管し、予備1セット24個（7号機設備、6,7号機共用、5号機に保管）を5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に保管する。（図3-86「可搬型計測器の概略構成図」、図3-87「検出器の構造図（可搬型計測器）」、図3-96「可搬型計測器の保管場所を明示した図面（6,7号機コントロール建屋地上2階）」、図3-97「可搬型計測器（7号機設備、6,7号機共用）（予備）の保管場所を明示した図面（5号機原子炉建屋地上3階）」、表3-1「可搬型計測器の計測対象パラメータ」及び表4-2「可搬型計測器の計測範囲」参照。）

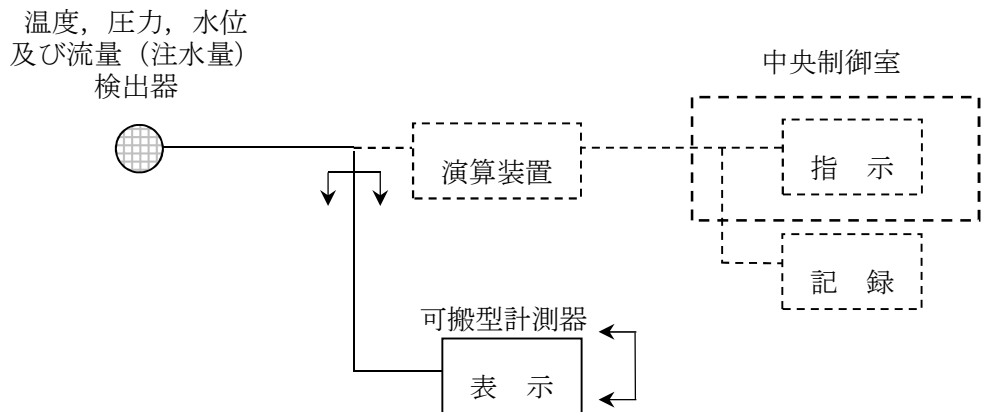
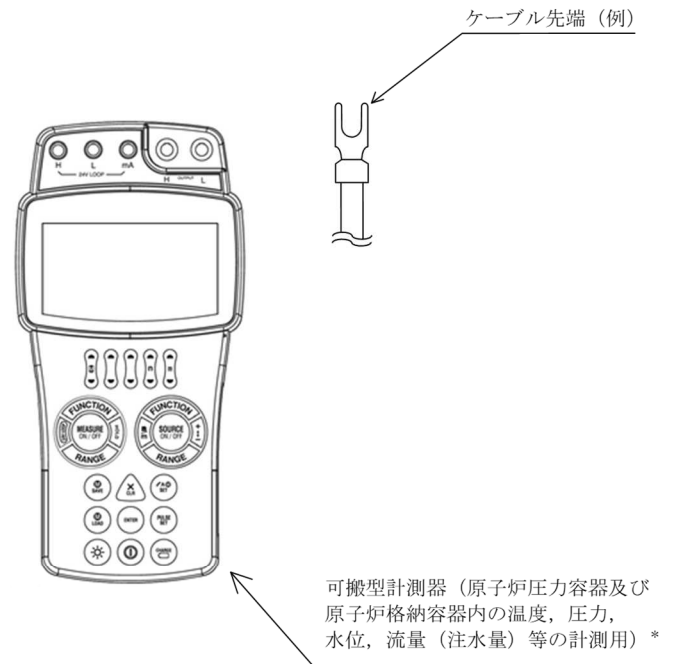


図 3-86 可搬型計測器の概略構成図



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、流量 (注水量) 等の計測用として1セット24個 (必要数23個 (予備1個)) (6号機に保管) を中央制御室に保管し、予備1セット24個 (7号機設備, 6,7号機共用, 5号機に保管) を5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) に保管する。

図3-87 検出器の構造図 (可搬型計測器)

表 3-1 可搬型計測器の計測対象パラメータ

監視パラメータ	
高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	格納容器内圧力 (S/C)
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	ドライウェル雰囲気温度
残留熱除去系熱交換器入口温度	サプレッションチェンバ氣體温度
残留熱除去系熱交換器出口温度	サプレッションチェンバプール水温度
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	復水貯蔵槽水位 (SA)
残留熱除去系系統流量	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)
原子炉隔離時冷却系系統流量	サプレッションチェンバプール水位
高圧炉心注水系系統流量	格納容器下部水位
高圧代替注水系系統流量	原子炉圧力容器温度
復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	フィルタ装置水位
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	フィルタ装置入口圧力
原子炉圧力	フィルタ装置金属フィルタ差圧
原子炉圧力 (SA)	原子炉補機冷却水系系統流量
原子炉水位 (広帯域)	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
原子炉水位 (燃料域)	復水移送ポンプ吐出圧力
原子炉水位 (SA)	静的触媒式水素再結合器動作監視装置
格納容器内圧力 (D/W)	—

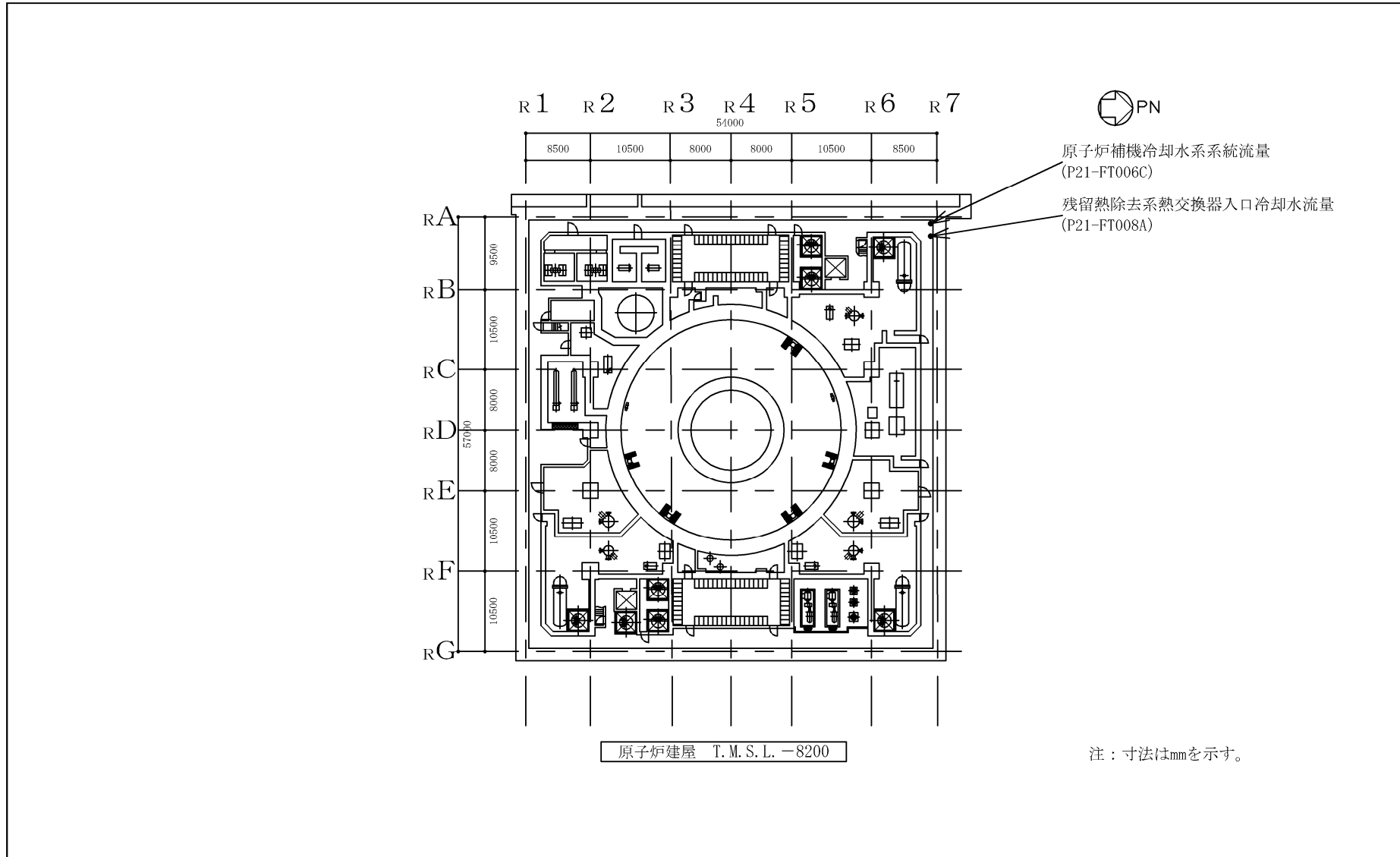


図 3-88 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建屋地下 3 階)

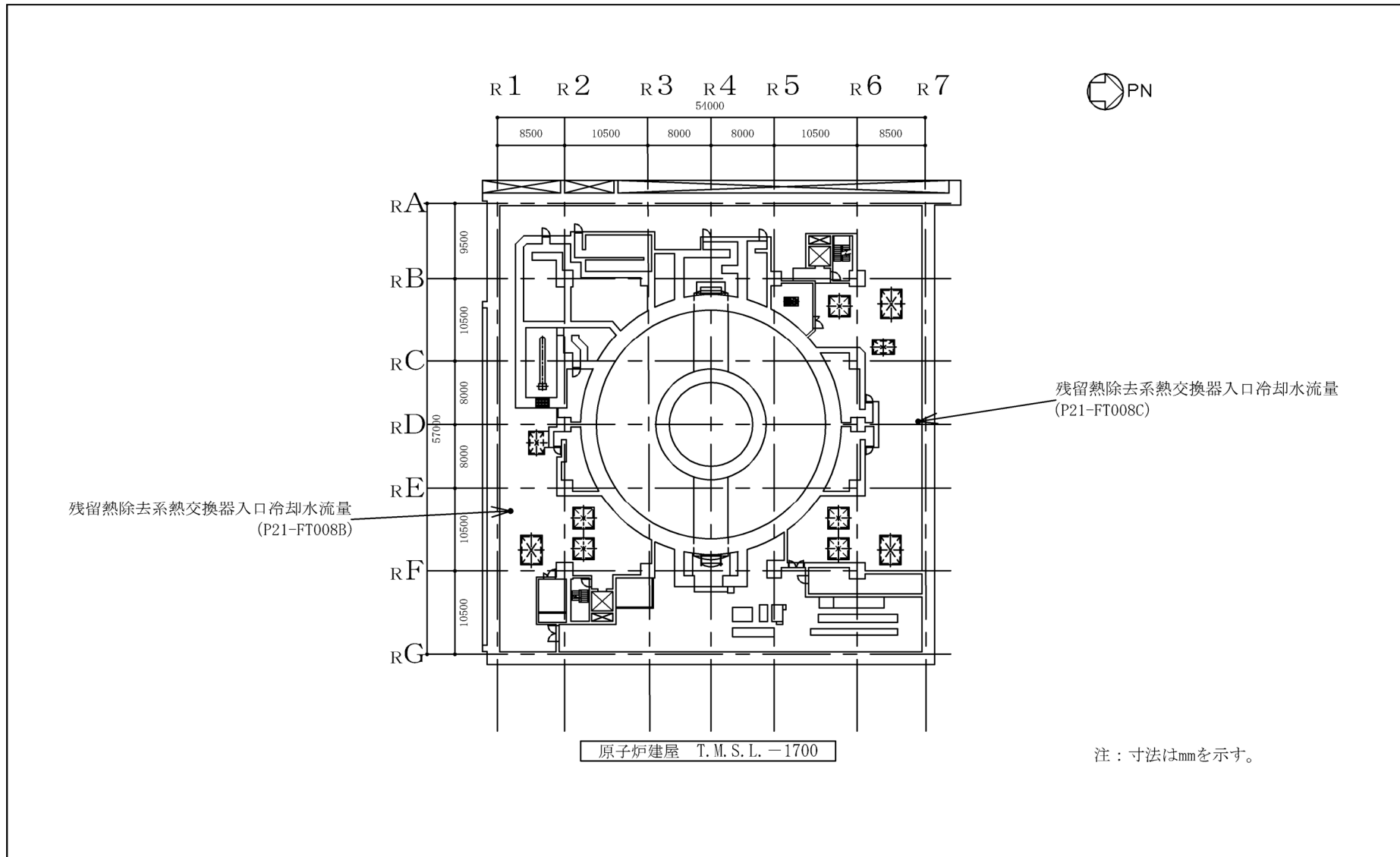


図3-89 検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建屋地下2階）

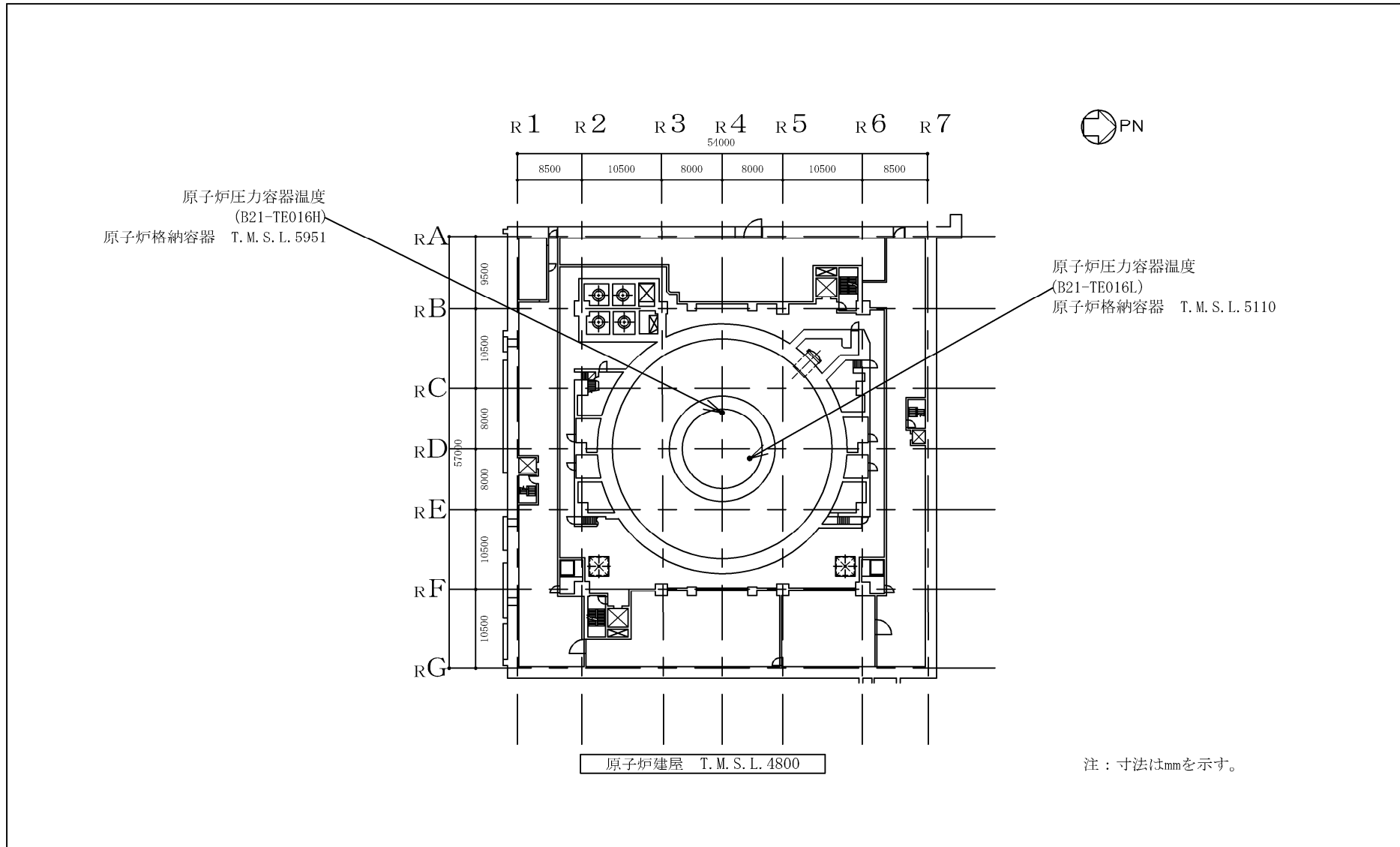


図3-90 検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建屋地下1階）

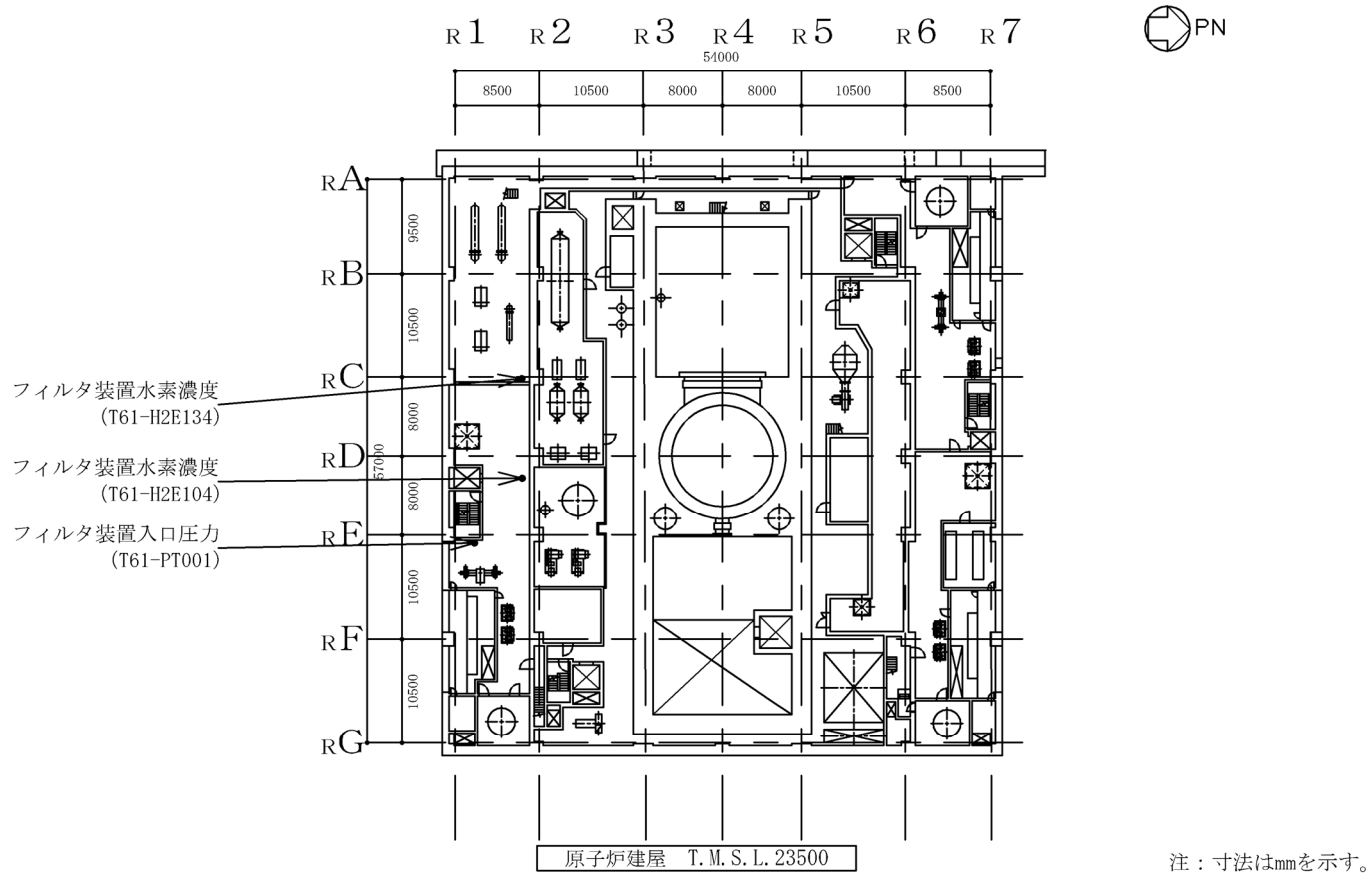


図3-91 検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建屋地上3階）

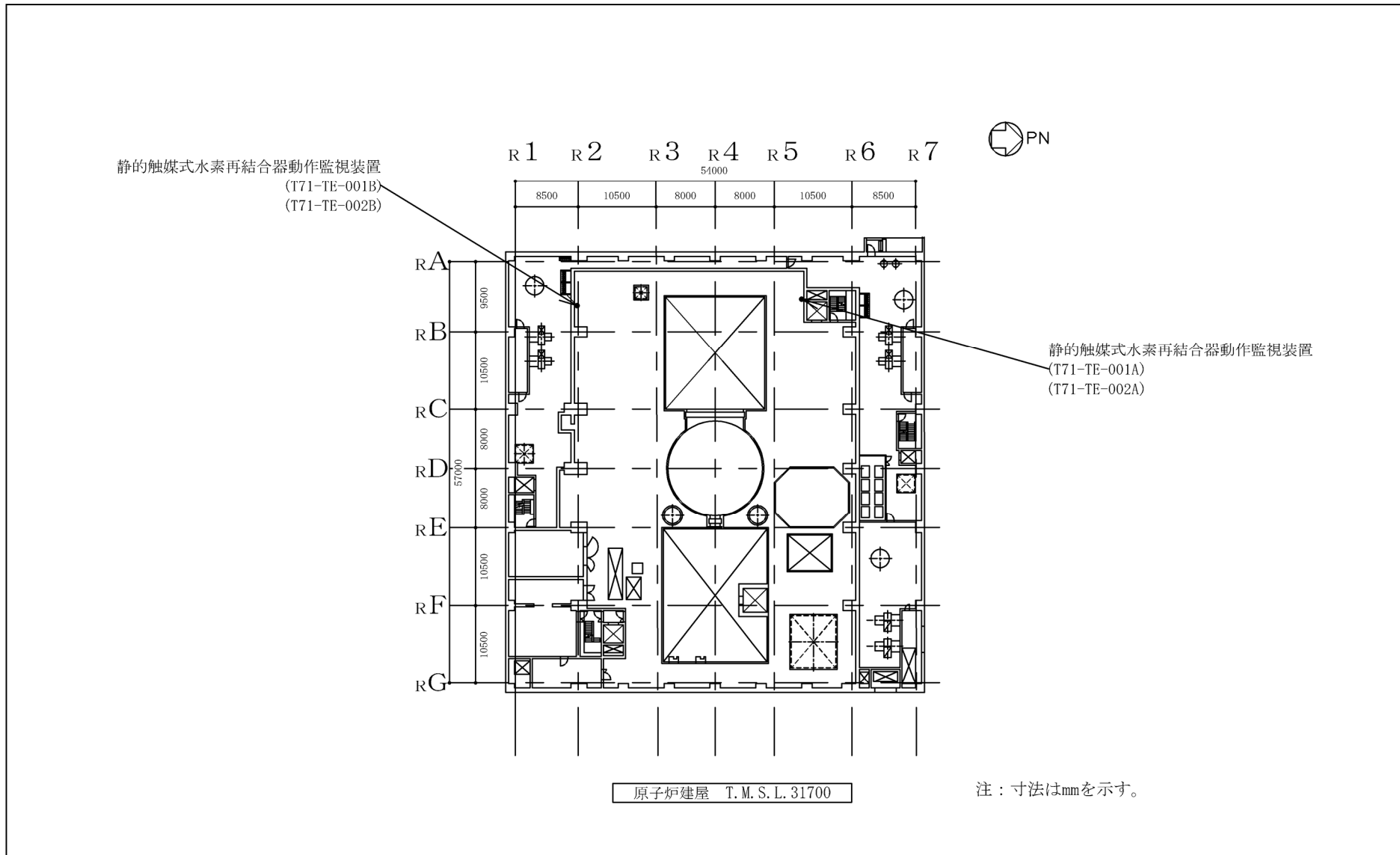


図 3-92 検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建屋地上 4 階）



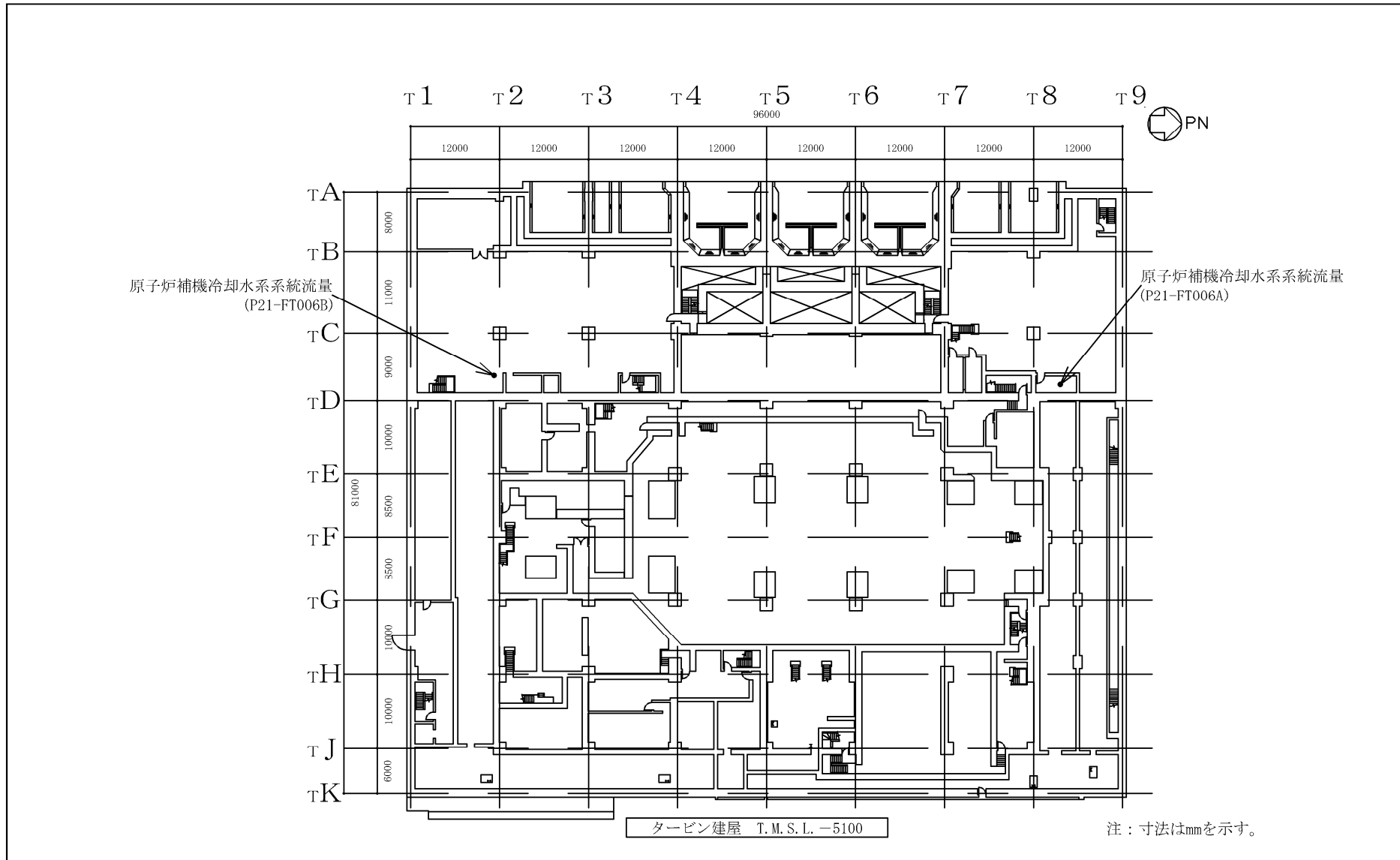
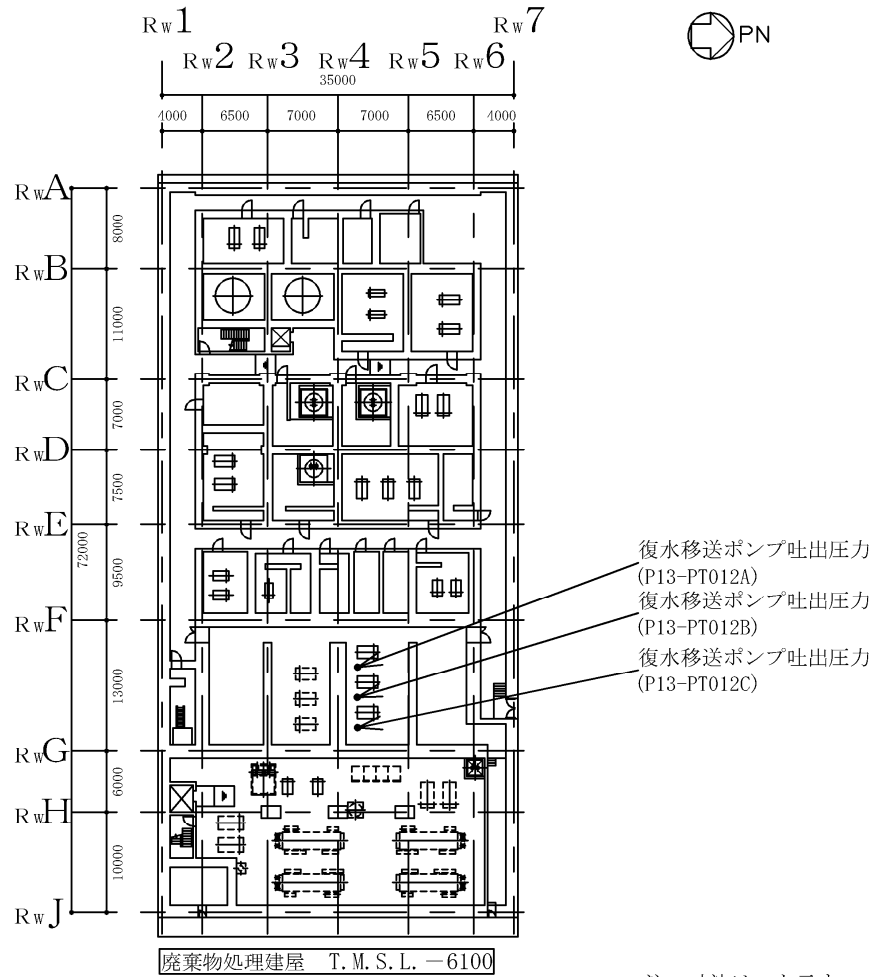


図 3-93 検出器の取付箇所を明示した図面 (タービン建屋地下 2 階)



注：寸法はmmを示す。

図 3-94 検出器の取付箇所を明示した図面（廃棄物処理建屋地下3階）

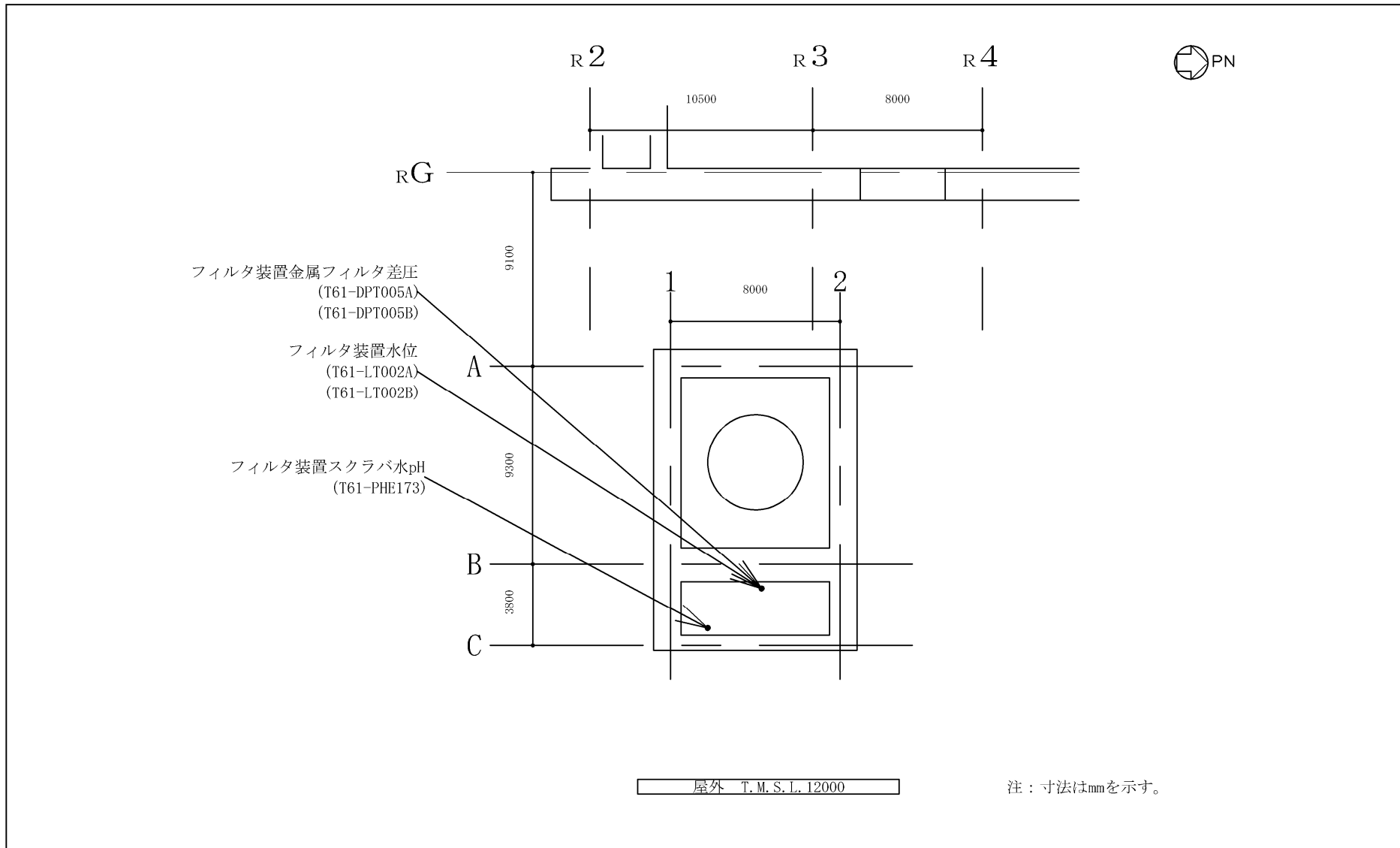


図 3-95 検出器の取付箇所を明示した図面（屋外）

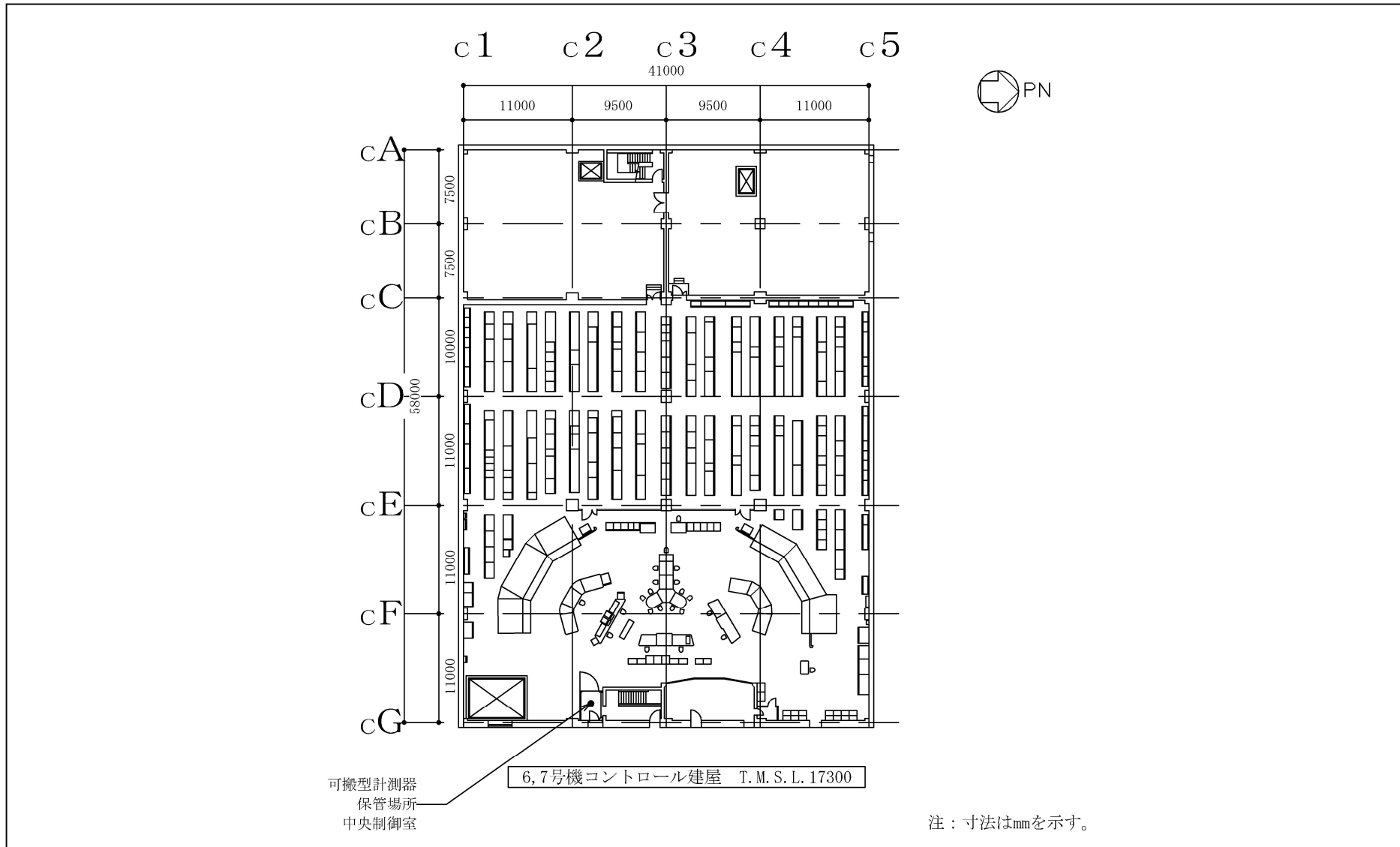


図 3-96 可搬型計測器の保管場所を明示した図面 (6,7号機コントロール建屋地上2階)

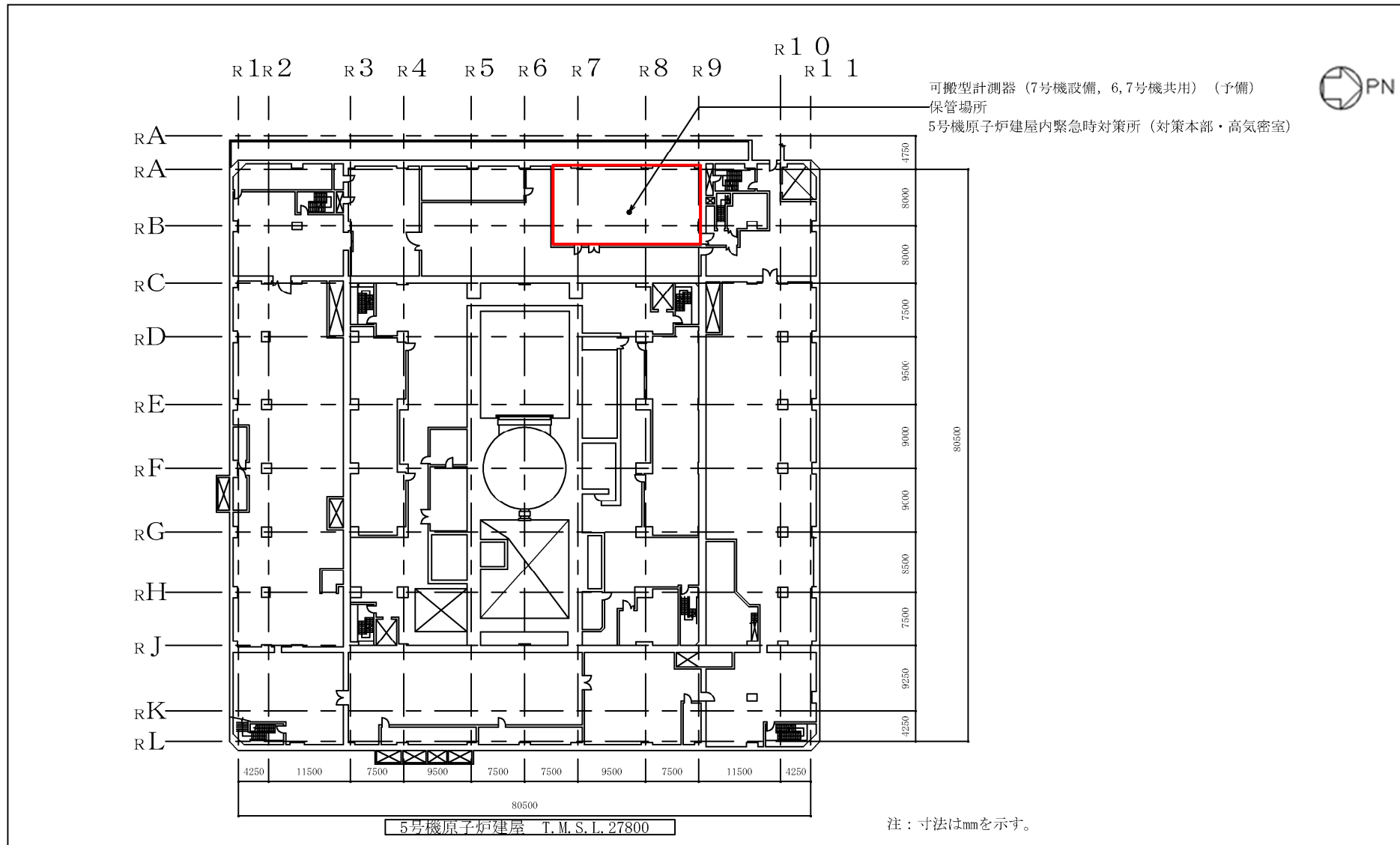


図 3-97 可搬型計測器 (7号機設備, 6, 7号機共用) (予備) の保管場所を明示した図面 (5号機原子炉建屋地上3階)

### 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、緊急時対策支援システム伝送装置に記録、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「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又は外部記憶媒体へ保存できる設計とする。制御棒の位置、原子炉压力容器の水位（原子炉水位（停止域））、原子炉压力容器の入口及び出口における圧力及び温度（主蒸気圧力、給水圧力、主蒸気温度、給水温度）の計測結果は中央制御室の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 3-3「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、緊急時対策支援システム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、帳票として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。

表 3-2 計測装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所 (1/3)

計測装置【既設／新設】	指示又は表示場所	記録場所
起動領域モニタ 【既設】	中央制御室*1	中央制御室（記録計） 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
出力領域モニタ 【既設】	中央制御室*1	中央制御室（記録計） 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
高压炉心注水系ポンプ吐出圧力*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
残留熱除去系ポンプ吐出圧力*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
残留熱除去系熱交換器入口温度*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
残留熱除去系熱交換器出口温度*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
復水補給水系温度（代替循環冷却）*2 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
残留熱除去系系統流量*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
原子炉隔離時冷却系系統流量*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
高压炉心注水系系統流量*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
高压代替注水系系統流量*2 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
原子炉圧力*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）

表 3-2 計測装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所 (2/3)

計測装置【既設／新設】	指示又は表示場所	記録場所
原子炉圧力 (SA) *2 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) (緊急時対策支援システム伝送装置)
原子炉水位 (広帯域) *2 【既設】	中央制御室*1	中央制御室 (記録計) 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) (緊急時対策支援システム伝送装置)
原子炉水位 (燃料域) *2 【既設】	中央制御室*1	中央制御室 (記録計) 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) (緊急時対策支援システム伝送装置)
原子炉水位 (SA) *2 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) (緊急時対策支援システム伝送装置)
格納容器内圧力 (D/W) *2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) (緊急時対策支援システム伝送装置)
格納容器内圧力 (S/C) *2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) (緊急時対策支援システム伝送装置)
ドライウェル雰囲気温度*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) (緊急時対策支援システム伝送装置)
サブプレッションチェンバ氣體温度*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) (緊急時対策支援システム伝送装置)
サブプレッションチェンバプール水温度*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) (緊急時対策支援システム伝送装置)
格納容器内酸素濃度 【既設】	中央制御室*1	中央制御室 (記録計) 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) (緊急時対策支援システム伝送装置)
格納容器内水素濃度 【既設】	中央制御室*1	中央制御室 (記録計) 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) (緊急時対策支援システム伝送装置)
格納容器内水素濃度 (SA) 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) (緊急時対策支援システム伝送装置)
復水貯蔵槽水位 (SA) *2 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) (緊急時対策支援システム伝送装置)
復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) *2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) (緊急時対策支援システム伝送装置)



表 3-2 計測装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所 (3/3)

計測装置【既設／新設】	指示又は表示場所	記録場所
サブプレッションチェンバプール水位*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
格納容器下部水位*2 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
原子炉建屋水素濃度 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
原子炉圧力容器温度*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
フィルタ装置水位*2 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
フィルタ装置入口圧力*2 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
フィルタ装置水素濃度 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
フィルタ装置金属フィルタ差圧*2 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
フィルタ装置スクラバ水 pH 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
原子炉補機冷却水系系統流量*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量*2 【既設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
復水移送ポンプ吐出圧力*2 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）
静的触媒式水素再結合器動作監視装置*2 【新設】	中央制御室*1	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）

注記\*1：中央制御室待避室も含む。

\*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 3-3 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	制御棒位置監視装置
原子炉冷却材の不純物の濃度	原子炉水導電率
	化学分析装置
原子炉冷却材の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
	給水圧力
	主蒸気温度
	給水温度
	主蒸気流量
	給水流量
原子炉压力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）
	原子炉水位（停止域）
	原子炉水位（広帯域）
	原子炉水位（燃料域）
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
	格納容器内酸素濃度
	格納容器内水素濃度

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、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「3.6 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

安全保護装置の機能を実現する計測制御設備は、4 区分構成の検出器、多重伝送装置、安全保護系盤等で構成し、このうち、安全保護系盤には、マイクロプロセッサを用いたデジタル制御装置を適用した設計とする。安全保護系盤は、プロセス信号（検出器からの信号）を処理、監視するとともに、設定値との比較を行い、原子炉非常停止信号及び工学的安全施設作動に係る信号を発信する設備である。（図3-98「安全保護系盤構成図（例：原子炉非常停止信号）」参照。）

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デジタル信号（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。

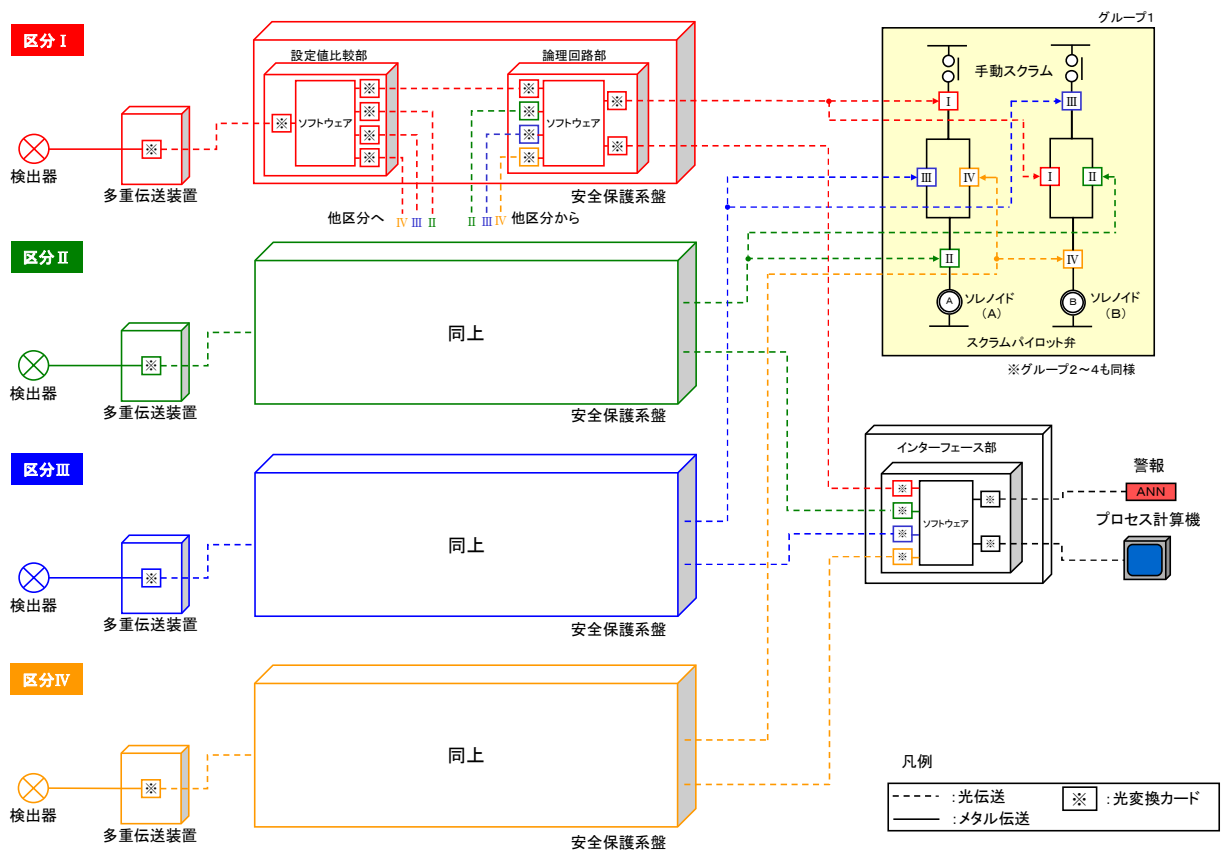


図3-98 安全保護系盤構成図（例：原子炉非常停止信号）

### 3.3.1 不正アクセス行為等の被害の防止

安全保護装置は、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、盤に対する施錠及び保守ツール接続部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で物理的に分離する設計とする。

安全保護装置は、盤に対する施錠及び保守ツール接続部に対する施錠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

安全保護系の信号は、安全保護系盤→プロセス計算機→防護装置→緊急時対策支援システム伝送装置→防護装置を介して伝送しており、この信号の流れにおいて、安全保護系からは発信されるのみであり、外部への信号の流れを送信のみに制限することにより外部ネットワークと機能的に分離する設計とする。（「図 3-99 外部ネットワークと物理的又は機能的な分離概略図」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、安全保護系制御装置の保守ツールを施錠管理された場所に保管するとともに、保守ツールのパスワード管理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動作や変更を防ぐ対策

安全保護装置は、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程（J E A C 4 6 2 0-2008）」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（J E A G 4 6 0 9-2008）」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を使用する設計とする。（図 3-100「デジタル安全保護系のソフトウェアに対する検証及び妥当性確認の流れ」、表 3-4「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，物理的及び電気的アクセスの制限，システムの導入段階，更新段階また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。

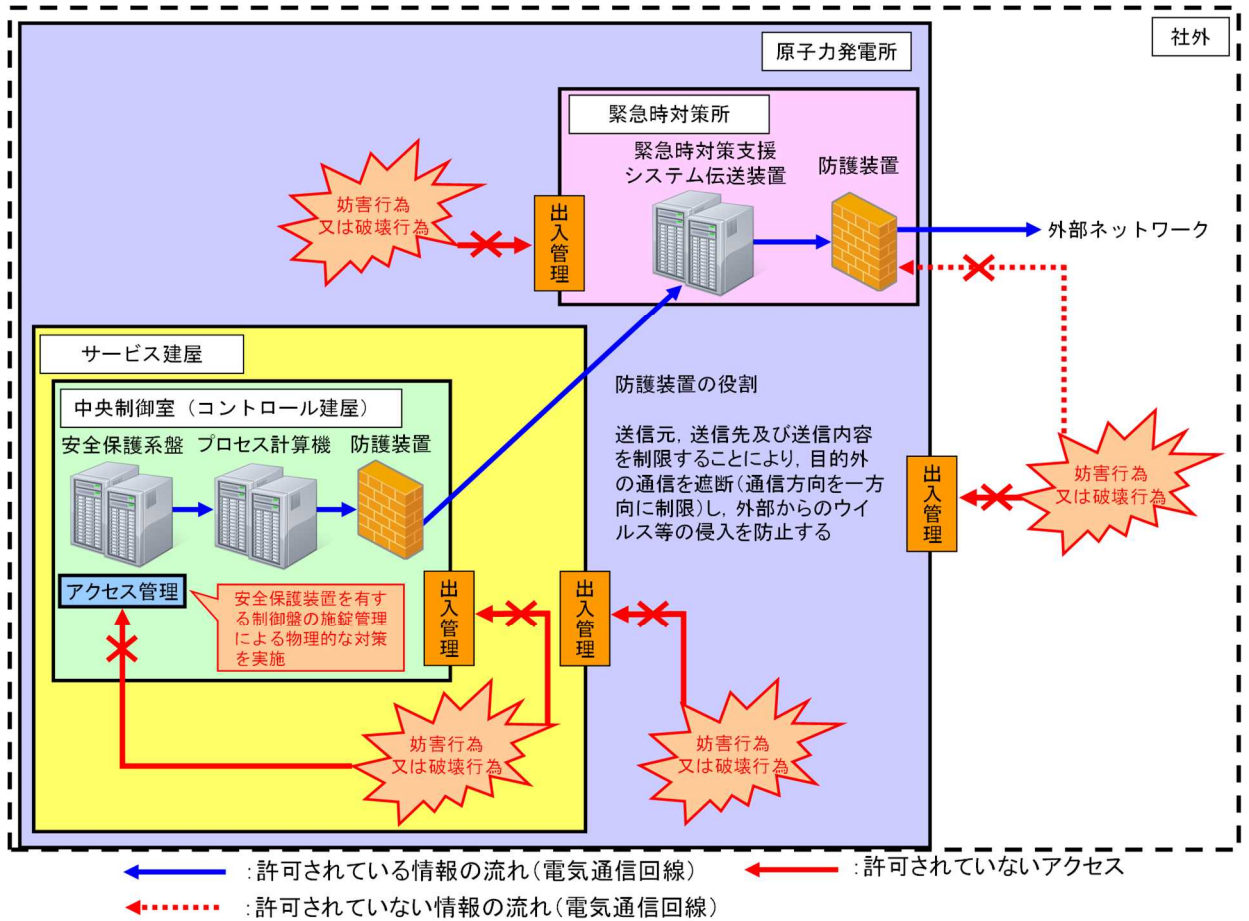


図 3-99 外部ネットワークと物理的又は機能的な分離概略図

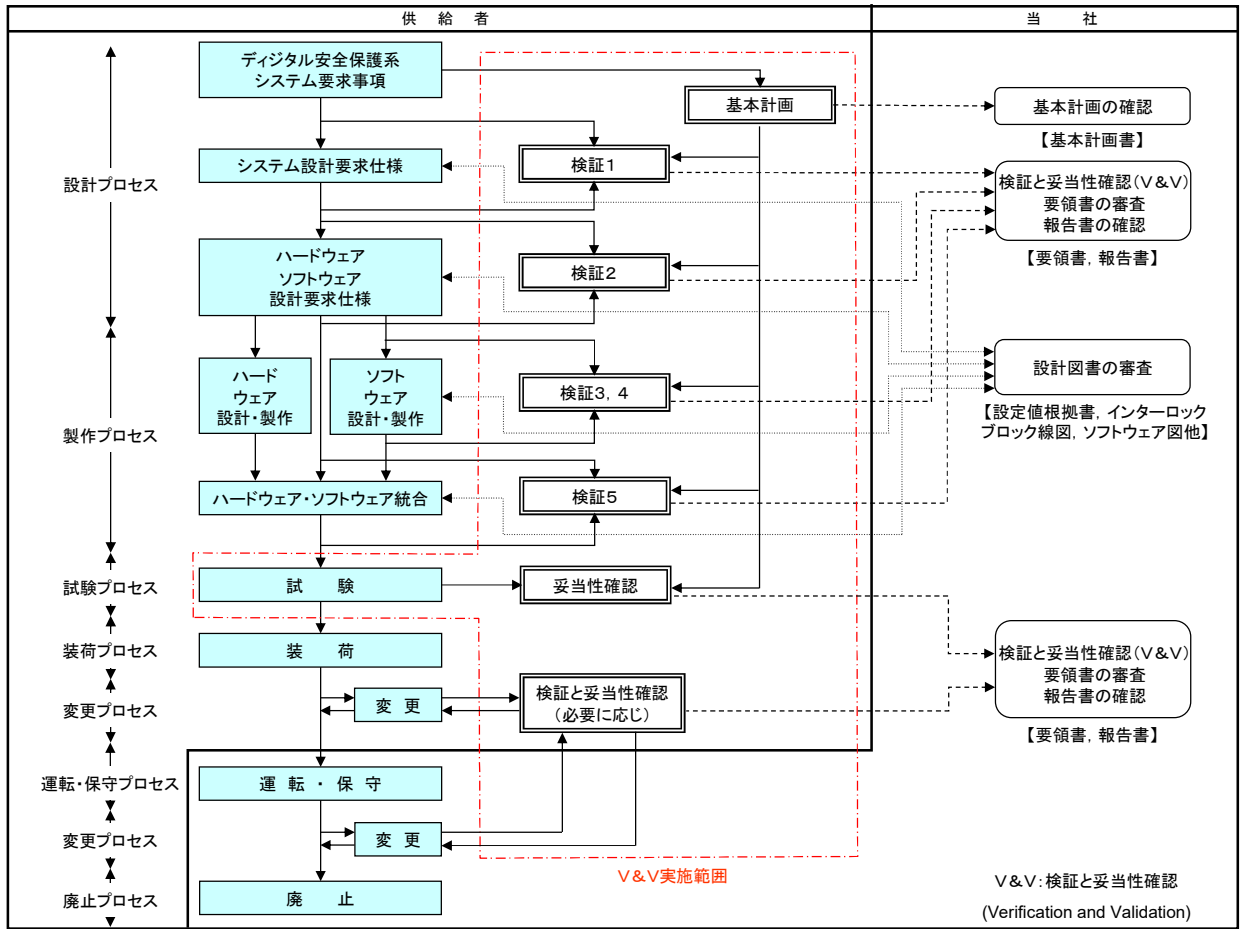


図 3-100 デジタル安全保護系のソフトウェアに対する検証及び妥当性確認の流れ

表 3-4 各検証項目における検証内容

検証項目	検証内容
検証 1	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検証する。
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	ソフトウェア設計通りに正しくソフトウェア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を統合してハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様通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を統合して検証されたシステムが、デジタル安全保護系システム要求事項を満た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「可搬型計測器の計測範囲」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、VI-1-1-7「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 (1/11)

名 称	計測範囲	プラントの状態*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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前		炉心損傷後
起動領域 モニタ	$10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}$ ( $1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	約 $100 \sim 10^4 \text{s}^{-1}$ 前後	定格出力の約 10 倍	$10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}$ ( $1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	—	原子炉の停止時から起動時の中性子束 (約 $100 \sim 10^4 \text{s}^{-1}$ 前後) を測定できる範囲として $10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}$ に設定。 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)、平均出力領域モニタによって監視可能。
	0~40%又は0~125% ( $1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	$10^8 \sim 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$		—	—	



表 4-1 計測装置の計測範囲 (2/11)

名 称	計測範囲	プラントの状態*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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
出力領域 モニタ	0~125% ( $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ) *2	0~100%	定格出力の約 10 倍	定格出力の約 3 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時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上影響はない。また、重大事故等時においても再循環ポンプトリップ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」「中性子源領域中性子束」と相まっ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である。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (3/11)

名 称	計測範囲	プラントの状態*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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
高圧炉心注水系 ポンプ吐出圧力	0～12MPa	0～11.8MPa	最大値： 11.8MPa	最大値： 11.8MPa	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧炉心注水系の運転時における、高圧炉心注水系系統の最高使用圧力（約 11.8MPa）を監視可能。
残留熱除去系 ポンプ吐出圧力	0～3.5MPa	0～3.5MPa	最大値： 3.5MPa	最大値： 3.5MPa	—	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、残留熱除去系系統の最高使用圧力（約 3.5MPa）を監視可能。
残留熱除去系 熱交換器入口温度	0～300℃	182℃以下	最大値： 182℃	最大値： 182℃	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系熱交換器入口温度の最高使用温度（182℃）に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系 熱交換器出口温度	0～300℃	182℃以下	最大値： 182℃	最大値： 182℃	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系熱交換器出口温度の最高使用温度（182℃）に余裕を見込んだ設定とする。
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	0～200℃	—	—	—	最大値： 85℃	代替循環冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度（85℃）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 (4/11)

名 称	計測範囲	プラントの状態*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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
残留熱除去系 系統流量	0～1500m <sup>3</sup> /h	0～954m <sup>3</sup> /h	0～954m <sup>3</sup> /h	0～954m <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 (954m <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 系統流量	0～300m <sup>3</sup> /h	0～182m <sup>3</sup> /h	0～182m <sup>3</sup> /h	0～182m <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 (182m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
高圧炉心注水系 系統流量	0～1000m <sup>3</sup> /h	0～727m <sup>3</sup> /h	0～727m <sup>3</sup> /h	0～727m <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、高圧炉心注水系ポンプの最大注水量 (727m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
高圧代替注水系 系統流量	0～300m <sup>3</sup> /h	—	—	0～182m <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 (182m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
復水補給水系流量 (RHR A系代替注水 流量)	0～200m <sup>3</sup> /h	—	—	0～90m <sup>3</sup> /h	0～90m <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、低圧代替注水系 (RHR A系ライン) における最大注水量 (90m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
復水補給水系流量 (RHR B系代替注水 流量)	0～350m <sup>3</sup> /h	—	—	0～300m <sup>3</sup> /h	0～140m <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、低圧代替注水系 (RHR B系ライン) における最大注水量 (300m <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 (5/11)

名 称	計測範囲	プラントの状態*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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉圧力	0～10MPa	7.07MPa	最大値： 8.48MPa	最大値： 8.92MPa (ATWS) *3	最大値： 約 7.8MPa	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (8.92MPa) を包絡するように、原子炉圧力 (0～10MPa) を設定する。 なお、主蒸気逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており、監視可能である。 また、原子炉圧力 (SA) にて原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa) の 1.2 倍 (10.34MPa) を監視可能である。
原子炉圧力 (SA)	0～11MPa	7.07MPa	最大値： 8.48MPa	最大値： 8.92MPa (ATWS) *3	最大値： 約 7.8MPa	
原子炉水位 (広帯域)	-3200～3500mm*4	1179 mm*4	-6872～1650mm*4	-7742～1650mm*4 -4550～4843mm*5	1179mm*4 以下 4372mm*5 以下	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル 3～8) 及び有効燃料棒底部まで監視可能である。
原子炉水位 (燃料域)	-4000～1300mm*5	4372 mm*5	-3680～4843 mm*5,6			
原子炉水位 (SA)	-3200～3500mm*4 -8000～3500mm*4	1179 mm*4	-6872～1650mm*4			
格納容器内圧力 (D/W)	0～1000kPa[abs]	5.2kPa	最大値： 246kPa	最大値： 310kPa	620kPa 未満	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、格納容器内圧力 (2Pd: 620kPa) に余裕を見込んだ設定とする。
格納容器内圧力 (S/C)	0～980.7kPa[abs]	5.2kPa	最大値： 177kPa	最大値： 310kPa	最大値： 550kPa	

表 4-1 計測装置の計測範囲 (6/11)

名 称	計測範囲	プラントの状態*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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
ドライウェル 雰囲気温度	0~300℃	57℃以下	最大値： 138℃	最大値： 140℃	最大値： 207℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、格納容器内温度(207℃)に余裕を見込んだ設定とする。また、原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能である。
サプレッション チェンバ 気 体温度	0~300℃	57℃以下	最大値： 138℃	最大値： 146℃	最大値： 169℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、サプレッションチェンバ気体温度(約169℃)に余裕を見込んだ設定とする。また、原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能である。
サプレッショ ンチェンバ プ ール水温度	0~200℃	35℃以下	最大値： 97℃	最大値： 139℃	最大値： 158℃	通常運転時~設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するように、サプレッションチェンバプール水温度(約158℃)に余裕を見込んだ設定とする。また、原子炉格納容器の限界圧力(2Pd:620kPa)におけるサプレッションチェンバプール水の飽和温度(約166℃)を監視可能である。
格納容器内 酸素濃度	0~30vol%	3.5vol%以下	4.9vol%以下	3.5vol%以下	3.9vol%以下	重大事故等時に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(0~4.9vol%)を監視可能である。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (7/11)

名 称	計測範囲	プラントの状態*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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内水素濃度	0~30vol%	0vol%	0~6.2vol%	0vol%	0~38vol%	重大事故等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(0~38vol%)を監視可能である。格納容器内水素濃度が30vol%を超えた場合においては、格納容器内水素濃度(SA)により監視可能である。
格納容器内水素濃度(SA)	0~100vol%	0vol%	0~6.2vol%	0vol%	0~38vol%	
復水貯蔵槽水位(SA)	0~16m	—	0~15.5m	0~15.5m	0~15.5m	重大事故等時において、復水貯蔵槽の底部からオーバーフローレベル(0~15.5m)を監視可能である。
復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	0~150m <sup>3</sup> /h	—	—	—	0~90m <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、格納容器下部注水系の最大注水量(90m <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 (8/11)

名 称	計測範囲	プラントの状態*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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
サプレッション チェンバプール 水位	-6~11m (T. M. S. L. -7150 ~+9850mm) *7	0m (T. M. S. L. - 1150mm) *7	-2.59~0m (T. M. S. L. - 3740~- 1150mm) *7	0~5.82m (T. M. S. L. - 1150~+ 4665mm) *7	0~8.9m (T. M. S. L. - 1150~+ 7750mm) *7	ウェットウェルベント操作可否判断 ( ベントライン高さ-1m:8.9m)を把握 できる範囲を監視可能である。 重大事故等時のパラメータ変動を包 絡するように、サプレッションチェ ンバプール水位(0~8.9m)に余裕を 見込んだ設定とする。 (なお、サプレッションチェンバプ ールを水源とする非常用炉心冷却系 の起動時に想定される変動(低下) 水位:-2.59mについても監視可能 である。)
格納容器下部水 位	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. - 5600mm, -4600mm, -3600mm) *7	—	—	—	+2m 以上 (T. M. S. L. - 4600mm 以上) *7	原子炉格納容器下部における注水状 況を確認するため、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。 操作上2mまで計測できれば問題な い。
原子炉建屋 水素濃度	0~20vol%	—	—	0vol%	2vol%以下	重大事故等時において、水素と酸素 の可燃限界(水素濃度:4vol%)を 監視可能である(なお、静的触媒式 水素再結合器にて、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)。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (9/11)

名 称	計測範囲	プラントの状態*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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉圧力 容器温度	0～350℃	287℃以下	最大値：300℃ (制御棒落下)	最大値：304℃	最大値：300℃*8	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(0～350℃)を設定する。
フィルタ装置 水位	0～6000mm	—	—	500～2200mm	500～2200mm	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位：約2200mm、下限水位：約500mmを監視可能。
フィルタ装置 入口圧力	0～1MPa	—	—	最大値： 0.31MPa	最大値： 0.62MPa	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置内の最高圧力(0.62MPa)が監視可能。また、待機時に、窒素置換(約0.01MPa以上)が維持されていることを監視可能。
フィルタ装置 水素濃度	0～100vol%	—	—	0vol%	0～38vol%	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し、フィルタ装置入口及び出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界(4vol%)未満であることを監視可能。格納容器内水素濃度の最大値(38vol%(ドライ条件))を監視可能。



表 4-1 計測装置の計測範囲 (10/11)

名 称	計測範囲	プラントの状態*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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
フィルタ装置 金属フィルタ 差圧	0～50kPa	—	—	最大値： □	最大値： □	金属フィルタの差圧 □ が監視可能。 □
フィルタ装置 スクラバ水 pH	pH0～14	—	—	□	□	フィルタ装置スクラバ水のpH (pH0～14) が監視可能。
原子炉補機冷却水系系統流量	0～4000m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 0～3000m <sup>3</sup> /h (区分Ⅲ)	0～2600m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 0～2200m <sup>3</sup> /h (区分Ⅲ)	0～2200m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 0～1700m <sup>3</sup> /h (区分Ⅲ)	0～2200m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 0～1700m <sup>3</sup> /h (区分Ⅲ)	0～600m <sup>3</sup> /h	原子炉補機冷却水ポンプの最大流量 (2600m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ), 2200m <sup>3</sup> /h (区分Ⅲ)) を監視可能。 代替原子炉補機冷却水ポンプの最大流量 (600m <sup>3</sup> /h) を監視可能。
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	0～2000m <sup>3</sup> /h	0～1200m <sup>3</sup> /h	0～1200m <sup>3</sup> /h	0～1200m <sup>3</sup> /h	0～470m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の最大流量 (1200m <sup>3</sup> /h) を監視可能。 熱交換器ユニット (代替原子炉補機冷却水ポンプ) の最大流量 (470m <sup>3</sup> /h) を監視可能。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (11/11)

名 称	計測範囲	プラントの状態*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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
復水移送ポンプ吐出圧力	0～2MPa	—	—	最大値： 1.37MPa	最大値： 1.7MPa	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、重大事故等時における、復水補給水系の最高使用圧力（約1.7MPa）を監視可能。
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0～300℃	—	—	最大値：100℃以下	最大値：300℃以下	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能である。

注記\*1：プラントの状態の定義は、以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、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。通常運転時に想定される設計値を記載。
- ・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。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- ・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。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- ・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。重大事故等時に想定される設計値を記載。

\*2：定格出力時の値に対する比率で示す。

\*3：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。

\*4：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1224cm）。

\*5：基準点は有効燃料棒頂部（原子炉圧力容器零レベルより905cm）。

\*6：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。

\*7：T. M. S. L. =東京湾平均海面。

\*8：300℃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。

表 4-2 可搬型計測器の計測範囲 (1/2)

監視パラメータ	常設計器の計測範囲	計測範囲等
高压炉心注水系ポンプ吐出 圧力	0~12MPa	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吐出圧 力	0~3.5MPa	0~3.5MPa 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℃までの温度計測が可能。
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℃までの温度計測が可能。
復水補給水系温度 (代替循環 冷却)	0~200℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度で ある 350℃までの温度計測が可能。
残留熱除去系系統流量	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。
原子炉隔離時冷却系系統流 量	0~300m <sup>3</sup> /h	0~300m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの 電気信号を計測。
高压炉心注水系系統流量	0~1000m <sup>3</sup> /h	0~1000m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの 電気信号を計測。
高压代替注水系系統流量	0~300m <sup>3</sup> /h	0~300m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの 電気信号を計測。
復水補給水系流量 (RHR A 系 代替注水流量)	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。
復水補給水系流量 (RHR B 系 代替注水流量)	0~350m <sup>3</sup> /h	0~350m <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	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	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)	-3200~3500mm <sup>*1</sup>	-3200~3500mm <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)	-4000~1300mm <sup>*2</sup>	-4000~1300mm <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)	-3200~3500mm <sup>*1</sup> -8000~3500mm <sup>*1</sup>	-3200~3500mm <sup>*1</sup> , -8000~3500mm <sup>*1</sup> に相当する検出器からの電気信号を 計測。
格納容器内圧力 (D/W)	0~1000kPa[abs]	0~1000kPa[abs]に相当する検出器か らの電気信号を計測。
格納容器内圧力 (S/C)	0~980.7kPa[abs]	0~980.7kPa[abs]に相当する検出器 からの電気信号を計測。
ドライウェル雰囲気温度	0~300℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度で ある 350℃までの温度計測が可能。
サプレッションチェンバ 気体温度	0~300℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度で ある 350℃までの温度計測が可能。
サプレッションチェンバ 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 500℃までの温度計測が可能。
復水貯蔵槽水位 (SA)	0~16m <sup>*3</sup>	0~16m <sup>*3</sup> に相当する検出器からの電 気信号を計測。

表 4-2 可搬型計測器の計測範囲 (2/2)

監視パラメータ	常設計器の計測範囲	計測範囲等
復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	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。
サプレッションチェンバプール水位	-6~11m <sup>*4</sup> (T. M. S. L. -7150~+9850mm)	-6~11m <sup>*4</sup> に相当する検出器からの電気信号を計測。
格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m <sup>*5</sup> (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm)	+1m, +2m, +3m <sup>*5</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	0~350℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350℃までの温度計測が可能。
フィルタ装置水位	0~6000mm <sup>*6</sup>	0~6000mm <sup>*6</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	0~1MPa	0~1MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
フィルタ装置金属フィルタ差圧	0~50kPa	0~50kPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉補機冷却水系系統流量	0~4000m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 0~3000m <sup>3</sup> /h (区分Ⅲ)	0~4000m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ), 0~3000m <sup>3</sup> /h (区分Ⅲ) 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冷却水流量	0~2000m <sup>3</sup> /h	0~2000m <sup>3</sup> /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
復水移送ポンプ吐出圧力	0~2MPa	0~2MPa 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器動作監視装置	0~300℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350℃までの温度計測が可能。

注記\*1 : 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1224cm)。

\*2 : 基準点は有効燃料棒上端 (原子炉圧力容器零レベルより 905cm)。

\*3 : 基準点は復水貯蔵槽のノズル下端。

\*4 : 基準点は N. W. L. (T. M. S. L. -1150mm)。

\*5 : 基準点は下部ドライウェル底部。

\*6 : 基準点はスクラバノズル上端。

VI-1-5-1-別添1 格納容器内水素濃度 (SA) による格納容器内水素濃度の監視について

## 目 次

1. 概要	1
2. 格納容器内酸素濃度及び水素濃度の監視	2
2.1 格納容器水素・酸素濃度計測装置について	2
3. 格納容器内水素濃度 (SA) について	3
3.1 格納容器内水素濃度 (SA) の概要	3
3.1.1 測定原理	3
3.1.2 計器精度	7
3.1.3 格納容器内水素濃度 (SA) の応答性について	11
3.1.4 システム構成	14
3.1.5 設置位置	16
3.1.6 格納容器内における気体のミキシングについて	17
3.2 格納容器内水素濃度 (SA) の検出素子部の加温について	18
3.3 格納容器内水素濃度 (SA) の健全性について	22
3.4 水素燃焼の影響	25
3.5 被毒物質の影響	30
3.6 格納容器内水素濃度 (SA) の耐震性について	37
3.7 格納容器内水素濃度 (SA) の電源供給について	37

## 1. 概要

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」にて、格納容器内水素濃度（SA）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（SA）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. 格納容器内酸素濃度及び水素濃度の監視

### 2.1 格納容器水素・酸素濃度計測装置について

格納容器水素・酸素濃度計測装置は、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酸素濃度は、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%を超えることは無く、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、代替原子炉補機冷却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計装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 (SA) により事故初期から継続して監視が可能)

代替原子炉補機冷却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格納容器内圧力は上昇し、原子炉格納容器の限界圧力 (620kPa (gage)) に到達するまでに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)」では約38時間後に格納容器ベントを実施) 格納容器ベントを実施する約38時間までは、水の放射線分解によって発生する酸素ガス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。

このために、格納容器内水素・酸素濃度計測装置は、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。柏崎刈羽原子力発電所6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 (SA)、格納容器内水素濃度及び格納容器内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 (SA) については代替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、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度においては代替原子炉補機冷却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)」においては代替原子炉補機冷却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 (SA) について

#### 3.1 格納容器内水素濃度 (SA) 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 (SA) は、水素吸蔵材料式のものを用いる。

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。

水素吸蔵材料式の測定原理は、図 3-1 「格納容器内水素濃度 (SA) の測定原理」のとおりである。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。

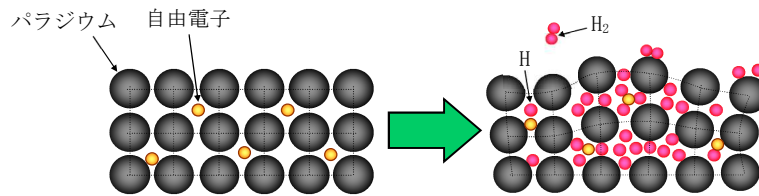


図 3-1 格納容器内水素濃度 (SA) の測定原理

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に水素を含む原子炉格納容器内ガスが接触すると、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 (SA) 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。

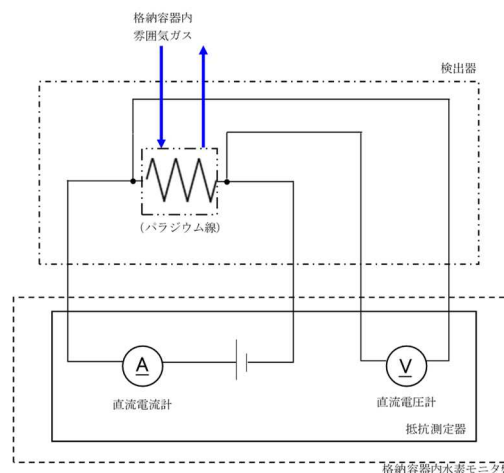


図 3-2 水素濃度計検出回路の概要図

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ります。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。

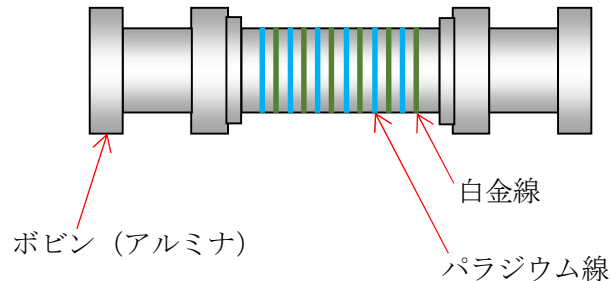


図3-3 検出素子部の概要図

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。

- 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）
- 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）
- 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。
- 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、図3-6に示す水素分圧と抵抗変化率の試験データのグラフから、パラジウムの抵抗変化率に対応する水素分圧を求める\*<sup>1</sup>。
- 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\*<sup>2</sup>、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：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：191.8Ω，パラジウムの抵抗測定値：187.7Ωを仮定した場合)

- a. 白金線の抵抗値 (191.8Ω) から検出素子部の温度 (260℃) を算出。(図3-4参照)
- b. 検出素子部の温度 (260℃) より，水素濃度0vol%におけるパラジウム抵抗値 (186.4Ω) を算出。(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 (187.7Ω) と水素濃度0vol%におけるパラジウム抵抗値 (186.4Ω) の差分より，パラジウム抵抗値増加量 (1.3Ω) を算出する。
- d. パラジウム抵抗値増加量 (1.3Ω) と測定温度 (260℃) におけるパラジウムの抵抗値 (186.4Ω) からパラジウムの抵抗変化率 (  %) を算出し，図3-6のグラフから260℃，パラジウムの抵抗変化率が  %の時の水素分圧 (3.0kPa) をグラフから読み取る。(図3-6参照)
- e. 水素分圧 (3.0kPa) を全圧 (大気圧：101kPa) で除し水素濃度 (約 3.0vol%) を算出する。

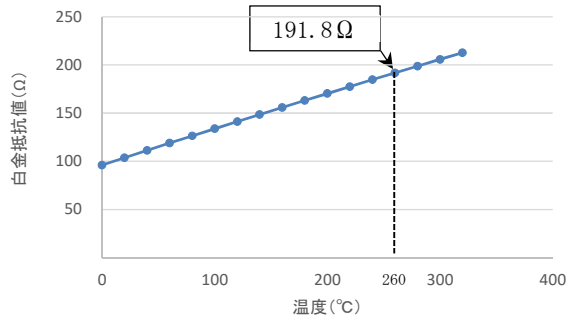


図 3-4 白金抵抗特性グラフ  
(水素濃度 : 0vol%時)

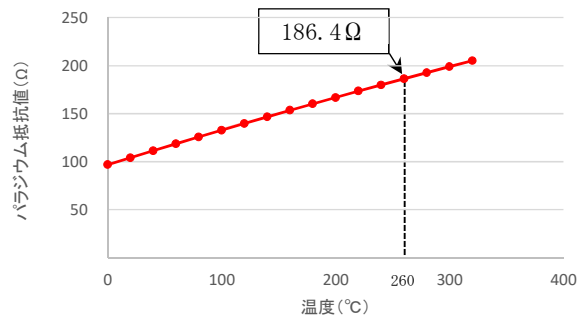


図 3-5 パラジウム抵抗特性グラフ  
(水素濃度 : 0vol%時)

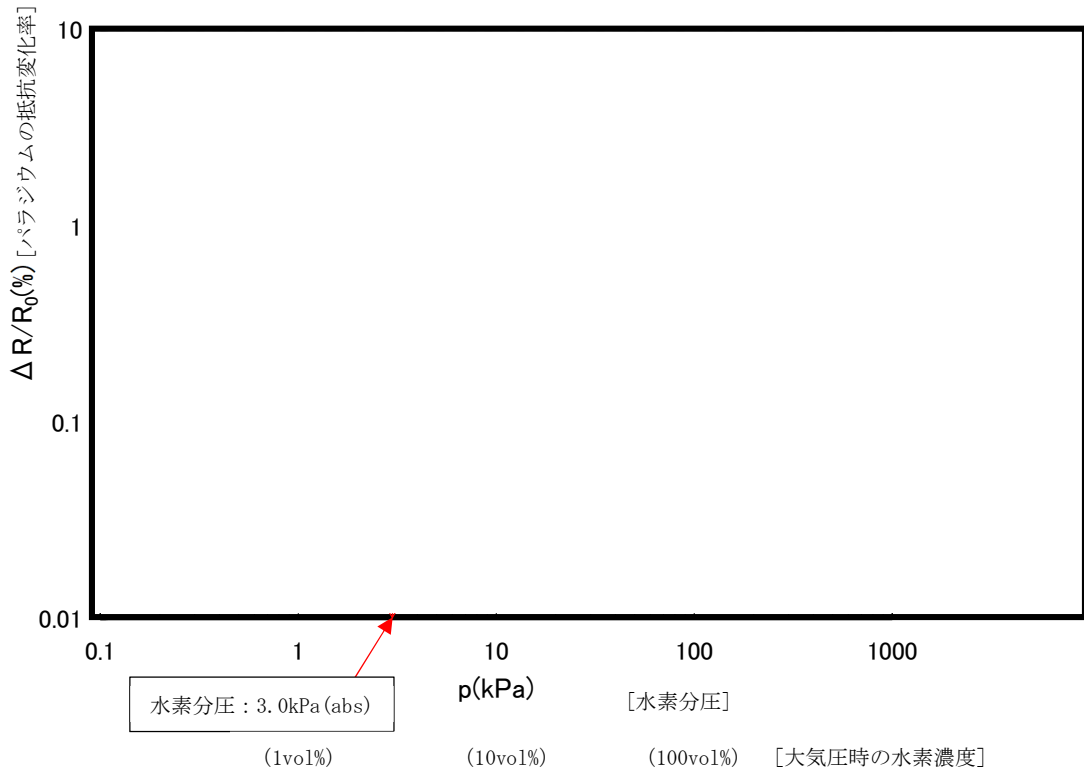


図 3-6 水素分圧と抵抗変化率の相関

### 3.1.2 計器精度

格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図を図 3-7「格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図」に示す。

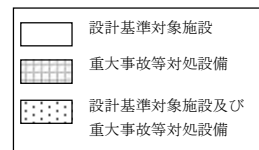
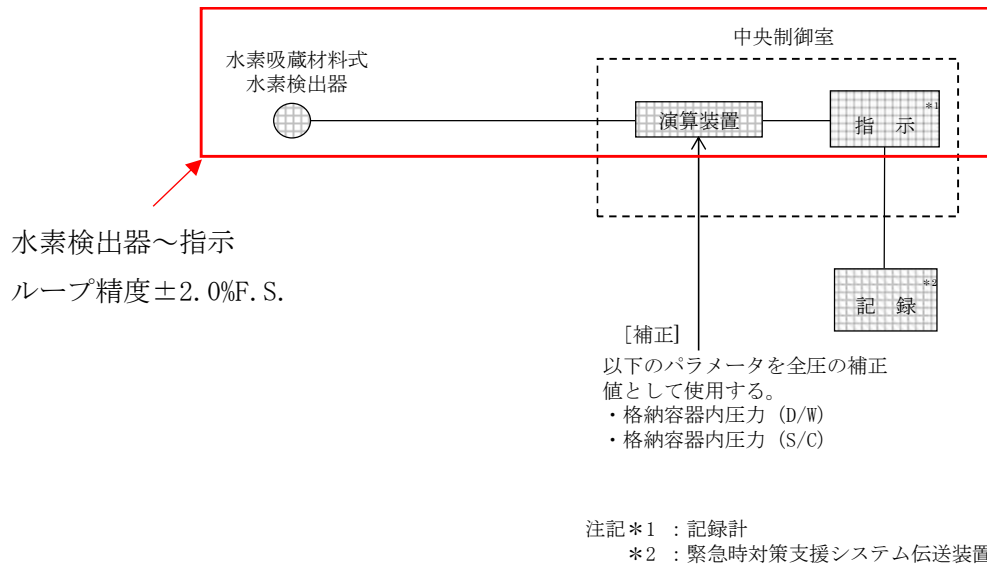


図 3-7 格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図

格納容器内水素濃度 (SA) 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。但し、上記の精度には、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) 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。

$$f(x_1, x_2) = \frac{x_1}{x_2} \quad (a)$$

$$\sigma = \sqrt{\left(\frac{1}{m_2} \cdot \varepsilon_1\right)^2 + \left(\frac{m_1}{m_2^2} \cdot \varepsilon_2\right)^2} \quad (b)$$

$$x_1 = m_1 \pm \varepsilon_1, \quad x_2 = m_2 \pm \varepsilon_2$$

$x_1, x_2$  : 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)

(b) 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 (格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C)) 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38vol%）を考慮し、水素濃度40vol%におけるループ精度を表3-1「水素濃度40vol%におけるループ精度」に示す。

ここでは、水素濃度40vol%、全圧（格納容器内圧力（D/W））が大気圧（101kPa）の時の計算の具体例を以下に記載する。

＜計算パラメータ＞

$$m_1 = 40.4 \text{ [kPa]}$$

$$m_2 = 101 \text{ [kPa]}$$

$$\varepsilon_1 = \boxed{\phantom{000}} \text{ [kPa]}^{*1}$$

$$\varepsilon_2 = \boxed{\phantom{000}} \text{ [kPa]}^{*2}$$

注記\*1：格納容器内水素濃度（SA）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、格納容器内圧力（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 $\boxed{\phantom{000}}$  kPa(abs)となり、この場合の水素分圧の誤差 $\varepsilon_1$ は、 $\boxed{\phantom{000}}$  kPa(abs) × 2.0% =  $\boxed{\phantom{000}}$  kPa(abs)となる。

\*2：格納容器内圧力（D/W）の圧力検出器～演算装置までのループ精度は、 $\boxed{\phantom{000}}$  %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) ×  $\boxed{\phantom{000}}$  % =  $\boxed{\phantom{000}}$  kPa(abs)となる。

$$\sigma = \sqrt{\left(\frac{1}{m_2} \cdot \varepsilon_1\right)^2 + \left(\frac{m_1}{m_2^2} \cdot \varepsilon_2\right)^2} = \sqrt{\left(\frac{1}{101} \times \boxed{\phantom{000}}\right)^2 + \left(\frac{40.4}{101^2} \times \boxed{\phantom{000}}\right)^2} \times 100 = \boxed{\phantom{000}} \text{ [%]}$$

表 3-1 水素濃度 40vol%におけるループ精度

全圧 [kPa(abs)]	誤差 [vol%]
101 (大気圧)	$\boxed{\phantom{000}}$
約 156	
721 (2Pd)	

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（SA）は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。

水素検出器へ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3-8「水素濃度試験の試験装置概略図」に示す。試験装置は、検出器を収納するための圧力容器、検出器を加温するための恒温槽、検出器への水素ガス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し演算装置へ入力するための圧力計、圧力容器内の気体を排気するための真空引用ポンプから構成される。



図3-8 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℃-620kPa (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、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ガスの吸蔵)と水素濃度の下降(パラジウムによる水素ガスの放出)の特性(図3-14参照)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[℃]	200
圧力容器内圧力[kPa(abs)]	721
検出素子部の温度	□℃±□℃
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3-9「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 3-9 に示すとおり、水素濃度を 0.0vol%～100.0vol%に変化させた時に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ガス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			良
4.0	3.95	2.0～5.9*3			
20.0	20.1	18.1～22.1			
40.0	40.0	38.0～42.0			
60.0	60.2	58.2～62.2			
80.0	80.2	78.2～82.2			
100.0	100.0	98.0～100.0			

注記\*1：水素ガスボンベの検査成績書の値

\*2：判定基準は基準ガス濃度±2.0vol%とした。

\*3：判定基準は 1.95vol%～5.95vol%となるが保守的に 2.0vol%～5.9vol%とした。



図 3-9 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 (SA) の応答性について

格納容器内水素濃度 (SA) 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 3-10 「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、チェンバへ水素ガス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 3-10 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.Vokl, eds., Springer, pp. 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 3-11 「応答性確認試験結果」に示す。本試験では水素ガス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 3-11 に示すとおり, 応答性は判定基準の 40 秒以下に対し, 水素ガス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 3-11 に示すとおり, 出力値の誤差が 2.0vol%以下に対し,  $\pm$   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	<input type="text"/>	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 $\pm$ 2.0vol%とした。

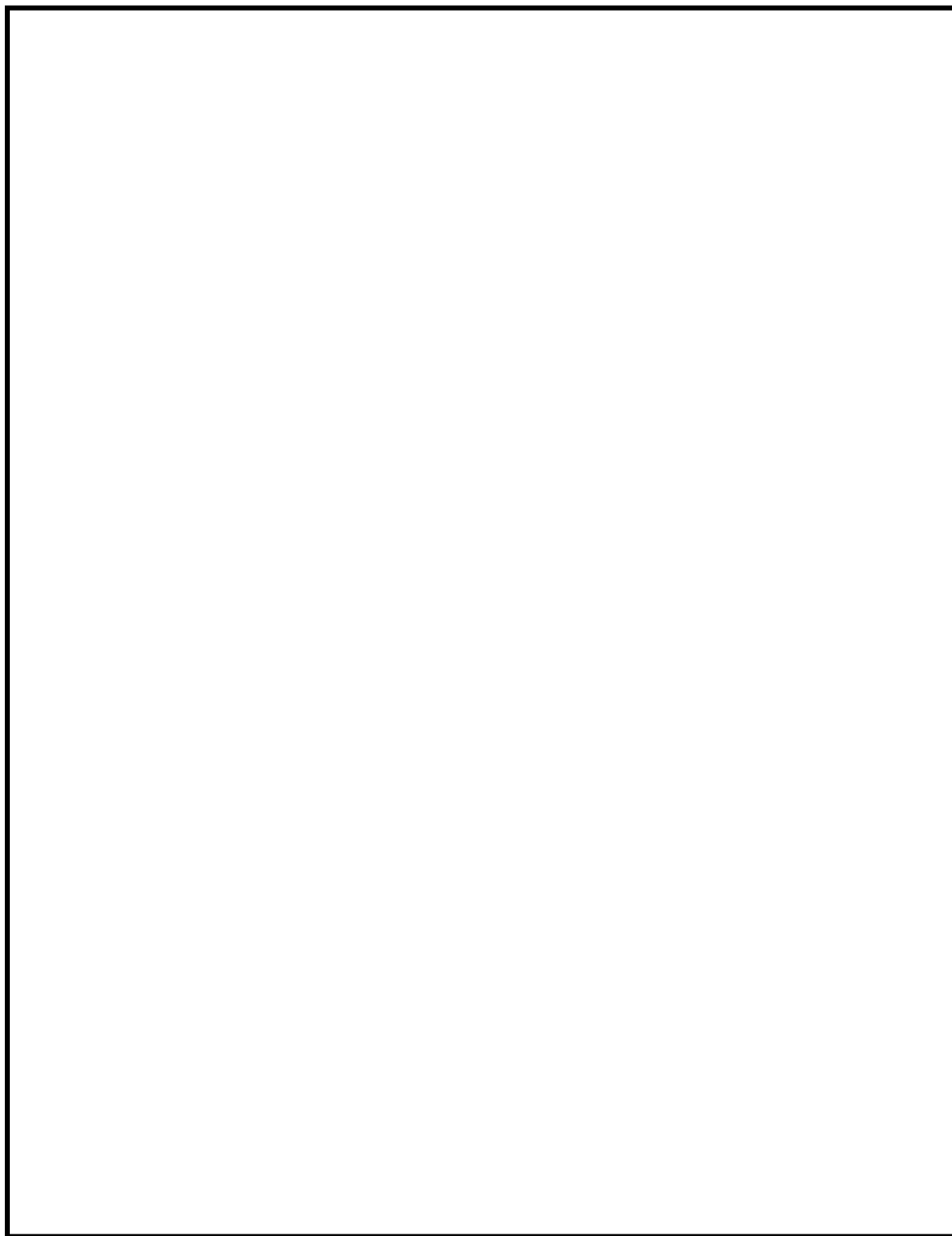


図 3-11 応答性確認試験結果

### 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 (SA) の概要について図 3-12 「格納容器内水素濃度 (SA) 系統概要図及び検出器概要図」に示す。

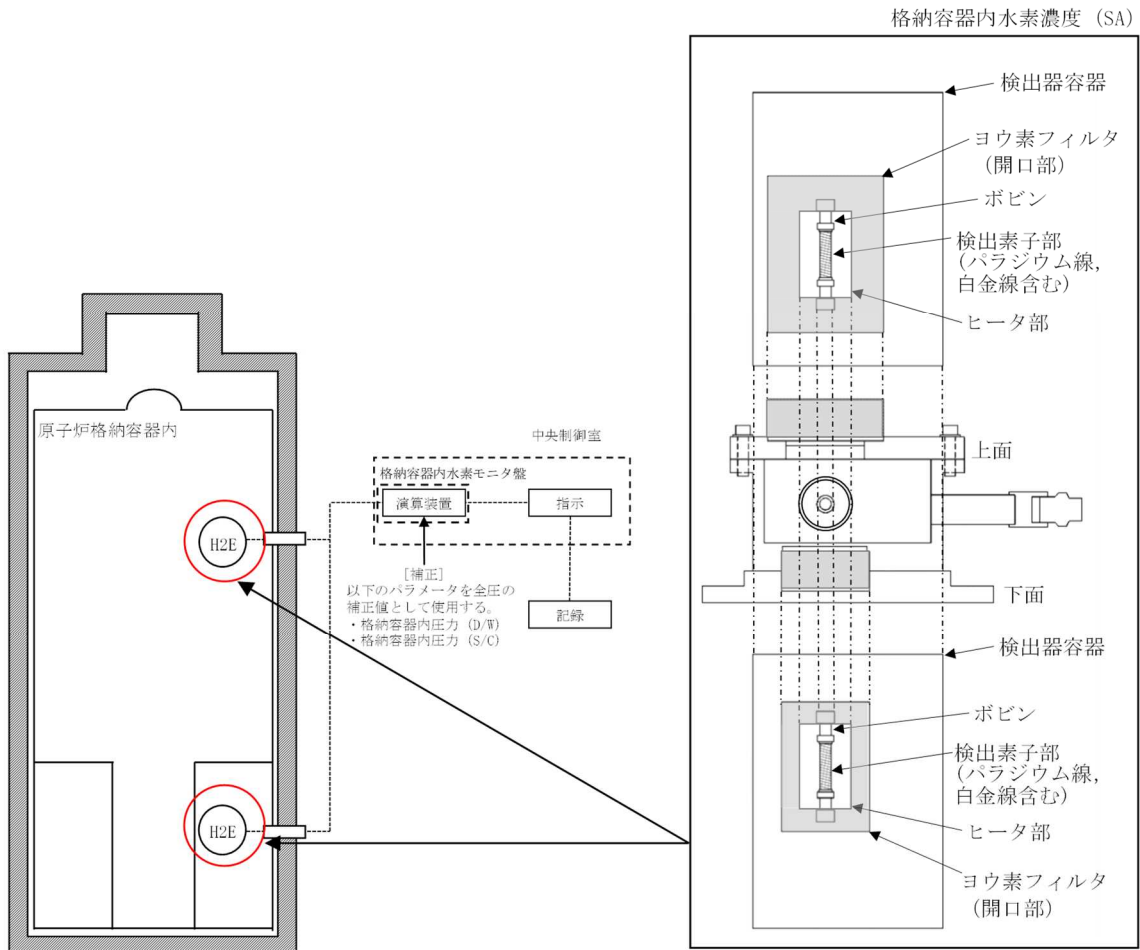


図 3-12 格納容器内水素濃度 (SA) 系統概要図及び検出器概要図

検出器容器の上部及び下部の 2ヶ所に開口部があり、この開口部から雰囲気に含まれる水素ガスが流入する構造としている。この開口部の大きさは、検出素子部より大きくなるよう設計しており、上部の開口部は、下部の開口部に比べて、余裕を持たせた大きさとしている。

格納容器内水素濃度 (SA) 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、検出器容器に収納されている。

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り、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を検出器の上下開口部に設置している。

(2) 格納容器内水素モニタ盤

格納容器内水素モニタ盤は、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。格納容器内水素モニタ盤は、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 (SA) の設置位置を図 3-13「格納容器内水素濃度 (SA) の設置位置」に示す。

図 3-13 に示すとおり、格納容器内水素濃度 (SA) 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、かつ格納容器内水素濃度と同等の高さとしている。また、格納容器内水素濃度 (SA) 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。

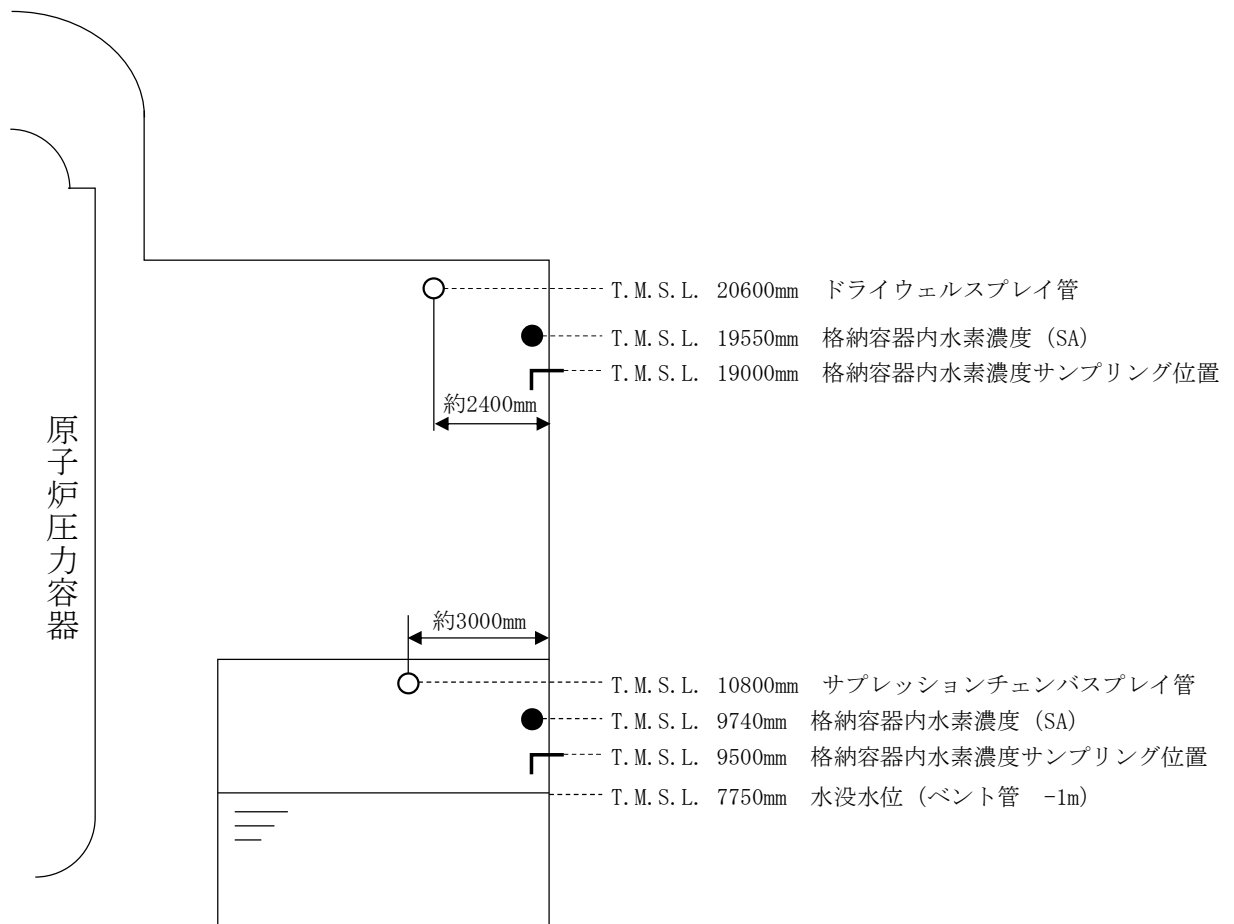


図 3-13 格納容器内水素濃度 (SA) の設置位置

### 3.1.6 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（SA）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（補足説明資料） 4. 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，電力共同研究等\*<sup>1</sup>、\*<sup>2</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>3</sup>

有効性評価「水素燃焼」のシナリオでは，間欠的なスプレイの実施及び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。事象発生から約 22.5 時間後の代替循環冷却の運転開始前に復水移送ポンプを停止しないと実施できない系統構成があるため，数十分間復水移送ポンプの運転を停止するが，この間についても原子炉格納容器内の温度差によってミキシングされるものと考えられる。

注記\*1：社内研究「触媒式FCS導入に向けた格納容器内熱流動特性の評価(フェーズ2)」

(平成19年3月)

\*2：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)

\*3：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 (SA) 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°C, 100°C, 260°C, 300°C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 3-14「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 3-14 に示すとおり、格納容器内水素濃度 (SA) はパラジウム線が 260°C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°Cにする。

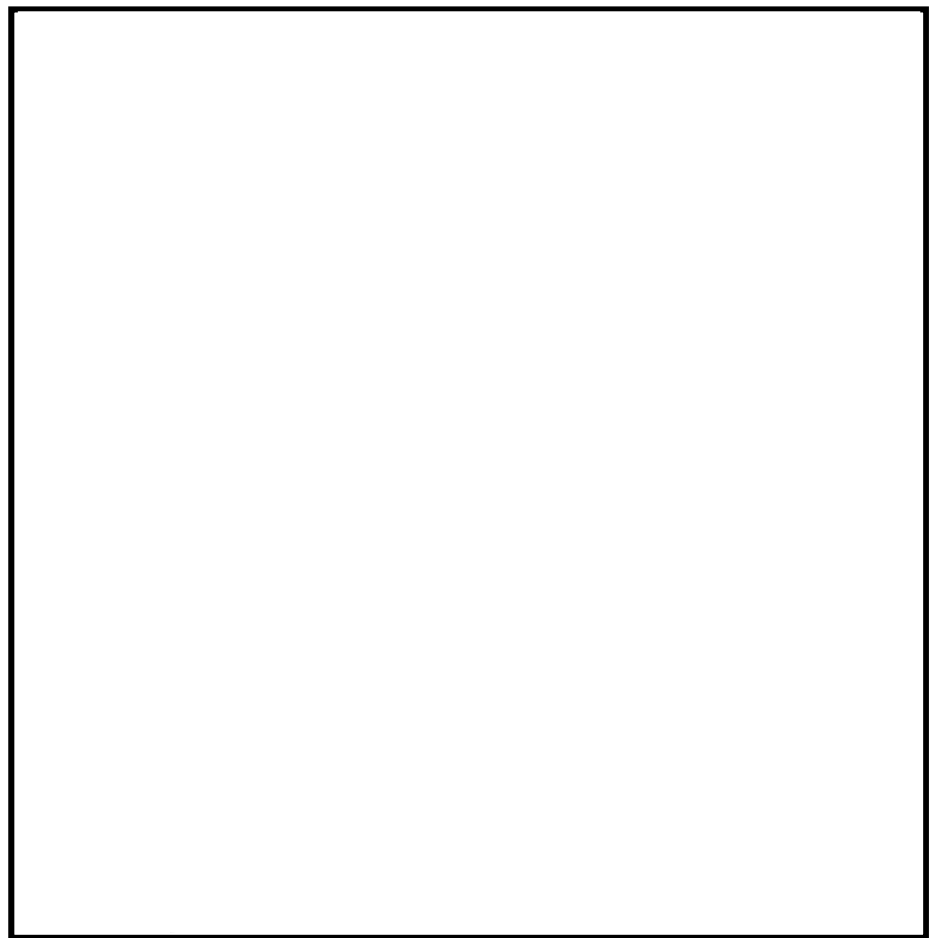


図 3-14 パラジウム中の水素原子の密度



(2) ヒータ温度制御について

格納容器内水素濃度 (SA) のパラジウム線の加温温度は(1)のとおり約 300°Cにする必要があることから、ヒータにて検出素子部を  $\square^{\circ}\text{C} \pm \square^{\circ}\text{C}$  の範囲で温度制御している。

検出素子部とヒータ部の概要を図 3-15「ヒータ部の概要図」、保温材を巻いた検出素子部の外観を図 3-16「保温材を巻いた検出素子部」に示す。図 3-15 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、ヒータの周囲には図 3-16 に示すとおり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検出器容器に収納されており、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。

ヒータは隙間を設けて金属円筒に巻き付けており、水素ガスの流入を阻害することはない。また、ヒータを巻付けている金属円筒には無数の穴を設けている。

保温材は繊維状の材料を使用しており、保温材がボビンへの水素ガスの流入を阻害することはない。また、保温材の周囲に設けている保温材固定用の金属円筒には水素ガスの流入を阻害することのないよう無数の穴を設けている。



図 3-15 ヒータ部の概要図



図 3-16 保温材を巻いた検出素子部

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□℃±□℃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℃) □	□℃±□℃	良 最小値: □℃ 最大値: □℃
200℃ □		良 最小値: □℃ 最大値: □℃

(3) 格納容器内水素濃度 (SA) 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 (SA) 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。検出素子部は検出器容器に収納されていることから検出素子部は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

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検出器は水没しない。(図3-13参照)

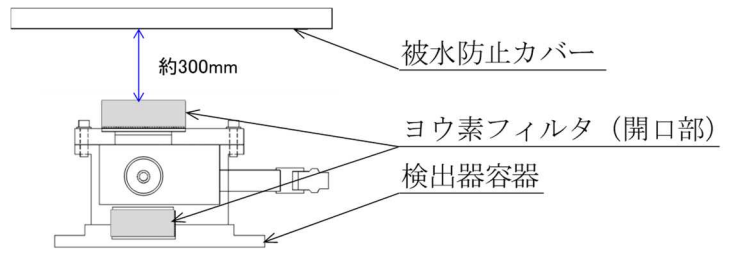
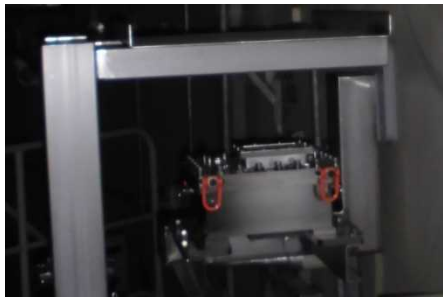
c. 検出器の被水

格納容器スプレイによる被水及び格納容器スプレイの際に検出器上部にあるケーブルトレイ等の構造物からの跳ね返りによる被水を防止するため、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検出器上部に被水防止カバーを設置する。

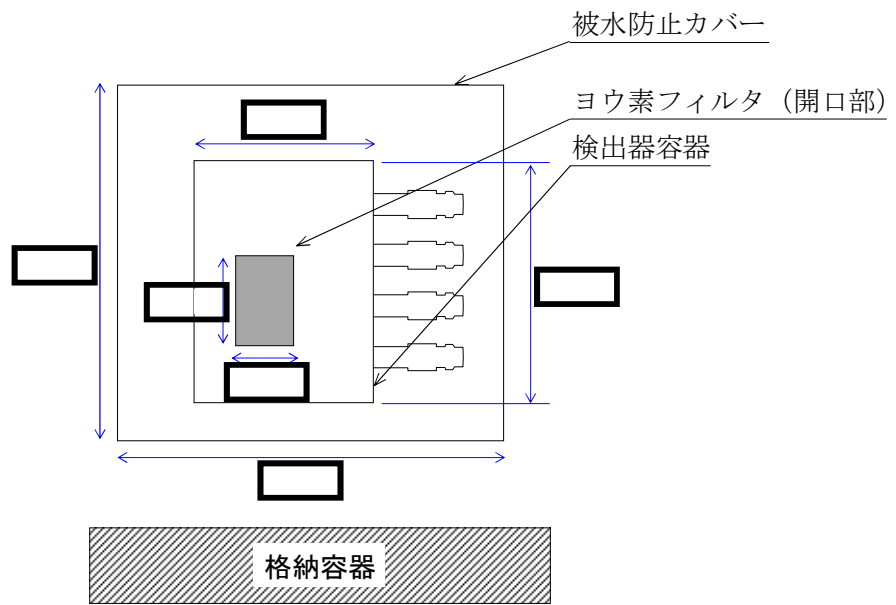
被水防止カバーは検出器容器を覆える大きさとすることで検出器容器への被水を防止する。

被水防止カバーの設置例を図3-17「被水防止カバー設置例」に示す。

なお、検出器について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。(表3-8, 3-9参照)



<正面図>



<上から見た図>

図 3-17 被水防止カバー設置例

### 3.3 格納容器内水素濃度 (SA) の健全性について

#### (1) 使用環境

格納容器内水素濃度 (SA) の環境条件は、表 3-8「格納容器内水素濃度 (SA) 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 (SA) の検出器及び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 3-18 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 (SA) は、表 3-8 及び表 3-9「格納容器内水素濃度 (SA) 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。さらに、耐環境試験後に検出素子部の外観に異常は認められていないため、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、連続的な抵抗測定及び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 (SA) 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)	220℃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	620kPa (gage) (168 時間)	620kPa (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	800kGy / 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。

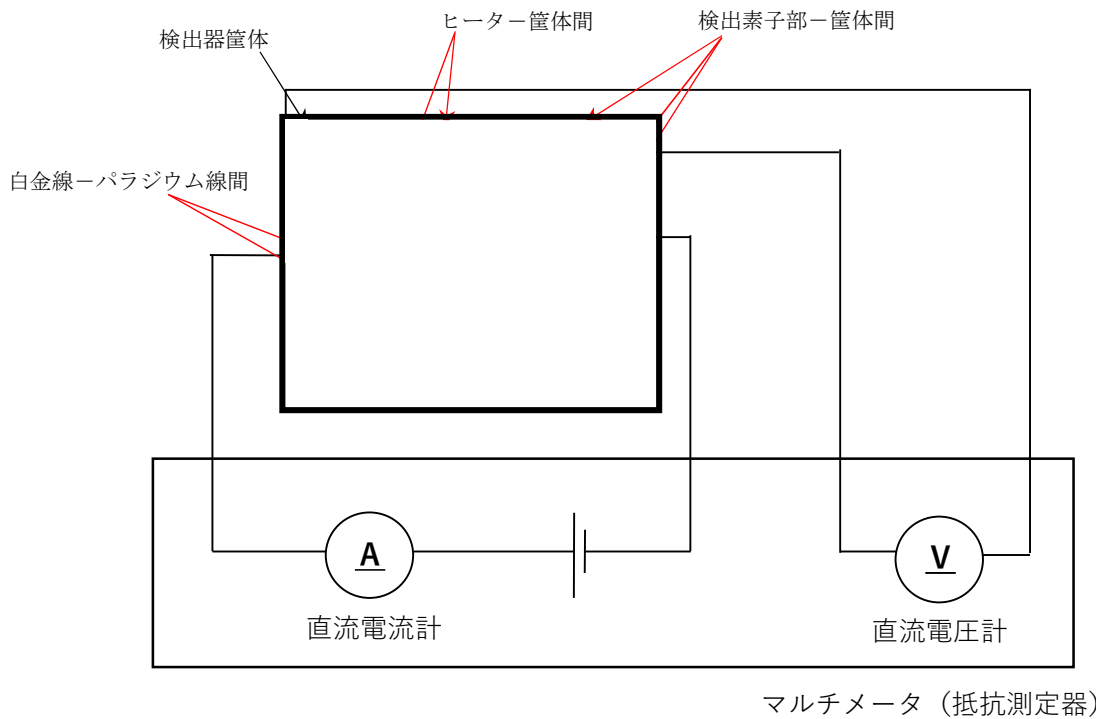


図 3-18 絶縁抵抗及び抵抗測定箇所

表 3-9 格納容器内水素濃度 (SA) 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-管体間] ・ 20MΩ 以上であること [ヒーター管体間] ・ 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-管体間] ・ 20MΩ 以上 [ヒーター管体間] ・ 5MΩ 以上 [白金線-パラジウム線間] (参考) ・ 20MΩ 以上	[検出素子部-管体間] ・ 20MΩ 以上 [ヒーター管体間] ・ 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：198Ω)	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：203Ω)	異常なし (参考値：204Ω)	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，検出素子部の外観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，検出素子部の外観に異常はなく耐湿性を有することを確認した。
圧力	620kPa (gage)以上の圧力で耐環境試験を実施し，検出素子部の外観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。

検出器への酸素の影響を確認するため、図 3-19 に示す試験構成にて検出器に水素、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。

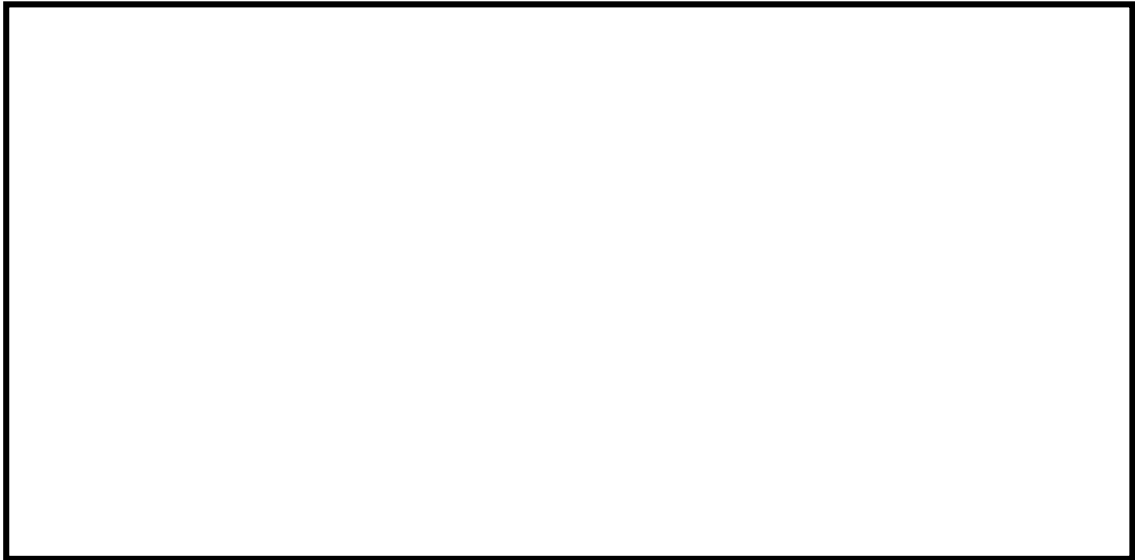


図 3-19 酸素特性試験の試験構成（酸素対策前）

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 3-20「酸素特性試験の試験結果（酸素対策前）」に示す。

図 3-20 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。

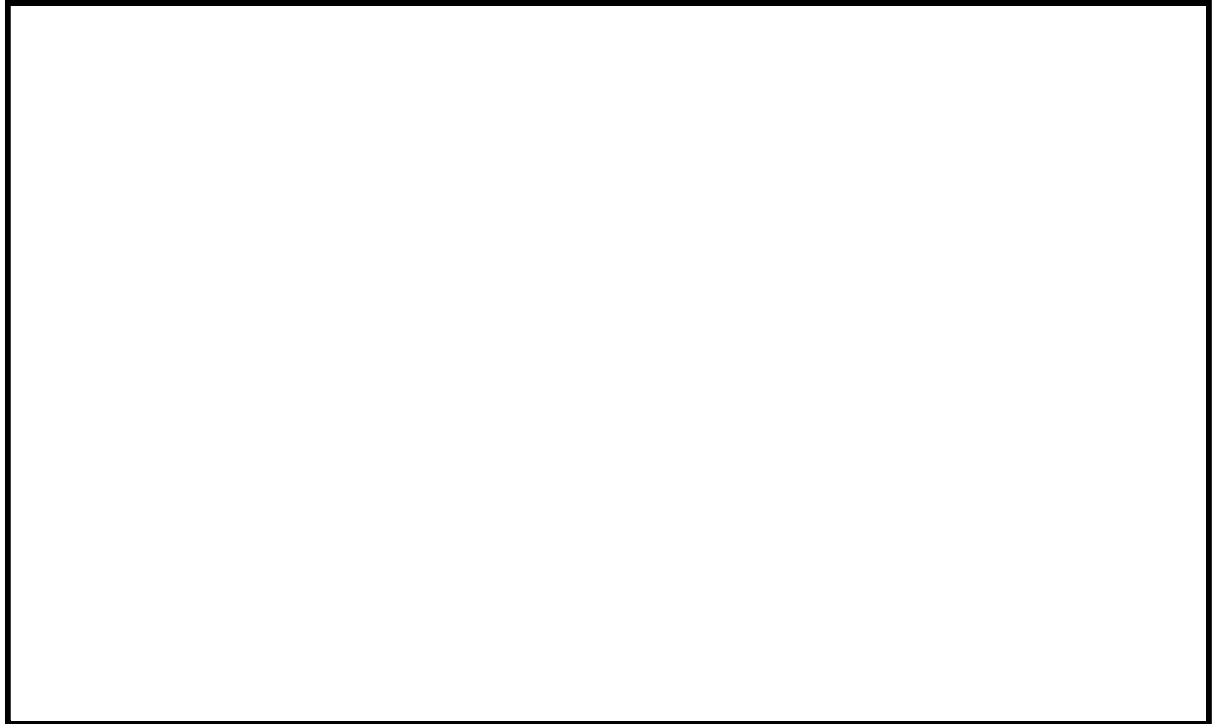


図 3-20 酸素特性試験の試験結果（酸素対策前）

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 3-21「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，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。

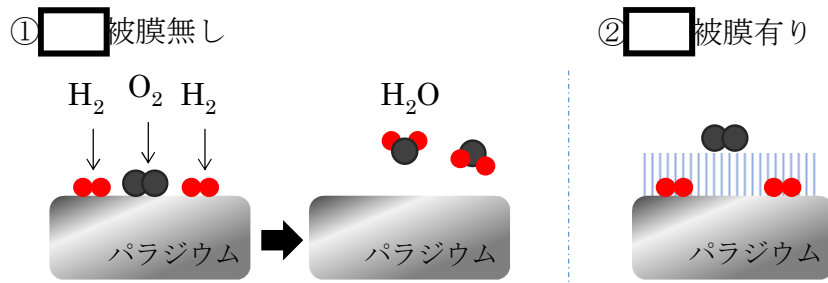


図 3-21 分子ふるい効果のイメージ図



□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 3-22「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 3-22 に示す。

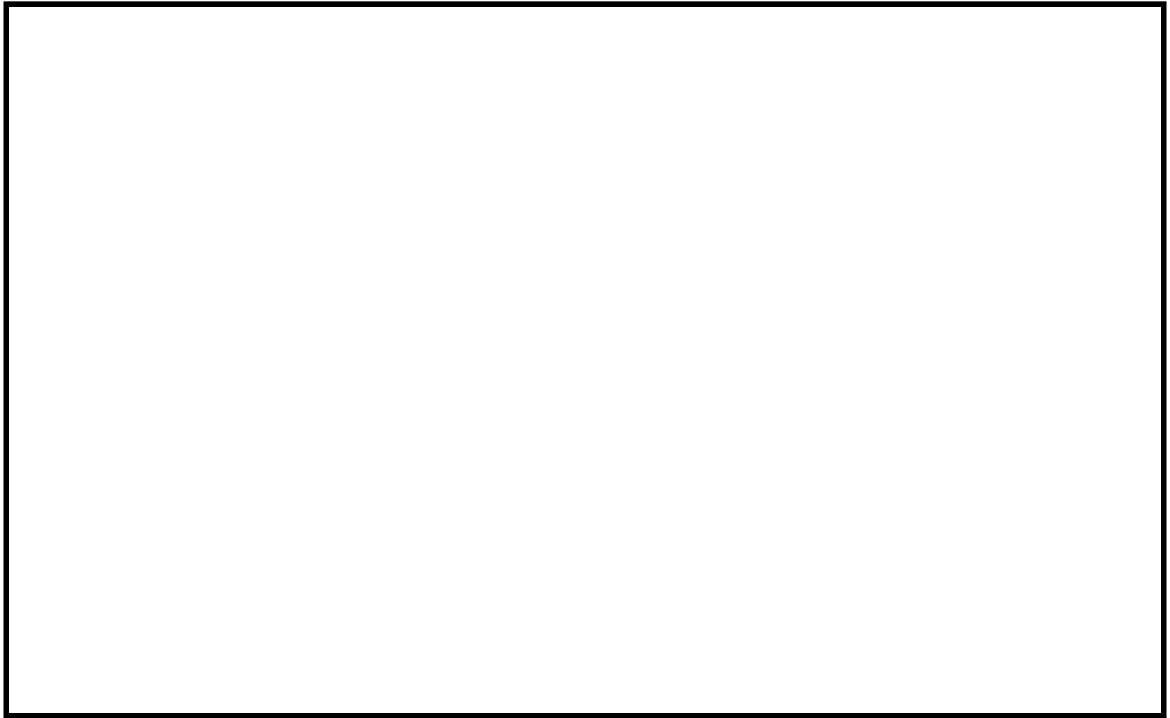


図 3-22 酸素特性試験の試験構成（酸素対策後）

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°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（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 3-23「酸素特性試験（条件 1）の試験結果（酸素対策後）」、図 3-24「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 3-23 及び図 3-24 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。

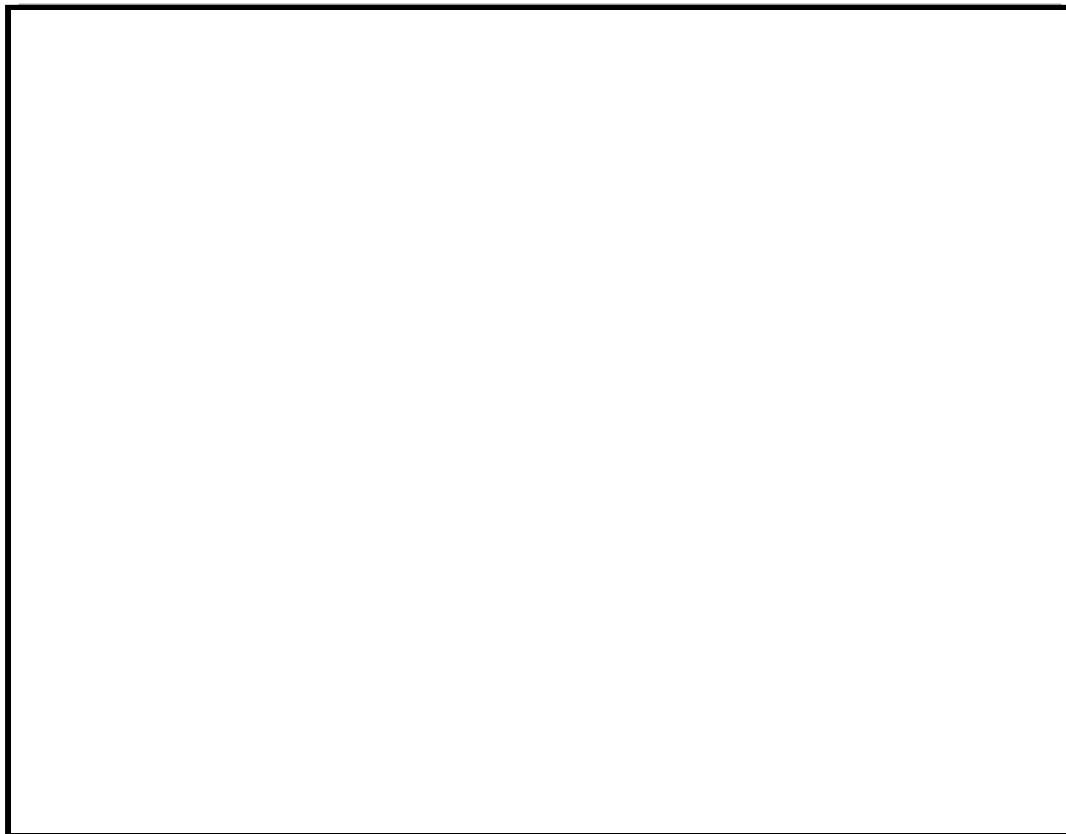


図 3-23 酸素特性試験（条件 1）の試験結果（酸素対策後）

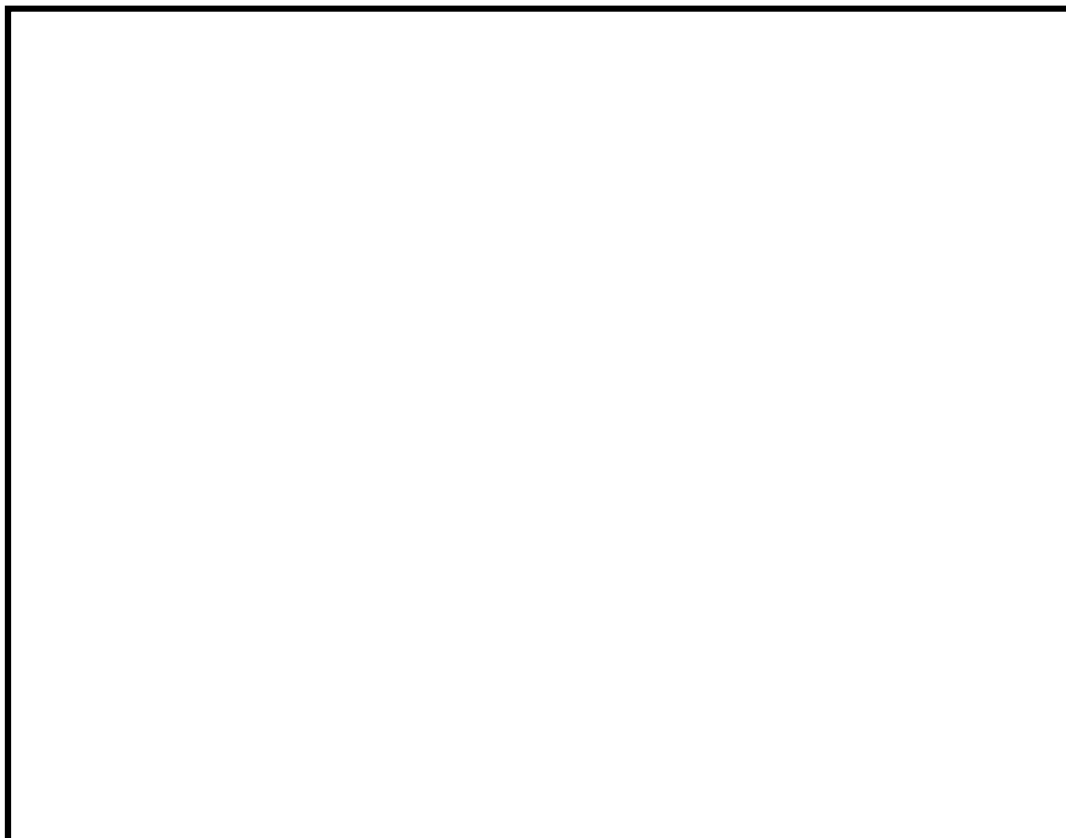


図 3-24 酸素特性試験（条件 2）の試験結果（酸素対策後）

### 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（SA）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50%が放出されると仮定しているため、そのうち約90%を占めるヨウ素と約10%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、格納容器スプレイ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。

##### d. 水

異物のうち、水に対しては、検出器上部に被水防止カバーを設置しており、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 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。

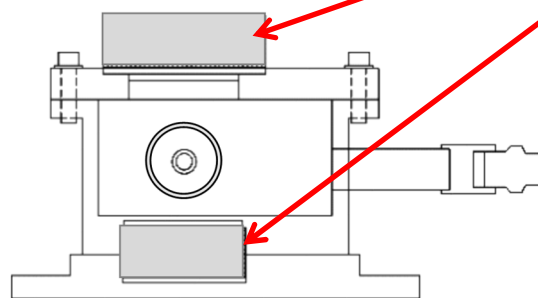
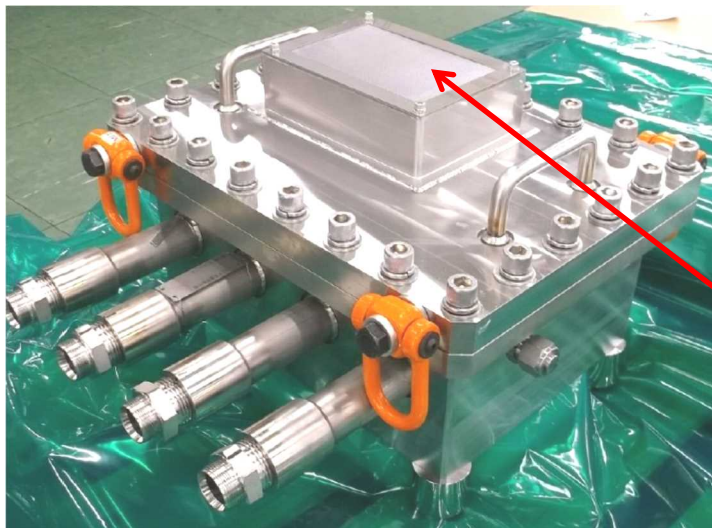
注記\* : ( )は直接的に当該物質を対象とした試験を行わないが, ヨウ素の試験により代表化する  
ことで対象とした物質を意味する。

(3) 格納容器内水素濃度 (SA) 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 (SA) の水素計測に影響を与えることを確認したことから、対策として検出器容器の開口部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検出器の外観を図3-25「ヨウ素フィルタ付き検出器外観」に示す。

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 (SA) はダストの影響は受けないが、仮にダストが検出器上部の開口部に堆積した場合でも、開口部は上下にあることから計測に悪影響を与えるものではない。



(側面図)

図3-25 ヨウ素フィルタ付き検出器外観



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 3-26「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、検出器の計測精度を評価した。

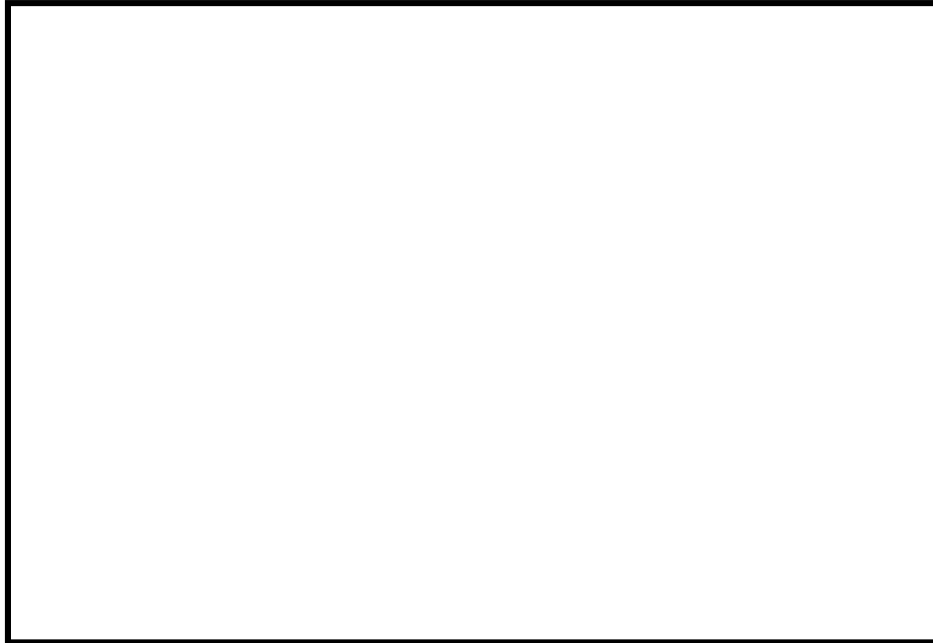


図 3-26 ヨウ素試験の試験構成

表 3-15 ヨウ素試験の試験条件

試験環境	200℃, 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]	72
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>

- 200℃ : 原子炉格納容器の限界温度である 200℃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 : 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 : 72 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」、図 3-27「ヨウ素試験結果」に示す。表 3-16 及び図 3-27 に示すとおり、ヨウ素環境下においても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

水素濃度[vol%]	判定基準[vol%]*	測定値[vol%]	誤差[vol%]	評価結果
4.0	2.0~6.0	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。

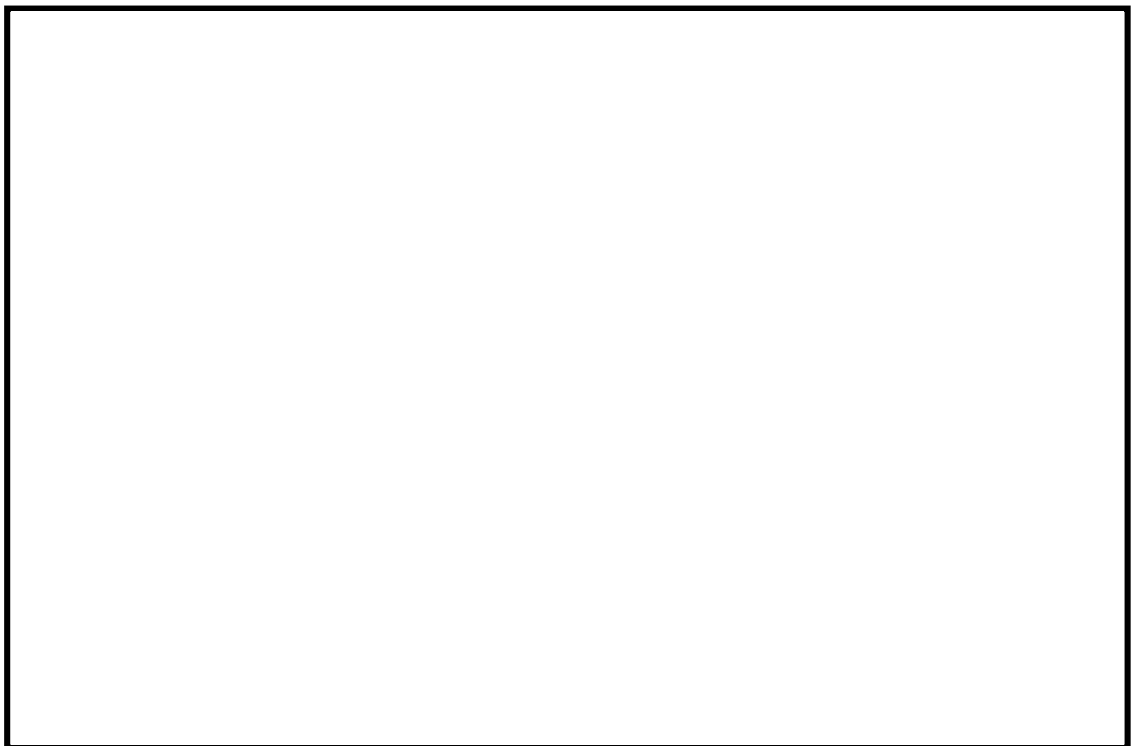


図 3-27 ヨウ素試験結果

### 3.6 格納容器内水素濃度 (SA) の耐震性について

加振試験において、格納容器内水素濃度 (SA) を加振台に設置し、表 3-17 「格納容器内水素濃度 (SA) の加振試験の結果」に示す加速度を加えた後で格納容器内水素濃度 (SA) 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 3-17 格納容器内水素濃度 (SA) の加振試験の結果

方向	格納容器内水素濃度 (SA)
X 方向	4G
Y 方向	4G
Z 方向	2G

### 3.7 格納容器内水素濃度 (SA) の電源供給について

格納容器内水素濃度 (SA) は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電できる設計とする。

電源供給については図 3-28 「格納容器内水素濃度 (SA) の電源概略構成図」に示す。

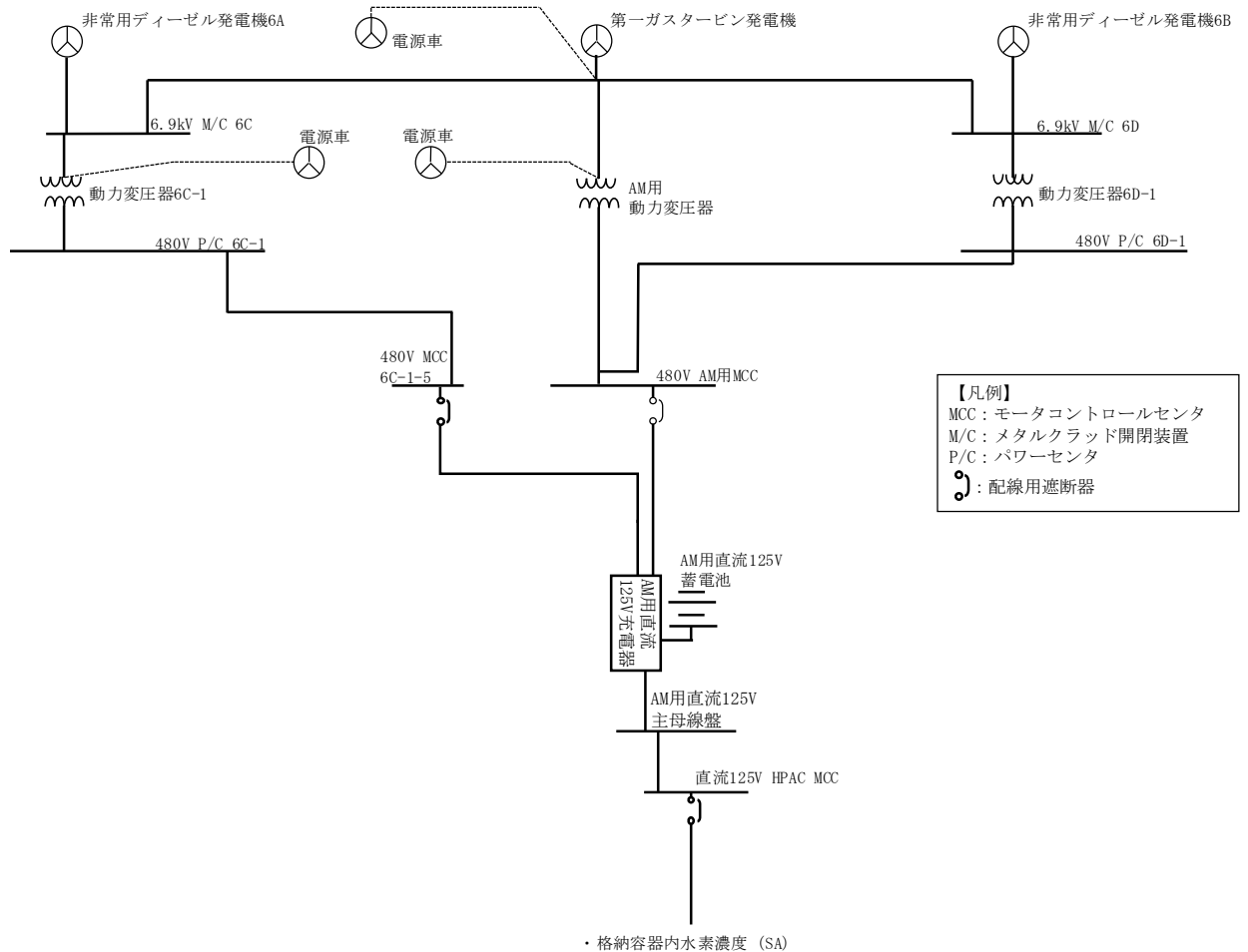


図 3-28 格納容器内水素濃度 (SA) の電源概略構成図