

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（以下「原子炉圧力容器ペDESTAL」という。）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。

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
3. 評価部位	6
4. 構造強度評価	8
4.1 構造強度評価方法	8
4.2 荷重の組合せ及び許容値	8
4.2.1 荷重の組合せ及び許容応力状態	8
4.2.2 許容値	8
4.2.3 使用材料の許容応力度評価条件	8
4.2.4 設計荷重	12
4.3 設計用地震力	16
4.4 計算方法	16
4.4.1 応力評価点	16
4.4.2 解析モデル及び諸元	20
4.4.3 荷重及び応力度計算方法	22
4.5 計算条件	23
4.6 荷重及び応力度の評価	23
5. 評価結果	24
5.1 設計基準対象施設としての評価結果	24
5.2 重大事故等対処設備としての評価結果	34
6. 参照図書	41

1. 概要

本計算書は、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、原子炉圧力容器ペDESTAL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。

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

なお、本計算書においては、新規制対応工認対象となる設計用地震力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圧力容器ペDESTALの評価は、昭和59年9月17日付け59資庁第8283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

原子炉圧力容器ペDESTAL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>原子炉圧力容器ペDESTALは、原子炉圧力容器ペDESTAL基礎ボルト（以下「基礎ボルト」という。）により、原子炉建物基礎スラブに固定される。</p> <p>また、原子炉圧力容器ペDESTAL下部はコンクリートに埋設されており、原子炉圧力容器ペDESTALの鉛直方向荷重及び水平方向荷重は、基礎ボルト及び本コンクリートを介して原子炉建物に伝達させる。</p>	<p>原子炉圧力容器ペDESTALは、鋼板（内筒、外筒、たてリブ）と鋼板間に充填したコンクリートからなる円筒形の構造物であり、外径 <input type="text"/> mm、壁厚 <input type="text"/> mm の円筒部で構成される。</p>	<p>原子炉圧力容器ペDESTAL</p> <p>基礎ボルト</p> <p>基礎スラブ</p> <p>原子炉圧力容器ペDESTAL</p> <p>内筒</p> <p>外筒</p> <p>たてリブ</p> <p>A断面</p> <p>原子炉圧力容器ペDESTAL拡大図</p>

2.2 評価方針

原子炉圧力容器ペDESTALの応力評価は、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。

原子炉圧力容器ペDESTALの耐震評価フローを図2-1に示す。

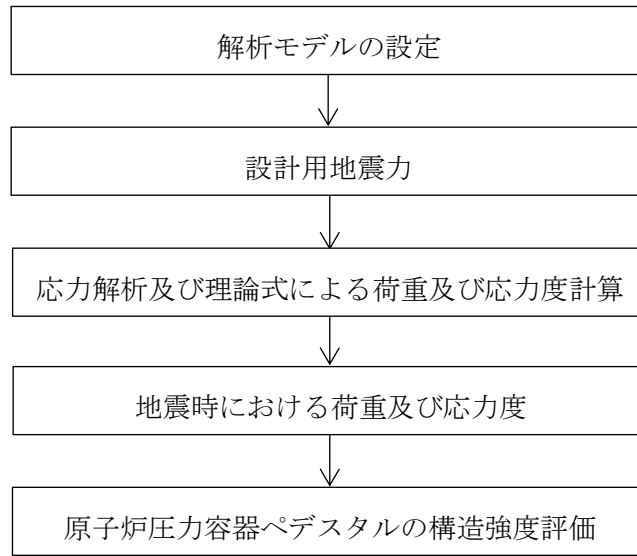


図2-1 原子炉圧力容器ペDESTALの耐震評価フロー

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)

2.4 記号の説明

記号	記号の説明	単位
A_i	断面積 ($i = 0, 1$)	$\text{mm}^2/\text{本}$
D	死荷重	—
E	縦弾性係数	N/mm^2
f_b	許容曲げ応力度	N/mm^2
f_c	許容圧縮応力度	N/mm^2
f_s	許容せん断応力度	N/mm^2
f_t	許容引張応力度	N/mm^2
F	許容応力度の基準値, 基礎ボルトの引抜き力	$\text{N}/\text{mm}^2, \text{N}/7.5^\circ$
G	せん断弾性係数	N/mm^2
H	水平方向荷重	$\text{kN}, \text{kN}\cdot\text{m}$
m_o	質量	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 (S A後長期機械的荷重)	—
M_{SALL}	機械的荷重 (S A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 (S A後長期圧力)	—
P_{SALL}	圧力 (S A後長々期圧力)	—
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	—
S_s	基準地震動 S_s により定まる地震力	—
S_u	設計引張強さ	N/mm^2
S_y	設計降伏点	N/mm^2
V	鉛直方向荷重, 鉛直震度	$\text{kN}, \text{—}$
ν	ポアソン比	—
σ_t	基礎ボルトに生ずる最大引張応力度	N/mm^2
σ_{ta}	ねじ部有効断面での基礎ボルトの引張応力度	N/mm^2
σ_{ti}	内筒側の基礎ボルトの引張応力度	N/mm^2
σ_{to}	外筒側の基礎ボルトの引張応力度	N/mm^2

3. 評価部位

原子炉圧力容器ペダスタルの形状及び主要寸法を図 3-1 に、評価部材及び使用材料を表 3-1 に示す。

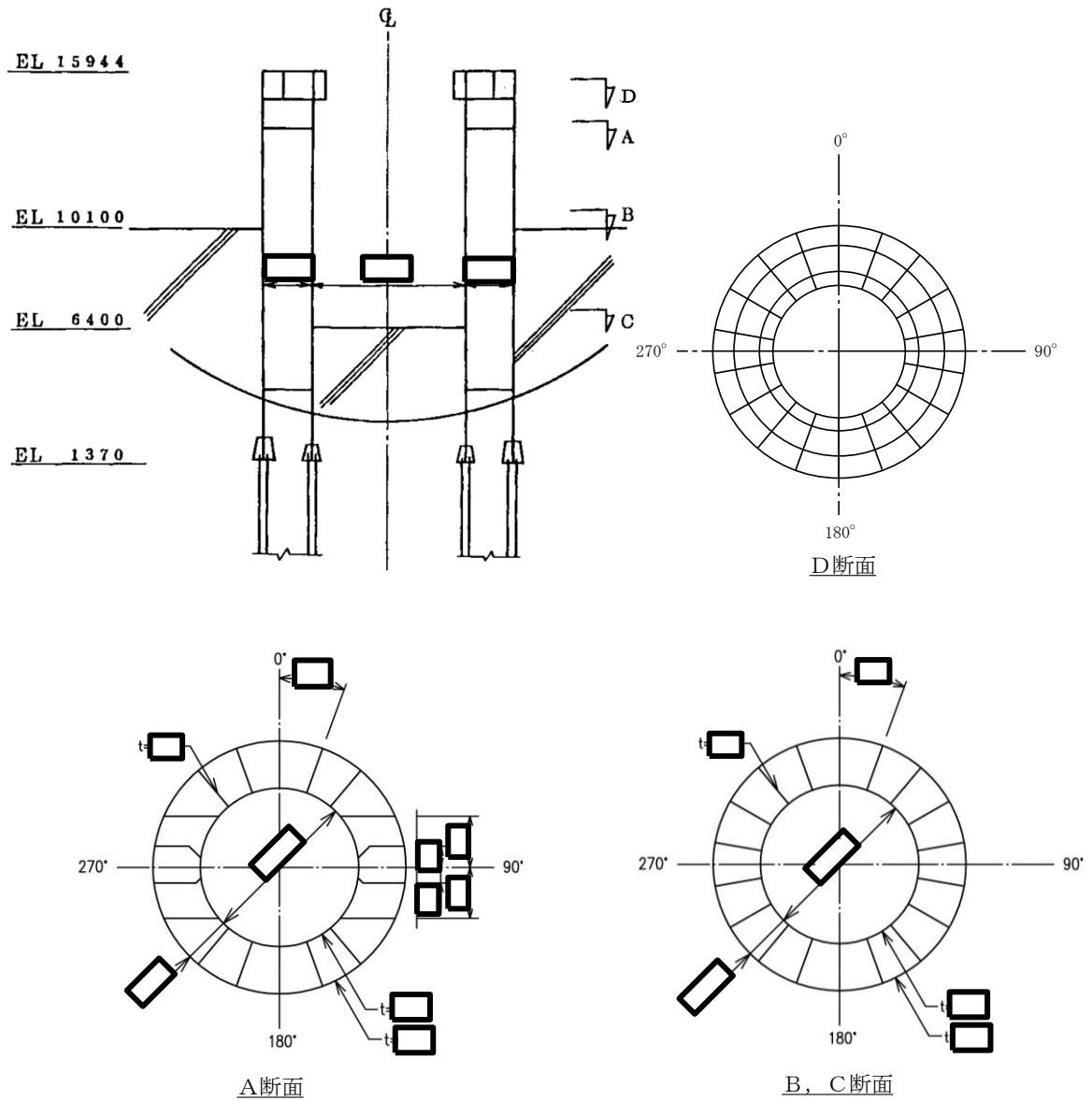





図 3-1 原子炉圧力容器ペダスタルの形状及び主要寸法 (単位 : mm)

表 3-1 使用材料表

評価部材	使用材料	備考
構造用鋼材 (円筒部, たてリブ, ベースプレート)		
基礎ボルト		

4. 構造強度評価

4.1 構造強度評価方法

- (1) 原子炉圧力容器ペDESTALの地震荷重は、基礎ボルト及び原子炉圧力容器ペDESTAL下部を埋設するコンクリートを介して原子炉建物に伝達される。原子炉圧力容器ペDESTALの耐震評価として、VI-2-2-1「炉心、原子炉圧力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉本体の基礎の地震応答計算書」において計算された荷重を用いて、参照図書(1)に示す既工認の手法に従い構造強度評価を行う。
- (2) 構造強度評価に用いる寸法は、公称値を用いる。
- (3) 概略構造図を表2-1に示す。
- (4) 地震力は、原子炉圧力容器ペDESTALに対して水平方向及び鉛直方向から個別に作用させる。また、水平方向及び鉛直方向の動的地震力による荷重の組合せには、絶対値和を適用する。

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

原子炉圧力容器ペDESTAL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

原子炉圧力容器ペDESTAL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。構造用鋼材及び基礎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

原子炉圧力容器ペDESTALの使用材料の許容応力度評価条件を表4-4に示す。なお、コンクリートは耐震評価においては強度部材として考慮しない。

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*1		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 圧力容器 ペDESTAL	—*2	建物・ 構築物	$D + P + M + S_d^{**3}$	(10)	短期
					$D + P_L + M_L + S_d^{**3}$	(16)	機能維持の検討
					$D + P + M + S_s^{*3}$	(12)	機能維持の検討

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5-2の荷重の組合せのNo.を示す。

*2：Sクラス相当として評価する。

*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5-2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*1		許容応力状態
原子炉本体	原子炉	原子炉	—*2	建物・構築物	$D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d^{*3}$	(V (L) -1)	機能維持の検討
	圧力容器 支持構造物	圧力容器 ペDESTAL			$D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_s^{*3}$	(V (LL) -1)	機能維持の検討

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5-3の荷重の組合せのNo.を示す。

*2：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。

*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、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				ボルト等
	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 ²)	S _y (N/mm ²)	S _u (N/mm ²)
構造用鋼材 (円筒部, たてリブ, ベースプレート)	<input type="checkbox"/> *	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
基礎ボルト	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

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。

(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。

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	原子炉压力容器より作用する荷重	原子炉遮蔽壁より作用する荷重	原子炉压力容器ペDESTALに直接作用する荷重
死荷重	D	V : <input type="text"/> kN	V : <input type="text"/> kN	V : <input type="text"/> kN
運転時荷重（上向き荷重）*2	M, ML	V : <input type="text"/> kN	—	—
運転時荷重（下向き荷重）*2	M, ML	V : <input type="text"/> kN	—	—
弾性設計用地震動 S _d により定まる地震荷重又は静的地震荷重	S _d *	H : 図 4-1 参照 V : 鉛直震度 <input type="text"/> (図 4-1 軸力の震度換算値) 又は静的震度 <input type="text"/> *3		
基準地震動 S _s により定まる地震荷重	S _s	H : 図 4-1 参照 V : 鉛直震度 <input type="text"/> (図 4-1 軸力の震度換算値)		

注：Vは鉛直方向，Hは水平方向を示す。（Vは下向きを正とする。）

注記*1：表 4-1 の荷重の組合せの記号を示す。

*2：スクラム時反力を示す。

*3：1.0・C_vより定めた震度

表 4-5 設計荷重（設計基準対象施設）（その 2）

部位		通常運転時温度	異常時温度*1
		M	ML
A	内筒	<input type="text"/> °C	<input type="text"/> °C
	たてリブ*2	<input type="text"/> °C	<input type="text"/> °C
	外筒	<input type="text"/> °C	<input type="text"/> °C
B	内筒	<input type="text"/> °C	<input type="text"/> °C
	たてリブ*2	<input type="text"/> °C	<input type="text"/> °C
	外筒	<input type="text"/> °C	<input type="text"/> °C
C	内筒	<input type="text"/> °C	<input type="text"/> °C
	たてリブ*2	<input type="text"/> °C	<input type="text"/> °C
	外筒	<input type="text"/> °C	<input type="text"/> °C
D	内筒	<input type="text"/> °C	<input type="text"/> °C
	たてリブ	—	—
	外筒	<input type="text"/> °C	<input type="text"/> °C

注記*1：地震荷重と組み合わせる異常時温度を示す。

*2：たてリブの温度は平均値を示す。

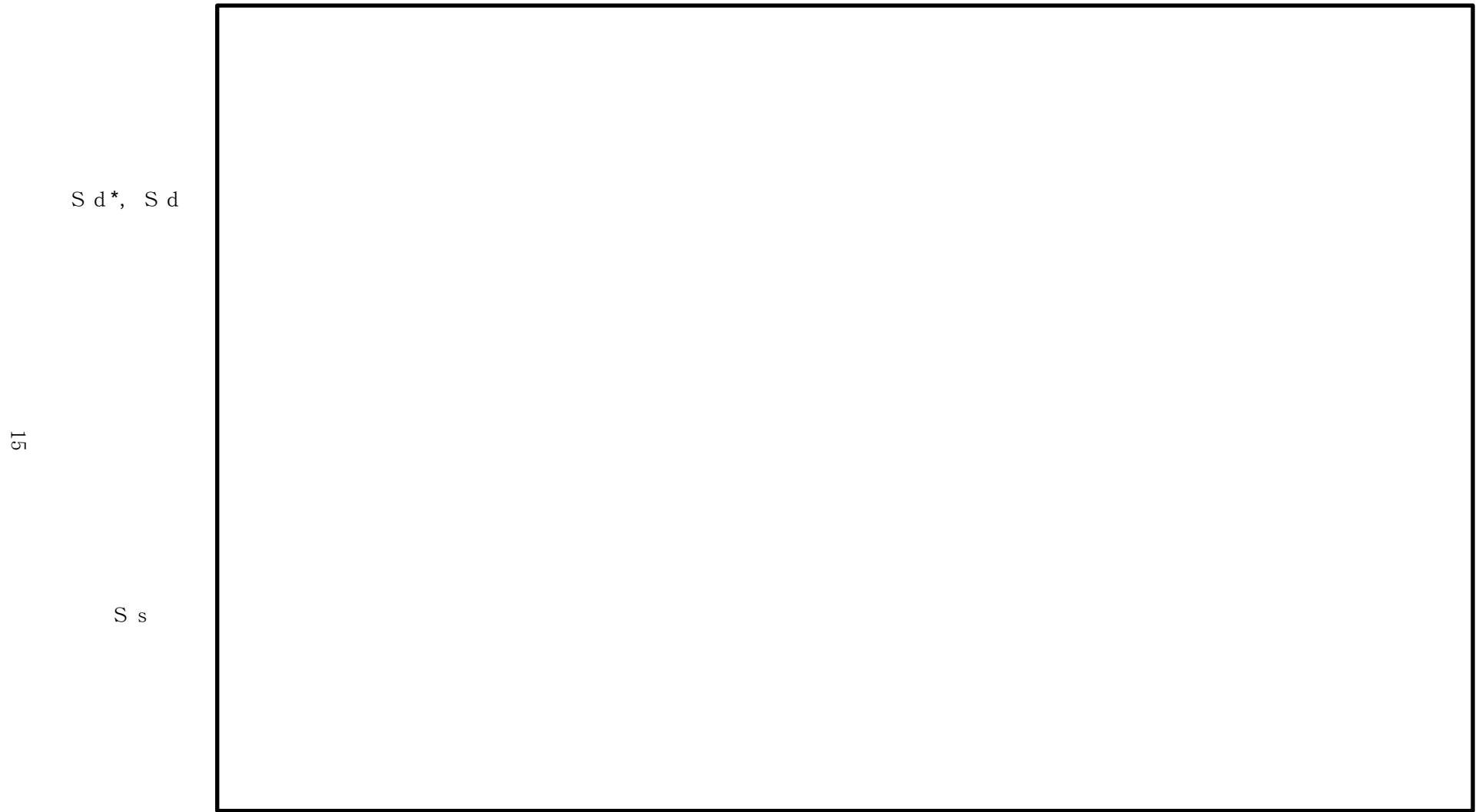
表 4-6 設計荷重（重大事故等対処設備）

荷重	荷重 記号*1	原子炉圧力容 器より作用す る荷重	原子炉遮蔽壁 より作用する 荷重	原子炉圧力容器ペデ スタルに直接作用す る荷重
死荷重	D	V : <input type="text"/> kN	V : <input type="text"/> kN	V : <input type="text"/> kN
運転時荷重（上向き荷重）*2	M _{SAL} , M _{SALL}	V : <input type="text"/> kN	—	—
運転時荷重（下向き荷重）*2	M _{SAL} , M _{SALL}	V : <input type="text"/> kN	—	—
SA時長期圧力	P _{SAL}	—	—	<input type="text"/> kPa
SA時長々期圧力	P _{SALL}	—	—	<input type="text"/> kPa
弾性設計用地震動 S _d により 定まる地震荷重	S _d	H : 図 4-1 参照 V : 鉛直震度 <input type="text"/> (図 4-1 軸力の震度換算値)		
基準地震動 S _s により定まる 地震荷重	S _s	H : 図 4-1 参照 V : 鉛直震度 <input type="text"/> (図 4-1 軸力の震度換算値)		

注：Vは鉛直方向，Hは水平方向を示す。（Vは下向きを正とする。）

注記*1：表 4-2 の荷重の組合せの記号を示す。

*2：スクラム時反力を示す。



注：設計用地震力はVI-2-2-1「炉心，原子炉圧力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉本体の基礎の地震応答計算書」の地震力を上回る地震力を設定する。

図 4-1 地震荷重

4.3 設計用地震力

原子炉圧力容器ペDESTALの設計用地震力を、「4.2.4 設計荷重」に示す。水平方向及び鉛直方向の動的地震力の組合せには、組合せ係数法を適用する。なお、設計用地震力はVI-2-1-7「設計用床応答スペクトルの作成方針」及びVI-2-2-1「炉心、原子炉圧力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉本体の基礎の地震応答計算書」の地震力を上回る地震力を設定する。

4.4 計算方法

4.4.1 応力評価点

原子炉圧力容器ペDESTALの応力評価点は、原子炉圧力容器ペDESTAL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。

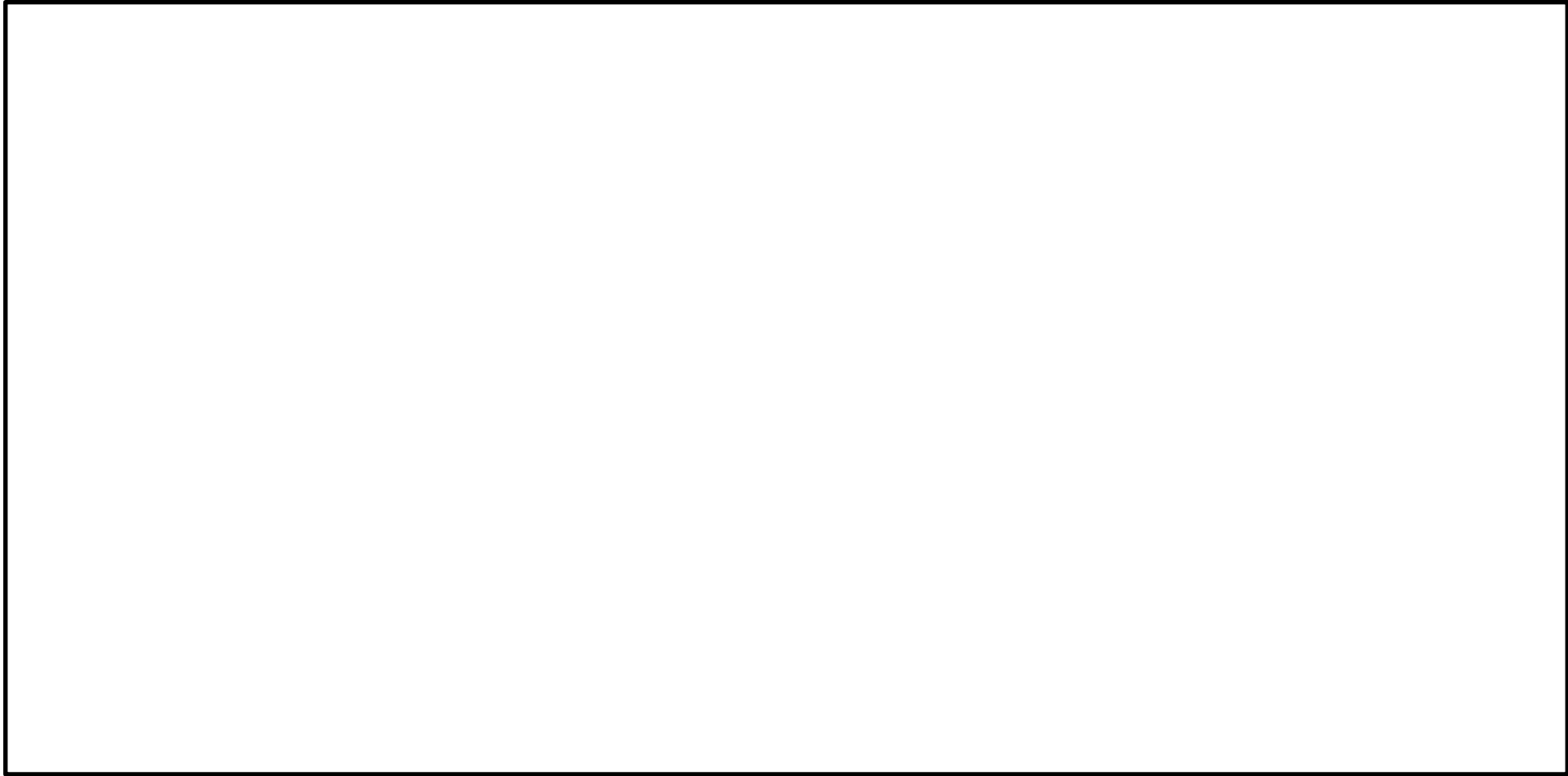
選定した応力評価点を表4-7及び図4-2に示す。

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	基礎ボルト
P 4	ベースプレート

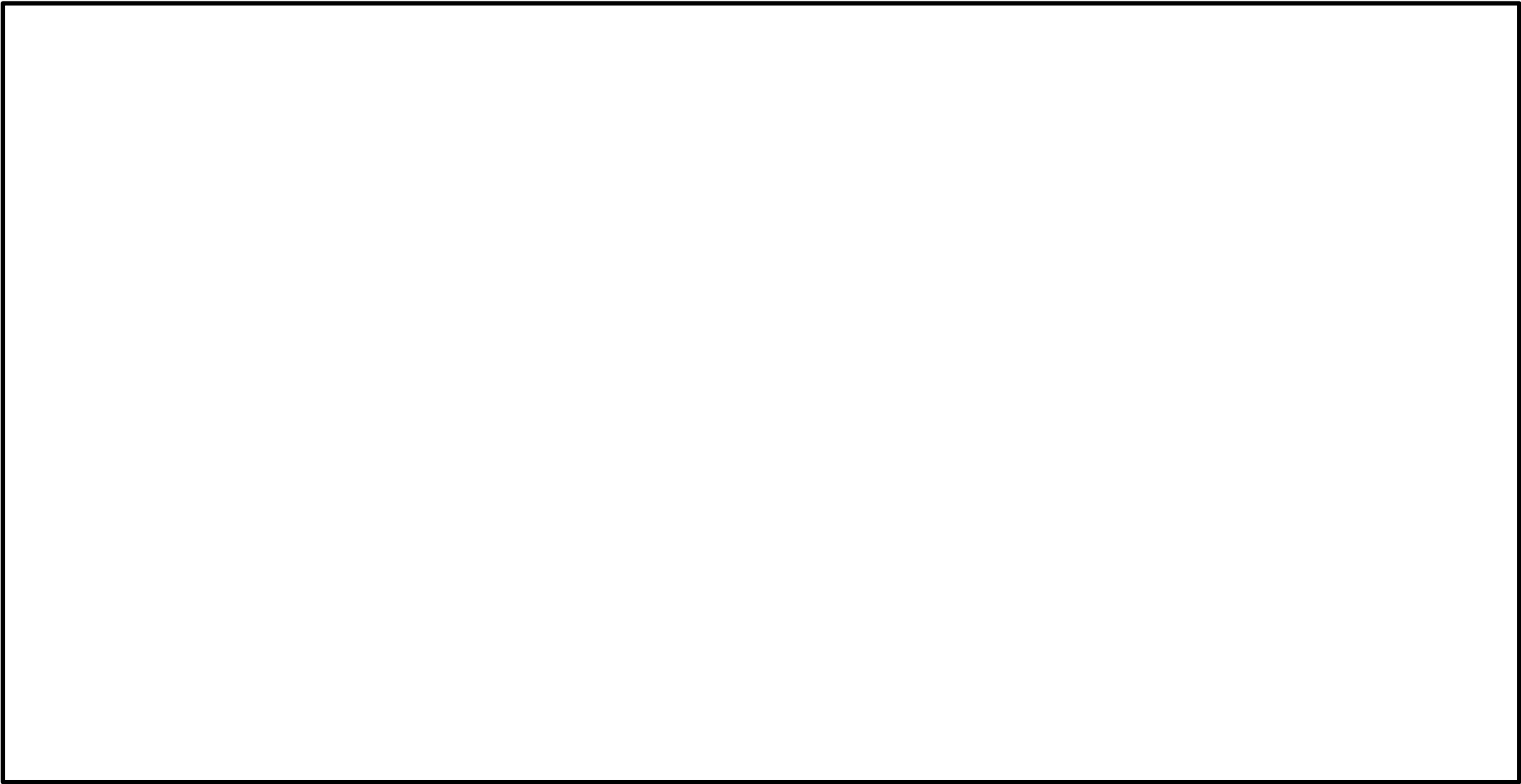
注記*1：内筒及び外筒の評価点は、最大組合せ応力度発生箇所を含むよう選定するとともに、地震方向に対して応力度の大きくなる0度及び90度位置の代表的な高さから選定する。なお、既工認（参照図書(1)）では円筒部に開口部をモデル化せず、円筒部に加わる荷重から計算式を用いて開口部の応力評価を行っていたが、今回工認では円筒部に開口部をモデル化することにより開口部近傍の応力評価が可能であるため、既工認（参照図書(1)）で応力評価点としていたCRD開口まわりは個別の応力評価点として設定せず、円筒部の一部として応力評価点に含む。

*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、地震方向に対して応力度の大きくなる0度位置の代表的な高さから選定する。



■ : 応力評価位置

図 4-2 原子炉圧力容器ペDESTALの応力評価位置 (その 1) (設計基準対象施設)



■ : 応力評価位置

図 4-2 原子炉圧力容器ペDESTALの応力評価位置 (その 2) (重大事故等対処設備)

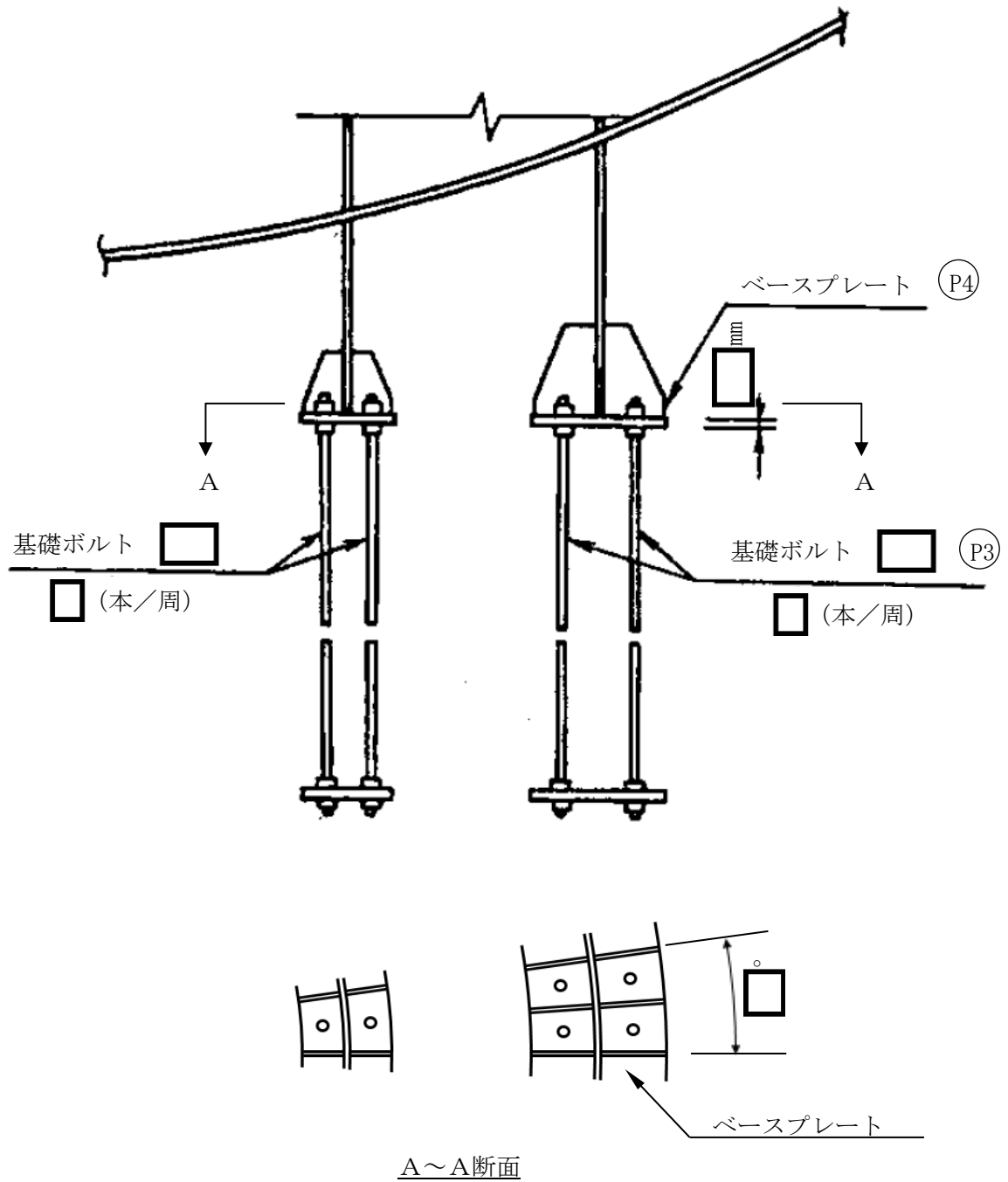


図 4-2 原子炉圧力容器ペダスタルの応力評価位置 (その 3)

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

解析モデルの概要を以下に示す。

- a. 原子炉圧力容器ペDESTAL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。解析モデルを図4-3に、解析モデルの諸元について表4-8に示す。
- b. 拘束条件は、原子炉圧力容器ペDESTALの底部を固定条件（並進拘束及び回転拘束）とする。
- 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、VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

(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、原子炉圧力容器ペDESTALの解析モデルの概要については、「4.4.2(1) 設計基準対象施設としての解析モデル」と同じとする。

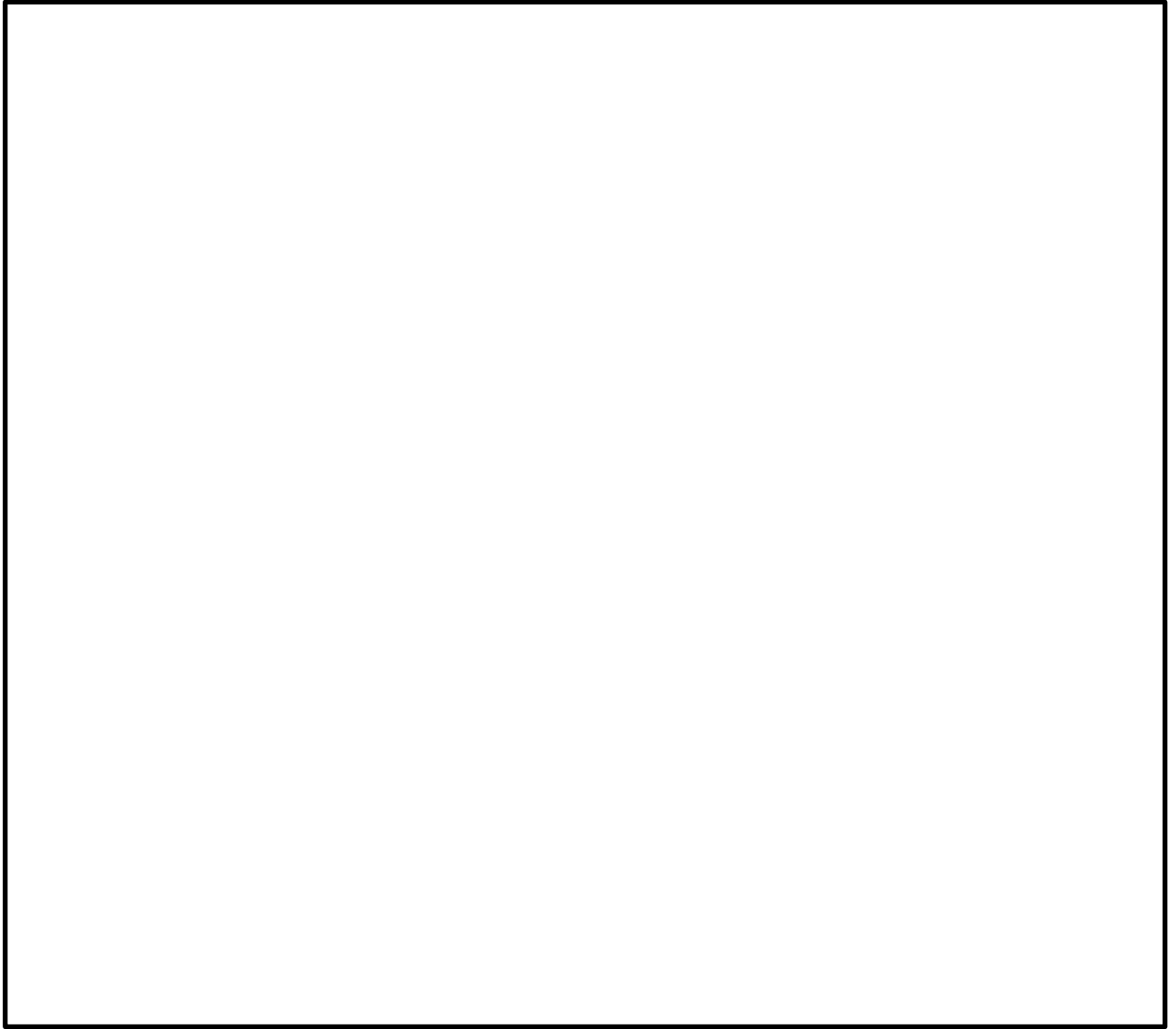


図 4-3 解析モデル

表 4-8 解析モデル諸元

項目	記号	単位	入力値
材質	—	—	<input type="text"/>
質量	m_0	kg	<input type="text"/>
縦弾性係数	E	N/mm ²	<input type="text"/>
せん断弾性係数	G	N/mm ²	<input type="text"/>
ポアソン比	ν	—	<input type="text"/>
要素数	—	—	5384
節点数	—	—	4750

4.4.3 荷重及び応力度計算方法

原子炉圧力容器ペDESTAL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、原子炉圧力容器ペDESTALに作用する死荷重、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」に示す原子炉圧力容器ペDESTALの解析モデルにより算出する。解析モデルにおいて、死荷重及び運転時荷重は、その荷重が負荷される部位へ、集中荷重又は単位体積重量として負荷する。また、水平方向地震荷重については、その地震力に応じて、原子炉圧力容器ペDESTAL断面に円周方向荷重又は鉛直方向荷重として負荷し、鉛直方向地震荷重については、死荷重に鉛直震度を考慮する。温度荷重については、原子炉圧力容器ペDESTAL全体に温度を負荷し、ドライウェルコンクリート埋設部に温度による変位を負荷する。

b. 基礎ボルトの検討

(a) 基礎ボルトの引張応力度

「4.4.3(1)a. 円筒部及びたてリブの検討」と同様に原子炉圧力容器ペDESTALの解析モデルにより算出した基礎ボルト軸断面の最大引張応力度 σ_t より、ねじ部有効断面での基礎ボルトの引張応力度 σ_{ta} を以下の式で求める。

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

A_0 : 基礎ボルトの断面積 (mm²/本)

A_1 : 基礎ボルトのねじ部分有効断面積 (mm²/本)

(b) 基礎ボルトの引抜き力

「4.4.3(1)a. 円筒部及びたてリブの検討」と同様に原子炉圧力容器ペDESTALの解析モデルにより算出した基礎ボルトの引張応力度より、基礎ボルトの引抜き力Fを求める。計算は、内筒側の基礎ボルトの引張応力度 σ_{ti} と外筒側の基礎ボルトの引張応力度 σ_{to} より、7.5°の範囲における基礎ボルトの引抜き力Fを以下の式で求める。

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

c. ベースプレートの検討

ベース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」と同様に原子炉圧力容器ペDESTALの解析モデルにより算出したベースプレートに生じる最大圧縮応力度から、ベースプレートの曲げ応力度を求める。

(2) 重大事故等対処設備としての荷重及び応力度計算

原子炉圧力容器ペDESTALに作用する死荷重，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」に示す原子炉圧力容器ペDESTALの解析モデルにより算出する。解析モデルにおいて，死荷重，運転時荷重及び地震荷重については，「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。圧力荷重については，差圧が生じる原子炉圧力容器ペDESTAL上面に分布荷重として負荷する。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

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

(1) 構造強度評価結果

構造強度評価の結果を表 5-1～表 5-3 に示す。

表 5-1(1) 許容応力状態短期に対する評価結果 (D+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	備考	
				算出応力度	許容応力度			
				N/mm ²	N/mm ²			
原子炉 圧力容器 ペDESTAL	P1 : 円筒部 ㊸部	内筒	A	組合せ応力度	101	<input type="checkbox"/>	○	
			B	組合せ応力度	99	<input type="checkbox"/>	○	
			C	組合せ応力度	94	<input type="checkbox"/>	○	
			D	組合せ応力度	138	<input type="checkbox"/>	○	
			E	組合せ応力度	139	<input type="checkbox"/>	○	
		外筒	A	組合せ応力度	145	<input type="checkbox"/>	○	
			B	組合せ応力度	135	<input type="checkbox"/>	○	
			C	組合せ応力度	139	<input type="checkbox"/>	○	
			D	組合せ応力度	169	<input type="checkbox"/>	○	
			E	組合せ応力度	189	<input type="checkbox"/>	○	
	P1 : 円筒部 ㊹部	内筒	A	組合せ応力度	102	<input type="checkbox"/>	○	
			B	組合せ応力度	99	<input type="checkbox"/>	○	
			C	組合せ応力度	91	<input type="checkbox"/>	○	
			D	組合せ応力度	139	<input type="checkbox"/>	○	
			E	組合せ応力度	139	<input type="checkbox"/>	○	
		外筒	A	組合せ応力度	140	<input type="checkbox"/>	○	
			B	組合せ応力度	142	<input type="checkbox"/>	○	
			C	組合せ応力度	142	<input type="checkbox"/>	○	
			D	組合せ応力度	174	<input type="checkbox"/>	○	
			E	組合せ応力度	191	<input type="checkbox"/>	○	

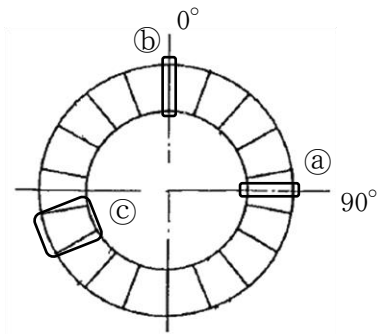
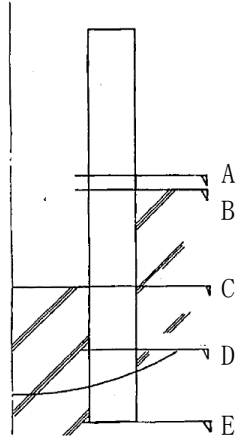


表 5-1(1) 許容応力状態短期に対する評価結果 (D+P+M+S d*) (その2)

評価対象設備	評価部位			応力分類	短期		判定	備考
					算出応力度	許容応力度		
					N/mm ²	N/mm ²		
原子炉 圧力容器 ペDESTAL	P1: 円筒部 ◎部	内筒	B	組合せ応力度	190	□	○	
		外筒	A	組合せ応力度	231	□	○	

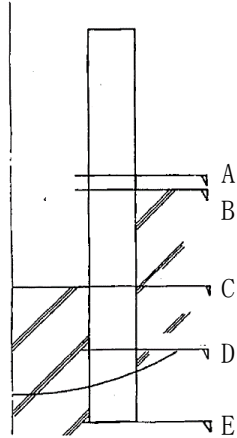


表 5-1(2) 許容応力状態短期に対する評価結果 (D+P+M+S d*)

評価対象設備	評価部位			応力分類	短期		判定	備考
					算出応力度	許容応力度		
					N/mm ²	N/mm ²		
原子炉 圧力容器 ペDESTAL	P2	たてリブ ◎部	A	組合せ応力度	134	□	○	
			B	組合せ応力度	138	□	○	
			C	組合せ応力度	126	□	○	
			D	組合せ応力度	151	□	○	
		たてリブ ◎部	A	組合せ応力度	226	□	○	

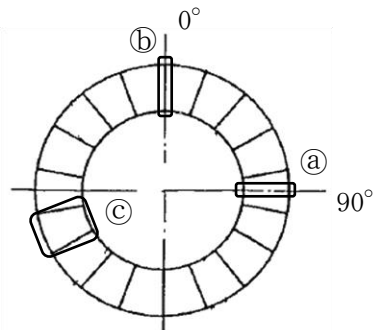


表 5-1(3) 許容応力状態短期に対する評価結果 (D + P + M + S d*)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	短期		判定	備考
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm ²	N/mm ²		
原子炉 圧力容器 ペDESTAL	P3	基礎ボルト	引張応力度	216		○	
			引抜き力*	3.661 × 10 ⁶		○	
	P4	ベースプレート	曲げ応力度	96		○	

注記* : 単位は N/7.5°

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_L + M_L + 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	備考	
				算出応力度	許容応力度			
				N/mm ²	N/mm ²			
原子炉 圧力容器 ペDESTAL	P1 : 円筒部 ㊸部	内筒	A	組合せ応力度	100	<input type="checkbox"/>	○	
			B	組合せ応力度	98	<input type="checkbox"/>	○	
			C	組合せ応力度	104	<input type="checkbox"/>	○	
			D	組合せ応力度	139	<input type="checkbox"/>	○	
			E	組合せ応力度	141	<input type="checkbox"/>	○	
		外筒	A	組合せ応力度	145	<input type="checkbox"/>	○	
			B	組合せ応力度	135	<input type="checkbox"/>	○	
			C	組合せ応力度	136	<input type="checkbox"/>	○	
			D	組合せ応力度	167	<input type="checkbox"/>	○	
			E	組合せ応力度	188	<input type="checkbox"/>	○	
	P1 : 円筒部 ㊹部	内筒	A	組合せ応力度	101	<input type="checkbox"/>	○	
			B	組合せ応力度	99	<input type="checkbox"/>	○	
			C	組合せ応力度	100	<input type="checkbox"/>	○	
			D	組合せ応力度	140	<input type="checkbox"/>	○	
			E	組合せ応力度	140	<input type="checkbox"/>	○	
		外筒	A	組合せ応力度	139	<input type="checkbox"/>	○	
			B	組合せ応力度	141	<input type="checkbox"/>	○	
			C	組合せ応力度	139	<input type="checkbox"/>	○	
			D	組合せ応力度	173	<input type="checkbox"/>	○	
			E	組合せ応力度	190	<input type="checkbox"/>	○	

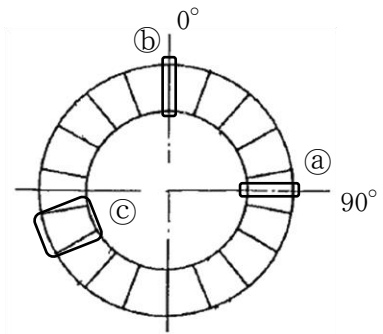
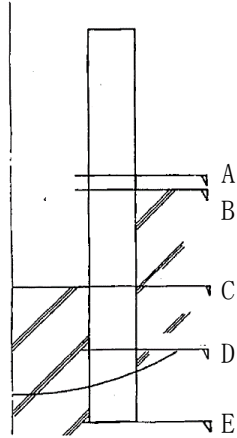
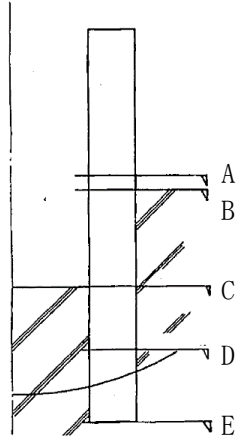
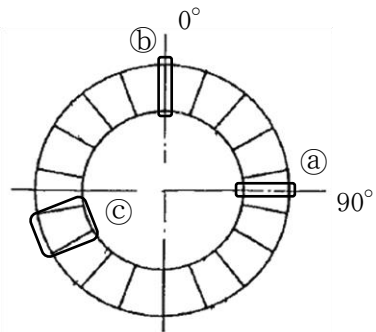


表 5-2(1) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P_L + M_L + S d*) (その 2)



評価対象設備	評価部位			応力分類	機能維持の検討		判定	備考
					算出応力度	許容応力度		
					N/mm ²	N/mm ²		
原子炉 圧力容器 ペDESTAL	P1 : 円筒部 ◎部	内筒	B	組合せ応力度	189	□	○	
		外筒	A	組合せ応力度	230	□	○	

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_L + M_L + 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	備考
					算出応力度	許容応力度		
					N/mm ²	N/mm ²		
原子炉 圧力容器 ペDESTAL	P2	たてリブ ◎部	A	組合せ応力度	135	□	○	
			B	組合せ応力度	138	□	○	
			C	組合せ応力度	124	□	○	
			D	組合せ応力度	151	□	○	
		たてリブ ◎部	A	組合せ応力度	226	□	○	

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_L + M_L + 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	備考
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm ²	N/mm ²		
原子炉 圧力容器 ペDESTAL	P3	基礎ボルト	引張応力度	219		○	
			引抜き力*	3.662 × 10 ⁶		○	
	P4	ベースプレート	曲げ応力度	95		○	

注記* : 単位は N/7.5°

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	備考	
				算出応力度	許容応力度			
				N/mm ²	N/mm ²			
原子炉 圧力容器 ペDESTAL	P1 : 円筒部 ㉔部	内筒	A	組合せ応力度	136	<input type="checkbox"/>	○	
			B	組合せ応力度	141	<input type="checkbox"/>	○	
			C	組合せ応力度	128	<input type="checkbox"/>	○	
			D	組合せ応力度	190	<input type="checkbox"/>	○	
			E	組合せ応力度	190	<input type="checkbox"/>	○	
		外筒	A	組合せ応力度	206	<input type="checkbox"/>	○	
			B	組合せ応力度	198	<input type="checkbox"/>	○	
			C	組合せ応力度	198	<input type="checkbox"/>	○	
			D	組合せ応力度	239	<input type="checkbox"/>	○	
			E	組合せ応力度	264	<input type="checkbox"/>	○	
	P1 : 円筒部 ㉕部	内筒	A	組合せ応力度	138	<input type="checkbox"/>	○	
			B	組合せ応力度	141	<input type="checkbox"/>	○	
			C	組合せ応力度	124	<input type="checkbox"/>	○	
			D	組合せ応力度	191	<input type="checkbox"/>	○	
			E	組合せ応力度	189	<input type="checkbox"/>	○	
		外筒	A	組合せ応力度	199	<input type="checkbox"/>	○	
			B	組合せ応力度	208	<input type="checkbox"/>	○	
			C	組合せ応力度	205	<input type="checkbox"/>	○	
			D	組合せ応力度	247	<input type="checkbox"/>	○	
			E	組合せ応力度	268	<input type="checkbox"/>	○	

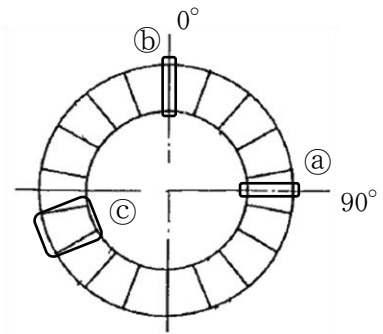
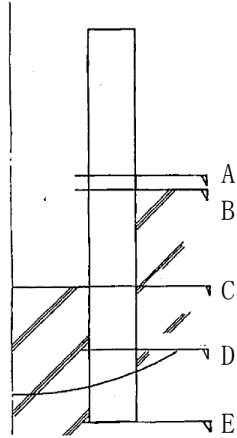
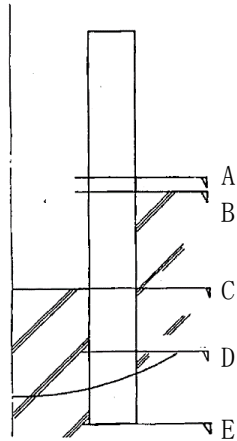
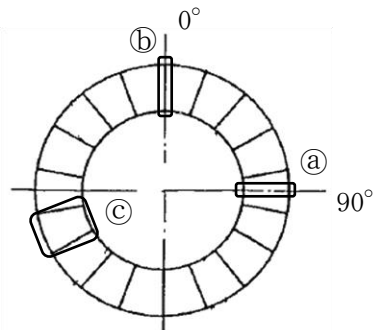


表 5-3(1) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D+P+M+S s) (その 2)






評価対象設備	評価部位			応力分類	機能維持の検討		判定	備考
					算出応力度	許容応力度		
					N/mm ²	N/mm ²		
原子炉 圧力容器 ペDESTAL	P1: 円筒部 ◎部	内筒	B	組合せ応力度	290	□	○	
		外筒	A	組合せ応力度	335	□	○	

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	備考
					算出応力度	許容応力度		
					N/mm ²	N/mm ²		
原子炉 圧力容器 ペDESTAL	P2	たてリブ ◎部	A	組合せ応力度	190	□	○	
			B	組合せ応力度	194	□	○	
			C	組合せ応力度	181	□	○	
			D	組合せ応力度	212	□	○	
		たてリブ ◎部	A	組合せ応力度	324	□	○	

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	備考
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm ²	N/mm ²		
原子炉 圧力容器 ペDESTAL	P3	基礎ボルト	引張応力度	338		○	
			引抜き力*	5.814×10 ⁶		○	
	P4	ベースプレート	曲げ応力度	136		○	

注記* : 単位は N/7.5°

5.2 重大事故等対処設備としての評価結果

原子炉圧力容器ペDESTAL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_{SAL} + M_{SAL} + 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	備考	
				算出応力度	許容応力度			
				N/mm ²	N/mm ²			
原子炉 圧力容器 ペDESTAL	P1 : 円筒部 ㉔部	内筒	A	組合せ応力度	117	<input type="checkbox"/>	○	
			B	組合せ応力度	123	<input type="checkbox"/>	○	
			C	組合せ応力度	117	<input type="checkbox"/>	○	
			D	組合せ応力度	164	<input type="checkbox"/>	○	
			E	組合せ応力度	158	<input type="checkbox"/>	○	
		外筒	A	組合せ応力度	161	<input type="checkbox"/>	○	
			B	組合せ応力度	164	<input type="checkbox"/>	○	
			C	組合せ応力度	165	<input type="checkbox"/>	○	
			D	組合せ応力度	195	<input type="checkbox"/>	○	
			E	組合せ応力度	211	<input type="checkbox"/>	○	
	P1 : 円筒部 ㉕部	内筒	A	組合せ応力度	121	<input type="checkbox"/>	○	
			B	組合せ応力度	125	<input type="checkbox"/>	○	
			C	組合せ応力度	115	<input type="checkbox"/>	○	
			D	組合せ応力度	164	<input type="checkbox"/>	○	
			E	組合せ応力度	158	<input type="checkbox"/>	○	
		外筒	A	組合せ応力度	160	<input type="checkbox"/>	○	
			B	組合せ応力度	167	<input type="checkbox"/>	○	
			C	組合せ応力度	169	<input type="checkbox"/>	○	
			D	組合せ応力度	201	<input type="checkbox"/>	○	
			E	組合せ応力度	214	<input type="checkbox"/>	○	

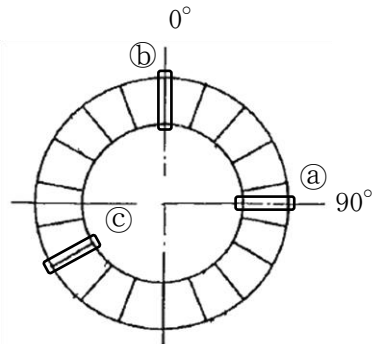
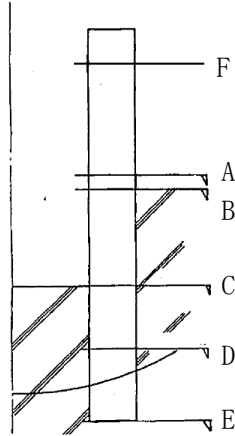
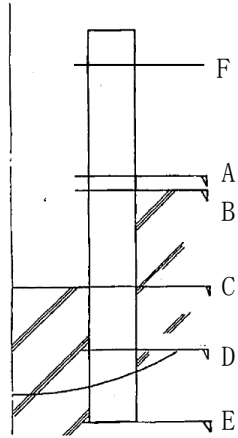
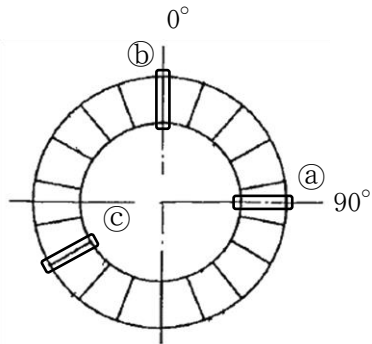


表 5-4(1) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d) (その 2)



評価対象設備	評価部位			応力分類	機能維持の検討		判定	備考
					算出応力度	許容応力度		
					N/mm ²	N/mm ²		
原子炉 圧力容器 ペデスタル	P1 : 円筒部 ◎部	内筒	F	組合せ応力度	210	□	○	
		外筒	A	組合せ応力度	253	□	○	

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_{SAL} + M_{SAL} + S_d)



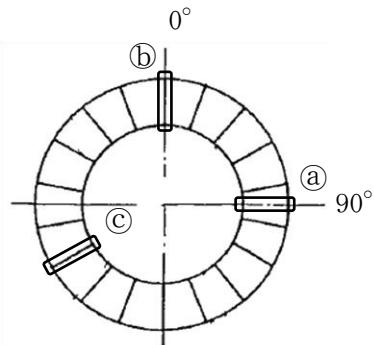
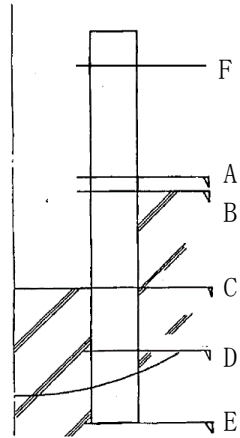
評価対象設備	評価部位			応力分類	機能維持の検討		判定	備考
					算出応力度	許容応力度		
					N/mm ²	N/mm ²		
原子炉 圧力容器 ペデスタル	P2	たてリブ ◎部	A	組合せ応力度	148	□	○	
			B	組合せ応力度	152	□	○	
			C	組合せ応力度	152	□	○	
			D	組合せ応力度	174	□	○	
		たてリブ ◎部	A	組合せ応力度	250	□	○	

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_{SAL} + M_{SAL} + 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	備考
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm ²	N/mm ²		
原子炉 圧力容器 ペDESTAL	P3	基礎ボルト	引張応力度	178		○	
			引抜き力*	2.976 × 10 ⁶		○	
	P4	ベースプレート	曲げ応力度	102		○	

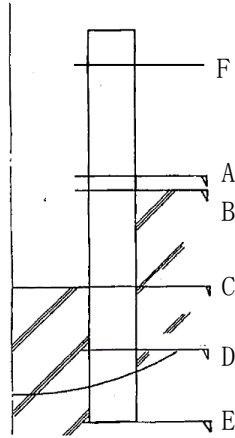
注記* : 単位は N/7.5°

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_{SALL} + M_{SALL} + S_s) (その 1)



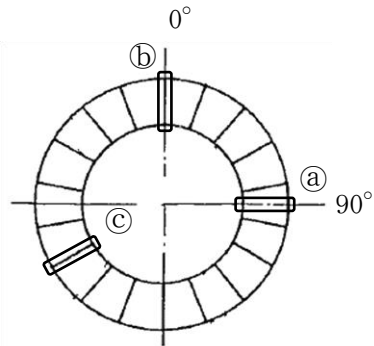
評価対象設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	備考	
				算出応力度	許容応力度			
				N/mm ²	N/mm ²			
原子炉 圧力容器 ペDESTAL	P1 : 円筒部 Ⓐ部	内筒	A	組合せ応力度	149	<input type="checkbox"/>	○	
			B	組合せ応力度	159	<input type="checkbox"/>	○	
			C	組合せ応力度	148	<input type="checkbox"/>	○	
			D	組合せ応力度	208	<input type="checkbox"/>	○	
			E	組合せ応力度	202	<input type="checkbox"/>	○	
		外筒	A	組合せ応力度	216	<input type="checkbox"/>	○	
			B	組合せ応力度	221	<input type="checkbox"/>	○	
			C	組合せ応力度	219	<input type="checkbox"/>	○	
			D	組合せ応力度	259	<input type="checkbox"/>	○	
			E	組合せ応力度	279	<input type="checkbox"/>	○	
	P1 : 円筒部 Ⓑ部	内筒	A	組合せ応力度	154	<input type="checkbox"/>	○	
			B	組合せ応力度	161	<input type="checkbox"/>	○	
			C	組合せ応力度	144	<input type="checkbox"/>	○	
			D	組合せ応力度	209	<input type="checkbox"/>	○	
			E	組合せ応力度	202	<input type="checkbox"/>	○	
外筒		A	組合せ応力度	217	<input type="checkbox"/>	○		
		B	組合せ応力度	229	<input type="checkbox"/>	○		
		C	組合せ応力度	227	<input type="checkbox"/>	○		
		D	組合せ応力度	268	<input type="checkbox"/>	○		
		E	組合せ応力度	283	<input type="checkbox"/>	○		

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_{SALL} + M_{SALL} + 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	備考
					算出応力度	許容応力度		
					N/mm ²	N/mm ²		
原子炉 圧力容器 ペDESTAL	P1: 円筒部 ◎部	内筒	F	組合せ応力度	284	□	○	
		外筒	A	組合せ応力度	349	□	○	

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_{SALL} + M_{SALL} + 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	備考
					算出応力度	許容応力度		
					N/mm ²	N/mm ²		
原子炉 圧力容器 ペDESTAL	P2	たてリブ ◎部	A	組合せ応力度	198	□	○	
			B	組合せ応力度	204	□	○	
			C	組合せ応力度	202	□	○	
			D	組合せ応力度	229	□	○	
		たてリブ ◎部	A	組合せ応力度	338	□	○	

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_{SALL} + M_{SALL} + 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	備考
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm ²	N/mm ²		
原子炉 圧力容器 ペDESTAL	P3	基礎ボルト	引張応力度	314		○	
			引抜き力*	5.411×10 ⁶		○	
	P4	ベースプレート	曲げ応力度	140		○	

注記* : 単位は N/7.5°

6. 参照図書

- (1) 島根原子力発電所第2号機 第2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」

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

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	重要事故シーケンス等の影響確認	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压力容器の破壊靱性及び想定される重大事故等が発生した場合に、原子炉压力容器が重大事故等時に対処するために流路としての機能を有効に発揮できることを確認するため、破壊靱性に対する評価について説明するものである。あわせて、技術基準規則第17条第1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、原子炉压力容器の材料が適切であることを説明する。

今回、設計基準対象施設としての原子炉压力容器の材料については、昭和60年12月25日付け60資庁第11431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压力容器の破壊靱性に対する評価について説明する。また、重大事故等対処設備としての原子炉压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

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

原子炉压力容器に使用する材料は、中性子照射の影響を考慮し適切な破壊靱性を維持できるよう、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、原子炉压力容器の脆性破壊を防止するよう管理する。

原子炉压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。

原子炉压力容器の脆性破壊防止以外の温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して健全性を維持することについては、添付書類VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件下における健全性に関する説明書」に示している。

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

なお、原子炉压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、原子炉压力容器に使用する材料は、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压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。原子炉压力容器は脆性破壊防止の観点から、原子炉冷却材の最低温度を設定し、適切な温度で使用する。また、中性子照射脆化が予想される材料に関しては、材料中のCu及びNi含有量が多いほど中性子照射脆化に与える影響が大きいことから、材料調達時に各元素の含有量を管理する。

また、技術基準規則第55条を踏まえ、重大事故等対処設備としての原子炉压力容器の材料は、重大事故等時の原子炉压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

原子炉压力容器に使用する材料は、発電用原子力設備規格（設計・建設規格 JSME S NC 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、原子炉压力容器を構成する材料のうち、耐圧部を構成する材料であり、かつ、設計・建設規格 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及び閉止フランジ用ボルト、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 JEAC 4 2 0 6-2007（日本電気協会）（以下「JEAC 4 2 0 6」という。）、原子炉構造材の監視試験方法 JEAC 4 2 0 1-2007（日本電気協会）、原子炉構造材の監視試験方法 JEAC 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 JEAC 4 2 0 1-2007[2013年追補版]（日本電気協会）（以下「JEAC 4 2 0 1」という。）の手法を用いて、原子炉压力容器の脆性破壊に対する評価を行う。

JEAC 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JEAC 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、原子炉压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、JEAC 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、JEAC 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、原子炉压力容器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、原子炉压力容器の材料の脆性破壊防止の観点で破壊靱性上最も厳しい運転条件が、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。沸騰水型原子炉压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Dにおいては脆性破壊に対して厳しくなる事象はなく、供用状態A及びBの評価と同様に、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要事故シーケンス及び格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスを表4-1(1)、表4-1(2)及び表4-1(3)に示す。表4-1(1)、表4-1(2)及び表4-1(3)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、原子炉压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、原子炉压力容器の耐圧部材料に使用される低合金鋼がフェライト鋼であり、脆性破壊が懸念される材料であることから、評価においては破壊力学を適用する。破壊力学では、欠陥の先端近傍の応力場の強さを応力拡大係数で表し、応力拡大係数が破壊靱性を超えると破壊すると判断する。原子炉压力容器の材料の評価に当たっては、保守的に欠陥が存在するものと仮定し、欠陥の先端に生じる欠陥の進展力（応力拡大係数）を、供用期間中に想定される圧力・温度条件等から算出する。破壊靱性については、落重試験及び衝撃試験から得られる関連温度（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、原子炉压力容器の材料である低合金鋼に対する影響を、財団法人 発電設備技術検査協会の研究*²において検証されており、有意な劣化事象ではない。一方、中性子照射脆化については、J E A C 4 2 0 1 において監視試験の対象となる中性子照射量 10^{17}n/cm^2 （ $E > 1\text{MeV}$ ）以上となる炉心領域が含まれるため、考慮が必要である。

中性子照射脆化は、中性子照射量及び材料の化学成分（Cu, Ni, P）に依存し、中性子照射量及

びこれら化学成分の含有量が多いほど脆化は大きい傾向にある。原子炉圧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圧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円筒胴3及び円筒胴4の内表面が最も多く、 $2.8 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$ ($E > 1 \text{MeV}$) 程度であるのに対し、それ以外の部位では $5.4 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ ($E > 1 \text{MeV}$) 程度以下であり、円筒胴3及び円筒胴4とそれ以外の部位では5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円筒胴3及び円筒胴4について実施する。なお、円筒胴3及び円筒胴4の溶接部は母材と同等以上の靱性を持つことを確認した溶接施工法を用いて溶接を行うため、評価においては母材を対象とする。

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

注記*1：PTS（加圧熱衝撃）

加圧下の原子炉圧力容器内で急激な冷却が生じると、原子炉圧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 ²
F(a/r _n)	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 _I	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 _{IC}	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 _{Ip}	一次応力による応力拡大係数	MPa・√m
K _{Iq}	二次応力による応力拡大係数	MPa・√m
l	欠陥の長さ	mm
M _m	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 _b	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 _m の $\frac{2}{3}$ の値)	√m
RT _{NDT}	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 _{NDT}	関連温度の移行量	°C
r _i	ノズルの内半径	mm
r _c	ノズルコーナーの曲率半径	mm
r _n	ノズルのみかけの半径	mm
S _F	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 _c	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 ² ・s)
σ	胴及び鏡部の周方向応力	MPa
σ _{m1}	一次膜応力	MPa
σ _{m2}	二次膜応力	MPa
σ _{b1}	一次曲げ応力	MPa
σ _{b2}	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，昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工事計画の添付書類IV-3-1-1-1「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

原子炉压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，胴及び鏡部にあつては，板厚の1/4倍の深さ，板厚の1.5倍の長さの表面欠陥を用いる。ただし，板厚 t が $t < 100.0\text{mm}$ の場合，100.0mm厚断面に対する欠陥を用いる。

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

図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「ASHSD2-B」又は「NOPS」である。

なお、解析コード「ASHSD2-B」及び「NOPS」の検証及び妥当性確認等の概要については、添付書類VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

(1) 形状不連続部を含めた胴及び鏡部

形状不連続部を含めた胴及び鏡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 ΔRT_{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材料が受ける中性子照射量は、原子炉圧力容器の円筒胴3及び円筒胴4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、添付書類VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

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 t 位置での中性子束 ϕ_c は以下となる。

$$\phi_c = 1.64 \times 10^9 \text{ n / (cm}^2 \cdot \text{s)}$$

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

$$f = 1.64 \times 10^9 \times (40 \times 365 \times 24 \times 60 \times 60) = 2.07 \times 10^{18} \text{ n / cm}^2$$

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、 $\Delta RT_{\text{NDT}} = 26.3^\circ\text{C}$ 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)には胴及び鏡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、胴及び鏡部に対して表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 55°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、昭和60年12月25日付け60資庁第11431号にて認可された工事計画の添付書類IV-3-1-1-1「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 の附属書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（定数）
-0.95

$[C F_U]$: 化学成分による係数

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

$[F F_U]_{(f)}$: 中性子照射量 f による係数

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

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

0.207 ($\times 10^{19}$ n/cm², E > 1MeV)

M_U : マージン (%)

13.8%

M_U = 2σ_{ΔU} (σ_{ΔU}はΔUSEに関する標準偏差 : 6.9%)

8.3.2 上部棚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棚吸収エネルギーの減少率(ΔUSE)及び照射前の上部棚吸収エネルギー(USE(初期値))を用いて、上部棚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。

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

USE(調整値) : 照射後の上部棚吸収エネルギー (J)

USE(初期値) : 照射前の上部棚吸収エネルギー (J) : 212J

8.4 上部棚吸収エネルギーの評価結果

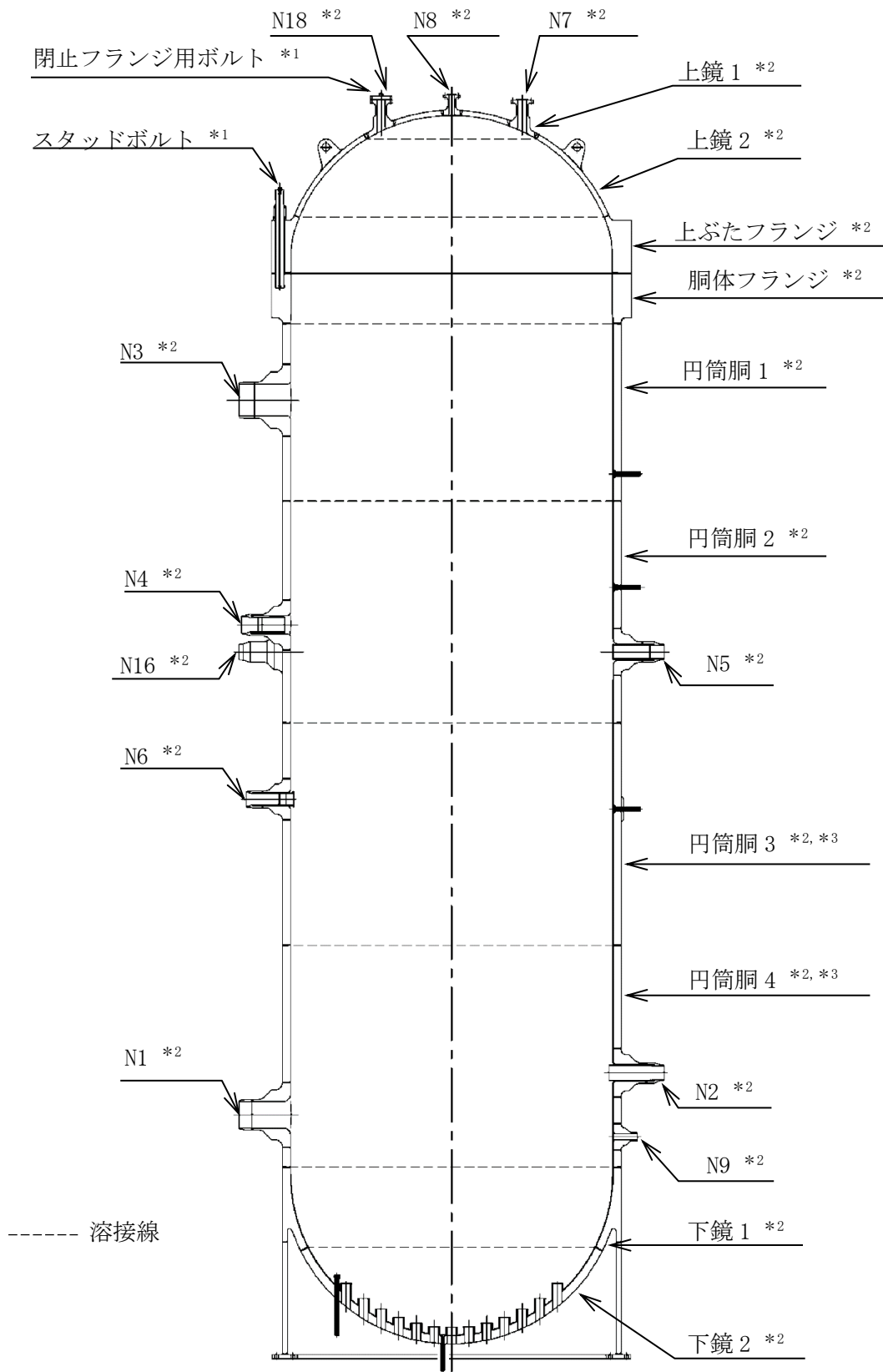
供用期間中の中性子照射を考慮した、上部棚吸収エネルギー調整値の計算結果を表8-2に示す。

表8-2より、40定格負荷相当年数での上部棚吸収エネルギー調整値は、JEAC 4206に規定される要求値の68J以上を満足している。

9. 結論

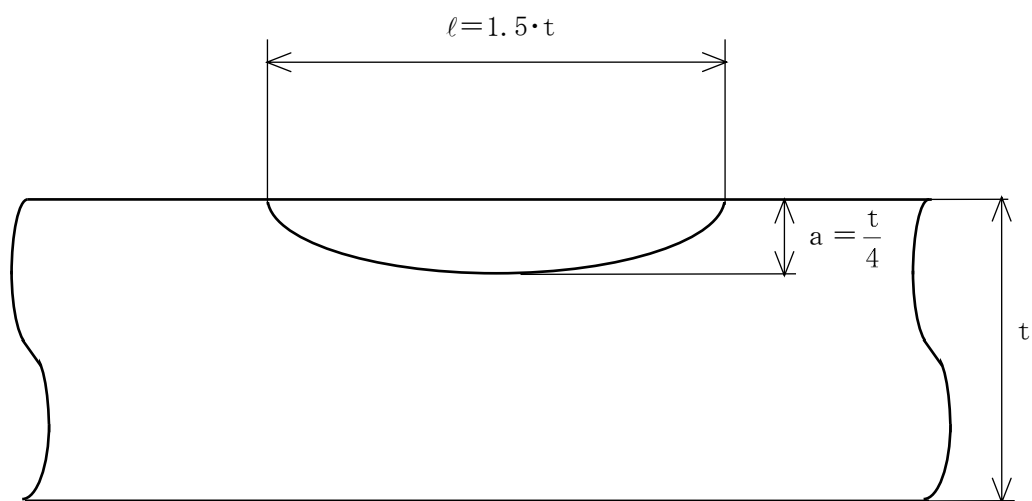
原子炉圧力容器の材料に対して、J E A C 4 2 0 6 第2章 クラス1機器の規定により破壊靱性の評価を必要とされる箇所について、J E A C 4 2 0 6 のFB-2000により最低使用温度以下の温度で衝撃試験を行う箇所は流体の最低温度を考慮した最低使用温度を定めるとともに、J E A C 4 2 0 6 のFB-4000並びに附属書A及び附属書Fにより関連温度を決定する必要のある箇所については関連温度の要求値を示し、J E A C 4 2 0 6 のFB-2100により求めた関連温度の実測値が要求値よりも小さく、規定を満足することを確認した。

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。

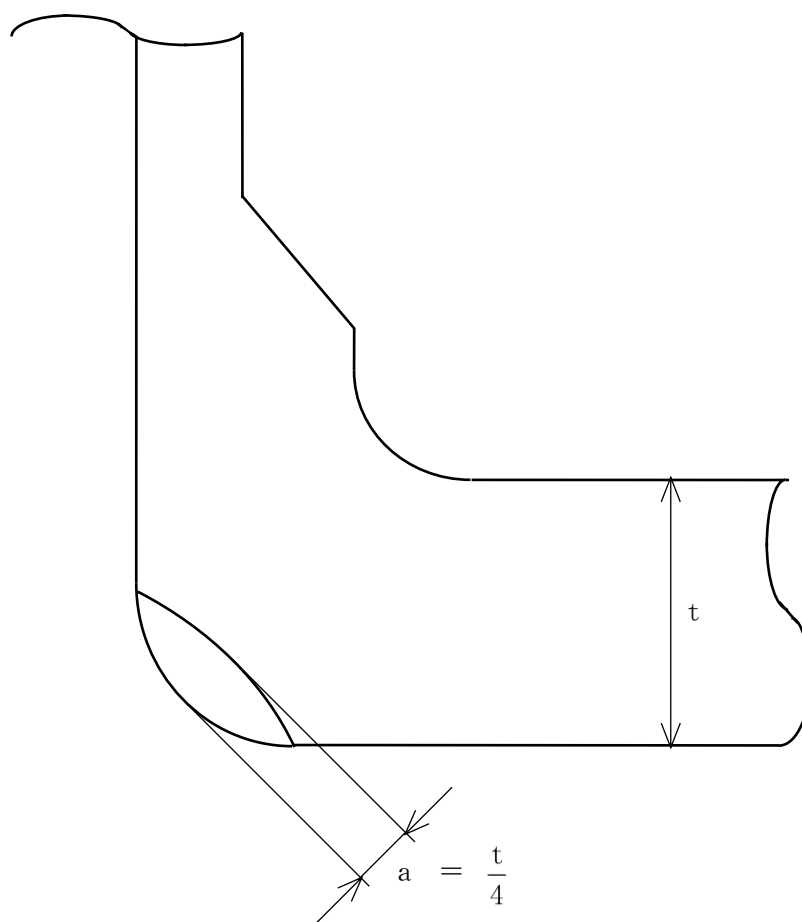


- 注記*1：最低使用温度を基準とする評価箇所
- *2：関連温度を基準とする評価箇所
- *3：上部棚吸収エネルギーの評価箇所

図6-1 破壊靱性評価箇所



a. 胴, 鏡及びフランジ部



b. ノズル部

図7-1 最大仮想欠陥形状

表4-1(1) 重要事故シーケンス等の影響確認

	重要事故 シーケンス等	事象の概要及び考察
1	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、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6弁を手動開放させ、低圧原子炉代替注水系（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、代替自動減圧機能により、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）2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原子炉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原子炉代替注水系停止後に、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6弁を手動開放させ、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により注水する。また、常設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) 重要事故シーケンス等の影響確認

	重要事故 シーケンス等	事象の概要及び考察
4	崩壊熱除去 機能喪失 (取水機能喪失) [TW]	<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、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6弁を手動開放させ、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。</p>
5	崩壊熱除去 機能喪失 (残留熱除去系 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が運転開始して原子炉水位が維持される。</p> <p>その後、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6弁を手動開放させ、低圧原子炉代替注水系（常設）による注水継続により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代替原子炉再循環ポンプトリップ機能により再循環ポンプ2台がトリップする。主蒸気隔離弁の閉止により、タービン駆動給水ポンプはトリップするが、電動機駆動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) 重要事故シーケンス等の影響確認

	重要事故 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]	<p>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。</p> <p>その後、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6 弁を手動開放させ、低圧原子炉代替注水系（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。</p>
8	格納容器バイパス [ISLOCA]	<p>ISLOCA 時は、残留熱除去系（低圧注水モード）の注水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スプレイ系が運転開始して原子炉水位が維持される。</p> <p>その後、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6 弁を手動開放させ、高圧炉心スプレイ系の注水継続により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>
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)	<p>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。</p> <p>その後、低圧原子炉代替注水系（常設）や残留熱代替除去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。</p>
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	<p>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。</p>

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	10
閉止フランジ用ボルト	SNB7	10

表7-1(1) 関連温度の評価箇所
(胴及び鏡部)

評価箇所	材料	備考
上鏡1	SQV2A	$t \geq 16\text{mm}$
上鏡2	SQV2A	$t \geq 16\text{mm}$
円筒胴1	SQV2A	$t \geq 16\text{mm}$
円筒胴2	SQV2A	$t \geq 16\text{mm}$
円筒胴3	SQV2A	$t \geq 16\text{mm}$
円筒胴4	SQV2A	$t \geq 16\text{mm}$
下鏡1	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
下鏡2	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
上ぶたフランジ	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
胴体フランジ	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
再循環水出口ノズル (N1)	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
再循環水入口ノズル (N2)	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	$t \geq 16\text{mm}$
低圧炉心スプレイノズル (N5)	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
低圧注水ノズル (N6)	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
上ぶたスプレイノズル (N7)	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
計測及びベントノズル (N8)	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
ジェットポンプ計測ノズル (N9)	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
高圧炉心スプレイノズル (N16)	SFVQ1A	$t \geq 16\text{mm}$
予備ノズル (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 ² ·s), E > 1MeV]	中性子照射量 [n/cm ² , E > 1MeV]
内表面	2.19 × 10 ⁹	2.76 × 10 ¹⁸
1/4t	1.64 × 10 ⁹	2.07 × 10 ¹⁸

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 (胴及び鏡部)
 耐圧試験 (最高使用圧力以下) $T = 55^{\circ}\text{C}$ $a = t / 4$

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
上鏡1	SQV2A	56.4	58.7	-49
上鏡2	SQV2A	101.3	25.9	-44
円筒胴1	SQV2A	97.1	27.8	-39
円筒胴2	SQV2A	87.3	32.7	-44
円筒胴3	SQV2A	87.3	6.4*	-40
円筒胴4	SQV2A	87.3	6.4*	-40
下鏡1	SFVQ1A	44.8	82.9	-34
下鏡2	SFVQ1A	84.9	34.0	-29
上ぶたフランジ	SFVQ1A	101.3	25.9	-34
胴体フランジ	SFVQ1A	97.1	27.8	-29

注記* : 中性子照射による関連温度の移行量を含めた値

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） $T = 55^{\circ}\text{C}$ $a = t/4$

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
再循環水出口ノズル (N1)	SFVQ1A	151.9	9.9	-45
再循環水入口ノズル (N2)	SFVQ1A	133.4	14.7	-39
主蒸気ノズル (N3)	SFVQ1A	151.0	10.1	-40
給水ノズル (N4)	SFVQ1A	136.0	14.0	-39
低圧炉心スプレイノズル (N5)	SFVQ1A	135.0	14.3	-44
低圧注水ノズル (N6)	SFVQ1A	124.5	17.4	-40
上ぶたスプレイノズル (N7)	SFVQ1A	77.6	38.5	-39
計測及びベントノズル (N8)	SFVQ1A	67.3	46.6	-49
ジェットポンプ計測ノズル (N9)	SFVQ1A	98.8	27.0	-39
高圧炉心スプレイノズル (N16)	SFVQ1A	135.0	14.3	-39
予備ノズル (N18)	SFVQ1A	77.6	38.5	-44

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 (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	□ *1
材料のNi含有量 (mass%)	0.5~1.0	
材料のP含有量 (mass%)	0.020 以下	
中性子照射量 (n/cm ² , 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	□ *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)		
	USE (初期値)	USE (調整値)	要求値 (必要下限値)
炉心領域 材料	212	178	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の附属書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。

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

ここで、

ΔRT_{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)

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

ΔRT_{NDT} の計算においては以下のパラメータを使用する。

ϕ_c : 計算に使用する中性子束 (n/(cm²·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。

$$\phi_c = 1.64 \times 10^9 \text{ (n/(cm}^2 \cdot \text{s))}$$

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

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

上式に対して関連温度の移行量は、4.3°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、26.3°Cとして関連温度の検討を行う。

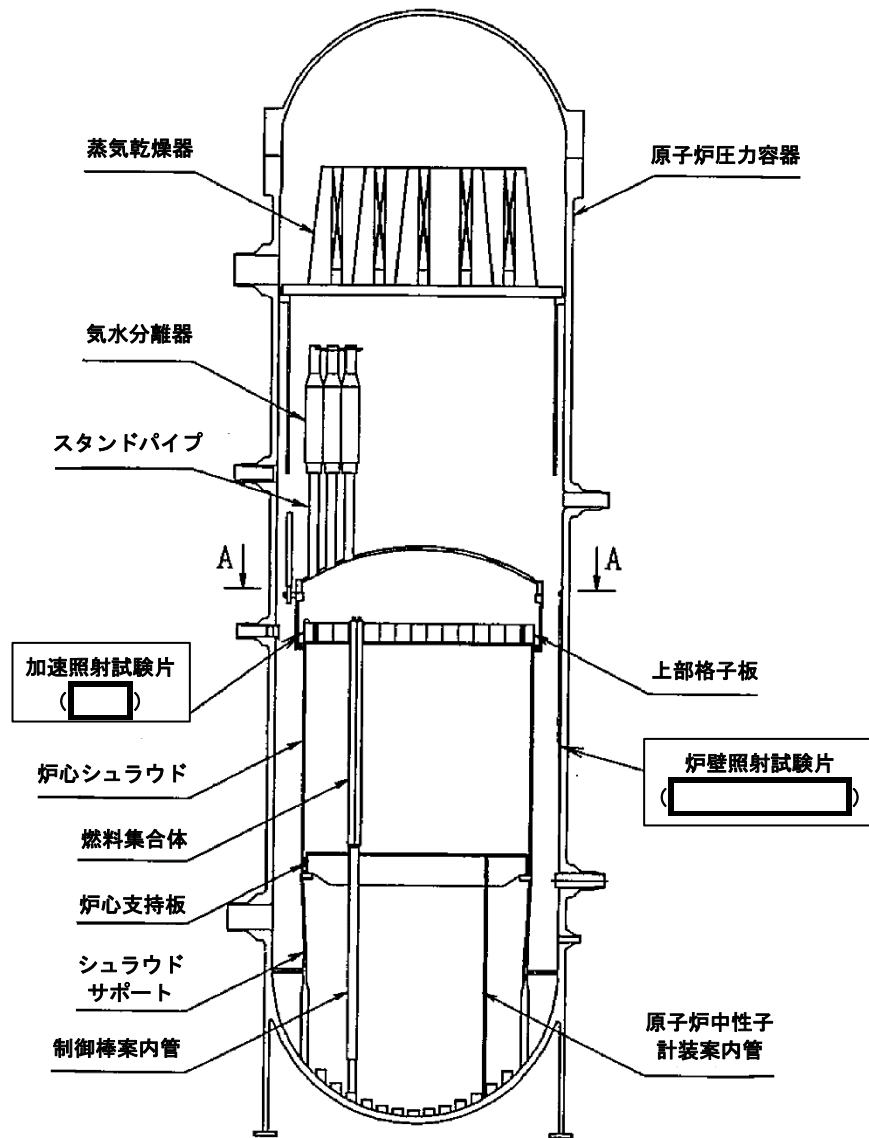
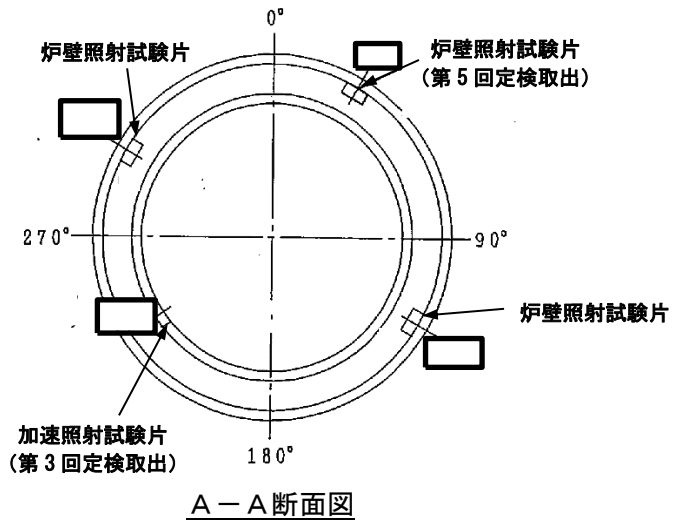
なお、中性子照射による関連温度の移行量を監視するために、付図-1に示す位置に監視試験片を取り付けている。

付表-1 国内脆化予測法の適用範囲及び評価対象の諸元

項目	適用範囲 (J E A C 4 2 0 1)	評価対象の諸元	
材料のCu含有量 (mass%)	0.25 以下	□	*1
材料のNi含有量 (mass%)	0.5~1.1		*1
材料のP含有量 (mass%)	0.025 以下		*1
中性子照射量 (n/cm ² , E > 1MeV)	1.0×10 ¹⁷ ~1.3×10 ²⁰	表7-2参照	
中性子束 (n/(cm ² ·s), E > 1MeV)	1×10 ⁷ ~1×10 ¹²	表7-2参照	
公称照射温度(°C)	270~290	□	*2

注記*1：材料調達時における試験による実測値

*2：ダウンカマの原子炉冷却材温度の公称値



付図-1 監視試験片取付図

VI-1-3 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の説明書

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

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 設計基準対象施設に関する使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位の計測	1
2.1.1 計測結果の記録の保存	1
2.1.2 自動的に警報する装置	1
2.2 重大事故等対処設備に関する使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の計測	2
2.2.1 燃料貯蔵設備に係る重大事故等時の使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の監視	2
2.2.2 重大事故等の対処に必要なパラメータの計測又は推定	2
3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成	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	26
3.2.1 計測結果の指示又は表示	26
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	26
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	26
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	28
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	30

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、燃料プール温度、燃料プール冷却ポンプ入口温度、燃料プール水位、燃料プールライナドレン漏えい水位及び燃料プール水位・温度（S A）を設け、燃料プールの水温の著しい上昇又は水位の著しい低下が計測可能な設計とし、計測結果は指示又は表示し、記録計又はプロセス計算機から出力される帳票にて継続的に記録し、帳票は保存できる設計とする。また、外部電源が喪失した場合でも、非常用ディーゼル発電設備又は非常用直流電源設備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、燃料プールの水温の著しい上昇又は燃料プールの水位の著しい低下を確実に検知し、自動的に警報する装置を設け、燃料プール温度、燃料プール冷却ポンプ入口温度、燃料プール水位、燃料プールラ

イナドレン漏えい水位及び燃料プール水位・温度（SA）の計測値が警報設定値に達した場合には、中央制御室（「1，2号機共用」（以下同じ。）」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*に燃料プールの監視に必要な設備として、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プール水位（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）を設け、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり計測可能な設計とする。

燃料プール監視カメラ（SA）は、燃料プールの状態が確認できるよう高所に設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、燃料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燃料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、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型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、燃料プールの監視に必要なパラメータの計測装置を設ける設計とするとともに、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する設計とする。

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

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

また、重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（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。

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

重大事故等の対応に必要なパラメータは、SPDSデータ収集サーバ、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）（「1，2，3号機共用（SPDSデータ収集サーバは1，2号機共用）」（以下同じ。）」に電磁的に記録，保存し，電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また，記録は必要な容量を保存できる設計とする。

注記＊：燃料貯蔵設備に係る重大事故等は以下のとおり。

- a. 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の規準に関する規則」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等を監視する装置の計測結果の指示又は表示，記録及び保存については，「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

また，設計基準対象施設の外部電源が喪失した場合の非常用ディーゼル発電設備又は非常用直流電源設備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，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型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。

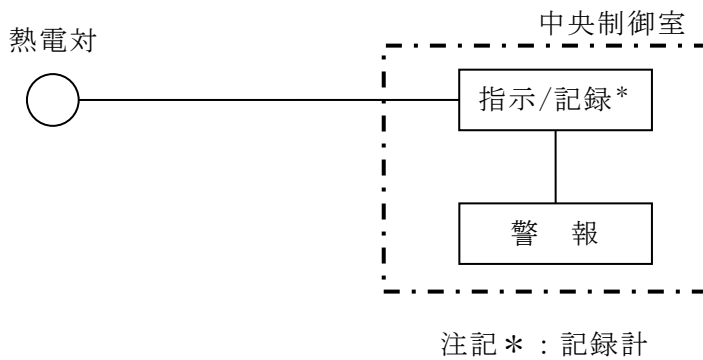
3.1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の計測

(1) 燃料プール温度

燃料プール温度は、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、燃料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、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「燃料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、非常用ディーゼル発電設備からの給電により、燃料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。



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

図 3-1 燃料プール温度の概略構成図

(2) 燃料プール冷却ポンプ入口温度

燃料プール冷却ポンプ入口温度は、設計基準対象施設の機能を有しており、燃料プール冷却ポンプ入口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、燃料プール冷却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、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、非常用ディーゼル発電設備からの給電により、燃料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。

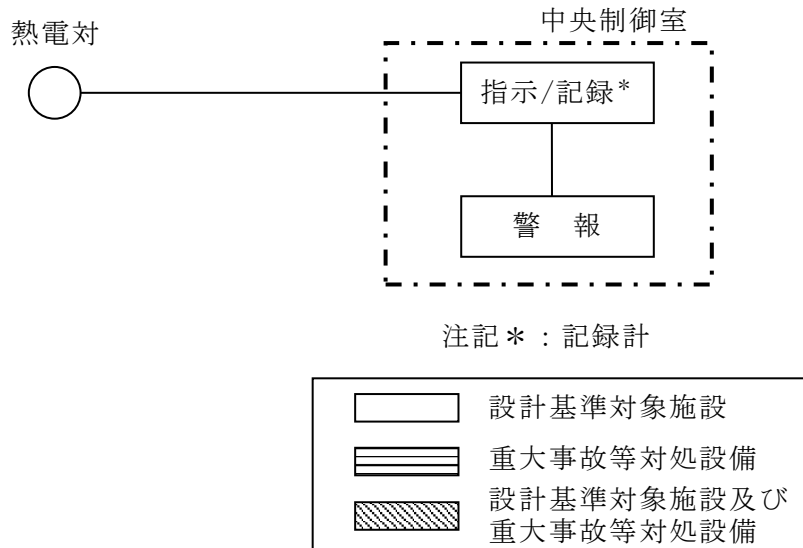


図3-2 燃料プール冷却ポンプ入口温度の概略構成図

(3) 燃料プール水位

燃料プール水位は，設計基準対象施設の機能を有しており，フロート式水位検出器で検出された燃料プール水位の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。（図 3-3「燃料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，非常用ディーゼル発電設備からの給電により，燃料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。

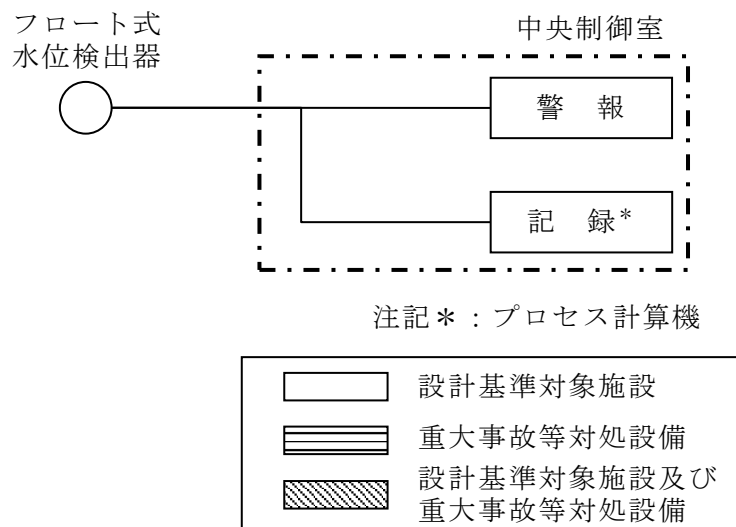


図 3-3 燃料プール水位の概略構成図

(4) 燃料プールライナドレン漏えい水位

燃料プールライナドレン漏えい水位は、設計基準対象施設の機能を有しており、フロート式水位検出器で検出された燃料プールライナドレン漏えい水位の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。(図 3-4「燃料プールライナドレン漏えい水位の概略構成図」参照。)

外部電源が喪失した場合においても、非常用ディーゼル発電設備からの給電により、燃料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。

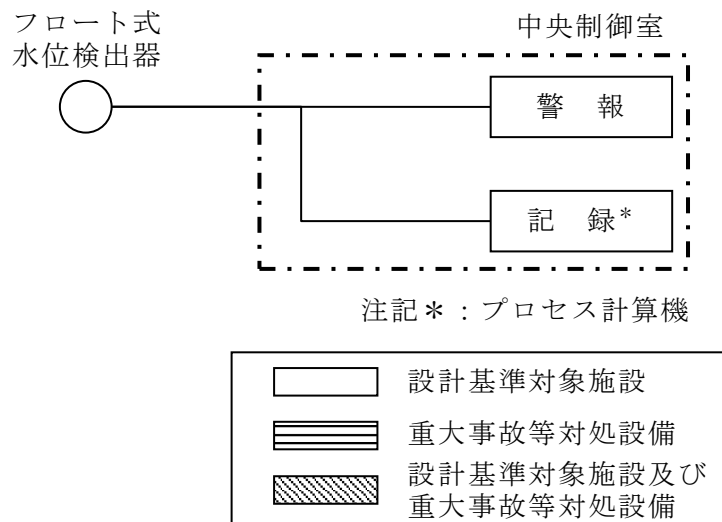


図 3-4 燃料プールライナドレン漏えい水位の概略構成図

(5) 燃料プール水位・温度 (S A)

a. 水位計測について

燃料プール水位・温度 (S A) の水位計測は、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、燃料プール水位・温度 (S A) の水位検出信号は、-1000mm* (EL 34518mm) から 6 箇所を設置した熱電対からの起電力を、演算装置を経由して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、燃料プール水位・温度 (S A) の水位を中央制御室に指示し、記録及び保存するとともに、安全パラメータ表示システム (SPDS) 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、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 3-5「燃料プール水位・温度 (S A) の概略構成図 (水位)」及び図 3-7「燃料プール水位・温度 (S A) の構造図」参照。)

外部電源が喪失した場合においても、非常用直流電源設備からの給電により燃料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、所内常設蓄電式直流電源設備である B1-115V 系蓄電池 (SA) 又は可搬型直流電源設備である高圧発電機車及び B1-115V 系充電器 (SA) からの給電が可能である。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*：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL 35518mm)

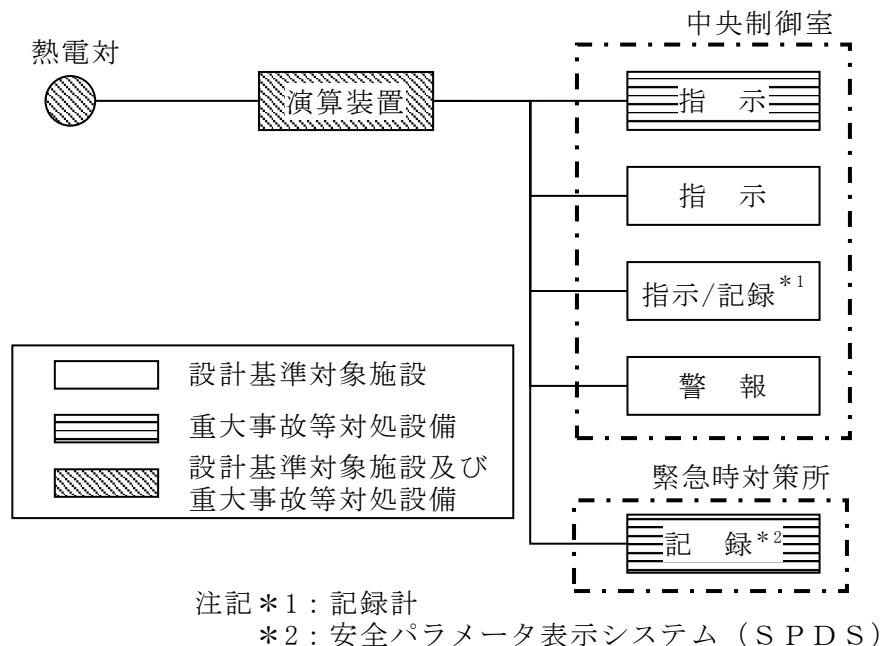


図 3-5 燃料プール水位・温度 (S A) の概略構成図 (水位)

b. 温度計測について

燃料プール水位・温度（SA）の温度計測は，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，燃料プール水位・温度（SA）の温度検出信号は，熱電対からの起電力を，演算装置を経由して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，燃料プール水位・温度（SA）の温度を中央制御室に指示し，記録及び保存するとともに，安全パラメータ表示システム（SPDS）にて記録及び保存する。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。

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3-6「燃料プール水位・温度（SA）の概略構成図（温度）」及び図3-7「燃料プール水位・温度（SA）の構造図」参照。）

外部電源が喪失した場合においても，非常用直流電源設備からの給電により燃料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，所内常設蓄電式直流電源設備であるB1-115V系蓄電池（SA）又は可搬型直流電源設備である高圧発電機車及びB1-115V系充電器（SA）からの給電が可能である。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。

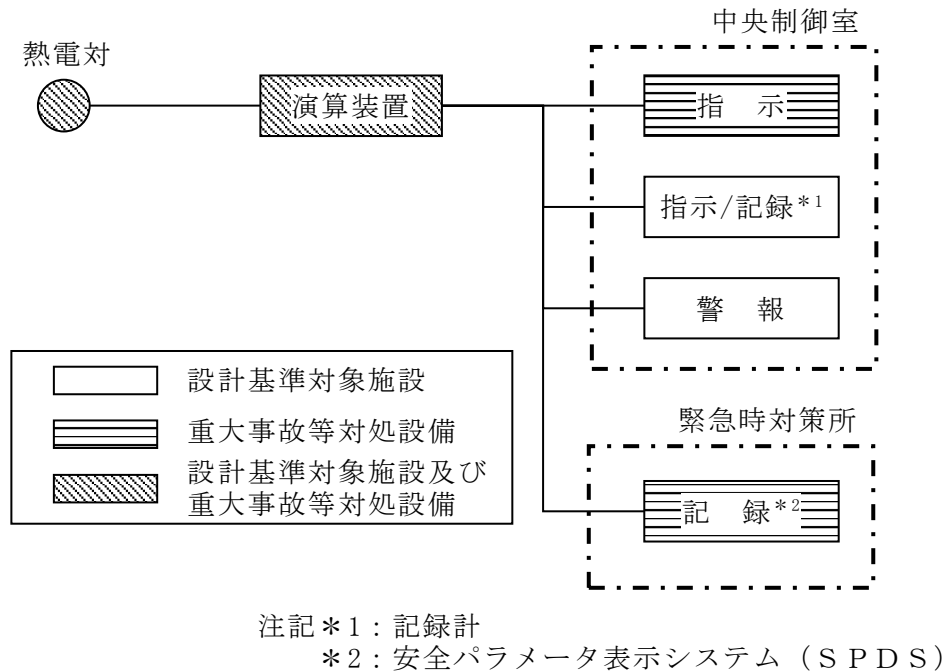


図3-6 燃料プール水位・温度（SA）の概略構成図（温度）

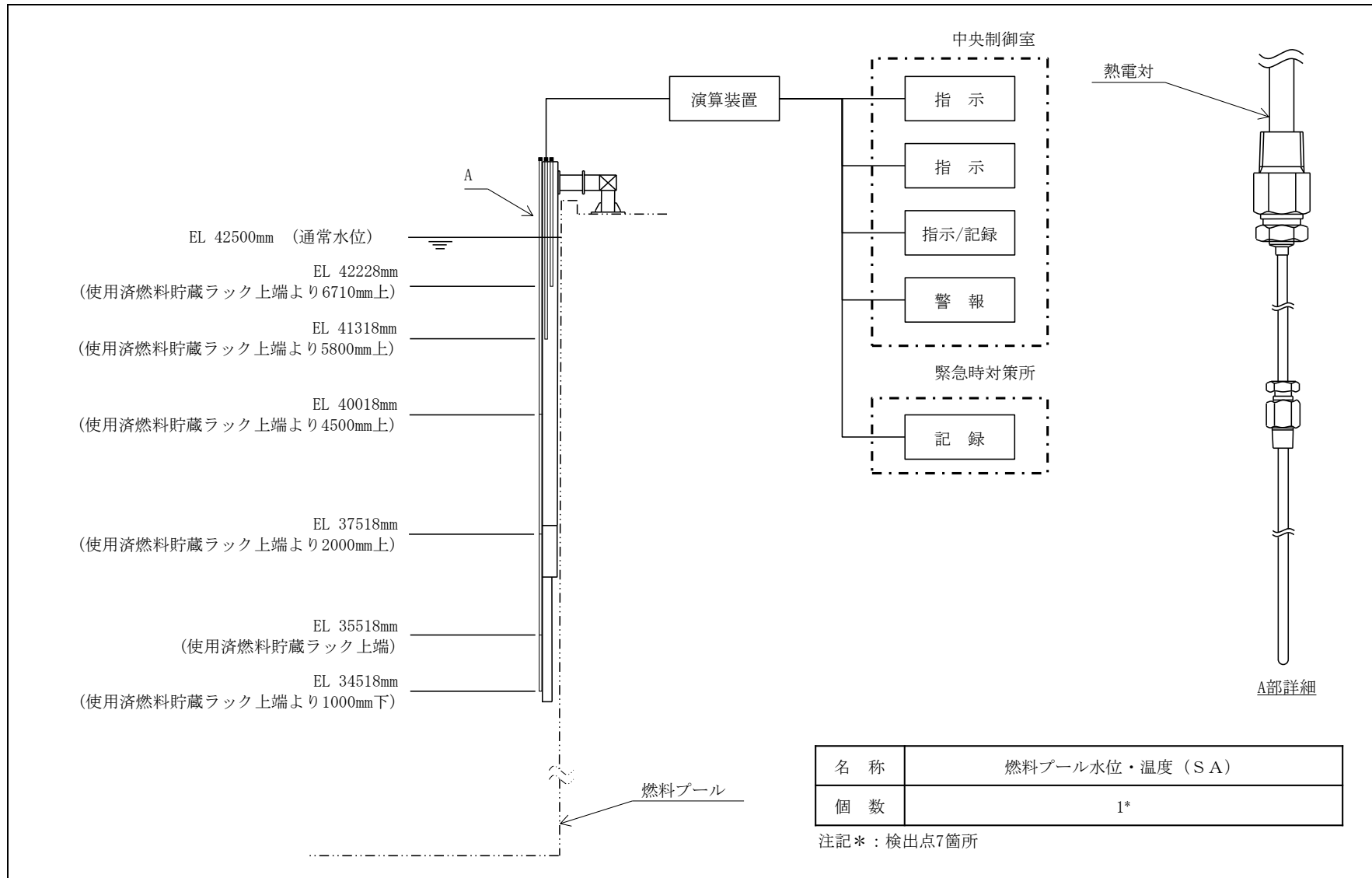


図 3-7 燃料プール水位・温度 (SA) の構造図

(6) 燃料プール水位 (SA)

燃料プール水位 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、燃料プール水位 (SA) の検出信号は、ガイドパルス式水位検出器からの電気信号を、演算装置を経由して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、燃料プール水位 (SA) を中央制御室に指示し、安全パラメータ表示システム (SPDS) にて記録及び保存する。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。(図 3-8 「燃料プール水位 (SA) の概略構成図」及び図 3-9 「燃料プール水位 (SA) の構造図」参照。)

交流電源が必要な場合、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車からの給電が可能である。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。

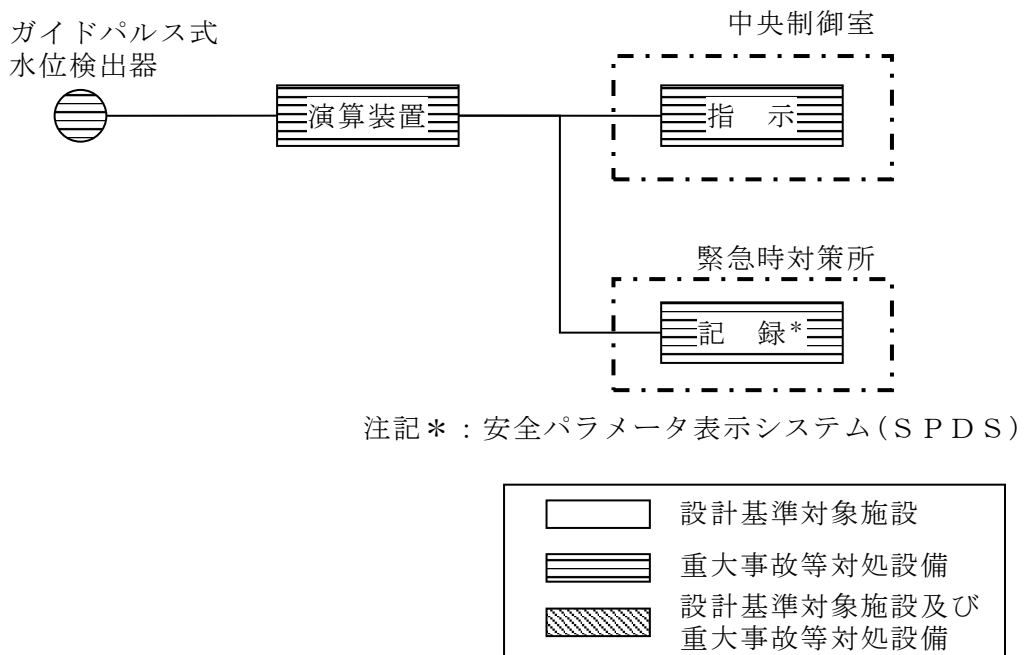


図 3-8 燃料プール水位 (SA) の概略構成図

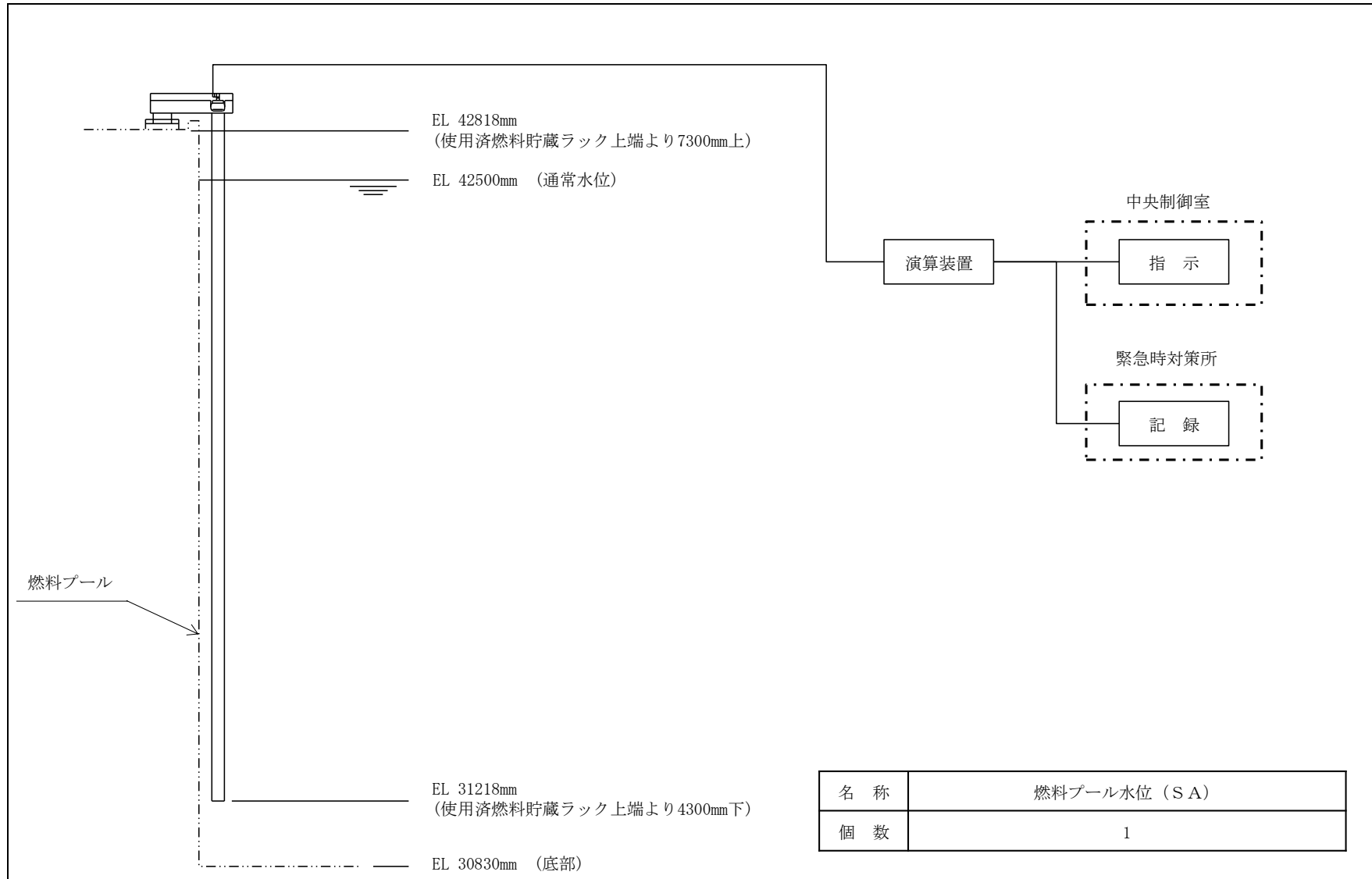


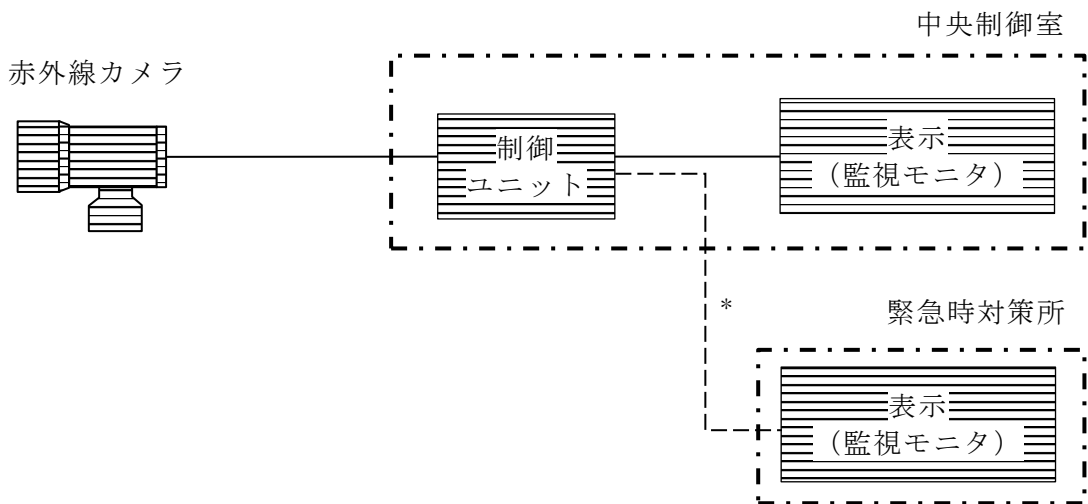
図 3-9 燃料プール水位 (SA) の構造図

(7) 燃料プール監視カメラ (SA)

a. 燃料プール監視カメラ (SA)

燃料プール監視カメラ (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、燃料プールの状態が確認できるよう高所に設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、燃料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燃料プールの状態が監視できる赤外線監視カメラとする。燃料プール監視カメラ (SA) の映像信号は、制御ユニットを介し燃料プールの状態を中央制御室の監視モニタに表示する。(図 3-10「燃料プール監視カメラ (SA) の概略構成図」、図 3-11「燃料プール監視カメラ (SA) の構造図」及び図 3-12「燃料プール監視カメラ (SA) の取付箇所を明示した図面」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 SA 用 115V 系蓄電池又は可搬型直流電源設備である高圧発電機車及び SA 用 115V 系充電器からの給電が可能である。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* : 緊急時対策所まで無線通信

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

図 3-10 燃料プール監視カメラ (SA) の概略構成図

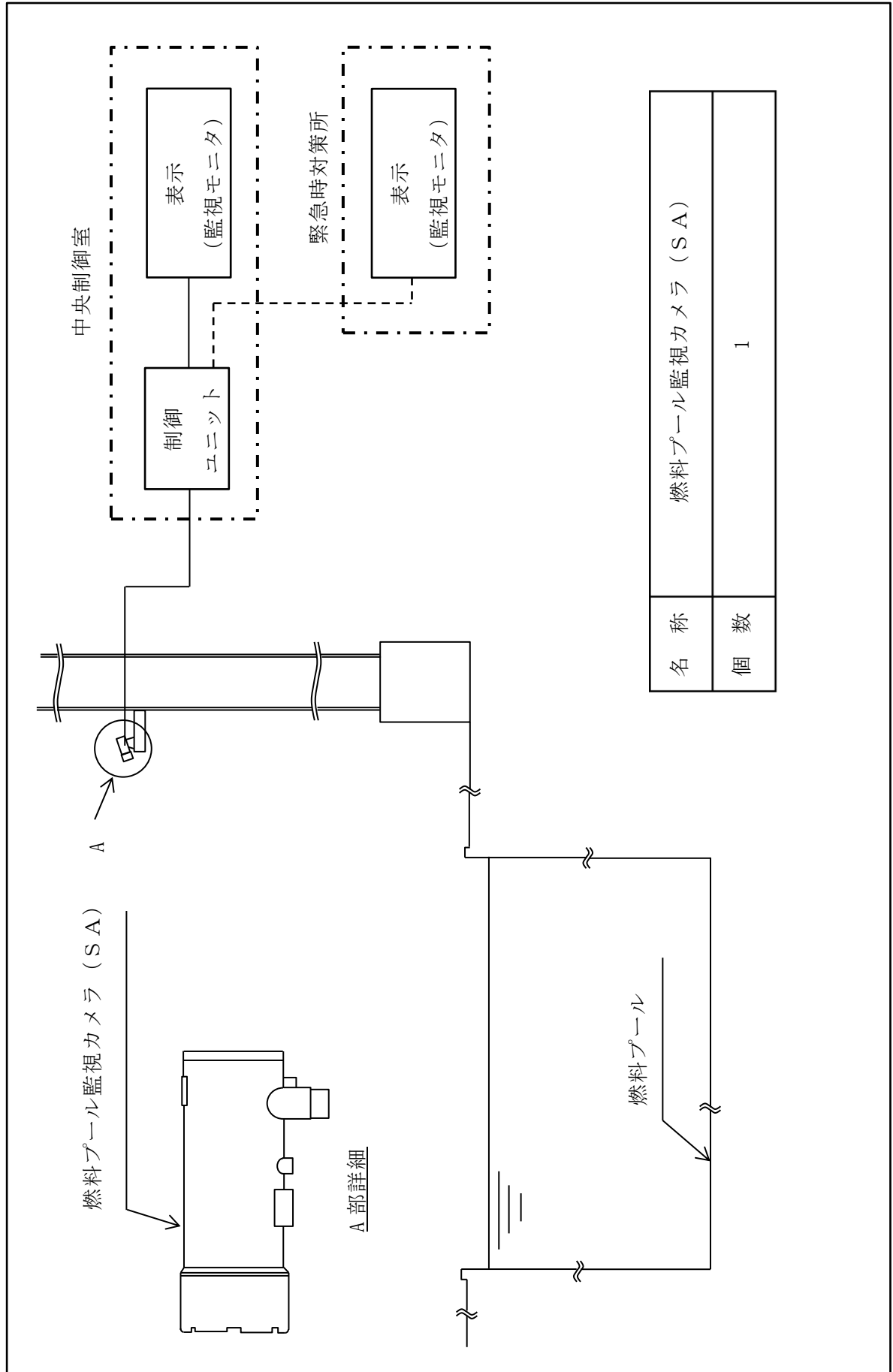


図 3-11 燃料プール監視カメラ (SA) の構造図

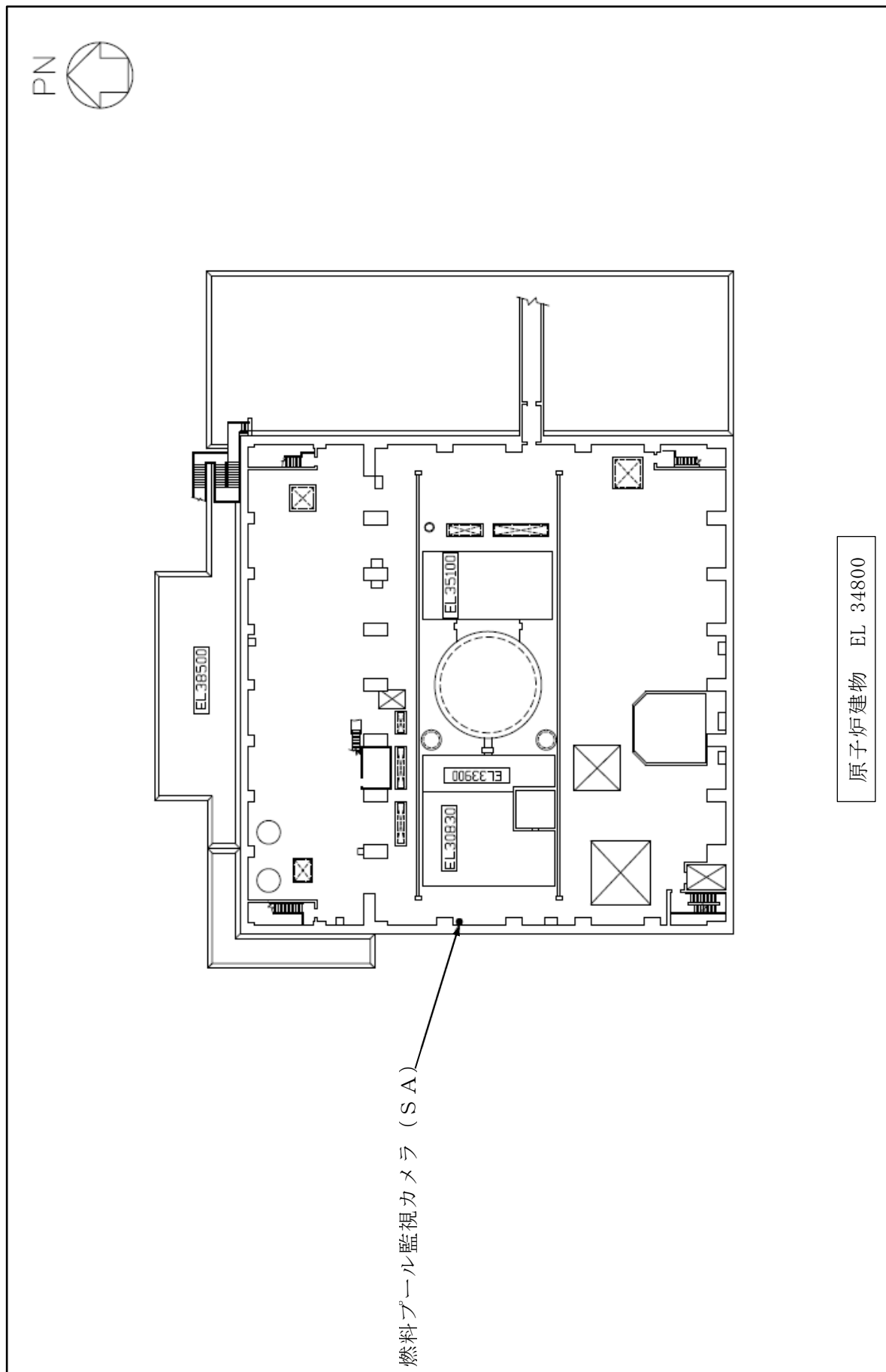


図 3-12 燃料プール監視カメラ (SA) の取付箇所を明示した図面

b. 燃料プール監視カメラ用冷却設備

燃料プール監視カメラ用冷却設備は、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燃料プール監視カメラ（S A）の耐環境性向上用の空気を供給する。燃料プール監視カメラ（S A）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 3-13「燃料プール監視カメラ用冷却設備の概略構成図」、図 3-14「燃料プール監視カメラ用冷却設備の構造図」及び図 3-15「燃料プール監視カメラ用冷却設備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高圧発電機車からの給電が可能である。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、燃料プール監視カメラ用冷却設備を用いた燃料プール監視カメラ（S A）の耐環境性向上については、添付書類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。

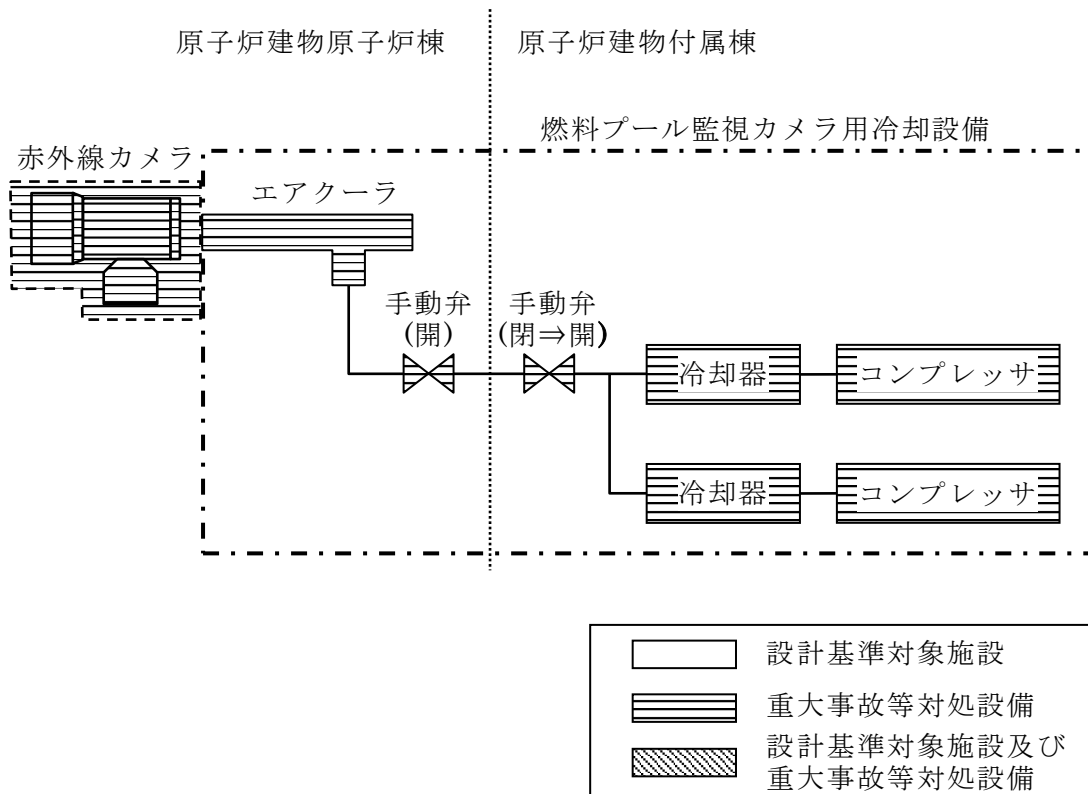


図 3-13 燃料プール監視カメラ用冷却設備の概略構成図

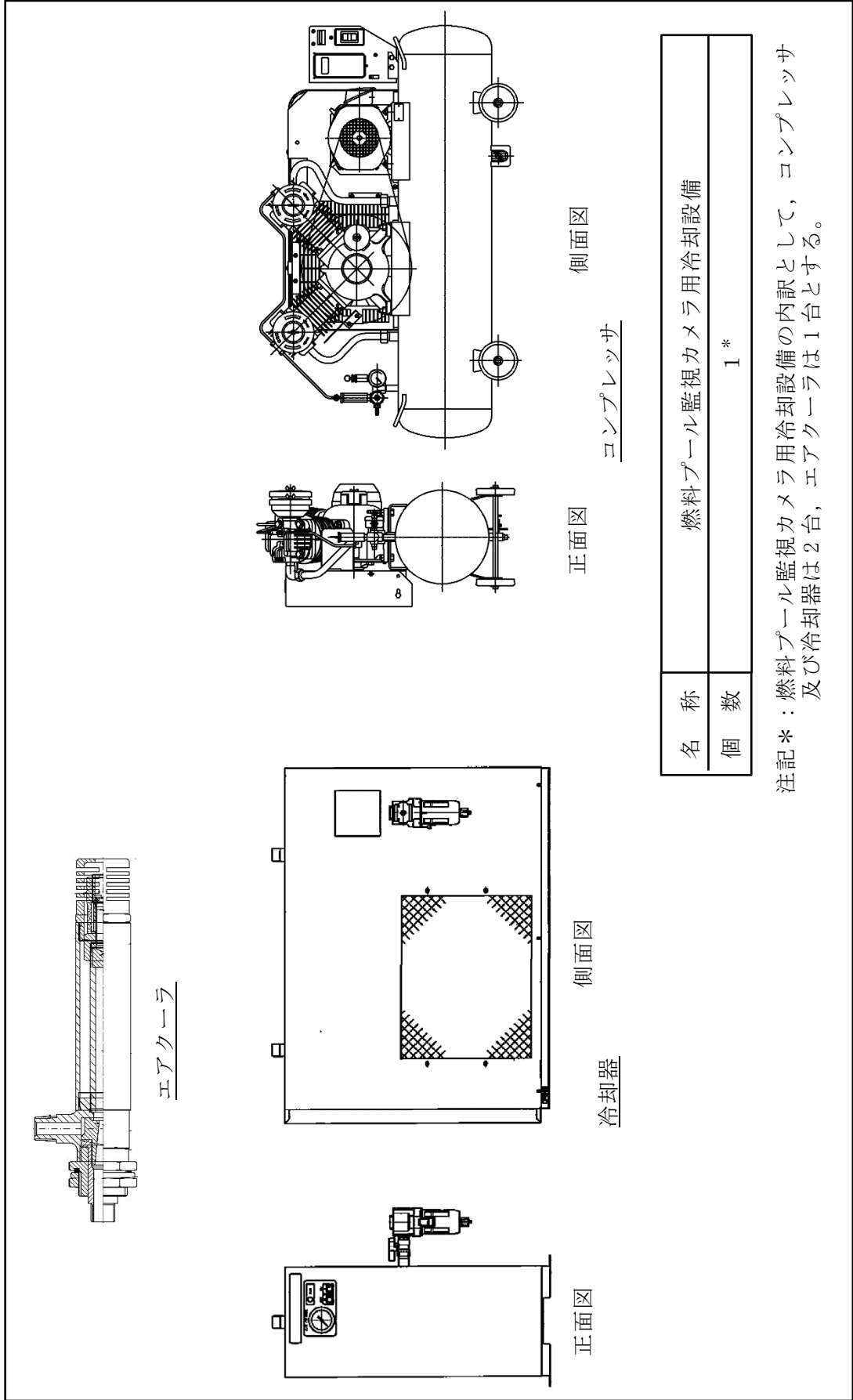


図 3-14 燃料プール監視カメラ用冷却設備の構造図

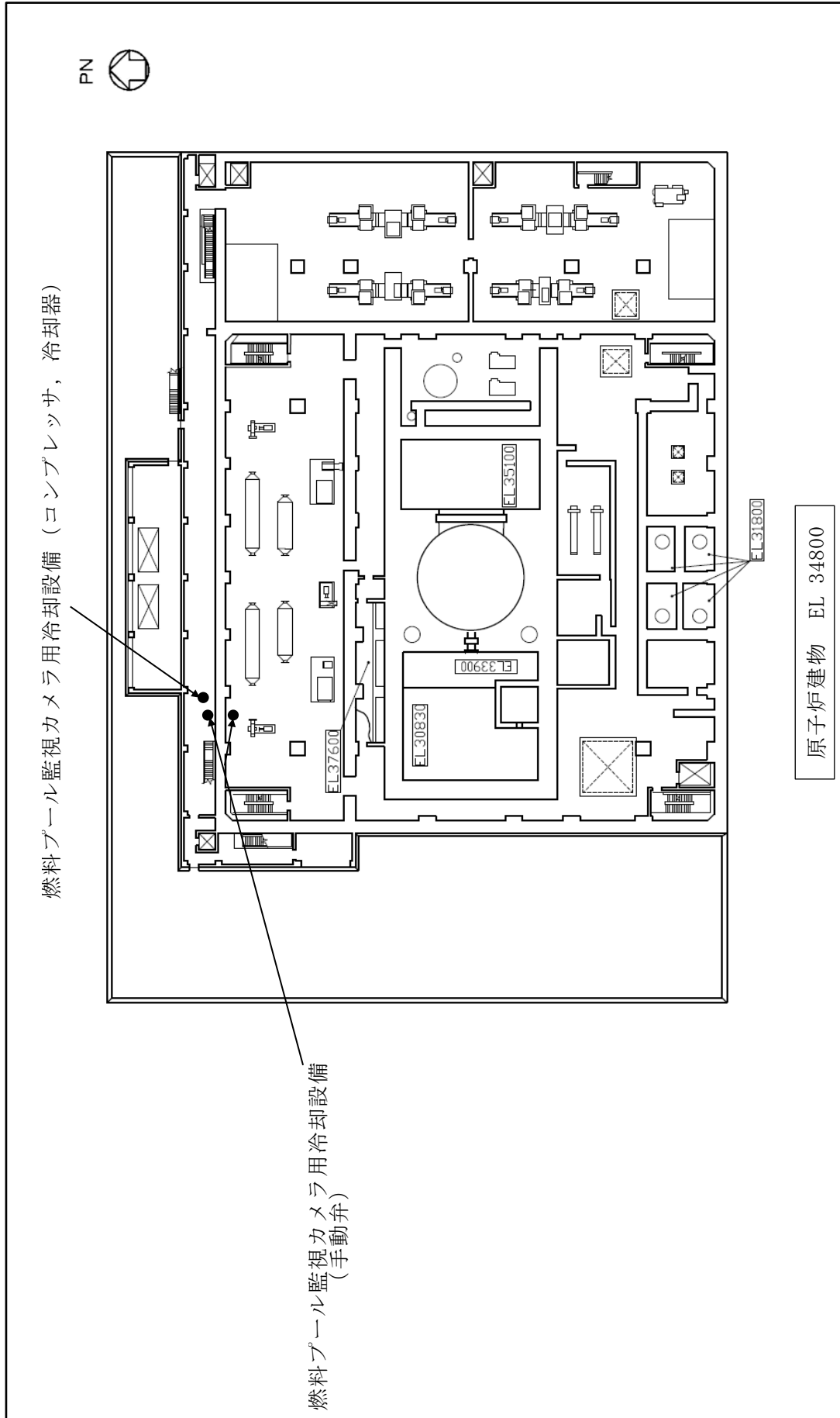


図 3-15 燃料プール監視カメラ用冷却設備の取付箇所を明示した図面 (1/2)

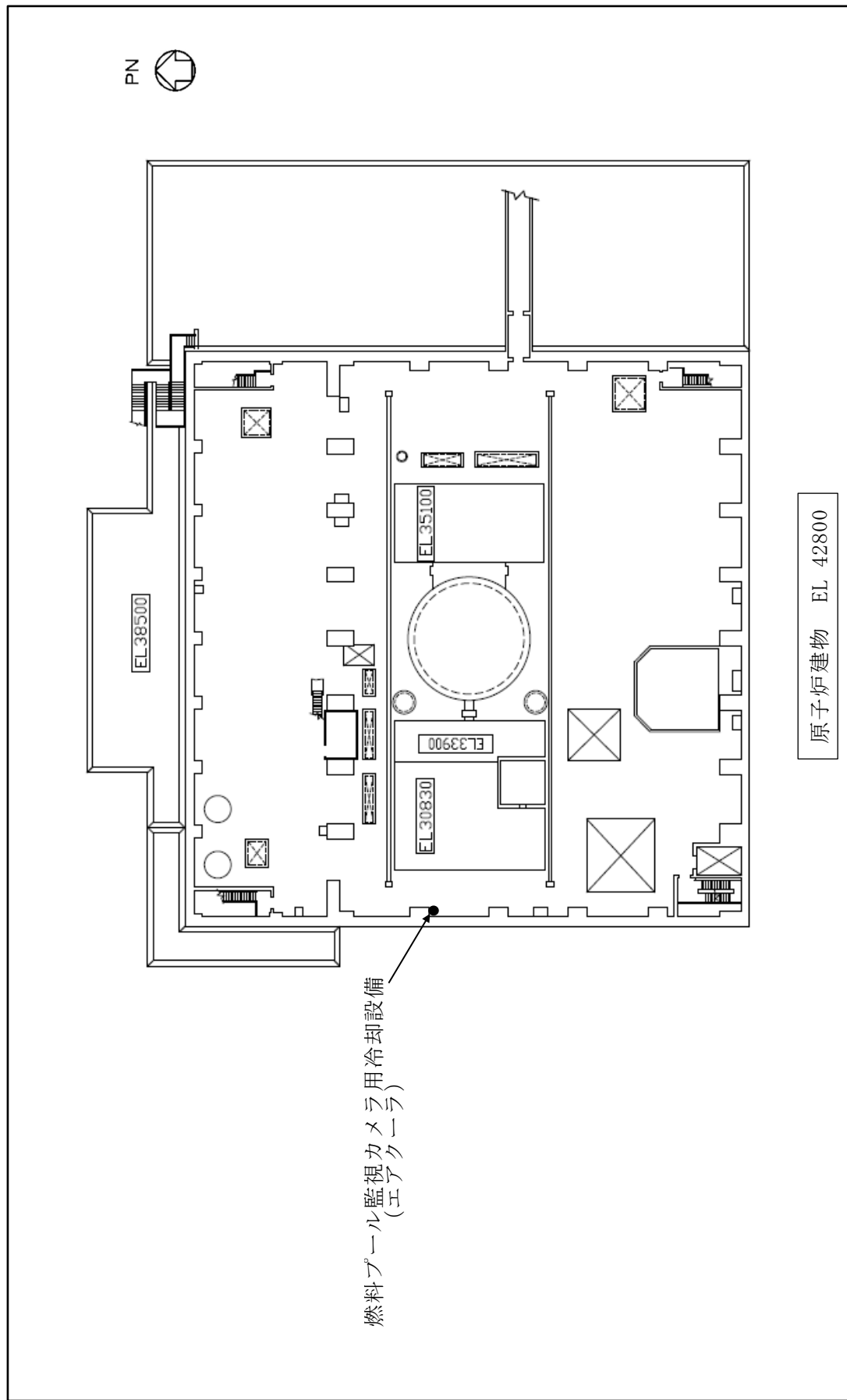


図 3-15 燃料プール監視カメラ用冷却設備の取付箇所を明示した図面 (2/2)

(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、燃料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30個（必要数29個（予備1個））を廃棄物処理建物に保管し、予備1セット30個を緊急時対策所に保管する。（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（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。）

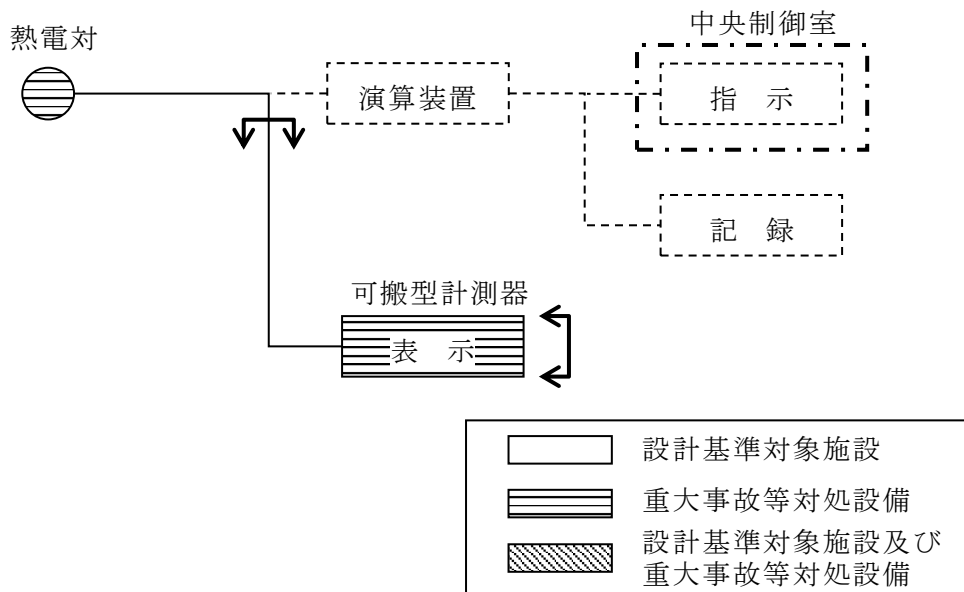


図 3-16 可搬型計測器の概略構成図

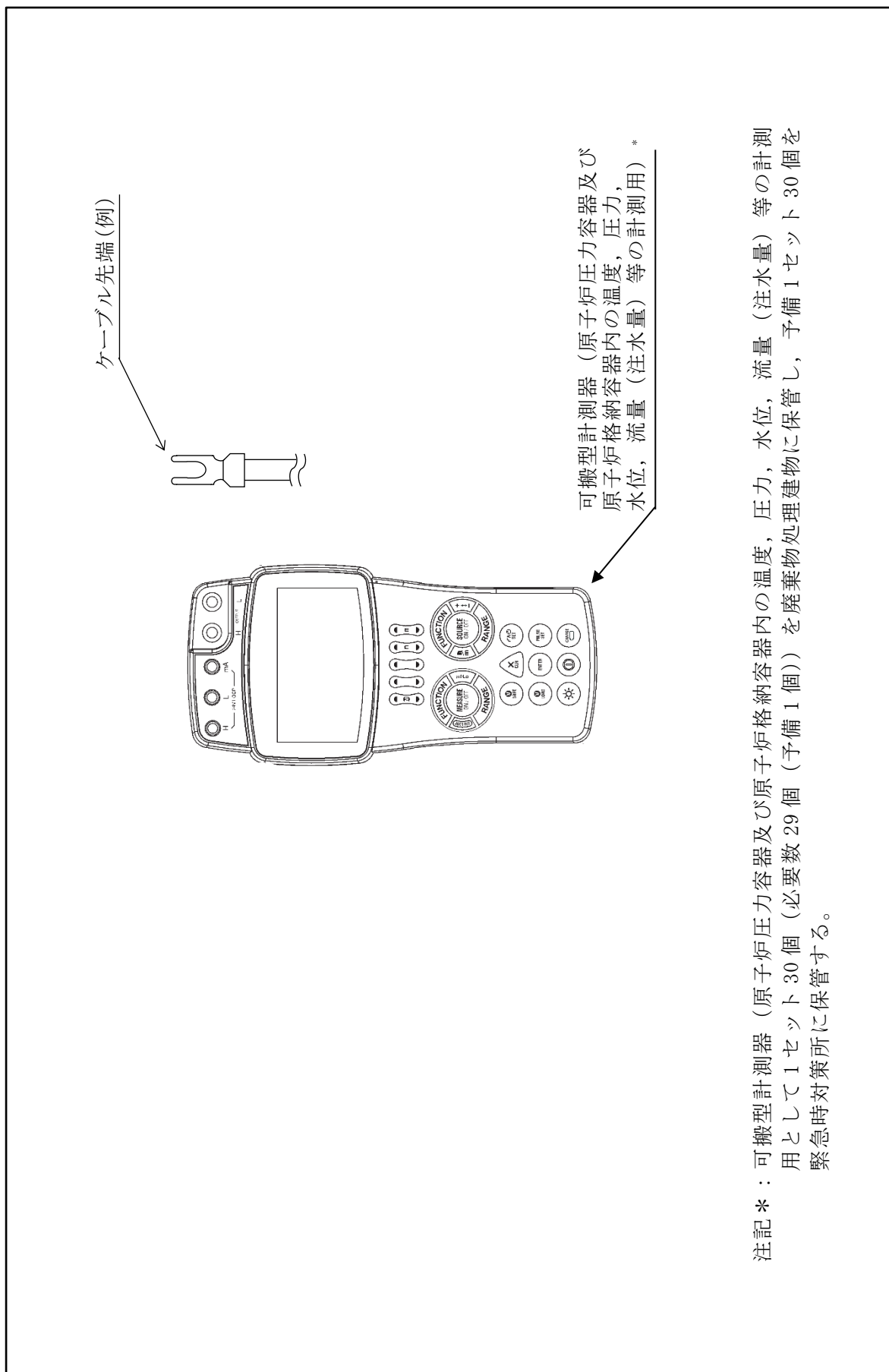


図 3-17 可搬型計測器の構造図

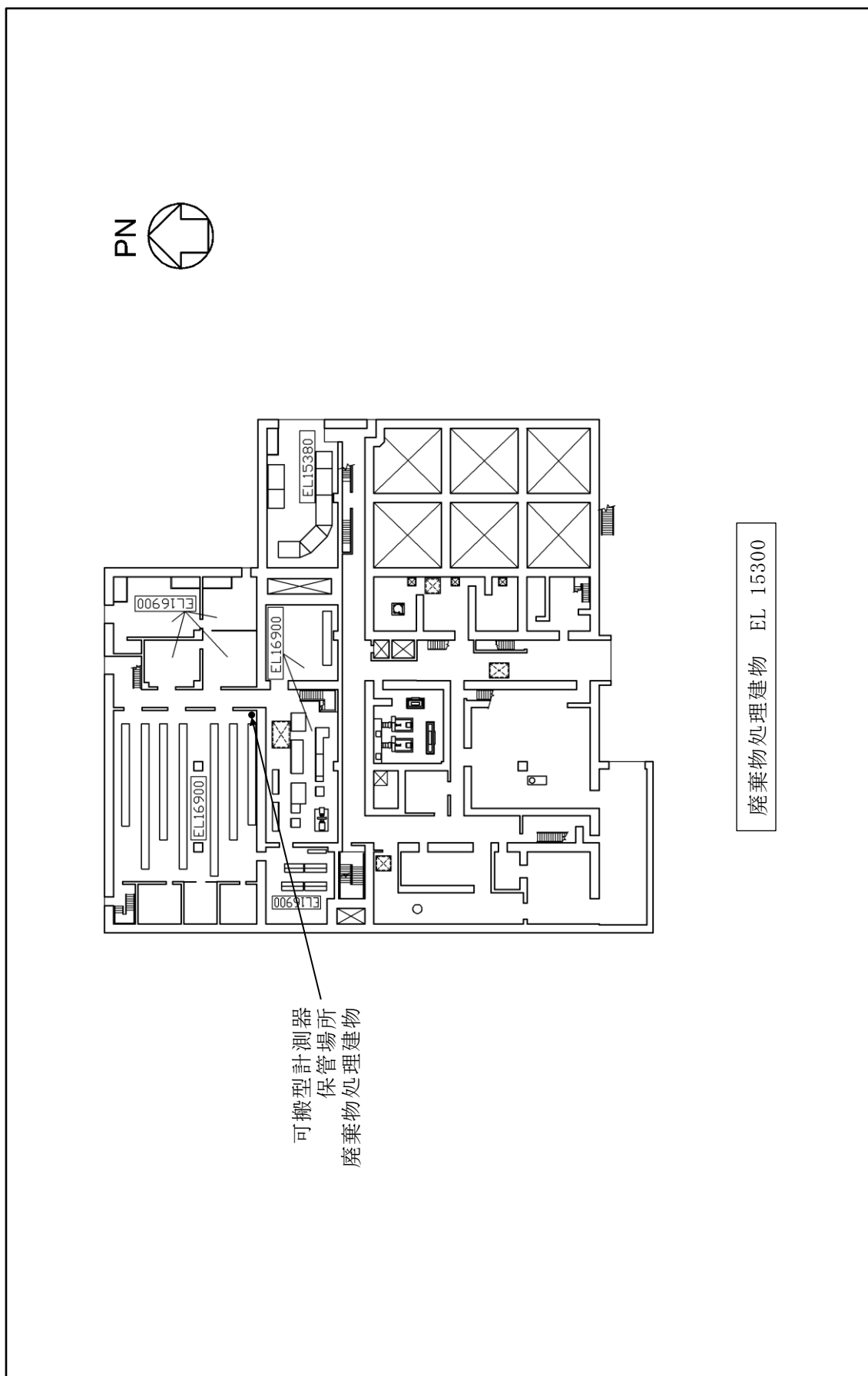


図 3-18 可搬型計測器の保管場所を明示した図面

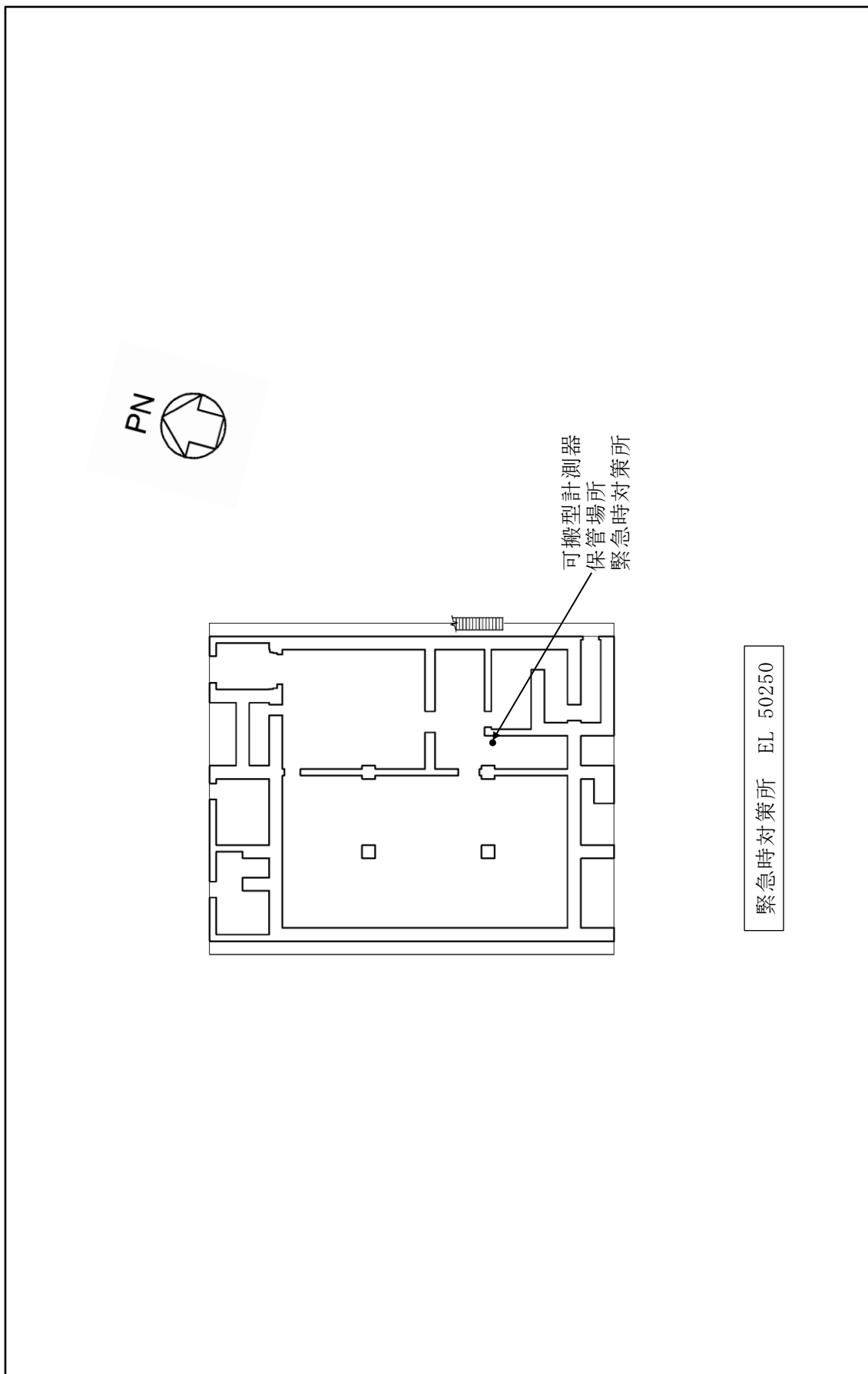


図 3-19 可搬型計測器（予備）の保管場所を明示した図面

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
燃料プール水位・温度 (S A)

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燃料プール温度，燃料プール冷却ポンプ入口温度及び燃料プール水位・温度（S A）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。燃料プール水位及び燃料プールライナドレン漏えい水位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

燃料プール水位・温度（S A）及び燃料プール水位（S A）の計測結果は安全パラメータ表示システム（S P D S）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	記録
燃料プール温度	中央制御室	中央制御室（記録計）
燃料プール冷却ポンプ入口温度	中央制御室	中央制御室（記録計）
燃料プール水位・温度（SA）*1	中央制御室*2	中央制御室（記録計） 緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））
燃料プール水位	中央制御室	中央制御室（プロセス計算機）
燃料プールライナドレン漏えい水位	中央制御室	中央制御室（プロセス計算機）
燃料プール水位（SA）	中央制御室*2	緊急時対策所（安全パラメータ表示システム（SPDS））

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液体を貯蔵する水槽の水温及び水位	燃料プール温度
	燃料プール冷却ポンプ入口温度
	燃料プール水位・温度（SA）
	燃料プール水位
	燃料プールライナドレン漏えい水位

技術基準規則第 34 条第 4 項及びその解釈に関わるその他の計測項目については、添付書類 VI-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」の「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」及び添付書類 VI-1-7-1「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燃料プール温度，燃料プール冷却ポンプ入口温度，燃料プール水位，燃料プールライナドレン漏えい水位及び燃料プール水位・温度（SA）は外部電源が喪失した場合，非常用ディーゼル発電設備又は非常用直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

また，重大事故等対処設備の燃料プール水位・温度（SA）は，直流電源が必要な場合，所内常設蓄電式直流電源設備であるB1-115V系蓄電池（SA）又は可搬型直流電源設備である高圧発電機車及びB1-115V系充電器（SA）からの給電が可能な設計とする。燃料プール監視カメラ（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SA用115V系蓄電池又は可搬型直流電源設備である高圧発電機車及びSA用115V系充電器からの給電が可能な設計とする。燃料プール水位（SA）及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は，交流電源が必要な場合，常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車からの給電が可能な設計とする。（図3-20「燃料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。）

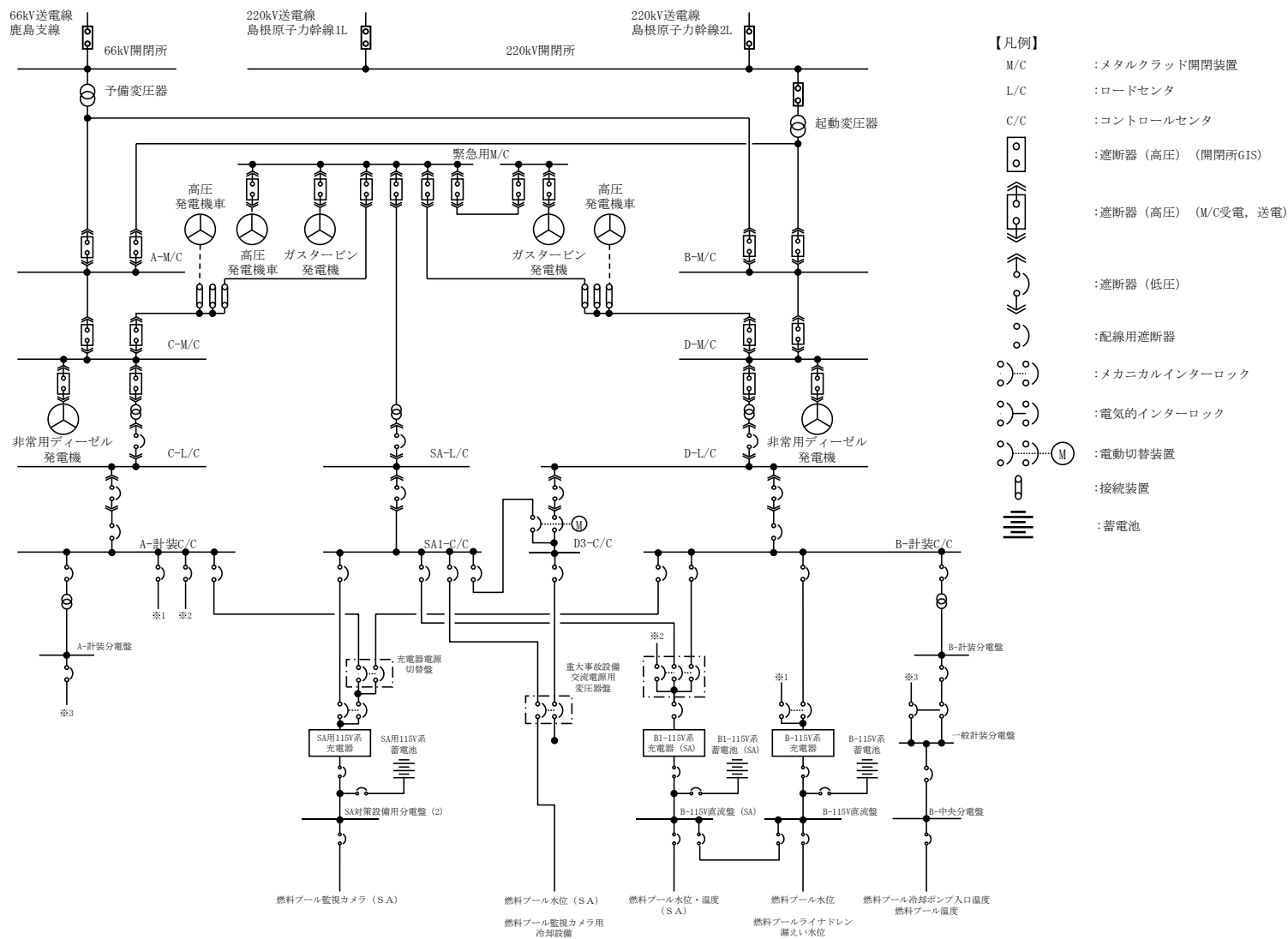


図 3-20 燃料プールの温度及び水位等を監視する装置の概略電源系統図

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。）する設計とす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、添付書類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に手順として定めて管理する。

(1) 燃料プール温度

燃料プール温度は、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。

燃料プール温度の計測範囲は、燃料プール内における冷却水の過熱状態を監視できるよう、0～150℃の温度を計測可能とする。また、燃料プール水位の水位低警報設定（EL 42290mm）を包絡する範囲で温度計測可能な設置位置とする。（図4-1「燃料プール温度の設置図」参照。）

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。

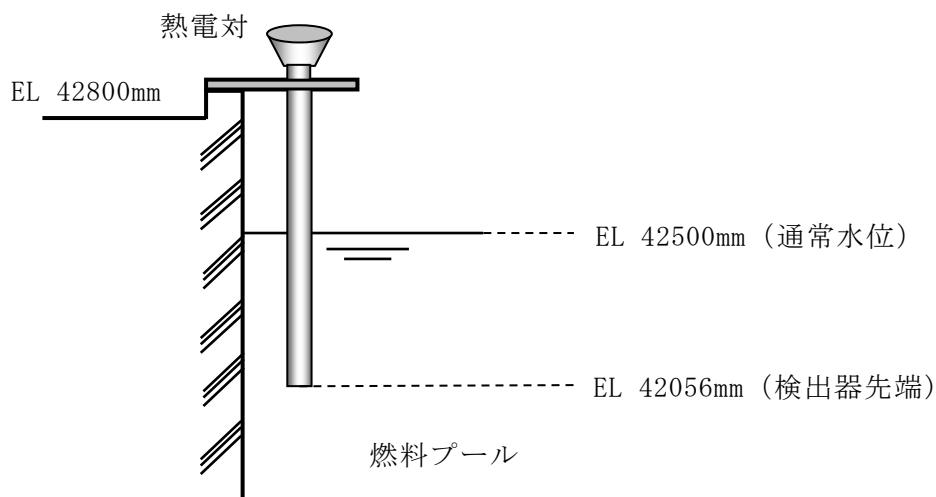


図4-1 燃料プール温度の設置図

(2) 燃料プール冷却ポンプ入口温度

燃料プール冷却ポンプ入口温度は、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。

燃料プール冷却ポンプ入口温度の計測範囲は、燃料プール冷却ポンプ入口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 4-2 「燃料プール冷却ポンプ入口温度の設置図」参照。)

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。

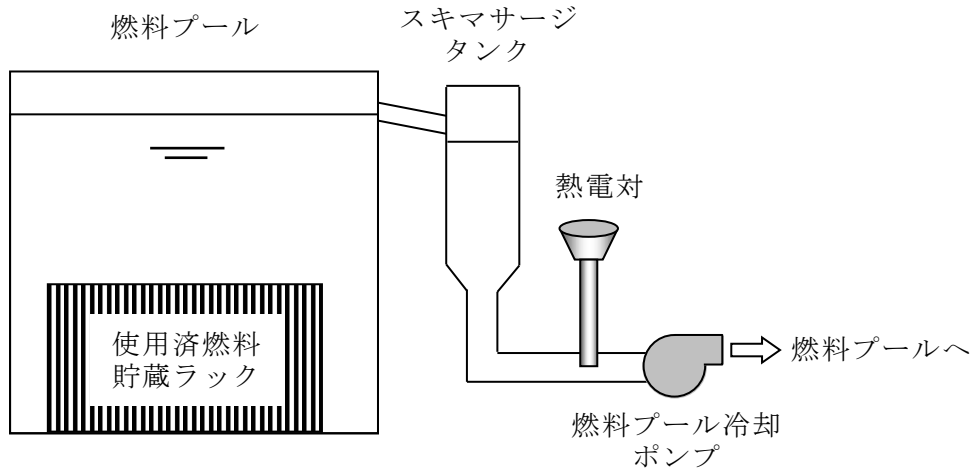


図 4-2 燃料プール冷却ポンプ入口温度の設置図

(3) 燃料プール水位

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

燃料プール水位高警報については通常最大負荷時水位（EL 42543mm）から原子炉建物 4 階（EL 42800mm）の間の通常水位+60mm（EL 42560mm）とする。燃料プール水位低警報についてはスキマサージタンク開口部下端（EL 42350mm）より下の通常水位-210mm（EL 42290mm）とする。（図 4-3「燃料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。

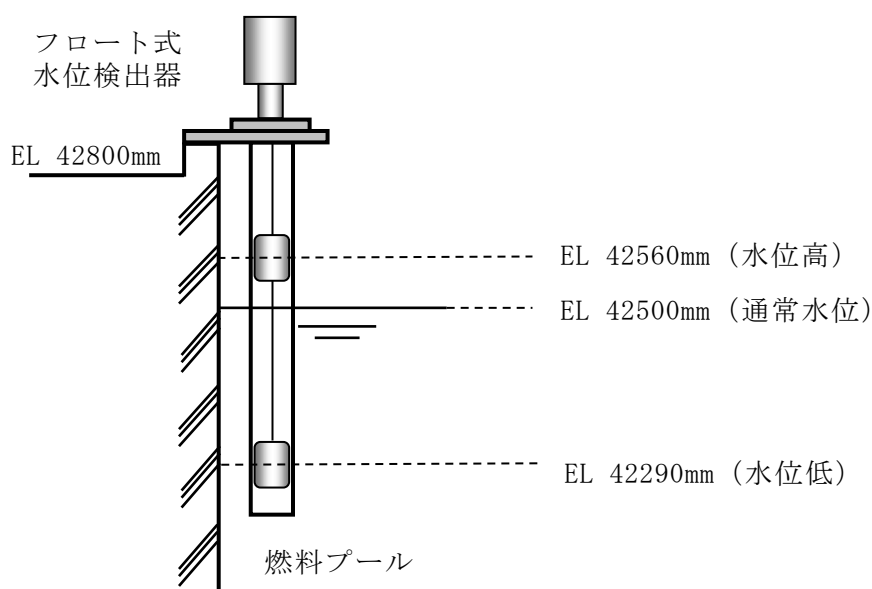


図 4-3 燃料プール水位の設置図

(4) 燃料プールライナドレン漏えい水位

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

燃料プールライナドレン漏えい水位高警報は燃料プールライナからの微小漏えいを監視するため、計器の設置スペースを考慮しドレン止め弁（EL 28750mm）から+400mm（EL 29150mm）とする。（図 4-4「燃料プールライナドレン漏えい水位の設置図」参照。）

水位高の警報動作水位以上の水位では、警報表示状態を継続する。

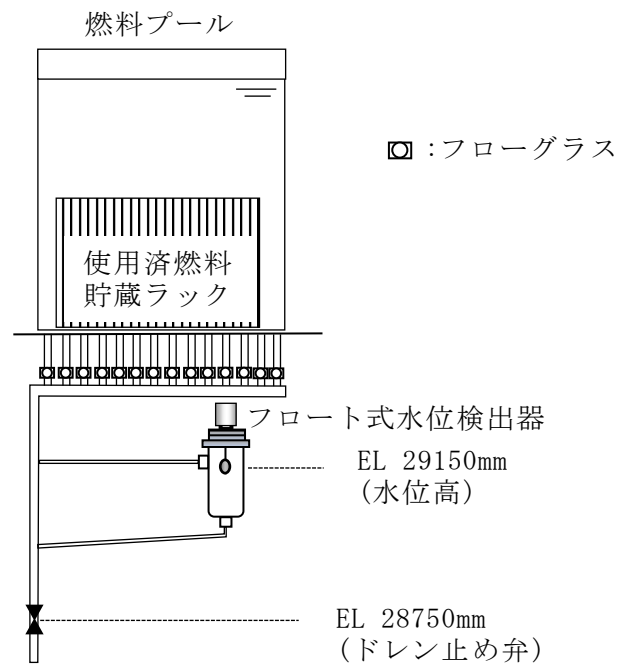


図 4-4 燃料プールライナドレン漏えい水位の設置図

(5) 燃料プール水位・温度（S A）

a. 水位の計測範囲及び警報動作範囲について

燃料プール水位・温度（S A）の水位計測は、 -1000mm^* （EL 34518mm）から 6 箇所設置した熱電対のヒータ加熱による気中と水中の温度変化の差を確認することにより間接的に水位を計測する。

燃料プール水位・温度（S A）の水位計測範囲は、想定事故 1、想定事故 2 及び燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し、使用済燃料貯蔵ラック上端近傍（ -1000mm^* （EL 34518mm））から燃料プール上部（ $+6710\text{mm}^*$ （EL 42228mm））を計測範囲とする。

警報動作は、 -1000mm^* （EL 34518mm）～ $+6710\text{mm}^*$ （EL 42228mm）の範囲における検出点 6 箇所で設定可能であり、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 4-5「燃料プール水位・温度（S A）の設置図」参照。）

注記*：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL 35518mm）

b. 温度の計測範囲及び警報動作範囲について

燃料プール水位・温度（S A）の温度計測は、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。

燃料プール水位・温度（S A）の温度計測範囲は、燃料プール内における冷却水の過熱状態を監視できるよう、 $0\sim 150^\circ\text{C}$ 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（EL 42150mm）においても温度計測できる設置位置とする。

警報動作は、 $0\sim 150^\circ\text{C}$ の範囲で設定可能であり、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。温度高の警報動作温度以上の温度では、警報表示状態を継続する。（図 4-5「燃料プール水位・温度（S A）の設置図」参照。）

●：ヒータ付熱電対（水位・温度計測用：温度高警報なし）

○：熱電対（温度計測用：温度高警報発報）

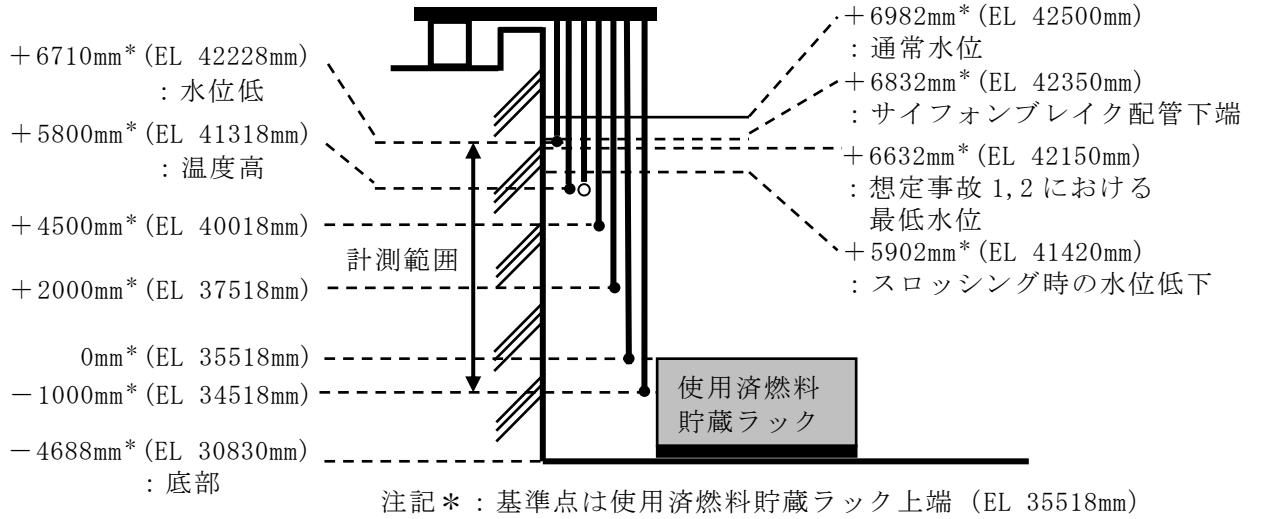


図 4-5 燃料プール水位・温度 (S A) の設置図

(6) 燃料プール水位 (S A)

燃料プール水位 (S A) は、断続的に発信したパルスを探測器に伝播し、水面部でのインピーダンス変化により反射してくるパルスの往復時間を測定することで、水位を連続的に計測する。

燃料プール水位 (S A) の計測範囲は、想定事故 1, 想定事故 2 及び燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し、使用済燃料貯蔵ラック下端近傍 (-4.30m* (EL 31218mm)) から燃料プール上端近傍 (+7.30m* (EL 42818mm)) を計測範囲とする。(図 4-6「燃料プール水位 (S A) の設置図」参照。)

注記* : 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL 35518mm)

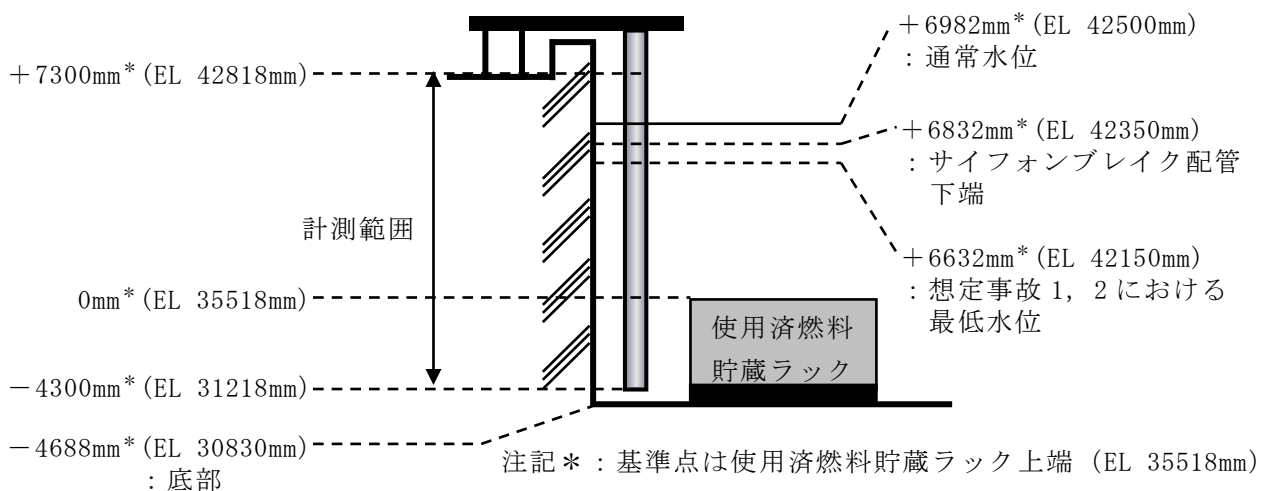


図 4-6 燃料プール水位 (S A) の設置図

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
燃料プール水位・温度 (S A)	0~150℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 1200℃までの温度計測が可能。

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

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 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	3
添付 未臨界性評価の燃料条件	9

1. 概要

本説明書は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 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 条の要求事項は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（昭和 40 年 6 月 15 日通商産業省令第 6 2 号）」における要求事項から変更がないため、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「燃料プール」という。）の水位が低下した場合において、燃料体等が臨界に達しないことを説明する。

2. 基本方針

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）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能喪失、又は燃料プールに接続する配管の破損等による燃料プール水の小規模な漏えいその他要因により当該燃料プールの水位が低下した場合（以下「小規模漏えい時」という。）において、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による冷却及び水位確保により燃料プールの機能（燃料体等の冷却、水深の遮蔽能力）を維持するとともに、実効増倍率が最も高くなる冠水状態においても臨界を防止できる設計とする。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、燃料プール水温、使用済燃料貯蔵ラックの製作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、燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により燃料プールの水位が異常に低下した場合（以下「大規模漏えい時」という。）において、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）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、燃料プール水温、使用済燃料貯蔵ラックの製作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、上記の燃料プールの大規模漏えい時には、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の他、同等の機能を持つ燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）を使用した場合でも同様に臨界を防止できる設計とする。

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

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

燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）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、燃料プールの機能（燃料体等の冷却、水深の遮蔽能力）が維持される。

放射線の遮蔽が維持される水位が確保された状態で、燃料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14年3月26日付け平成13・12・13原第4号にて認可された工事計画の添付書類VI-1-1「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に示す。燃料プール水温、使用済燃料貯蔵ラックの製作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0.92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

	評価結果	評価基準
実効増倍率	0.92	≤ 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

燃料プールで大規模漏えいが発生した場合、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するため、燃料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、燃料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、添付書類VI-1-3-4「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」にて説明する。

大規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価は、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）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、燃料プール全体の水密度を一様に $0.0 \sim 1.0 \text{g/cm}^3$ まで変化させた条件で実効増倍率の計算を行う。

実効増倍率の計算には、3次元モンテカルロ計算コード「KENO-Va」を内蔵した「SCALE」システムを使用し、その計算フローを図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、添付書類VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

(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に示す。また、計算体系（使用済燃料貯蔵ラックの体系と寸法（解析使用値））を図4-2に示す。

- a. 島根原子力発電所第2号機の燃料プールでは、ボロン添加ステンレス鋼（以下「B-SUS」という。）製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、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な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% とする。
- d. 燃料プール内の水は、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. 燃料プール水温は、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、公称値に正負の製作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、ラックセル内で燃料が偏心すると、中性子の強吸収体である B-SUS に接近することにより、燃料領域の中性子が減少するため、実効増倍率が最も高くなるラックセル中央配置とする。
- ・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

	項目	仕様
燃料仕様	燃料種類	9 × 9 燃料 (A 型)
	U-235 濃縮度	<input type="text"/> wt% *1
	ペレット密度	理論密度の 97%
	ペレット直径	0.96cm
	被覆管外径	1.12cm
	被覆管厚さ	0.71mm
燃料プール水	水密度	$0.0 \sim 1.0 \text{g/cm}^3$
使用済燃料貯蔵ラック	種類	たて置ラック式
	ラックピッチ	<input type="text"/> mm
	材料	ボロン添加ステンレス鋼
	ボロン添加率	<input type="text"/> wt% *2
	ラック板厚	<input type="text"/> mm
	ラック内のり	<input type="text"/> 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) 計算結果

未臨界性評価結果を表 4-2 に示す。図 4-3 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 3σ (0.001) を加えても最大で 0.93 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 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結果

	評価結果	評価基準
実効増倍率	0.93	≤ 0.95

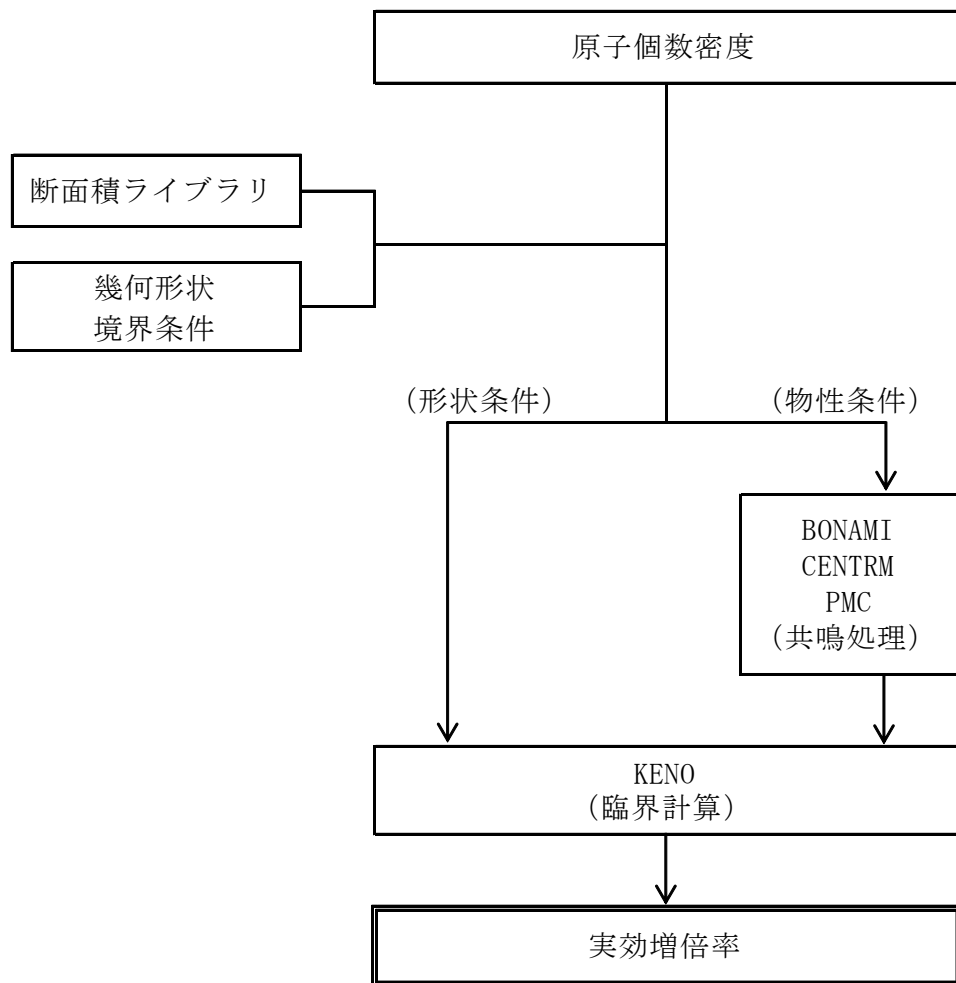


図 4-1 解析フロー

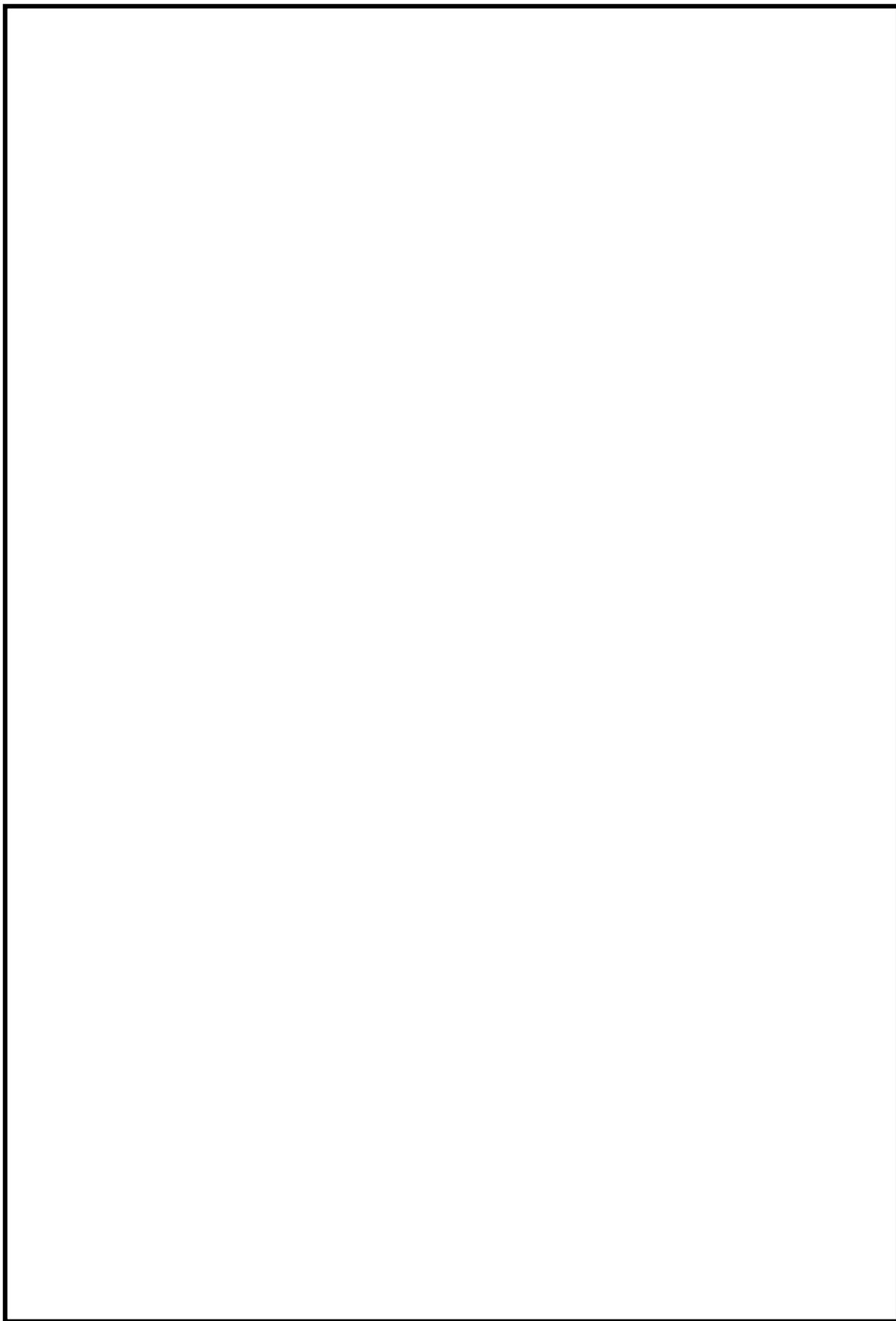


図 4-2 使用済燃料貯蔵ラックの計算体系

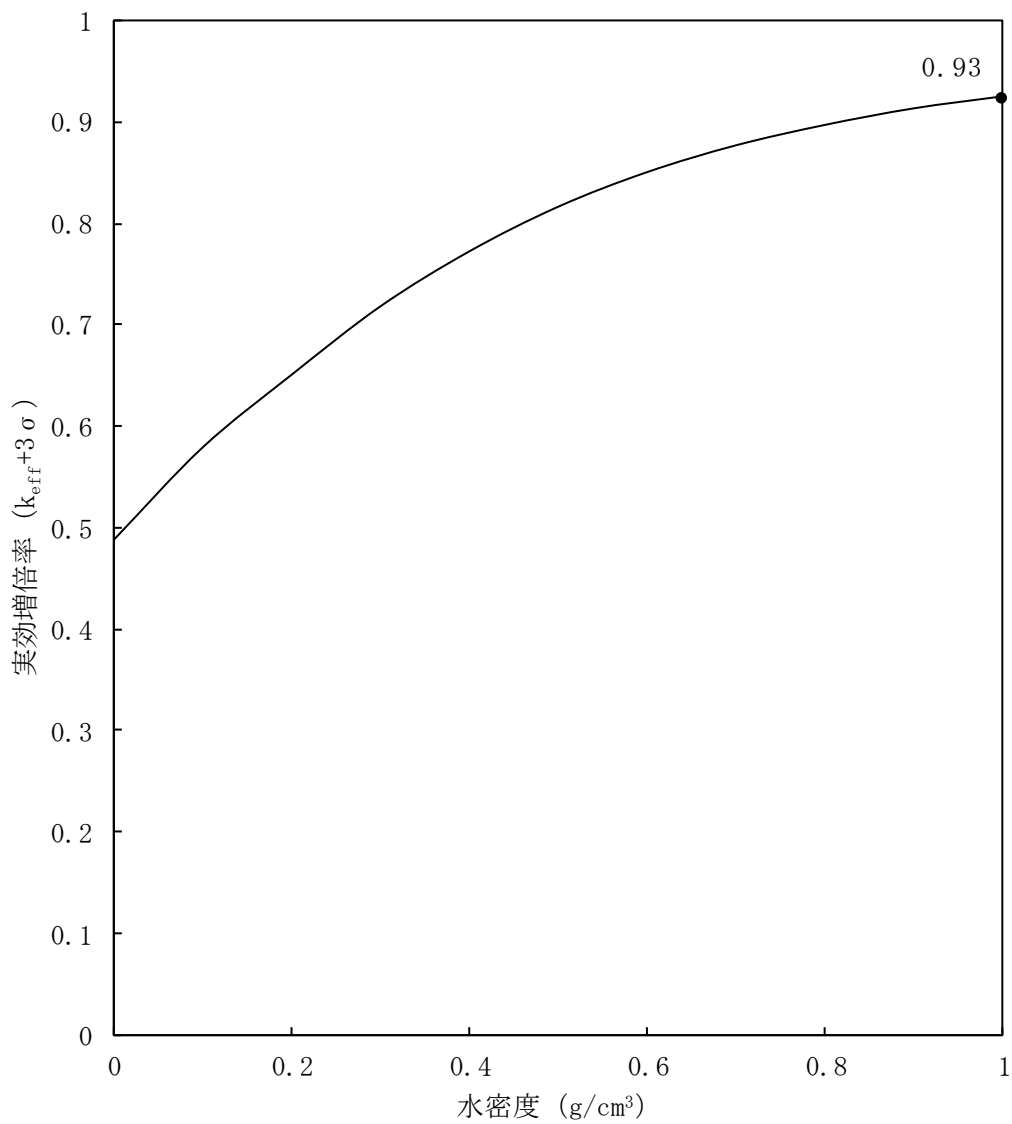


図 4-3 実効増倍率と水密度の関係

未臨界性評価の燃料条件

9×9燃料（A型）、9×9燃料（B型）及び高燃焼度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。中でもピーク時の無限増倍率が高いのは9×9燃料（A型）及び9×9燃料（B型）であるが、値はほぼ同等のため、9×9燃料（A型）をモデルバンドルの想定に用いた。

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上下部の平均濃縮度は□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）の上部を用いたが、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。

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 原子炉建物天井クレーン	2
3.3 チャンネル着脱装置	3
3.4 まとめ	4
4. 燃料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	15
5. 燃料プール内への落下物による燃料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燃料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燃料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燃料プールの機能が損なわれないことを説明する。

2. 基本方針

燃料取扱設備は、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）の落下防止機能（ワイヤロープの二重化、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、燃料プールの冷却機能、遮蔽機能が損なわれないようにするため、燃料体等の落下に対しては十分な厚さのステンレス鋼内張りを施設して燃料プール水の減少に繋がる損傷を防止するとともに、原子炉建物天井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、燃料プール内への重量物の落下によって燃料プール内の燃料体等が破損しないことを計算により確認する。

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、原子炉建物天井クレーン及びチャンネル着脱装置で構成し、新燃料を原子炉建物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物内から搬出するまでの取扱いを行える設計とする。

なお、使用済燃料の燃料プールからの搬出には、使用済燃料輸送容器を使用する。搬出に際しては、原子炉建物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、原子炉建物天井クレーンは、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。燃料取替機及びチャンネル着脱装置は、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燃料プールへの移送、燃料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、チャンネル着脱装置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、原子炉建物天井クレーン及びチャンネル着脱装置の概要を以下に示す。

3.1 燃料取替機

燃料取替機は、原子炉建物原子炉棟 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燃料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、グラップル内のラッチ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、添付書類 VI-2-11-2-7-2「燃料取替機の耐震性についての計算書」に示す。

3.2 原子炉建物天井クレーン

原子炉建物天井クレーンは、原子炉建物原子炉棟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。

原子炉建物天井クレーンは、原子炉建物原子炉棟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、燃料プール上を通過できないよう、モード選択により、移送範囲の制限を行うためのインターロックを設ける（図 3-6 及び図 3-7 参照）。

また、使用済燃料輸送容器等の重量物を移送する主巻フック（定格荷重：125t）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）。

新燃料等を移送する補巻フック（定格荷重：5t）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。

原子炉建物天井クレーンは耐震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、添付書類VI-2-11-2-7-1「原子炉建物天井クレーンの耐震性についての計算書」に示す。

3.3 チャンネル着脱装置

チャンネル着脱装置は、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。チャンネル着脱装置は、新燃料の燃料プール内への移送の際に新燃料を保持して昇降し、原子炉建物天井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。チャンネル着脱装置は、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、下限ストッパ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及び図3-8参照）。

チャンネル着脱装置は耐震Bクラスで設計するが、耐震Sクラス設備への波及的影響を及ぼさないことを確認するため、基準地震動 S_s による評価を実施し、地震時に落下することがない設計とする。耐震設計の方針は、添付書類VI-2-11-2-7-3「チャンネル着脱装置の耐震性についての計算書」に示す。燃料体等が漏えい検知溝上に落下した場合の影響評価については、添付に示す。

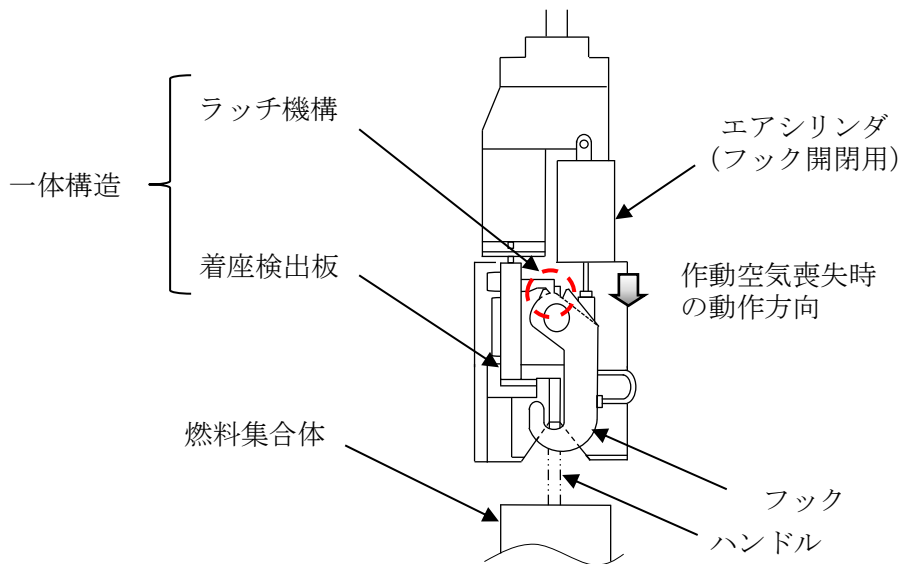
3.4 まとめ

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

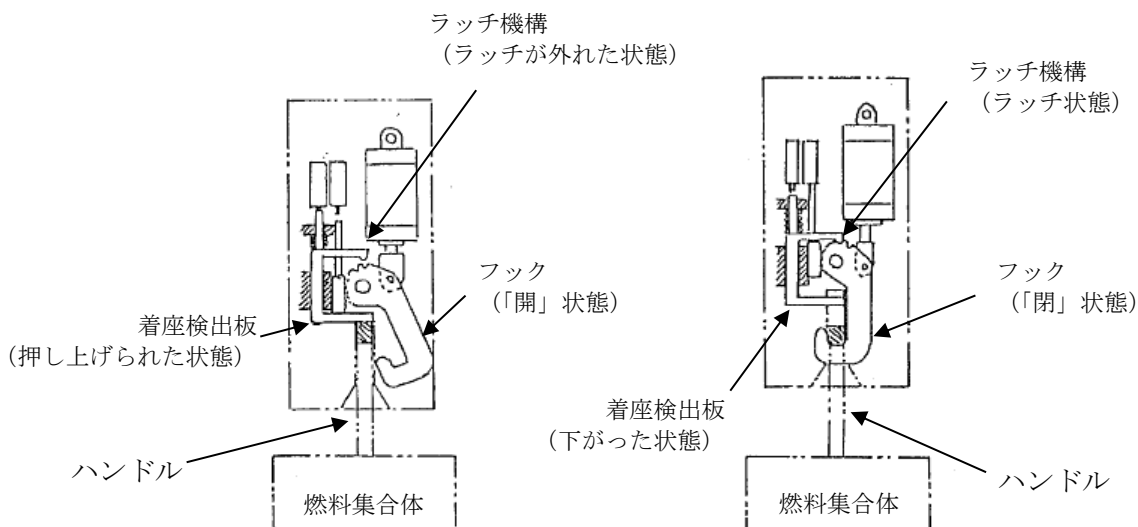
表 3-1 燃料体等の落下防止対策

機器名称	落下防止対策
燃料取替機	(1) 卷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
原子炉建物 天井クレーン	(1) 卷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
チャンネル 着脱装置	(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、グラップル内のラッチ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せず、ラッチ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、ハンドル部が着座検出板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、1本が「燃料集合体及びグラップル」を、もう1本が「伸縮管」をそれぞれ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。

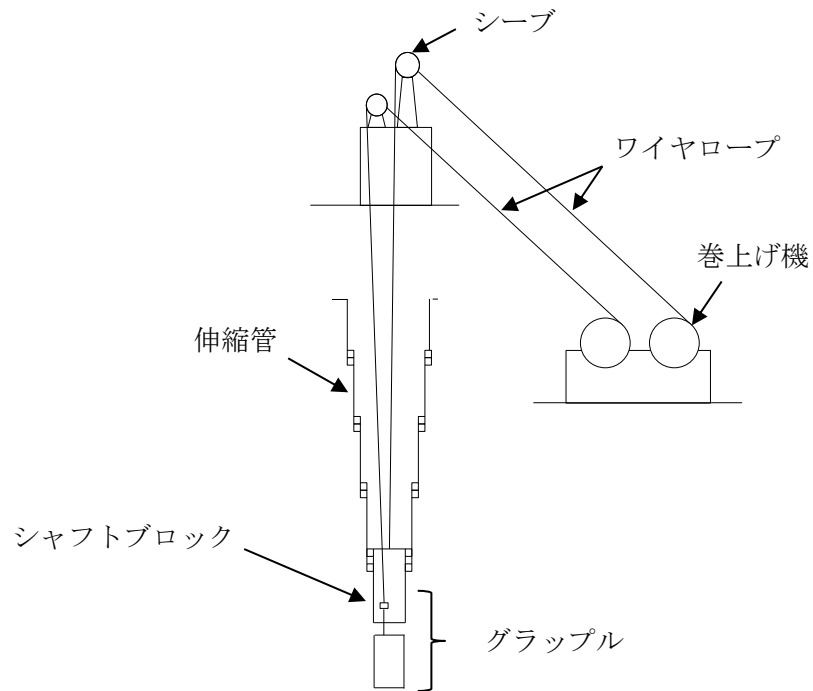
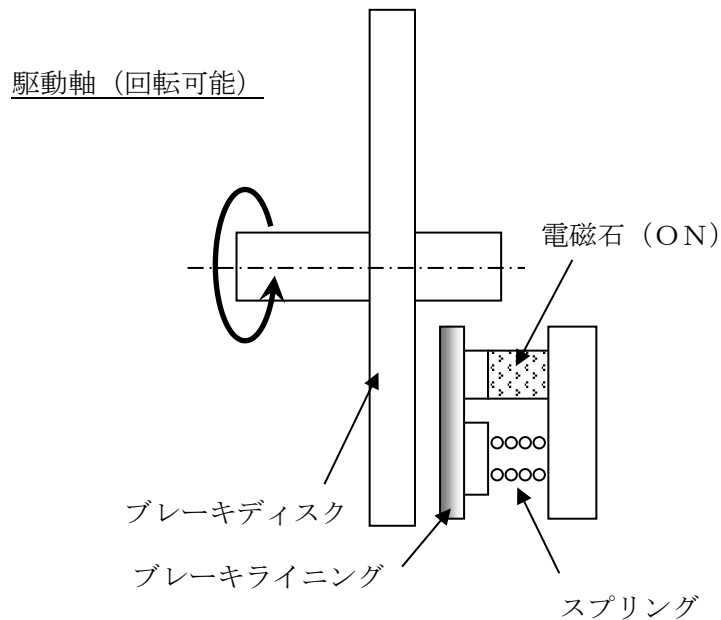


図 3-2 二重のワイヤロープで燃料把握機のグラップルを保持する構造

【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。

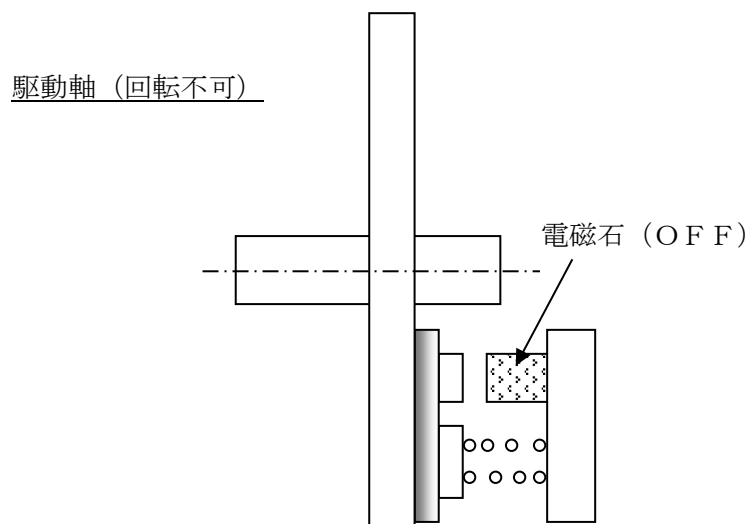


図 3-3 電磁ブレーキの動作原理

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バネの力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。

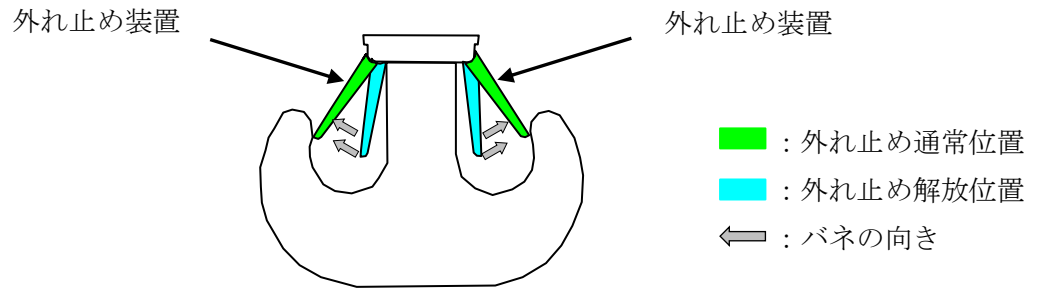


図 3-4 フックの外れ止め装置

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。

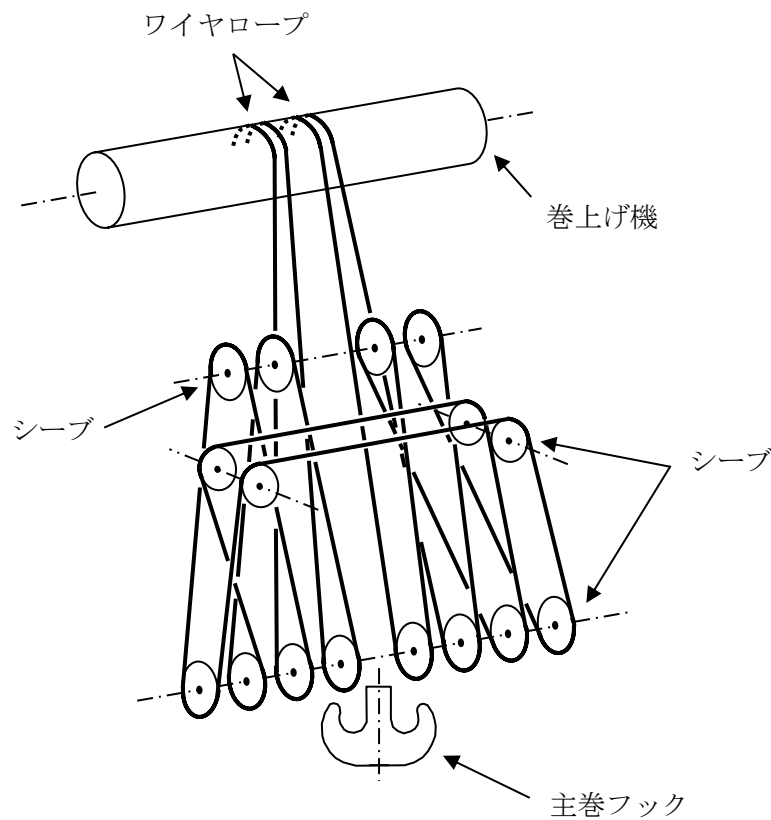


図 3-5 二重のワイヤロープで原子炉建物天井クレーンの主巻フックを保持する構造

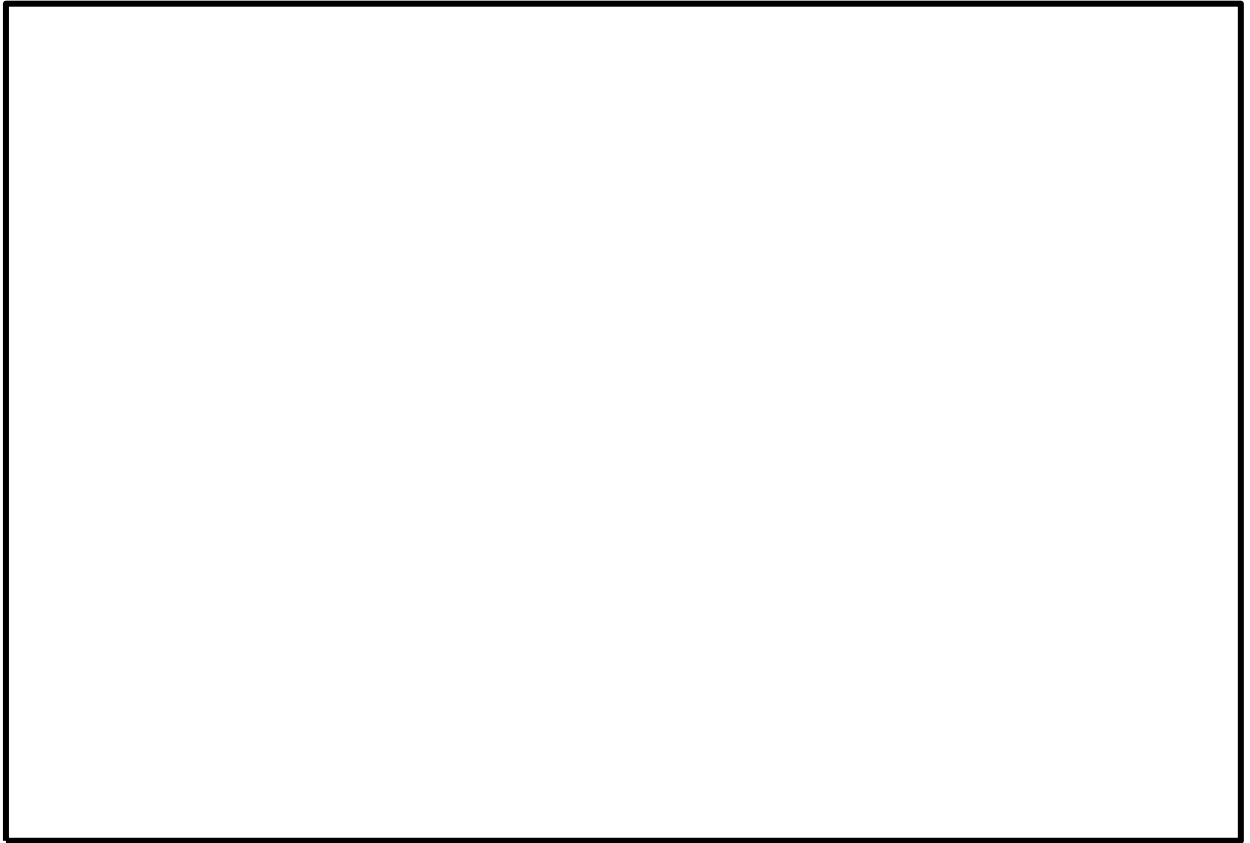


図 3-6 原子炉建物天井クレーンのインターロック (Bモード) による重量物移送範囲

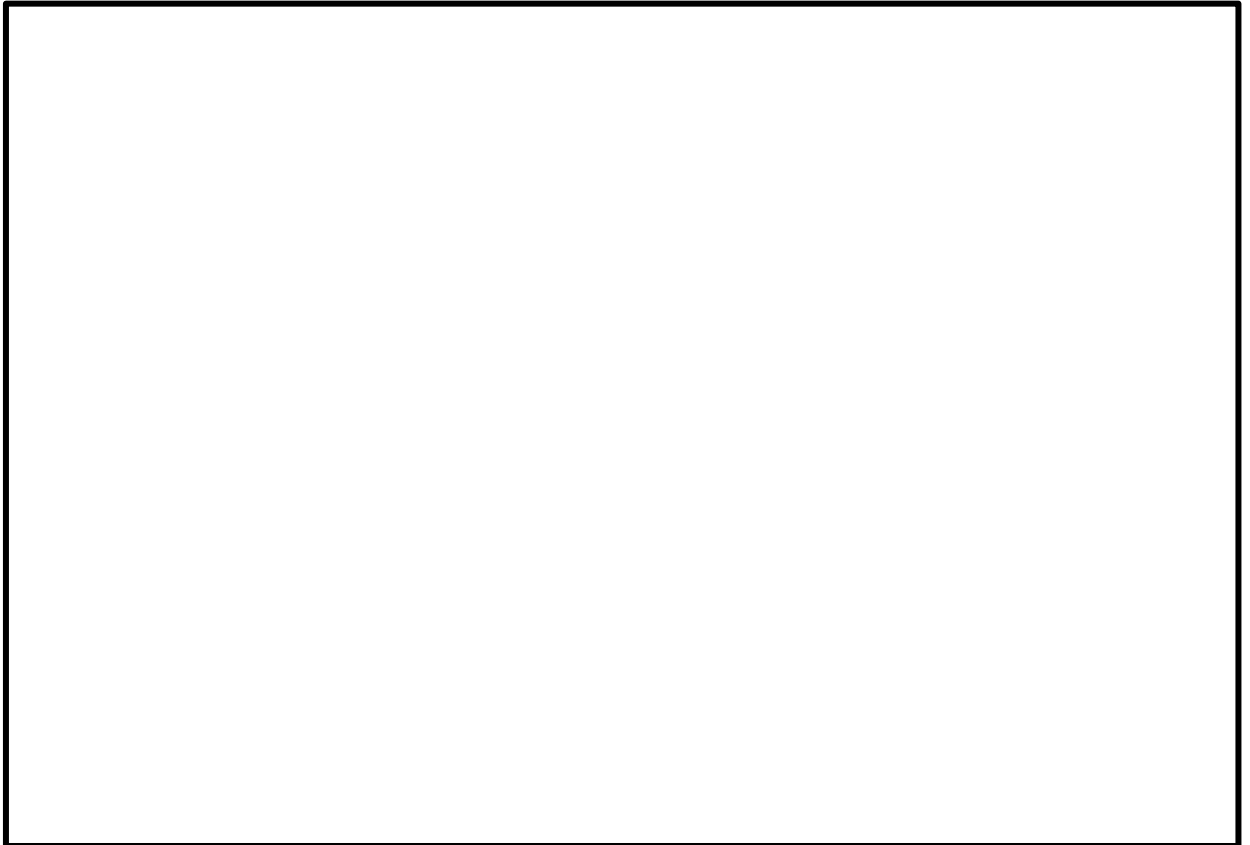


図 3-7 原子炉建物天井クレーンのインターロック (Aモード) による
使用済燃料輸送容器移送範囲

チャンネル着脱装置は、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（カート）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。

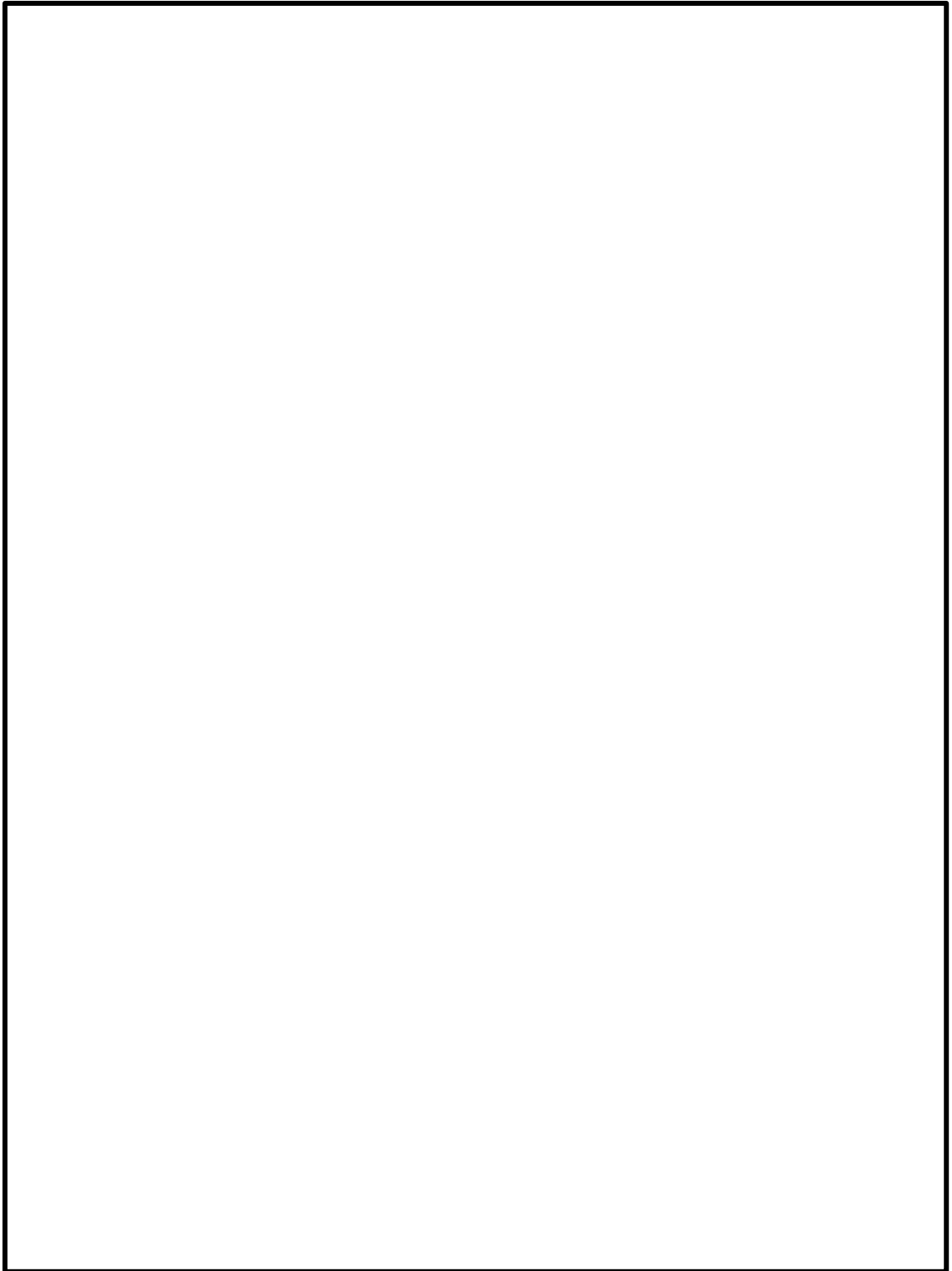


図 3-8 チャンネル着脱装置の概略図

4. 燃料プール周辺設備等の重量物の落下防止対策

4.1 落下防止対策の基本的な考え方

模擬燃料集合体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燃料プールの機能が損なわれない厚さ以上のステンレス鋼内張り（以下「ライニング」という。）を施設することから、気中落下時の衝突エネルギーが落下試験より大きい設備等に対して、適切な落下防止対策（離隔、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、燃料プールライニング面（EL 30830mm）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、燃料プール水の減少に繋がるようなライニングの損傷のおそれはない。

また、燃料体等については、模擬燃料集合体の落下試験における重量及び落下高さを超える場合があるが、水の浮力を考慮することで、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。燃料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燃料プールライニングの健全性について」に示す。

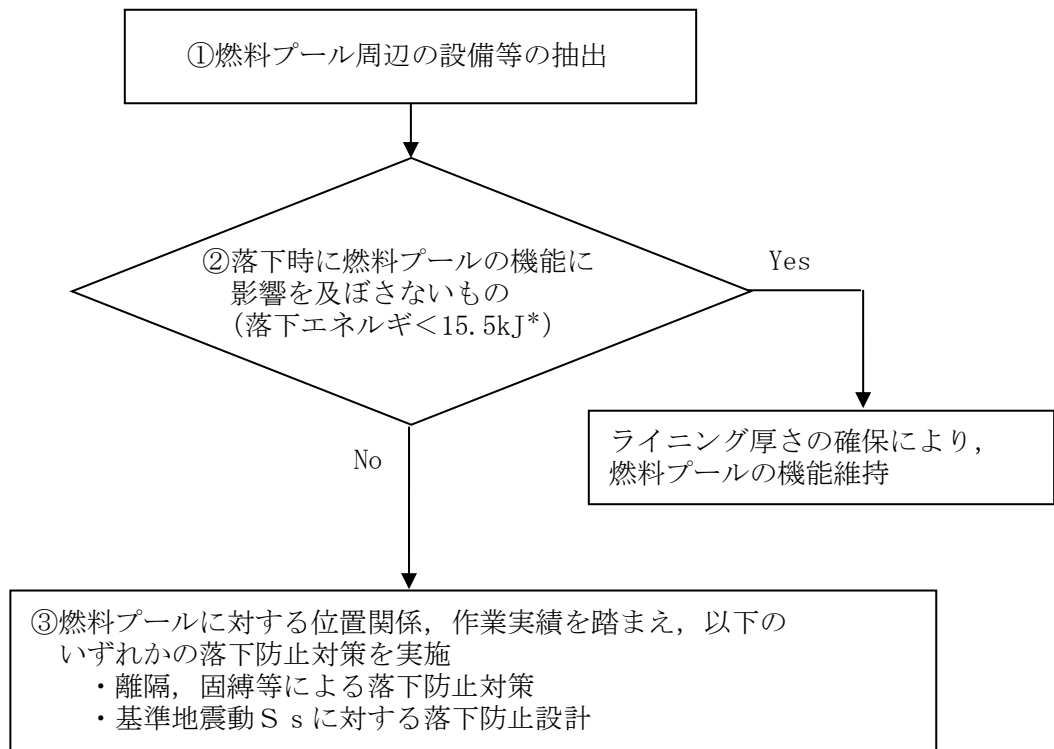
さらに、燃料体等については、燃料取扱設備において燃料プールライニングへの落下を防止する設計とする。

4.2 落下防止対策の検討

燃料プール周辺設備等の重量物のうち、燃料プールへの落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼすおそれのある重量物について、燃料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、燃料プールからの離隔を確保できる重量物は、十分な離隔距離を確保し、必要に応じて固縛又は固定等により落下防止を行う。十分な離隔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燃料プールへ落下しない設計を行う。

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

なお、燃料体等については、3. に示したとおり、燃料取替機、原子炉建物天井クレーン及びチャンネル着脱装置において、燃料プールへの落下を防止する設計とする。



注記*：落下試験時の模擬燃料集合体の落下エネルギー

図 4-1 重量物の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燃料プール 周辺設備等*3	②落下時に燃料プールの機能に 影響を及ぼさないもの*1 (落下エネルギー<15.5kJ)			③燃料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	
		重量 (kg)	高さ (m)	評価		
1	原子炉建物	A	約 5	約 33	○ 約 2kJ	—*2
		B	特定不可	～約 33	×	基準地震動 S s に対する落下防止設計
2	燃料取替機	約 40000	約 12	×	約 5MJ	基準地震動 S s に対する落下防止設計
3	原子炉建物天井 クレーン	約 205000	約 21	×	約 43MJ	基準地震動 S s に対する落下防止設計
4	その他クレーン類	約 200	約 12	×	約 24kJ	基準地震動 S s に対する落下防止設計
5	PCV ヘッド (取扱具含む)	—*4				離隔, 固縛等による落下防止対策*5
6	RPV ヘッド (取扱具含む)	—*4				離隔, 固縛等による落下防止対策*5
7	内挿物 (取扱具含む)	A	約 115	約 13.5	○ 約 15.3kJ	—*2
		B	約 315	約 20	×	約 62kJ
8	プール内ラック類	A	約 500	約 3.1	○ 約 15.2kJ	—*2
		B	約 3100	約 17	×	約 520kJ
9	プールゲート類	約 2400	約 13	×	約 310kJ	離隔, 固縛等による落下防止対策*5
10	使用済燃料輸送容器 (取扱具含む)	約 100300	約 13	×	約 13MJ	離隔, 固縛等による落下防止対策*5
11	電源盤類	—*4				離隔, 固縛等による落下防止対策*5
12	フェンス・ラダー類	約 40	約 12	○	約 5kJ	—*2
13	装置類	—*4				離隔, 固縛等による落下防止対策*5
14	作業機材類	A	約 60	約 12	○ 約 7kJ	—*2
		B	約 375	約 19	×	約 70kJ
15	計器・カメラ 通信機械類	約 150	約 1	○	約 2kJ	—*2
16	試験・検査用機材類	A	約 10	約 12	○ 1.2kJ	—*2
		B	約 260	約 19	×	約 50kJ
17	コンクリート プラグ・ハッチ類	約 9200	約 19	×	約 2MJ	離隔, 固縛等による落下防止対策*5
18	空調機	—*4				離隔, 固縛等による落下防止対策*5
19	重大事故等対処設備	—*4				基準地震動 S s に対する落下防止設計
20	その他	A	約 100	約 12	○ 約 11.8kJ	—*2
		B	—*4			

- 注記*1：落下エネルギーが 15.5kJ (310kg×5.1m×9.80665m/s²) 以上であれば「×」，15.5kJ 未満であれば「○」（高さは，燃料プールライニング面までの高さであり，落下時のエネルギーは水の浮力，落下中の水抵抗を考慮しない気中落下した場合の保守的な値としている。）
- *2：燃料プール周辺で資機材等を設置する場合は，落下時の衝突エネルギーの大小に関わらず，社内規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燃料プール周辺設備等」で示す設備等のうち，落下時に燃料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：当該番号に分類する全ての設備が離隔出来ていることを確認していることから，落下エネルギーの評価は省略している。
- *5：離隔，固縛等による落下防止対策とは，燃料プール手摺の外側にある異物混入防止エリアフェンスの外側に設置，保管及び取り扱うか，常設している設備等に対して床や壁面にボルトによる固定又はロープ等による固縛を指す。
- | | | | |
|--------|-------|---|------------------------|
| 「離隔」の例 | 装置類 | ： | 原子炉補機冷却水サージタンク |
| 「固定」の例 | 電源盤類 | ： | チャンネル着脱装置制御盤，天井クレーン電源盤 |
| | 空調機 | ： | R/B 空気冷却機 |
| 「固縛」の例 | 作業機材類 | ： | LPRM 切断機 |

4.3 落下防止対策の設計

(1) 離隔，固縛等による落下防止対策

a. PCV ヘッド，RPV ヘッド，電源盤類等

PCV 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，転倒を仮定しても燃料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，PCV 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燃料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，作業機材類，試験・検査用機材類及びその他は，燃料プールから十分な離隔距離を可能な限り確保し，必要な固縛若しくは固定を実施する設計とする。

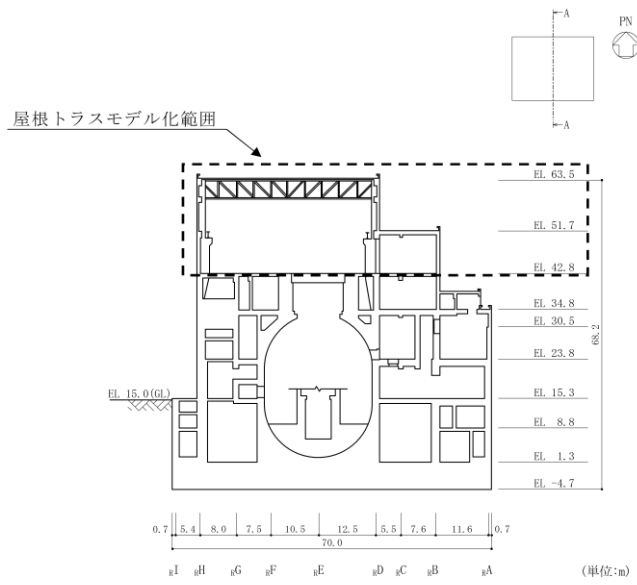
(2) 耐震性確保による落下防止設計

a. 原子炉建物及び燃料プール周辺にある常設設備

原子炉建物については，原子炉建物原子炉棟 4 階の床面（EL 42800mm）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，燃料プールに落下しない設計とする。原子炉建物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。原子炉建物原子炉棟 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，原子炉建物原子炉棟 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，燃料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，燃料プール周辺にある重大事故等対処設備としては，静的触媒式水素処理装置及び常設スプレイヘッダがあるが，基準地震動 S_s に対して燃料プールに落下しない設計とする。

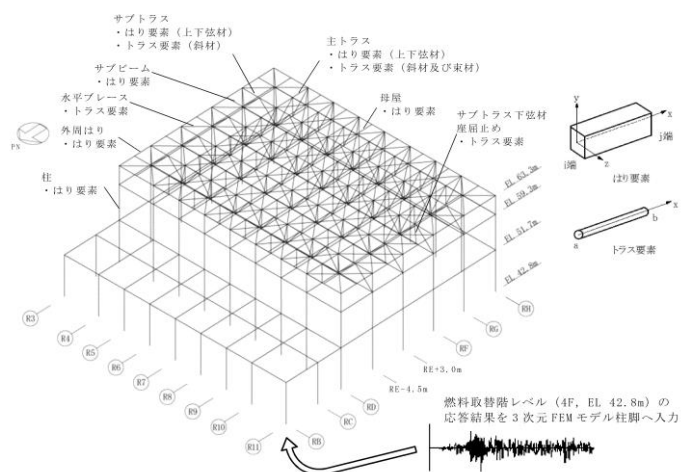
耐震設計評価結果については，添付書類 VI-2-9-3-1「原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の耐震性についての計算書」，添付書類 VI-2-9-4-5-3-1「静的触媒式水素処理装置の耐震性についての計算書」及び添付書類 VI-2-4-3-2「燃料プールスプレイ系の耐震性についての計算書」に示す。

また，燃料プール周辺にあるチャンネル取扱ブームについても基準地震動 S_s に対して燃料プールに落下しない設計とする。

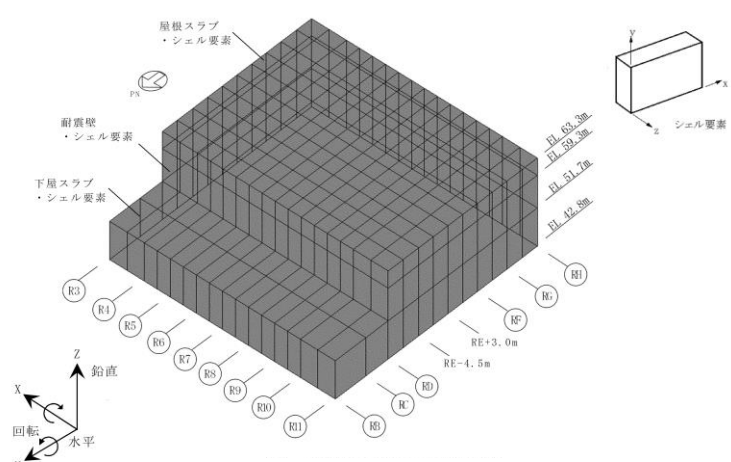


A-A断面

(a) 屋根トラスモデル化範囲



(b) 解析モデル (線材によるモデル化部分)



(c) 解析モデル (面材によるモデル化部分)

図 4-2 原子炉建物屋根評価モデル

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、ストッパが設置されており、走行レールについては基準地震動 S_s による燃料取替機の滑りを考慮した場合においても、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（燃料プールエリア外）へ脱線することから、燃料プールに落下することはない。また、横行速度とトロリの高さから、脱線後に原子炉建物壁面に到達することもない。燃料取替機と燃料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燃料プールに対して、波及的影響を及ぼさないことを確認することから、想定される最大荷重を上回る定格荷重450kgの吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して燃料プールに落下しない設計とする。

耐震設計評価結果については、添付書類VI-2-11-2-7-2「燃料取替機の耐震性についての計算書」に示す。

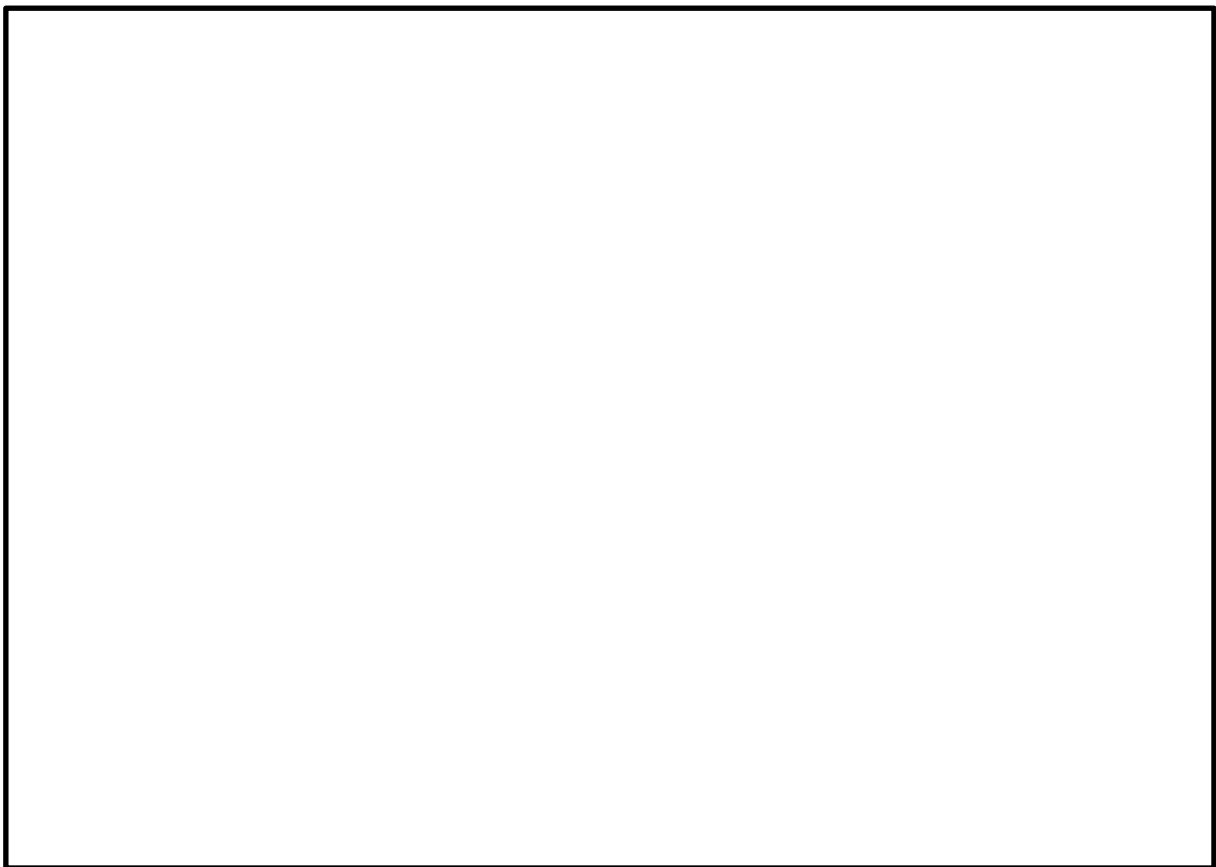


図4-3 燃料取替機と燃料プールの位置関係

c. 原子炉建物天井クレーン

原子炉建物天井クレーンは、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ダ当り面、クレーン本体ガーダに対し、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、クレーン本体ガーダ、トロリがレールから脱線し原子炉建物原子炉棟壁面に到達するおそれはなく、燃料プールに落下することはない。原子炉建物天井クレーンと燃料プールの位置関係を図4-4に示す。

原子炉建物天井クレーンは、下部に設置された上位クラス施設である燃料プールに対して、波及的影響を及ぼさないことを確認することから、想定される最大荷重を上回る定格荷重125tの吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して燃料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、添付書類VI-2-11-2-7-1「原子炉建物天井クレーンの耐震性についての計算書」に示す。

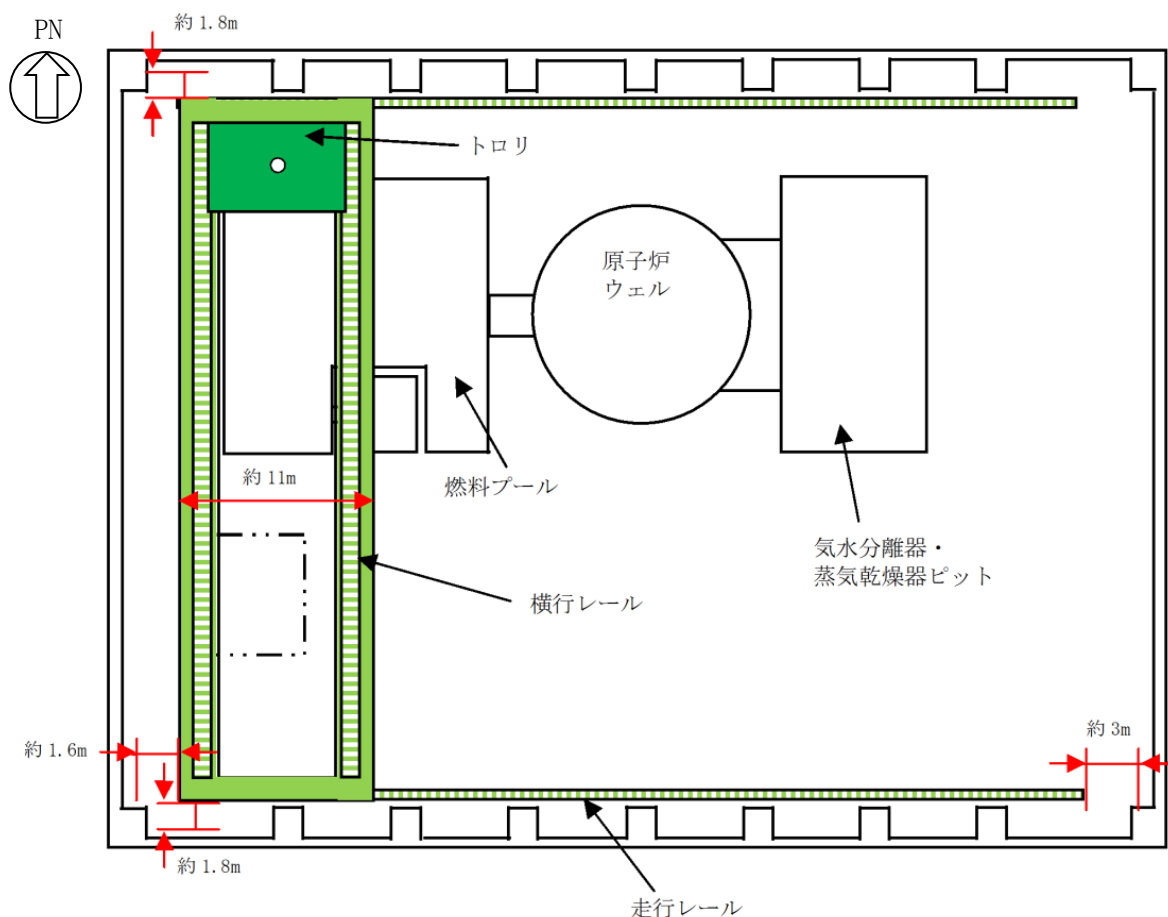


図4-4 原子炉建物天井クレーンと燃料プールの位置関係

5. 燃料プール内への落下物による燃料プール内の燃料体等への影響評価

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

5.1 基本方針

(1) 影響評価の基本的考え方

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

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

(2) 落下物の選定

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

(3) 評価方針

燃料集合体の概要を図 5-1 及び図 5-2，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に直接衝突するものとして評価を行う。

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

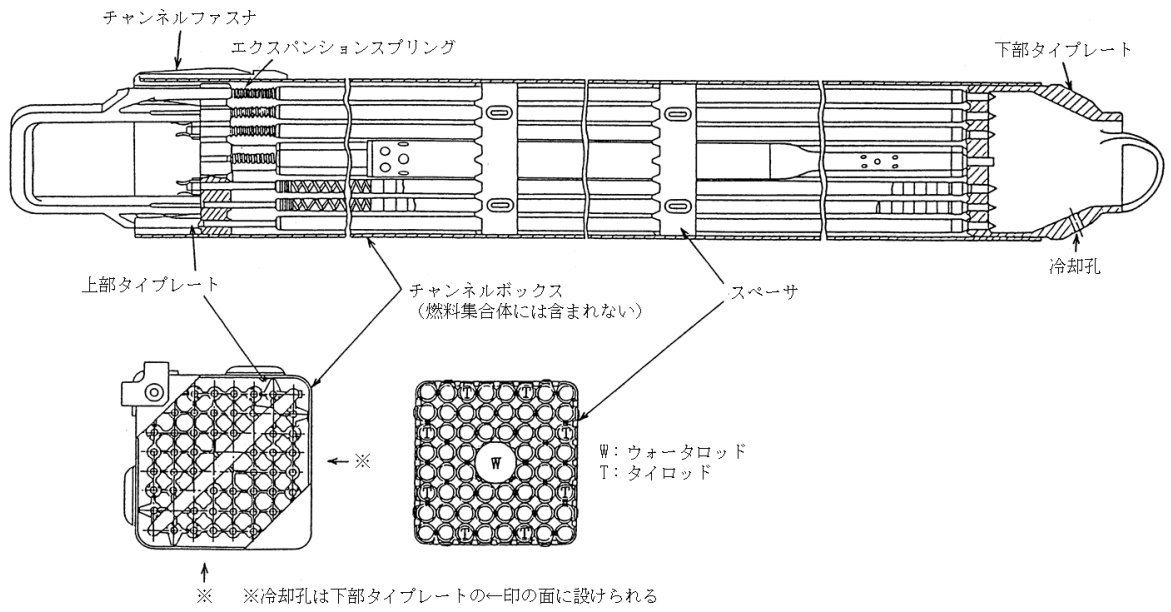


図 5-1 燃料集合体の概要 (高燃焼度 8×8 燃料)

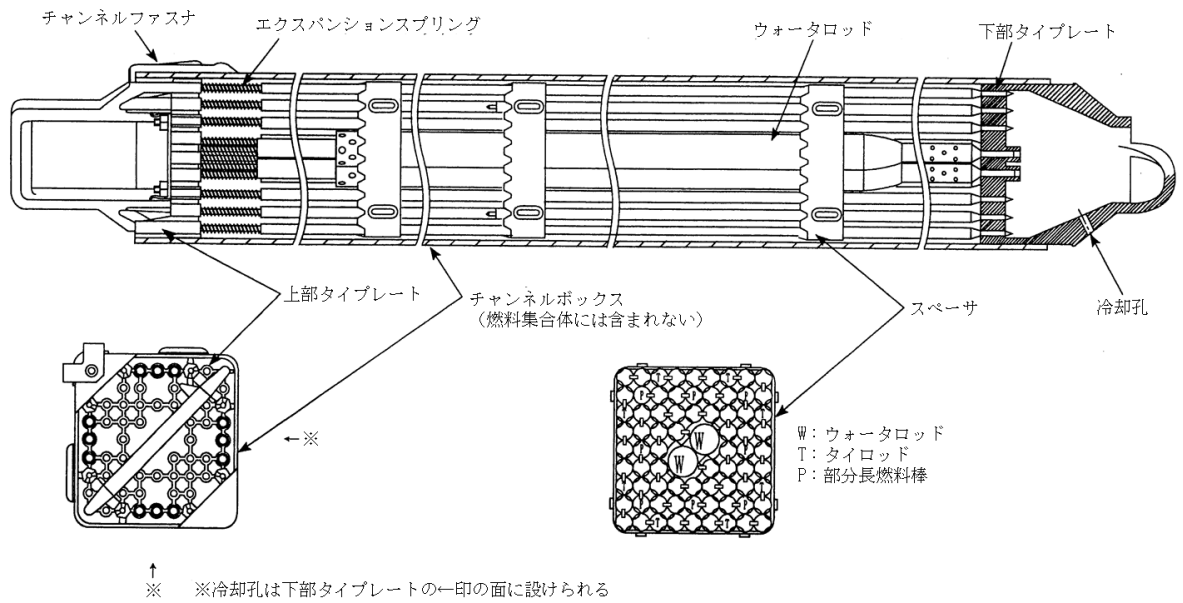


図 5-2 燃料集合体の概要 (9×9 燃料 (A 型))

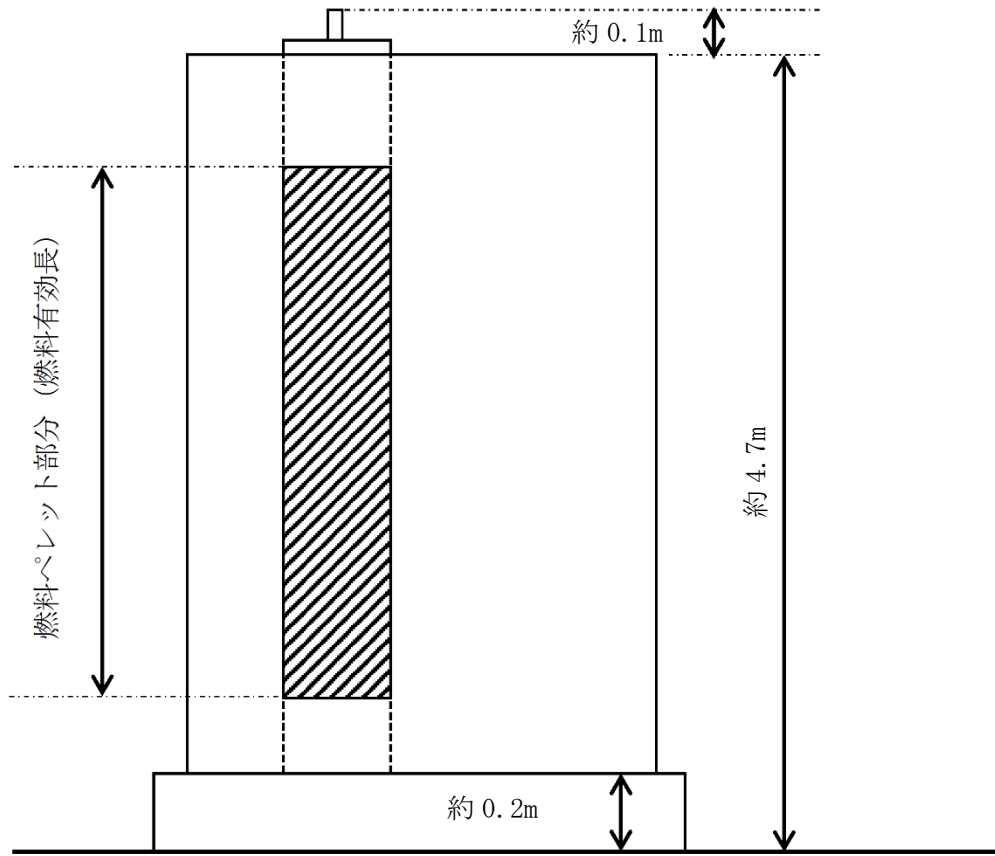


図 5-3 燃料集合体及びラックの関係図

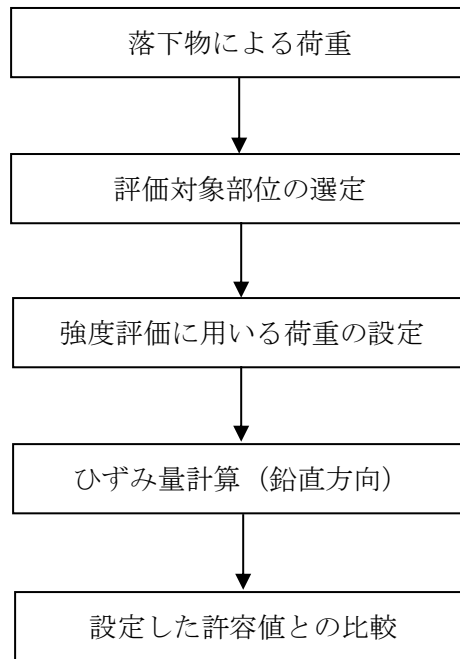


図 5-4 燃料集合体の強度評価フロー

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 ²	燃料被覆管の断面積
E	MPa	燃料被覆管の縦弾性係数
E ₁	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	落下物の質量
g	m/s ²	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 _p	%	燃料被覆管の塑性ひずみ
ε _y	%	燃料被覆管の弾性ひずみ
π	—	円周率
σ _y	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 ²)	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。

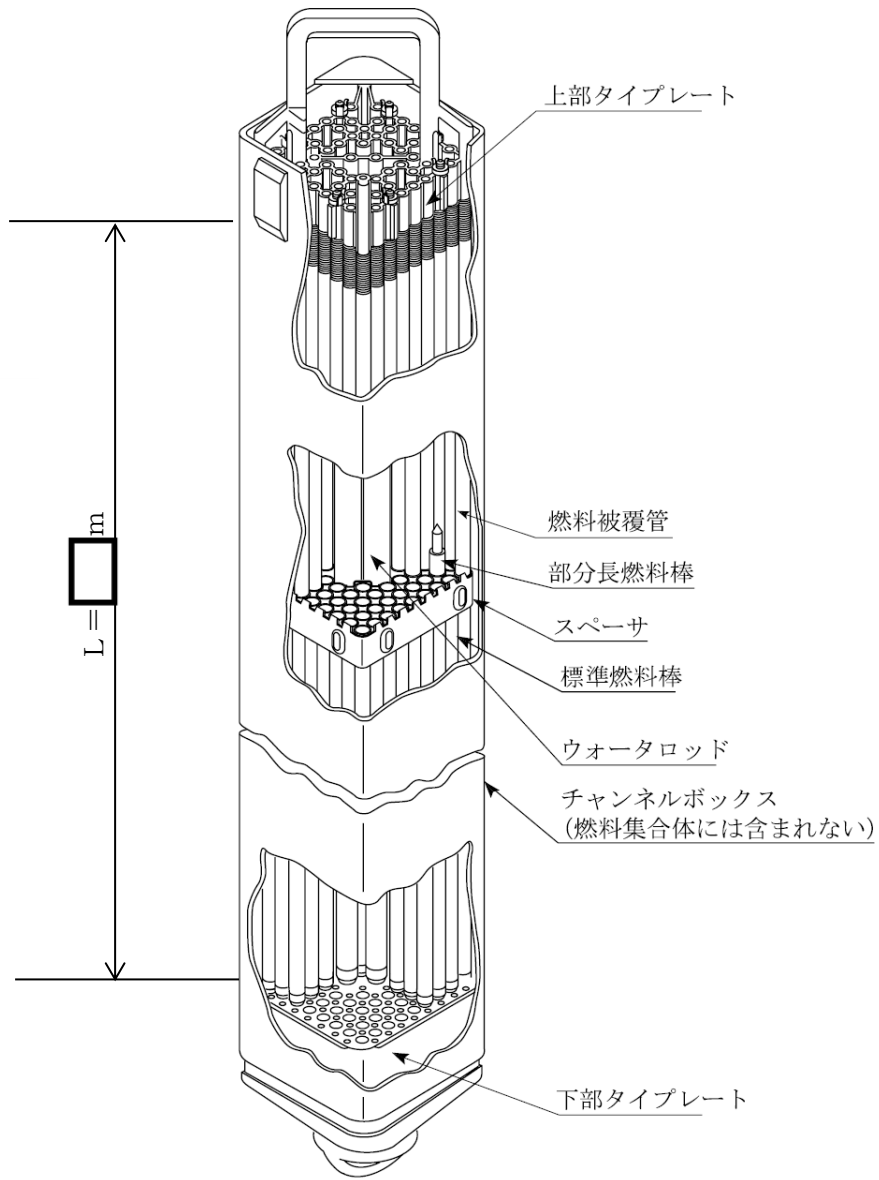


図 5-5 燃料集合体の構造図

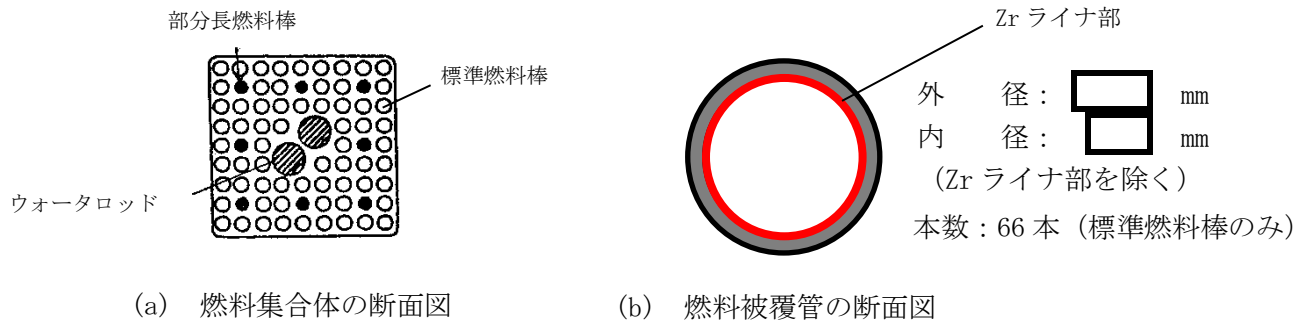


図 5-6 燃料集合体の断面図

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

$$E_1 = (S_1 + S_2) \cdot A \cdot L = \left(\frac{1}{2} \cdot \sigma_y \cdot \varepsilon_y + \sigma_y \cdot \varepsilon_p \right) \cdot A \cdot L$$

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

(a) 及び (b) より、 $W = E_1$ として塑性ひずみ ε_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、 $(1/2 \cdot \sigma_y \cdot \varepsilon_y) \cdot A \cdot L$ が W よりも大きい場合、 $\varepsilon_p = 0$ (弾性範囲内) となる。

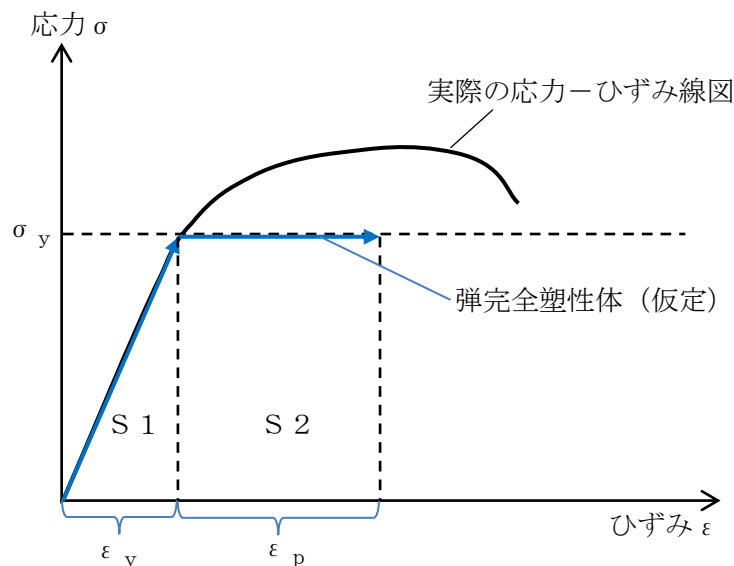


図 5-7 弾完全塑性体の保守性
(イメージ図)

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 ²)	L (m)
ジルカロイ-2	1.30×10 ⁻³	<input type="text"/>

E (MPa)	σ_y (MPa)	ϵ_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

ϵ_p (%)	許容ひずみ (%)	裕度
0.86	1.0	1.16

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

1. 模擬燃料集合体落下試験

燃料プールへの燃料集合体落下については、模擬燃料集合体を用いた気中落下試験を実施し、万一の燃料集合体の落下を想定した場合においても、ライニングが健全性を確保することを確認している*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よりも高い5.6m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。

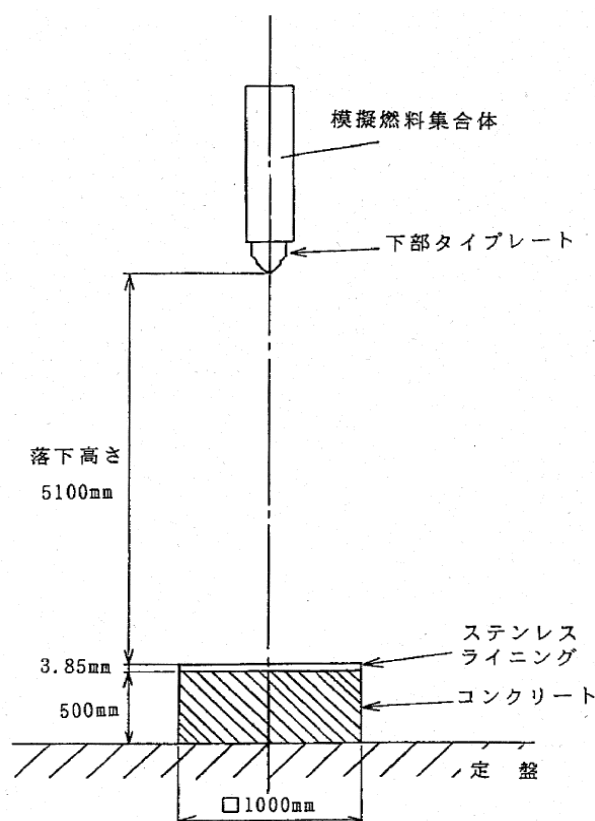


図1-1 模擬燃料集合体落下試験方法

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：島根原子力発電所第2号機にて取り扱っている燃料集合体重量（チャンネルボックス含む。）は、表2-1に示すとおり水中で310kg未満であることを確認している。

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	8×8RJ燃料	□ kg	□ kg	5.5m*1	□ kJ (□ kJ)	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
	8×8BJ燃料 (STEP1)	□ kg	□ kg	5.5m*1	□ kJ (□ kJ)	
	高燃焼度8×8 燃料 (STEP2)	□ kg	□ kg	5.5m*1	□ kJ (□ kJ)	
	9×9燃料 (A燃料)	□ kg	□ kg	5.5m*1	□ kJ (□ kJ)	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
	9×9燃料 (B燃料)	□ kg	□ kg	5.5m*1	□ kJ (□ kJ)	
模擬燃料 集合体	310kg (気中実測値)		5.1m	15.5kJ		

注記*1：実機における燃料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°C)

*4：実機体積は約□ m^3 (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

燃料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（約 \square mm）に対し、検知溝の幅は小さい（ \square 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。

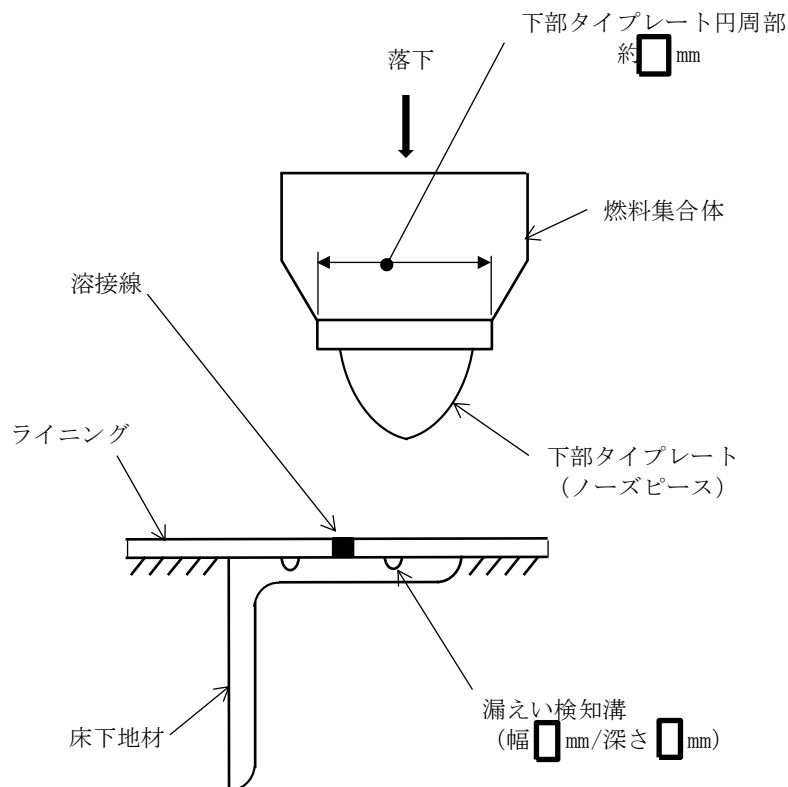


図3-1 漏えい検知溝上への燃料集合体の落下

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	3
3.3 評価結果	7
4. 燃料プール冷却系	12

1. 概要

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

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

今回は、重大事故の発生防止等のために設置する燃料プールのスプレー系（可搬型スプレーノズル）又は燃料プールのスプレー系（常設スプレーヘッド）により燃料プールに貯蔵される燃料体等の冷却が可能であること、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、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プールのスプレー系（可搬型スプレーノズル）又は燃料プールのスプレー系（常設スプレーヘッド）により燃料体等の崩壊熱による燃料プール水の蒸発量を上回る注水を行うことで燃料プール内の燃料体等を冷却できる設計とする。

また、技術基準規則第 69 条第 2 項及びその解釈に基づき、燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合において、燃料プールのスプレー系（可搬型スプレーノズル）又は燃料プールのスプレー系（常設スプレーヘッド）により、燃料プールの熱負荷（崩壊熱）による蒸発量を上回る量の水又は海水を燃料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。

燃料プールのスプレー系（可搬型スプレーノズル）又は燃料プールのスプレー系（常設スプレーヘッド）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当たっては、「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燃料プールの熱負荷（崩壊熱）による蒸発量を用いることとする。

3. 評価

3.1 評価方法

燃料プール水の蒸発量に対し、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）又は燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）からの注水量及びスプレイ量が上回ることを確認する。

燃料プールの熱負荷（燃料取替のために原子炉から燃料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，燃料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。

$$Q = (3600 \times q) \div (\gamma \times h)$$

ここで，

Q：蒸発量（m³/h）

q：燃料プールの熱負荷（kW）*

γ：100℃の水の密度（=958kg/m³）

h：100℃の飽和水蒸発潜熱（=2256.9kJ/kg）

注記*：原子炉運転中及び停止中の燃料プールの熱負荷については表 3-2 及び表 3-3 に記載

3.2 評価条件

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

- (1) 燃料プールには、貯蔵されている燃料体等の他に、原子炉停止後に最短時間で取り出された全炉心分の燃料体が一時保管されていることとする。
 - ・燃料プールの熱負荷としては、燃料取替のために原子炉から燃料プールに取り出した燃料（全炉心分）から発生する崩壊熱と、過去の燃料取替で取り出された使用済燃料から発生する崩壊熱の合計値を想定する。使用済燃料の崩壊熱の評価条件として、崩壊熱が高くなるように燃料取り出し直後の状態を考慮する。
 - ・原子炉を停止してから燃料プールへの燃料体の取り出しが完了するまでの期間は、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（9×9燃料（A型）の平衡炉心における燃料集合体取替体数124体）の使用済燃料が燃料プールに取り出されるものとする。
- (2) 使用済燃料の崩壊熱については、燃料組成、燃焼度等を考慮して設計に基づき適正に評価する。
 - ・1サイクルの運転期間は13ヶ月、使用済燃料の取出平均燃焼度を45GWd/t、燃料取替のために原子炉から燃料プールに取り出した燃料の平均燃焼度は33GWd/tとし、表3-1、表3-2及び表3-3のとおりとする。

(1)及び(2)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、解析コード「ORIGEN2」にて求めた。なお、評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、添付書類VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

（燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）又は燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の冷却能力の評価）

(1) 注水時

大量送水車からの燃料プールへの注水流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

燃料プール内での輻射や蒸気の対流による伝熱を考慮し、燃料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。

可搬型スプレイノズルを使用した、燃料プール内燃料体等に向けたスプレイに関しては、可搬型スプレイノズルの噴射幅、首ふり角度を考慮したスプレイ分布と、可搬型スプレイノズルの設置位置、燃料プール形状・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燃料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、燃料プール形状・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
1サイクル運転期間	13ヶ月	13ヶ月
停止期間* ¹	50日	50日
使用済燃料体数	2958体* ²	2958体* ³
施設定期検査時取出燃料体数	—	560体* ³
評価日	運転開始直後	原子炉停止10日後* ⁴

注記*1：過去の施設定期検査における発電機解列から併入までの期間の実績を踏まえ日数を設定した。

*2：燃料プールの最大貯蔵量（3518体）から1炉心分の燃料（560体）を除いた体数（2958体）が貯蔵されているものとする。

*3：燃料プールの最大貯蔵量（3518体）の燃料（前サイクルまで原子炉に装荷されていた取出燃料（560体）＋使用済燃料（2958体））が貯蔵されているものとする。

*4：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 燃料取出スキーム (原子炉運転中)

燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料 体数	取出平均燃焼 度 (GWd/t)	崩壊熱 (MW)
23サイクル冷却済燃料	23× (13ヶ月+50日) +50日	106体	45	0.019
22サイクル冷却済燃料	22× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.022
21サイクル冷却済燃料	21× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.023
20サイクル冷却済燃料	20× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.023
19サイクル冷却済燃料	19× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.024
18サイクル冷却済燃料	18× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.024
17サイクル冷却済燃料	17× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.025
16サイクル冷却済燃料	16× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.025
15サイクル冷却済燃料	15× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.026
14サイクル冷却済燃料	14× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.027
13サイクル冷却済燃料	13× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.027
12サイクル冷却済燃料	12× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.028
11サイクル冷却済燃料	11× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.029
10サイクル冷却済燃料	10× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.030
9サイクル冷却済燃料	9× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.031
8サイクル冷却済燃料	8× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.033
7サイクル冷却済燃料	7× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.035
6サイクル冷却済燃料	6× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.037
5サイクル冷却済燃料	5× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.042
4サイクル冷却済燃料	4× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.049
3サイクル冷却済燃料	3× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.063
2サイクル冷却済燃料	2× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.094
1サイクル冷却済燃料	1× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.171
施設定期検査時 取出燃料	50日	124体	45	0.684
合計 (使用済燃料及び施設定期検査時取出燃料)		2958体	—	1.592

表 3-3 燃料取出スキーム (原子炉停止中)

燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料 体数	取出平均燃焼 度(GWd/t)	崩壊熱 (MW)
24サイクル冷却済燃料	24×(13ヶ月+50日)+10日	106体	45	0.018
23サイクル冷却済燃料	23×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.022
22サイクル冷却済燃料	22×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.022
21サイクル冷却済燃料	21×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.023
20サイクル冷却済燃料	20×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.023
19サイクル冷却済燃料	19×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.024
18サイクル冷却済燃料	18×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.024
17サイクル冷却済燃料	17×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.025
16サイクル冷却済燃料	16×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.026
15サイクル冷却済燃料	15×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.026
14サイクル冷却済燃料	14×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.027
13サイクル冷却済燃料	13×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.028
12サイクル冷却済燃料	12×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.028
11サイクル冷却済燃料	11×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.029
10サイクル冷却済燃料	10×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.030
9サイクル冷却済燃料	9×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.031
8サイクル冷却済燃料	8×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.033
7サイクル冷却済燃料	7×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.035
6サイクル冷却済燃料	6×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.038
5サイクル冷却済燃料	5×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.042
4サイクル冷却済燃料	4×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.050
3サイクル冷却済燃料	3×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.065
2サイクル冷却済燃料	2×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.098
1サイクル冷却済燃料	1×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.183
施設定期検査時 取出燃料	10日	560体	33	5.816
合計 (使用済燃料及び施設定期検査時取出燃料)		3518体	—	6.767

3.3 評価結果

(1) 燃料プールスプレイ系による燃料プールへの注水

a. 可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッド

「3.1 評価方法」の式で求めた燃料プール水の蒸発量は、約 $11.3\text{m}^3/\text{h}$ であり、 $48\text{m}^3/\text{h}$ 以上*の補給能力を持つ大量送水車を設置することで、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 に可搬型スプレイノズル及び常設スプレイヘッドを使用した燃料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、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プール注水時の流量の下限值

燃料プールに接続する配管の破断による水位低下に対しても、サイフォンブレイク配管の効果により漏えいは止まるため、大量送水車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源を確保することができる。

(2) 燃料プールスプレイ系による燃料プールへのスプレイ

a. 可搬型スプレイノズル

「3.1 評価方法」の式で求めた燃料プール水の蒸発量は、約 $11.3\text{m}^3/\text{h}$ 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可搬型スプレイノズル設置位置と燃料プール形状・寸法に照らし合わせた結果、可搬型スプレイノズルからのスプレイ量(約 $48\text{m}^3/\text{h}$)のうち、蒸発量を上回るスプレイ量（燃料プール南側からスプレイする場合：約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ 、北側からスプレイする場合：約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ ）を燃料プール内にスプレイできる。

蒸発量を上回る量で燃料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。

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 に燃料プールにおける可搬型スプレイノズルの設置位置とスプレイ分布を示す。図 3-2 により燃料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 に可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへのスプレイ時の系統概要図を示す。

表 3-4 スプレイ試験条件

項目	試験条件
スプレイ量 (霧状)	
スプレイ到達距離	
スプレイヘッド (ノズル) 必要圧力 (霧状)	
スプレイヘッド (ノズル) 仰角	
スプレイヘッド (ノズル) 自動旋回角度	
スプレイ時間	
測定用の容器	

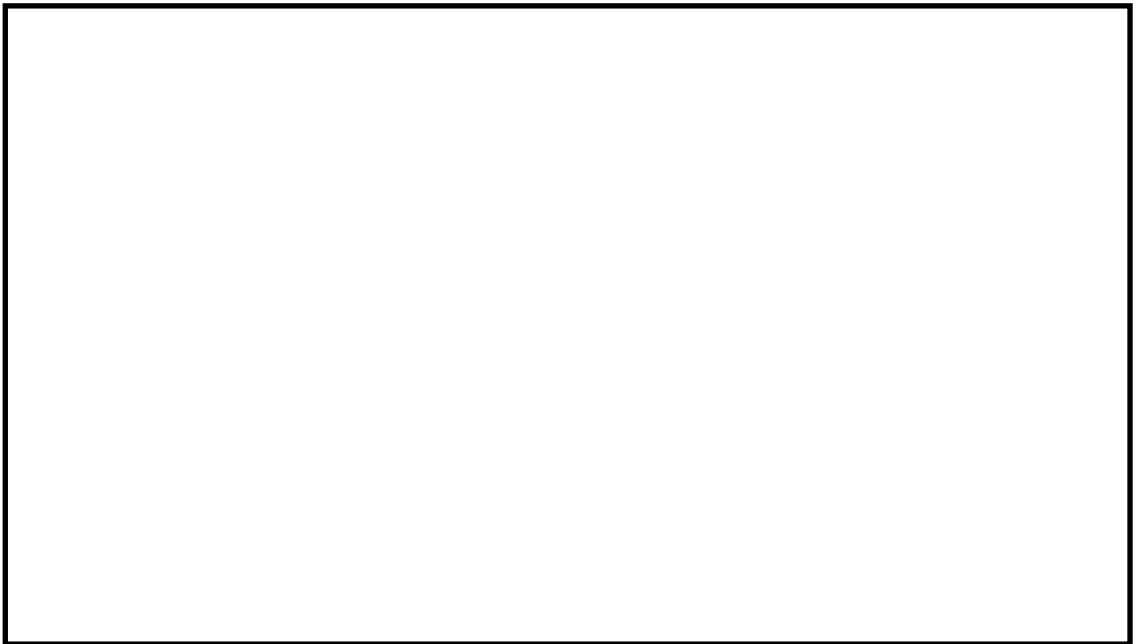


図 3-1 スプレイ試験に基づくスプレイ分布

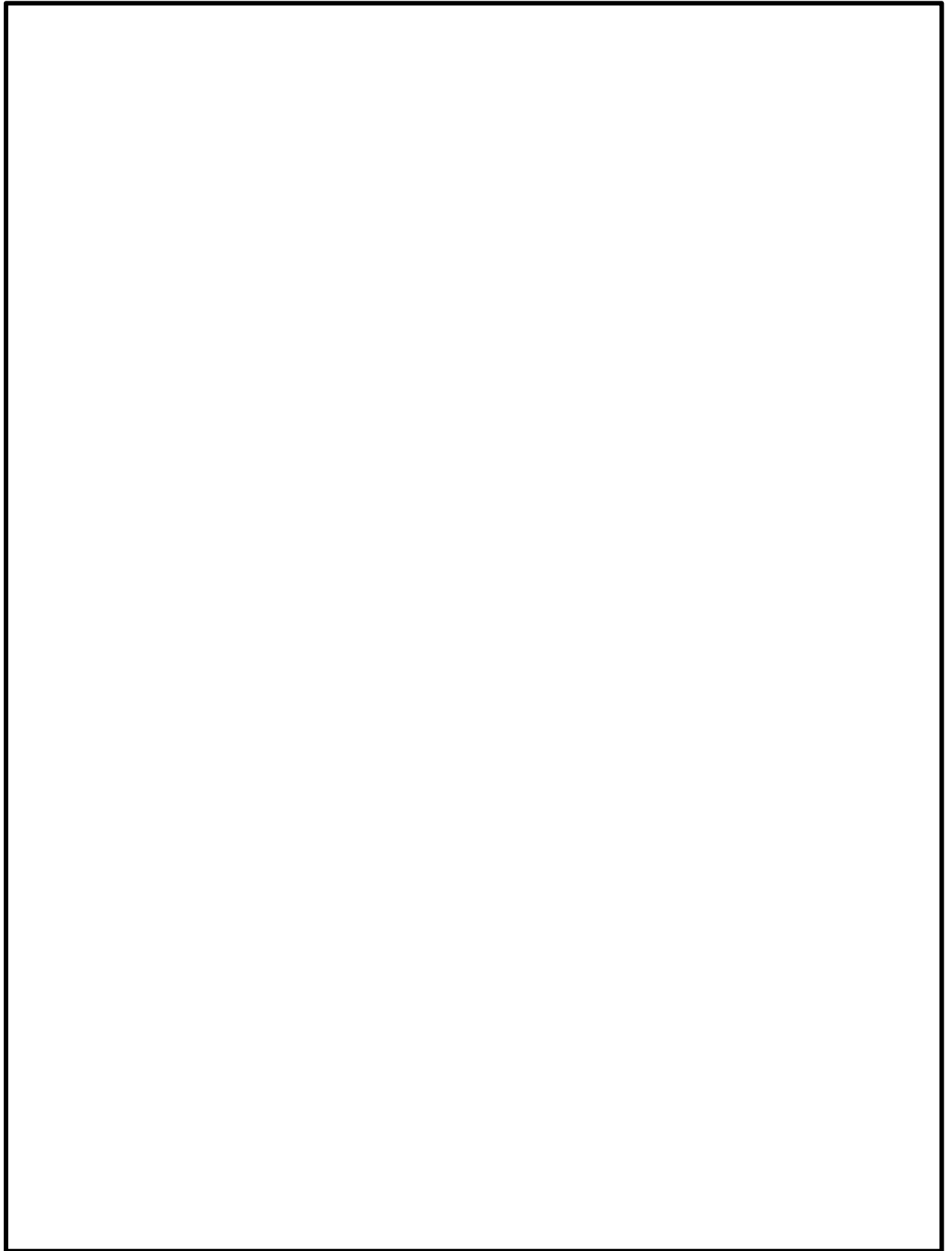


図 3-2 燃料プールにおける可搬型スプレイノズルの設置位置とスプレイ分布

b. 常設スプレイヘッド

取り出した直後の崩壊熱が大きい燃料について、分散配置（市松配置）して保管するため、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 \square $\ell/\text{min}/\text{m}^2$ 以上、それ以外の全てのエリアに対しても \square $\ell/\text{min}/\text{m}^2$ 以上のスプレイ量が確保できる。

なお、常設スプレイヘッドは燃料プールの内側に設置されており、燃料プールの外側に設置する可搬型スプレイノズル使用時と比べ、燃料プール外側へスプレイされる割合は小さいこと、また、常設スプレイヘッドのスプレイ量は $120\text{m}^3/\text{h}$ であり、可搬型スプレイノズルの $48\text{m}^3/\text{h}$ を上回っていることから、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ノズルを使用した場合と同様に蒸発量を上回るスプレイ量を燃料プール内にスプレイできる。

蒸発量を上回る量で燃料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 3-4 に常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへのスプレイ時の系統概要図を示す。

以上より、燃料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。

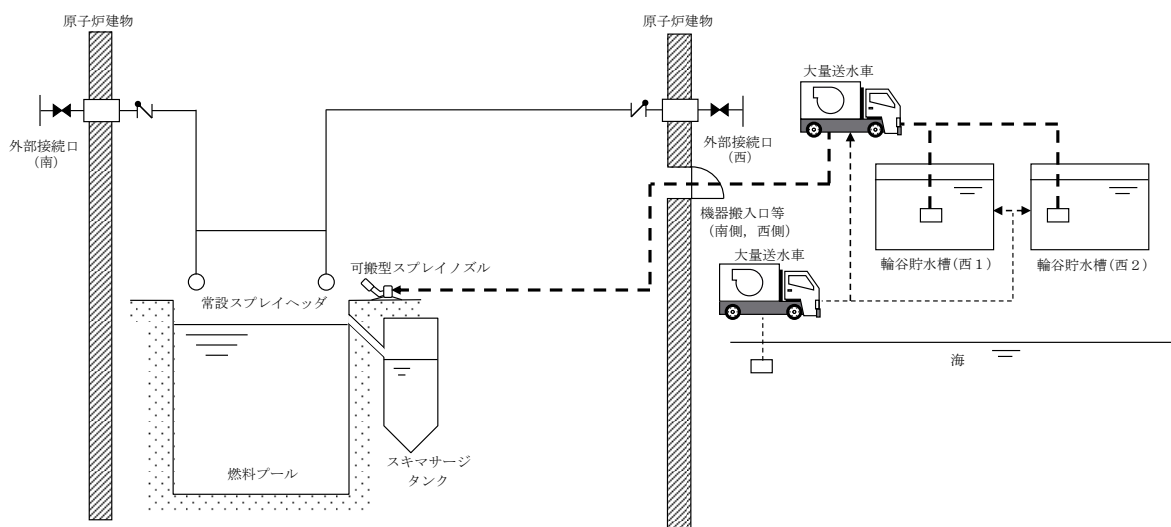


図 3-3 可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへの注水及びスプレイ時の系統概要図

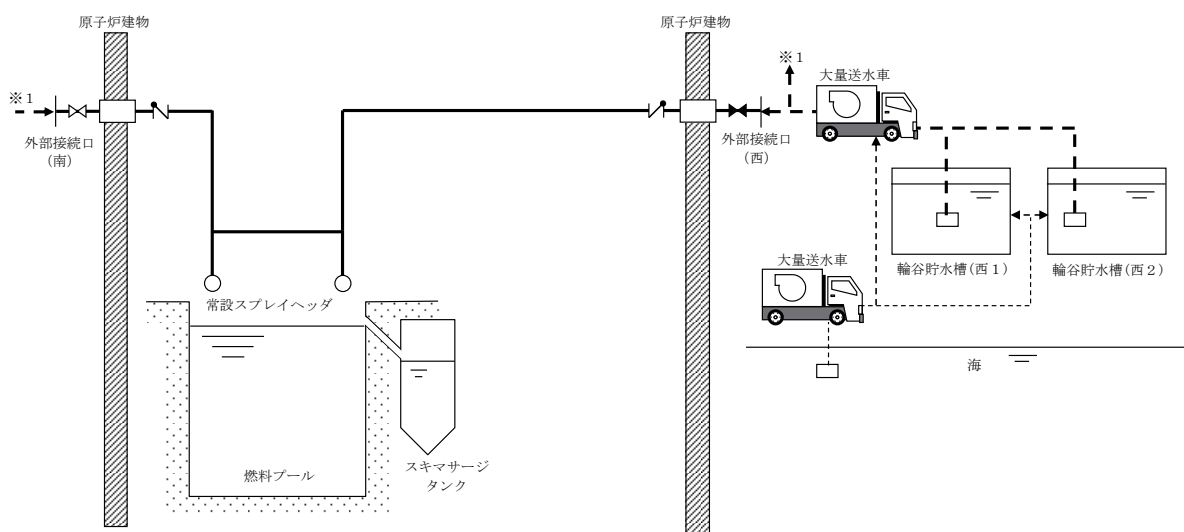


図 3-4 常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへの注水及びスプレイ時の系統概要図

4. 燃料プール冷却系

燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準対象施設として有する燃料プールの除熱機能が喪失した場合においても、原子炉補機代替冷却系を使用することで、燃料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 に原子炉補機代替冷却系を使用した燃料プール冷却系による燃料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系熱交換器の容量は、燃料プールの重大事故等時における使用時の温度 66℃を超えないように、燃料プール想定熱負荷 1.59MW を原子炉補機代替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、燃料プール水を冷却可能な容量として、燃料プール冷却系熱交換器 1 個に対して 198m³/h を送水可能な燃料プール冷却ポンプ（定格 198m³/h/個）を重大事故等時において 1 個使用する設計とする。

燃料プール冷却系熱交換器及び燃料プール冷却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。

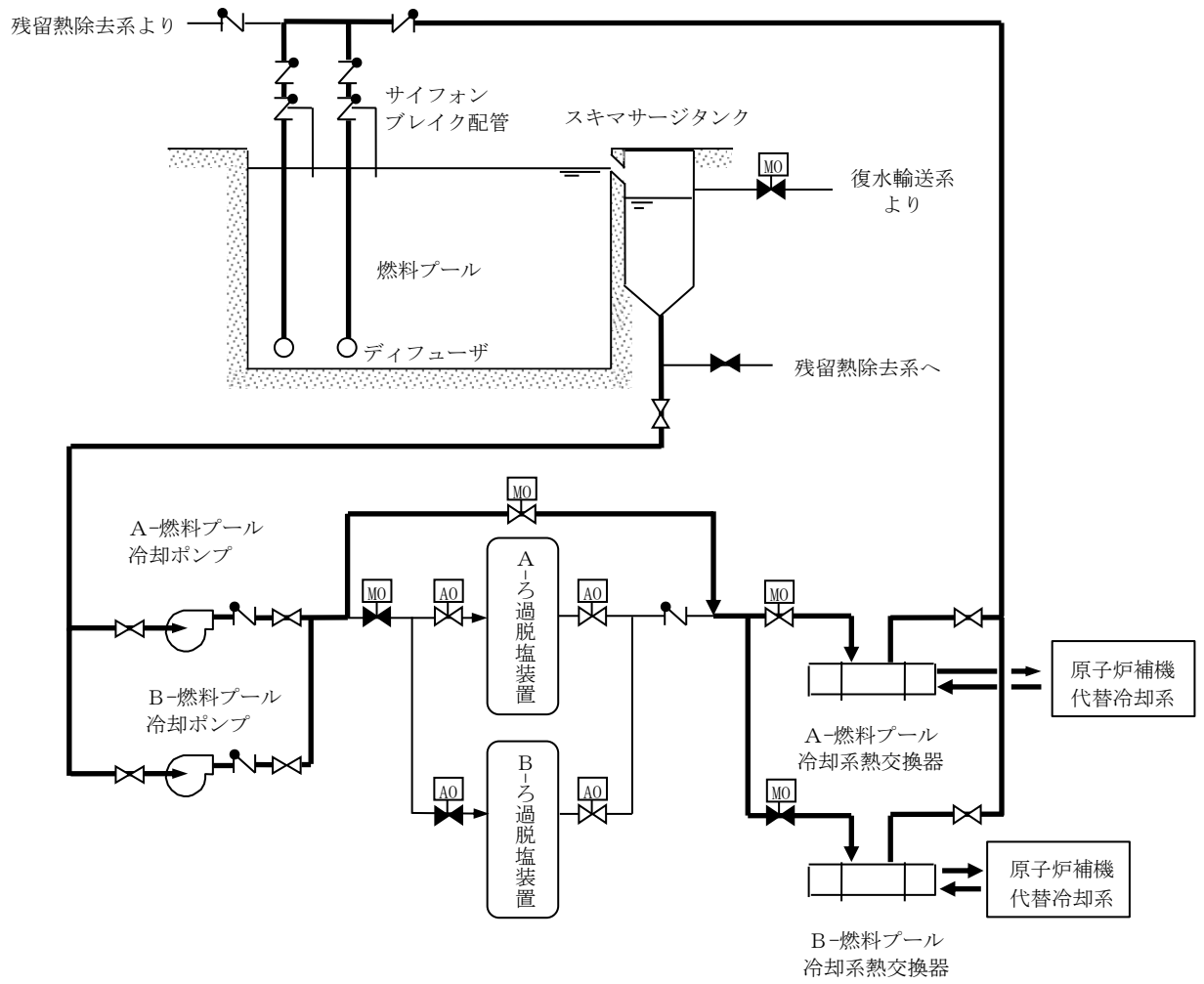


図 4-1 原子炉補機代替冷却系を使用した燃料プール冷却系による燃料プール冷却時の系統概要図

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. 燃料プールにおける水遮蔽の評価	1
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	2
4.1 使用済燃料の線源強度	2
4.2 使用済制御棒の線源強度	3
4.2.1 評価方法	3
4.2.2 評価条件	3
4.2.3 使用済制御棒の線源強度評価結果	5
5. 遮蔽計算	5
5.1 計算方法	5
5.2 線量率計算	6
5.2.1 計算モデル	6
5.2.2 計算結果	9
6. サイフォンブレイク配管の詳細設計方針	13
6.1 配管強度への影響について	13
6.1.1 評価方法	13
6.1.2 評価結果	14
6.2 人的要因による機能阻害について	15
6.3 異物による閉塞	16
6.4 落下物干渉による影響	16
6.5 通水状況の確認	16

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第26条及び第69条第1項並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき、使用済燃料貯蔵槽（以下「燃料プール」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、燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料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、燃料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*：原子炉建物原子炉棟4階で実施する可能性のある、可搬型スプレイノズル及びホースの設置の作業時間及び現場作業員の退避は2時間以内であることから、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、燃料プールに接続する配管が破断した場合に原子炉建物原子炉棟4階における線量率が燃料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、燃料プール水位は、燃料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な水位高さ以上を維持できる設計とする。

また、燃料プール冷却系戻り配管については、サイフォン効果を解除する効果が期待できる配管（サイフォンブレイク配管）を備え付け、弁等の機器は設置しない単管とするとともに、燃料プール水位の低下が燃料プール冷却系戻り配管水平部下端位置で停止する設計とする。サイフォンブレイク配管は、「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。

3. 燃料プールにおける水遮蔽の評価

燃料プール内の使用済燃料及び使用済制御棒を線源とし、燃料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) 燃料プールの水面における線量率の計算においては貯蔵容量分（3518体）の使用済燃料貯蔵を想定する。
- (2) 燃料プールの水温は100℃とし、水の密度は0.958g/cm³*とする。
- (3) 使用済燃料は使用済燃料有効部（約9.1m×約12.3m×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) 燃料プールの水温は100℃とし、水の密度は0.958g/cm³*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。使用済制御棒の密度は自己遮蔽効果を保守的に評価するため、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

燃料プール水深の遮蔽計算では、プール内ラックに貯蔵されている使用済燃料を線源として考える。線源強度は文献値*¹記載のガンマ線エネルギー4群の線源強度（MeV/（W・s））を単位体積あたりの線源強度（cm⁻³・s⁻¹）に変換し、線量率計算用の入力値とする。使用済燃料の照射時間は10⁶時間（約114年）*²、原子炉停止後貯蔵までの期間を10日*³、原子炉運転中の燃料集合体1体当たりの熱出力を4.35MW（9×9燃料（A型））燃料集合体体積は約7.1×10⁴cm³としたときの体積当たりの線源強度は表4-1となる。

表4-1 使用済燃料の線源強度

群	エネルギー (MeV)	文献値*1, *2 (MeV/(W・s))	線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
1	1.0	7.0×10^9	4.3×10^{11}
2	2.0	2.4×10^9	7.3×10^{10}
3	3.0	6.0×10^7	1.2×10^9
4	4.0	1.7×10^6	2.6×10^7

注記*1: Blizard E. P. and Abbott L. S., ed., “REACTOR HANDBOOK. 2nd ed. Vol. III PartB, SHIELDING”, INTERSCIENCE PUBLISHERS, New York, London, 1962” TABLE 8A.1. より内挿

*2: 文献*1には、照射期間ごと及び冷却期間ごとに²³⁵U核分裂生成物の1Wあたりのガンマ線エネルギー (MeV/(W・s)) が記載されている。照射期間は10³時間、10⁶時間から通常運転で想定される照射期間を超える10⁶時間を選択した。

*3: 過去の全燃料取出完了日の実績を考慮した日数を設定した。

4.2 使用済制御棒の線源強度

4.2.1 評価方法

(1) 制御棒の線源強度は、「ORIGEN2」コード*を使用する。

「ORIGEN2」では、放射化断面積、照射期間及び冷却期間、照射の中性子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、添付書類VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

(2) 各制御棒 (Hf, B₄C) の単位体積当たりの線源強度は、各々制御棒を上部、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, B₄C) 別に冷却期間の異なる制御棒が混在するため、貯蔵制御棒全体の放射能を保存して線源体積で加重平均（均質化）した線源強度を設定する。

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4-2に、使用済制御棒のタイプ別、冷却期間別の貯蔵本数を表4-3に示す。

表4-2 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 ₄ C型	
照射期間(日)	1.2×10 ³	2.0×10 ³	
冷却期間	0～10サイクル		
中性子フラックス (cm ⁻² ・s ⁻¹)	2.3×10 ¹⁴	6.8×10 ¹³	
貯蔵本数	50本	94本	
反応断面積	BS340J33. LIB		JENDL-3.3ベース (BWR STEPⅢ ボ イド率40% UO ₂ <60GWD/TIHM)

表4-3 使用済制御棒のタイプ別、冷却期間別の貯蔵本数*

冷却期間 (サイクル)	冷却期間 (d)	保管本数(本)	
		Hf型	B ₄ C型
0	10	9	12
1	506	4	8
2	1002	4	8
3	1498	4	8
4	1994	4	8
5	2490	4	8
6	2986	4	8
7	3482	4	8
8	3978	4	8
9	4474	4	8
10	4970	5	10
合計		144	

注記* : 定期検査ごとに取り出された照射済制御棒の本数の実績を参考に、貯蔵数が最大となるように毎サイクルHf型とB₄C型制御棒がそれぞれ取り出されることを想定した。

4.2.3 使用済制御棒の線源強度評価結果

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4-4に示す。

表4-4 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	0.01	1.1×10^6	1.0×10^9	1.1×10^6
2	0.025	8.9×10^3	7.9×10^6	8.9×10^3
3	0.0375	5.9×10^3	1.0×10^7	5.9×10^3
4	0.0575	6.9×10^3	2.8×10^9	6.9×10^3
5	0.085	3.6×10^3	5.7×10^7	3.6×10^3
6	0.125	5.2×10^3	3.7×10^9	5.2×10^3
7	0.225	5.3×10^3	1.7×10^8	5.3×10^3
8	0.375	2.7×10^5	8.6×10^8	2.7×10^5
9	0.575	1.1×10^6	4.8×10^9	1.1×10^6
10	0.85	3.8×10^6	1.3×10^7	3.8×10^6
11	1.25	1.1×10^7	6.2×10^8	1.1×10^7
12	1.75	2.0×10^4	2.5×10^3	2.0×10^4
13	2.25	6.1×10^1	2.2×10^2	6.1×10^1
14	2.75	4.3×10^{-1}	8.9×10^1	4.3×10^{-1}
15	3.5	1.7×10^{-4}	7.9×10^{-1}	1.7×10^{-4}
16	5.0	1.7×10^{-6}	8.3×10^{-6}	1.7×10^{-6}
17	7.0	0.0×10^0	9.3×10^{-7}	0.0×10^0
18	9.5	0.0×10^0	1.1×10^{-7}	0.0×10^0

5. 遮蔽計算

5.1 計算方法

燃料プール水深の遮蔽の計算は、原則として通常人が立ち入る燃料取替機台車床について行う。

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、添付書類VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

計算機コードの主な入力条件は以下の項目である。

- ・線源強度
- ・遮蔽厚さ（燃料プール水深）

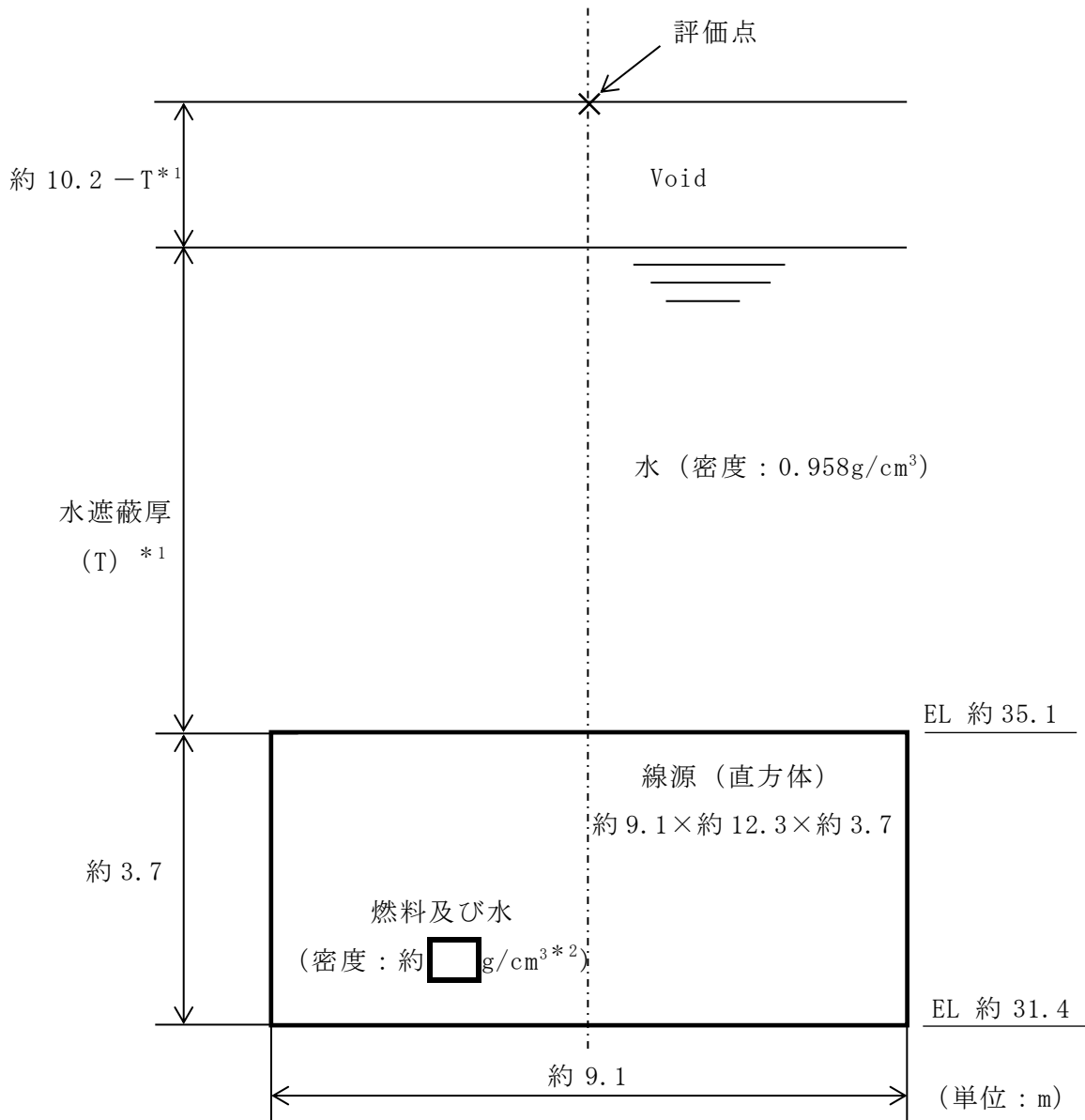
- ・線源からの距離
- ・線源のエネルギー
- ・線源となる使用済燃料及び使用済制御棒の形状
- ・遮蔽体の物質の指定

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

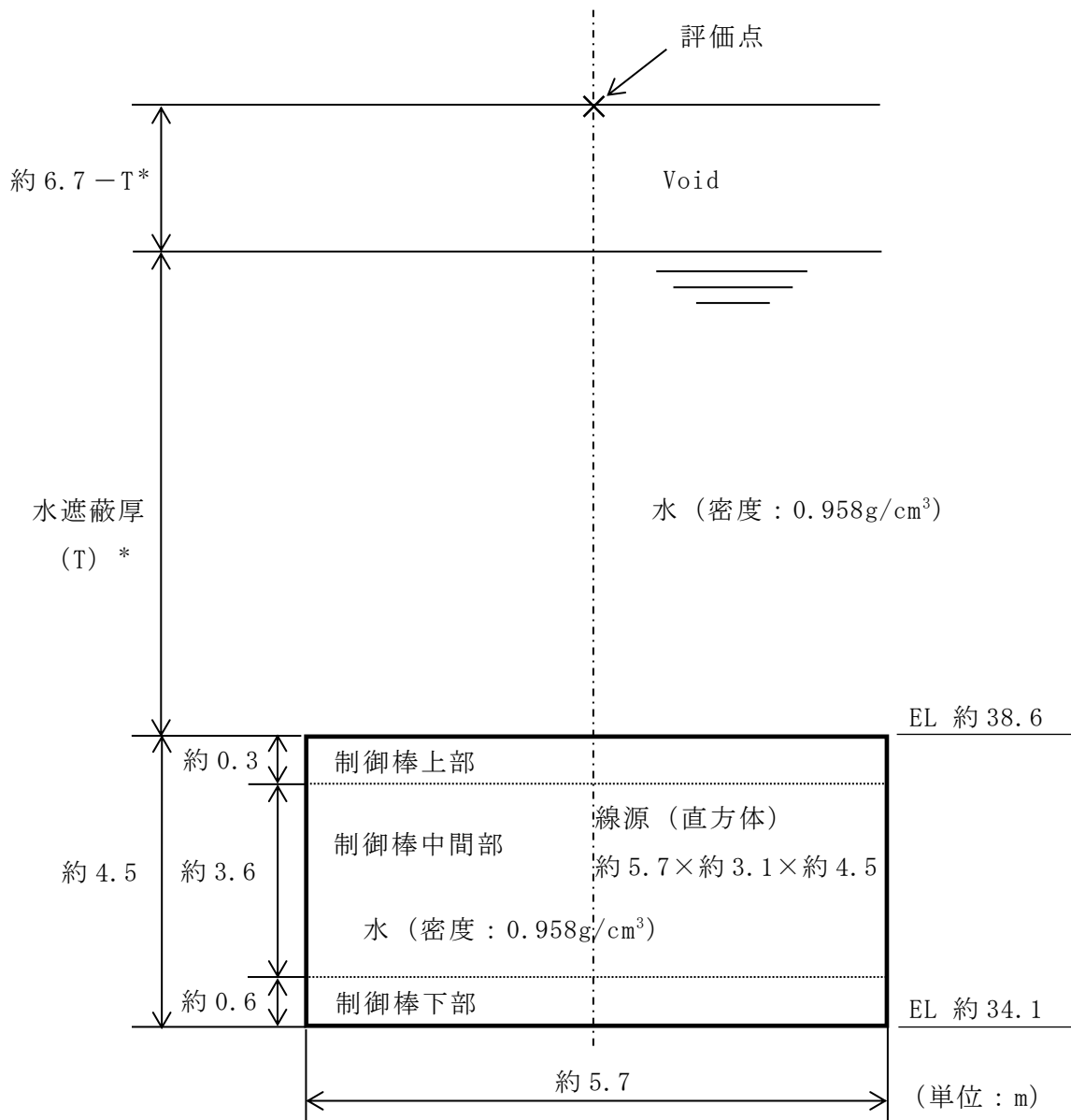
燃料プールの計算モデル図を図5-1及び図5-2に示す。線量率計算では、線量率の評価値が最大となるように評価点を体積線源の中心軸上に設定する。



注記*1: Tは遮蔽水位の高さを示す。

*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 燃料プールの計算モデル図（使用済燃料）



注記* : Tは遮蔽水位の高さを示す。

図5-2 燃料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

燃料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、燃料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(燃料取替機台車床の線量率が10mSv/h相当となる水遮蔽厚)は、約4.8m(通常水位から約2.6m下)となる。

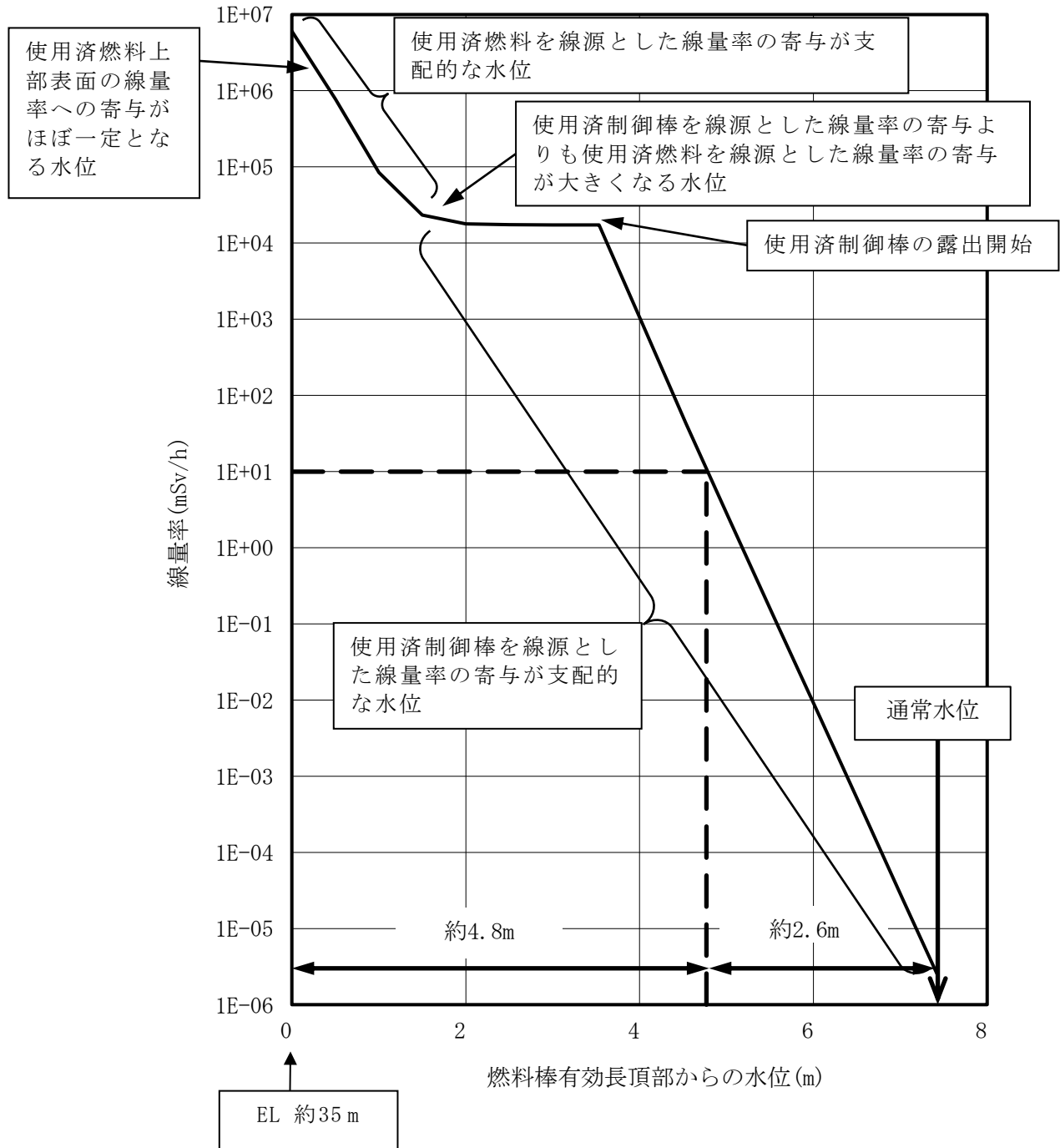


図5-3 燃料プールの水遮蔽厚と線量率

(2) 燃料プールにおける必要遮蔽厚確保の評価

(1)で求めた燃料プールの水遮蔽厚と接続配管の位置関係を図5-4に示す。また、燃料プール冷却系戻り配管に取り付けるサイフォンブレイク配管（設置位置は図5-5に示す。）は、燃料プール両端の2本の燃料プール冷却系戻り配管にそれぞれ設置されており、地震、人的要因、異物による閉塞、落下物干渉に対し健全性を有する設計とすることから、燃料プール冷却系配管破断による燃料プールの水位低下位置は、燃料プール通常水位より約0.35m下までとなる。

燃料取替機台車床の線量率が、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4.8m以上であり、通常水位からの水位低下は約2.6mとなる。燃料プール冷却系配管破断による水位低下位置はサイフォンブレイク配管を設置することにより燃料プール通常水位より約0.35m下までとなるため、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。

なお、燃料プールの水位低下位置から蒸散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スプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）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。

- ・ 燃料棒有効長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4.8m
- ・ 目安とする線量率（10mSv/h）以下となる水位から通常水位までの水深：約2.6m
- ・ 燃料棒有効長頂部から通常水位までの水深：約7.4m
- ・ 燃料プール冷却系配管破断による通常水位からの水位低下：約0.35m

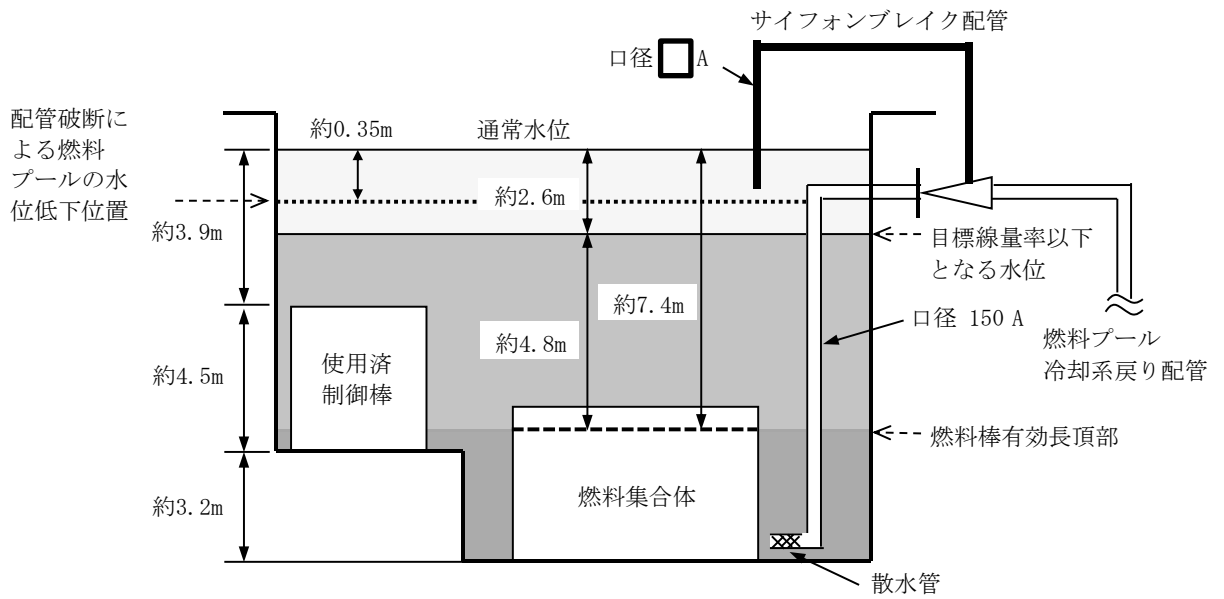


図5-4 燃料プールの水遮蔽厚と接続配管の位置関係

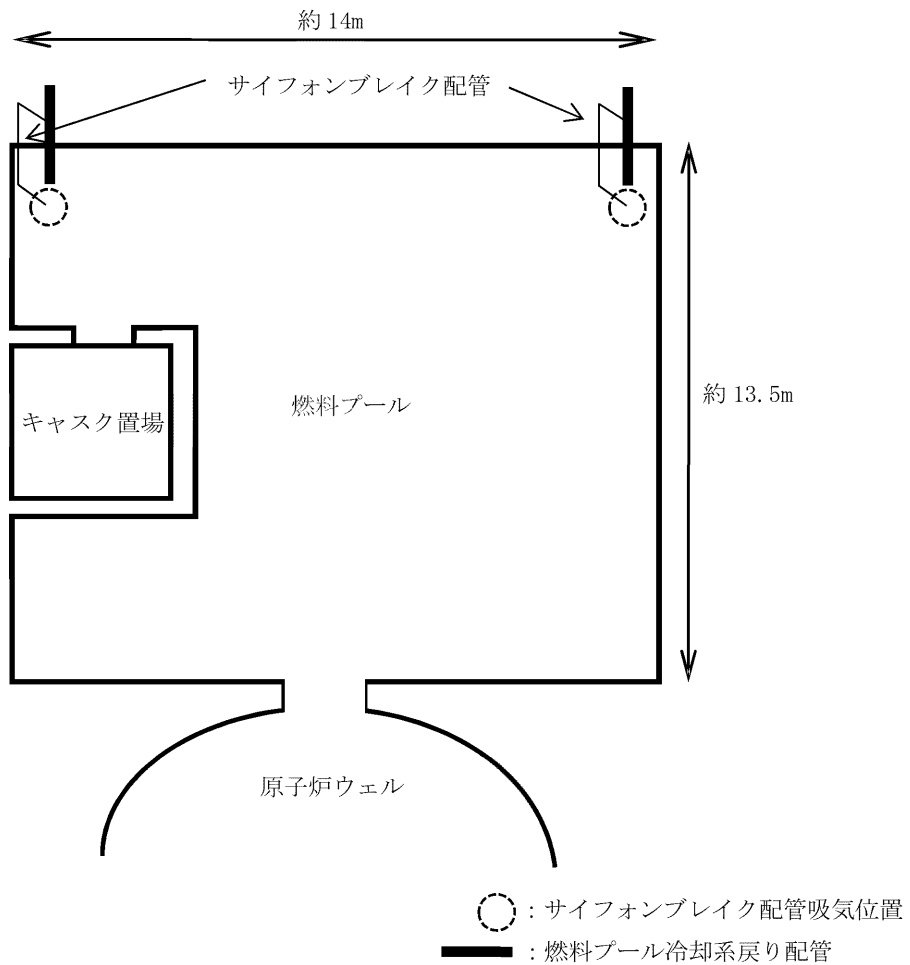


図5-5 サイフォンブレイク配管の設置位置

6. サイフォンブレイク配管の詳細設計方針

サイフォンブレイク配管については、重大事故等時においても閉塞が発生せず、その効果を期待できるように、以下のとおり設計する。

6.1 配管強度への影響について

6.1.1 評価方法

サイフォンブレイク配管は、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に該当するため、基準地震動 S_s による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

なお、サイフォンブレイク配管は、Sクラスで設計されている燃料プール冷却系戻り配管の逆止弁に接続されるため、Sクラスとして耐震性について問題ないことを確認する。

サイフォンブレイク配管の耐震評価方法を以下に示す。

なお、配管の仕様を表6-1、解析条件を表6-2に示す。

表6-1 配管の仕様（サイフォンブレイク配管）

配管径	材質	設計温度 (°C)	設計圧力 (MPa)
□A	SUS304TP	□	□

表6-2 解析条件

対象モデル数	耐震条件	建物 (床レベル)	減衰定数 (%)
2 (2ライン)	設計用床応答スペクトルⅡ 及び設計用震度Ⅱ	原子炉建物 (EL 51.7m)	0.5

減衰定数は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）に基づき保温材が無いこと、支持具数が3個以下であることから0.5%とした。

なお、耐震評価は、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）及び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）に基づき、以下に記載の式にて実施した。

・一次応力

$$S_{prm} = \frac{PD_0}{4t} + \frac{0.75i_1(M_a+M_b)}{Z} \dots\dots\dots (6. 1)$$

- S_{prm} : 一次応力 (MPa)
 P : 地震と組合せるべき運転状態における圧力 (MPa)
 D_0 : 管の外径 (mm)
 t : 管の厚さ (mm)
 i_1 : 設計・建設規格PPC-3810に規定する値又は1.33のいずれか大きい方の値
 M_a : 管の機械的荷重 (自重その他の長期的荷重に限る) により生じるモーメント (N・mm)
 M_b : 管の機械的荷重 (地震を含めた短期的荷重) により生じるモーメント (N・mm)
 Z : 管の断面係数 (mm³)

・一次＋二次応力の変動値

$$S_n = \frac{0.75i_1M_b^*+i_2M_c}{Z} \dots\dots\dots (6. 2)$$

- S_n : 一次＋二次応力 (MPa)
 i_2 : 設計・建設規格PPC-3810に規定する値又は1.0のいずれか大きい方の値
 M_b^* : 地震による慣性力により生じるモーメントの全振幅 (N・mm)
 M_c : 地震による相対変位により生じるモーメントの全振幅 (N・mm)
 i_1, Z : それぞれ前記一次応力の説明に定めるところによる。

6.1.2 評価結果

上記式に従い、サイフォンブレイク配管を評価した結果の最大発生応力値について、以下の表6-3に、最大応力点位置を図6-1に示す。

発生応力<許容応力となることから、サイフォンブレイク配管の耐震性について問題ないことを確認した。

表6-3 サイフォンブレイク配管最大発生応力値まとめ

(単位：MPa)

	一次応力		一次+二次応力	
	発生応力	許容応力	発生応力	許容応力
許容応力状態 Ⅲ _A S	39	188	162	376
許容応力状態 Ⅳ _A S	67	431	165	376
許容応力状態 Ⅴ _A S	67	431	165	376

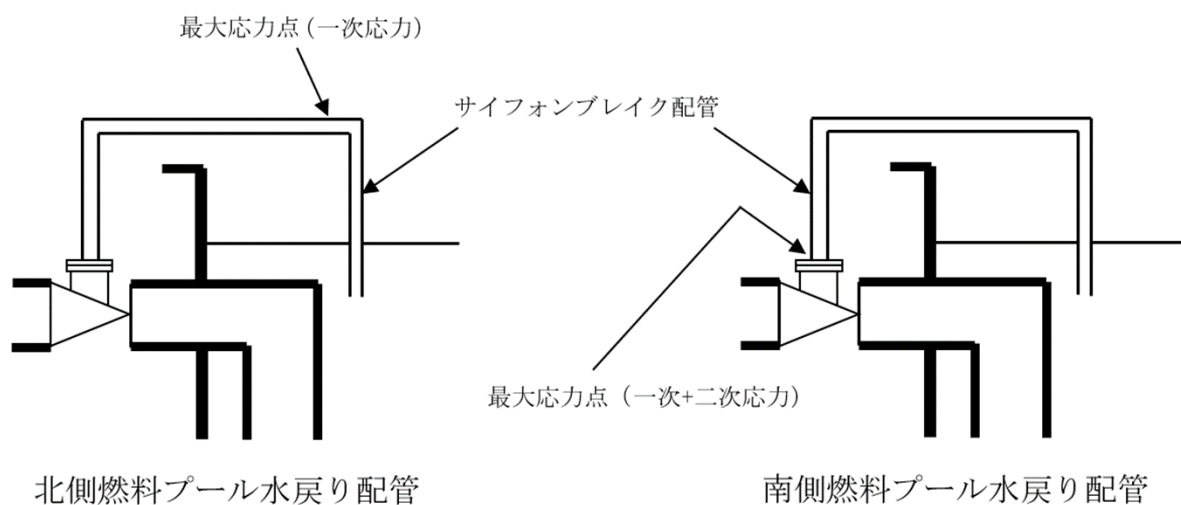


図6-1 最大応力点位置

6.2 人的要因による機能障害について

サイフォンブレイク配管は、操作や作動機構を有さない単管のみで構成し、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、燃料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配管開口部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

燃料プールは燃料プール冷却系の「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配管（口径□A：内径□mm）の閉塞を防止する設計とする。

- ・燃料プール水面上の空気中からの混入物
- ・燃料プールに貯蔵される燃料及び機器表面に付着した不純物
- ・燃料交換時に炉心から出る腐食生成物と核分裂生成物
- ・燃料交換作業，その他の作業の際の混入物
- ・燃料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 落下物干渉による影響

サイフォンブレイク配管の落下物干渉を考慮する必要がある周辺設備として，原子炉建物原子炉棟の屋根トラス及び耐震壁，原子炉建物天井クレーン，燃料取替機等の重量物があるが，これらは基準地震動 S_s に対する耐震評価にて燃料プール内に落下しない設計とする。また，その他手摺等の軽量物については，ボルト固定，固縛による運用としている。

このため，落下物として考えられる設備は軽量物であるが，本配管をステンレス鋼で設計することで，仮にサイフォンブレイク配管に変形が生じたとしても完全閉塞に至る変形は生じず，サイフォン現象を止めることが可能な設計とする。

6.5 通水状況の確認

サイフォンブレイク配管は上記のとおり閉塞しない設計とするが，念のため，定期的なパトロール（1回／日）を実施し，目視によりサイフォンブレイク配管から水が出ていることによる水面の揺らぎ確認，又は，目視確認が困難な場合は聴診棒による聴音により通水状態を確認する。

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	1
3. 漏えいを監視する装置の構成	4
3.1 ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置	5
3.2 ドライウェル床ドレンサンプル水位測定装置	6
3.3 漏えい検出時間	7
3.3.1 検出時間の評価方法	7
3.3.2 漏えい水が蒸気になる割合	8
3.3.3 記号の定義	9
3.3.4 検出時間の算出	12
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	25
4. 漏えいを監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲	26
4.1 ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の計測範囲及び警報動作範囲	26
4.2 ドライウェル床ドレンサンプル水位測定装置の計測範囲及び警報動作範囲	27

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。また、これらの監視装置は、RCPB配管の破断前漏えいを監視する観点で使用する。

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MV222-6（残留熱除去系炉水入口内側隔離弁）から弁MV222-7（残留熱除去系炉水入口外側隔離弁）まで、弁AV222-3A, B（A, B-残留熱除去系炉水戻り試験可能逆止弁）から弁MV222-11A, B（A, B-残留熱除去ポンプ炉水戻り弁）まで、及び弁V222-7（残留熱除去系炉頂部冷却水逆止弁）から弁MV222-14（残留熱除去系炉頂部冷却内側隔離弁）までの配管の拡大範囲を含め漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置について説明する。

2. 基本方針

RCPB配管からの原子炉冷却材の漏えいの検出装置として、原子炉格納容器内への漏えいに対しては、ドライウェル機器ドレンサンプ水位測定装置、ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置、ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置及びドライウェル内雰囲気放射性物質濃度測定装置を設置する設計とする。そのうち、漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内への漏えいに対しては、ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置により1時間以内に0.23m³/h（1gpm）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中央制御室（「1, 2号機共用」（以下同じ。））へ自動的に警報を表示する設計とする。ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置が故障した場合は、これと同等の機能を有するドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置及びドライウェル内雰囲気放射性物質濃度測定装置により、漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内への漏えいを検知可能な設計とする。なお、ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置及びドライウェル内雰囲気放射性物質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圧であり、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0.23m³/h（1gpm）の蒸気分（1.5ℓ/min）を凝縮させるための熱量を加えても十分な冷却能力を有するドライウェル冷却系冷却機により凝縮され、これらの凝縮水はドレン配管内を流れてドライウェル床ドレンサンプへ流入する。ドレン配管に流入した凝縮水は、ドレン配管に設置したドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置により、漏えい量を検出できる設

計とする。

原子炉格納容器内への漏えいのうち液体分(2.3ℓ/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、床面等を経由して、ドライウェル床ドレンサンプに流入する。これらの流入水をドライウェル床ドレンサンプ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*：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

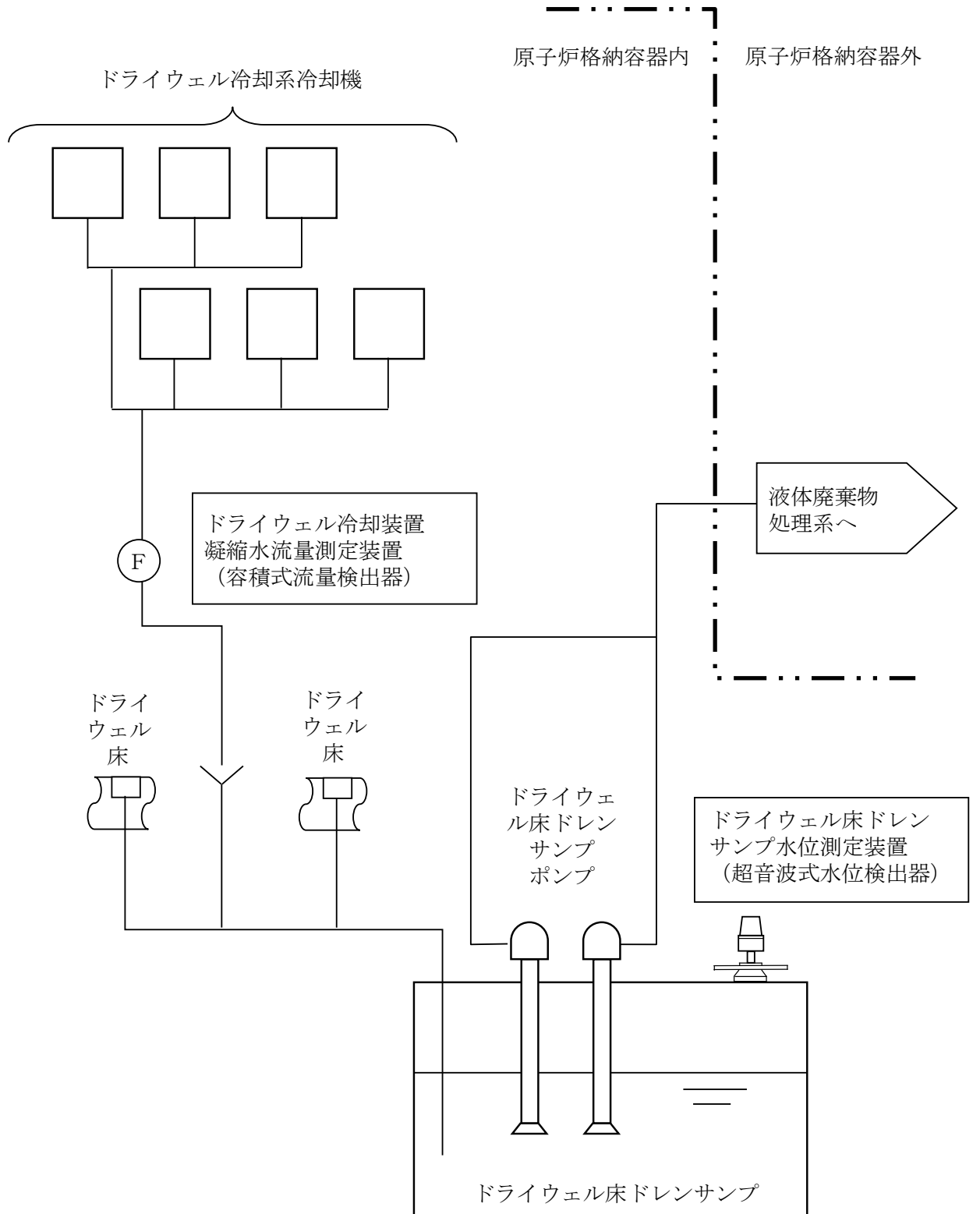


図2-1 漏えい監視装置の概略図

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冷却機で凝縮することにより漏えい水を回収し、ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置にて漏えいを検出する設計とする。その構成について「3.1 ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置」に示す。

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

これらの漏えい検出装置が、1時間以内に0.23m³/h（1gpm）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 ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置

RCPB配管からの漏えいのうち蒸気分は、ドライウェル冷却系冷却機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床ドレンサンプに流入する。このドレン配管に設置されたドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置により、漏えい量を検出する。

ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出信号は、容積式流量検出器からのパルス信号を変換器にて電流信号に変換後、演算装置を經由して指示部及び記録部にて流量信号へ変換する処理を行った後、ドライウェル冷却装置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 ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の概略構成図」参照)

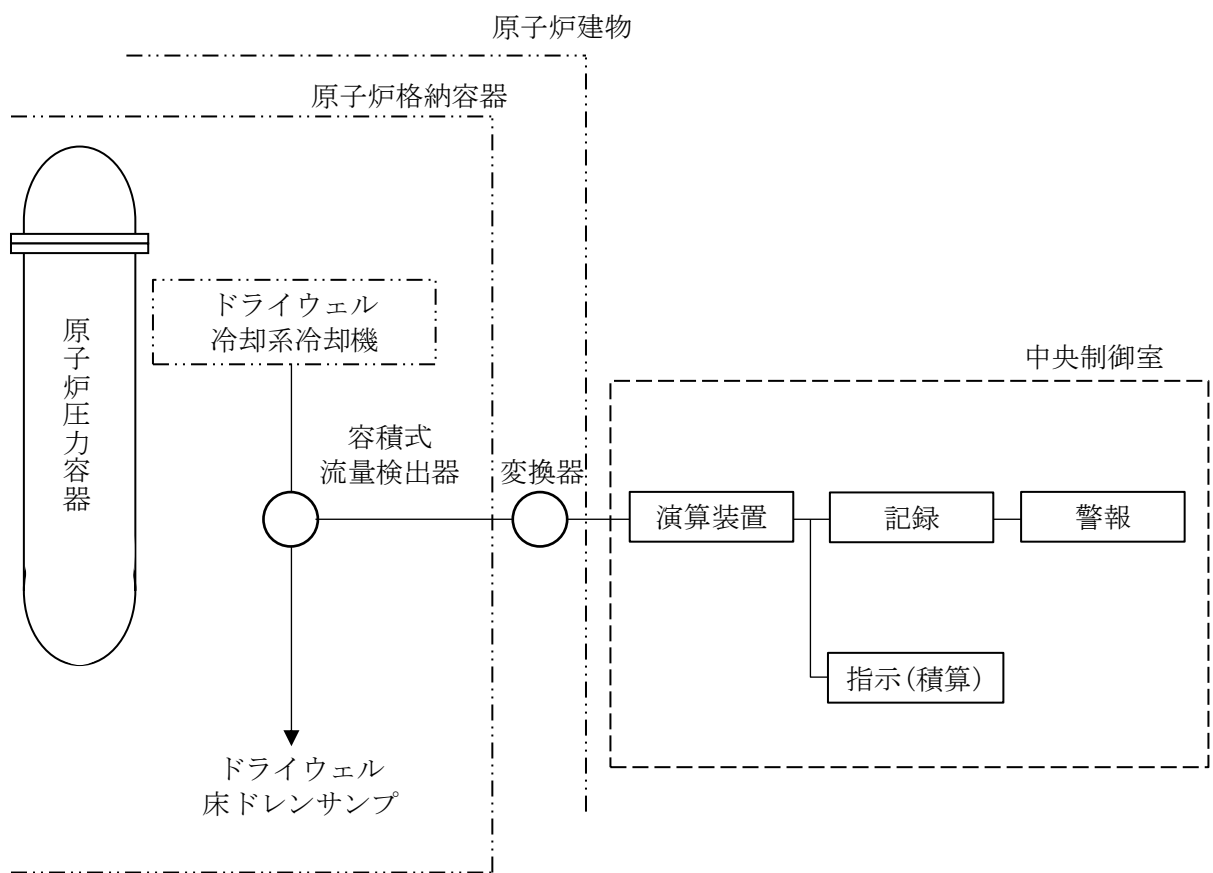


図3-1 ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の概略構成図

3.2 ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置

RCPB配管からの漏えいのうち液体分は、ドライウエル床を流れ、ドレン配管を経て、ドライウエル床ドレンサンプに流入する。さらに、ドライウエル床ドレンサンプには、ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置からの凝縮水も流入するため、ドライウエル床ドレンサンプにすべての漏えい水が流入する。したがって、漏えい箇所により、流入経路が違うものの、すべての漏えい水がドライウエル床ドレンサンプへ流入することから、漏えい箇所から流入までに要する時間が最大となる時間以降は、漏えい量と同量の流入となる。このドライウエル床ドレンサンプに設置されたドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置により、漏えい量に相当する水位変化を検出する。

ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置の検出信号は、超音波式水位検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、ドライウエル床ドレンサンプ流量を監視するとともに、中央制御室の記録部で水位信号へ変換する処置を行った後、ドライウエル床ドレン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 ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置の概略構成図」参照）

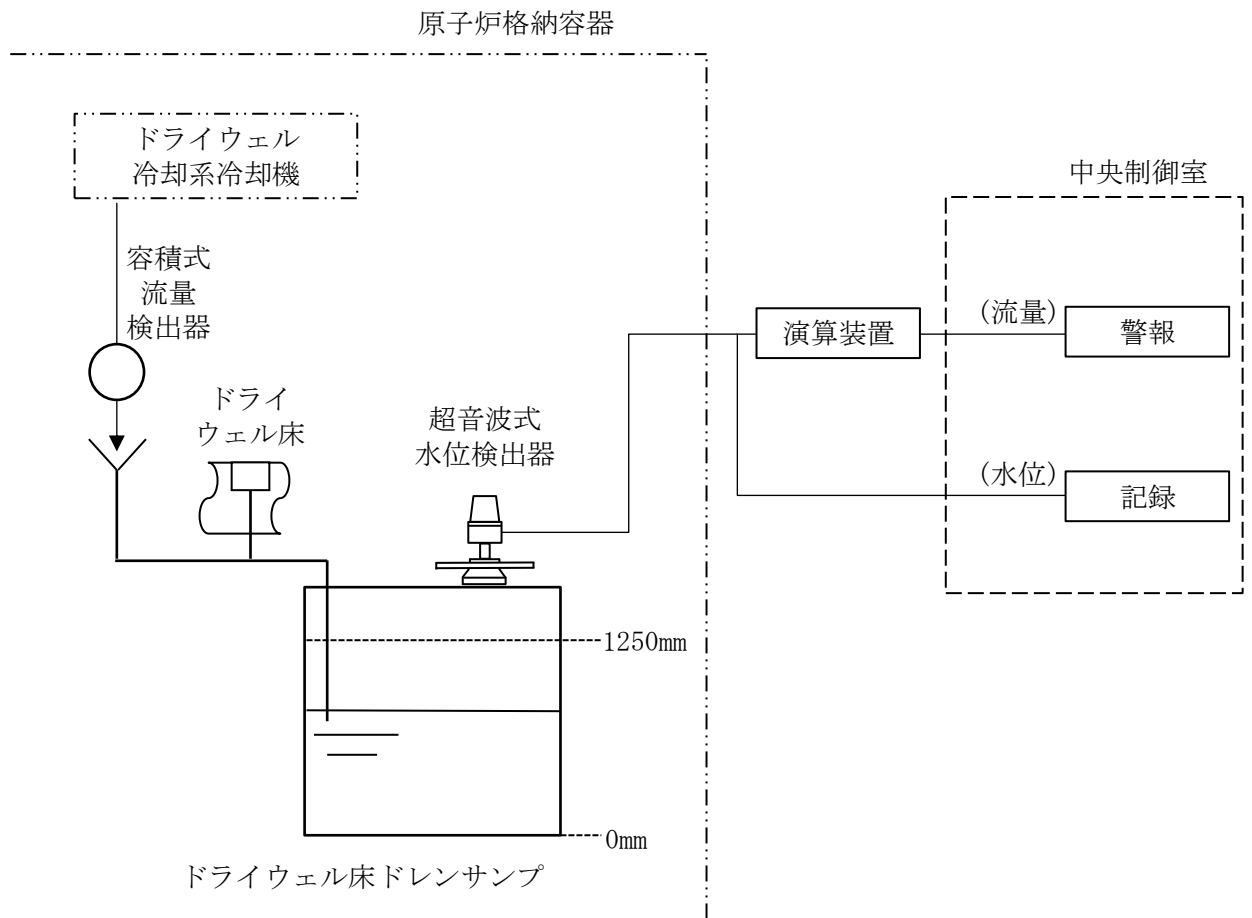


図3-2 ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置の概略構成図

3.3 漏えい検出時間

3.3.1 検出時間の評価方法

RCPB配管からの漏えいは蒸気と液体（水）に分離されることから、飽和蒸気と飽和水になる割合を求め、漏えい発生から $0.23\text{m}^3/\text{h}$ （ 1gpm ）相当の漏えいを検出するまでの時間について個別に算出する。蒸気分は、ドライウェル冷却系冷却機で凝縮することにより漏えい水を回収し、ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置で漏えいを検出するまでの時間とする。液体分は、ドライウェル床からドレン配管を経由してドライウェル床ドレンサンプに回収し、ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置で漏えいを検出するまでの時間及びドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置からドレン配管を経由してドライウェル床ドレンサンプに回収し、ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置で漏えいを検出するまでの時間とする。

ここでは、ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置及びドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置での漏えい検出時間について、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。

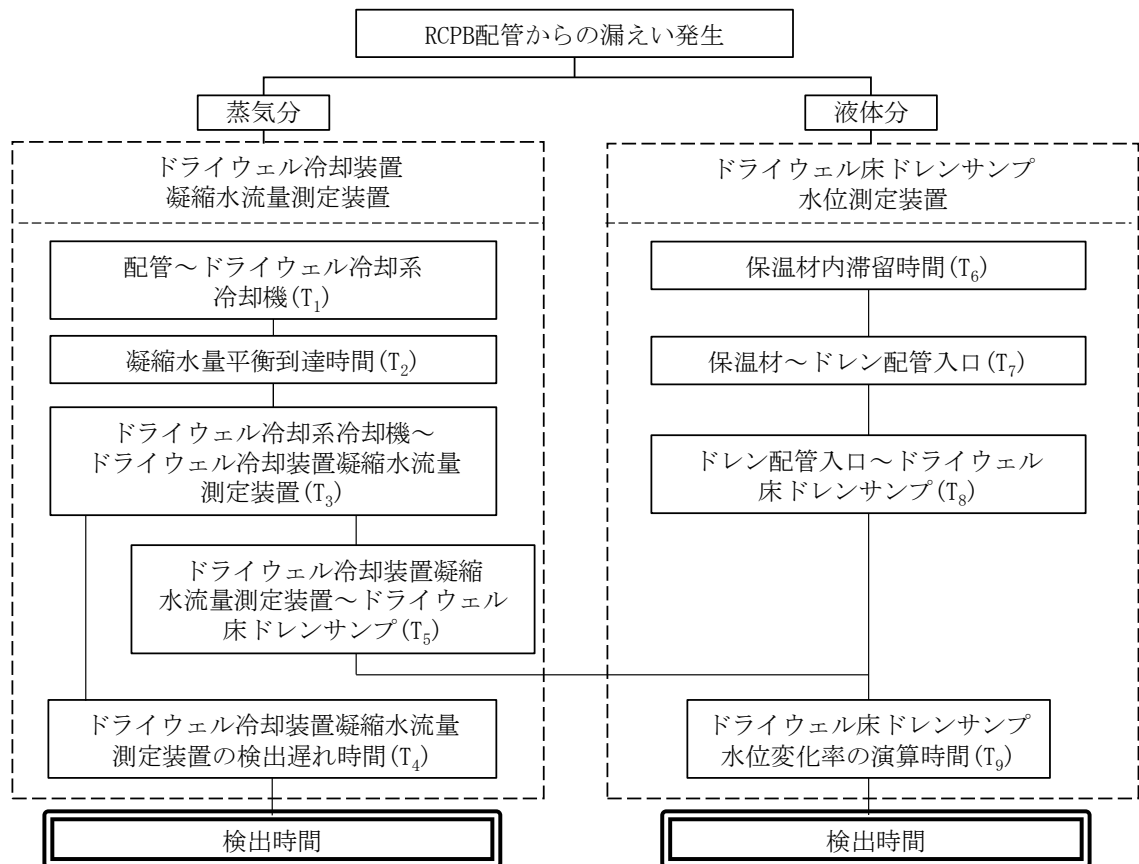


図3-3 漏えい検出時間について

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定義

	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（6.93MPa）における飽和水のエンタルピ°

表3-2 漏えい水が蒸気と液体（水）になる割合

インプットパラメータ		計算結果	
		蒸気になる割合	液体になる割合
i_1 ：原子炉冷却材のエンタルピ°*1	1.269×10^6 (J/kg)	0.38 (38%)	0.62*2 (62%)
i_2 ：大気圧での蒸気のエンタルピ°	2.676×10^6 (J/kg)		
i_2' ：大気圧での水のエンタルピ°	0.419×10^6 (J/kg)		

注記*1：原子炉定格圧力（6.93MPa）における飽和水のエンタルピ°

*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 ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出時間の計算
に使用する記号の定義

	記号	単位	定義
ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出時間	T_1	min	ドライウェル冷却系冷却機までの蒸気到達時間 (配管～ドライウェル冷却系冷却機)
	T_2	min	凝縮水量が平衡に達する時間 (凝縮水量平衡到達時間)
	T_3	min	ドレン配管移送時間 (ドライウェル冷却系冷却機～ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置)
	T_4	min	ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出遅れ時間
	V	m^3	ドライウェル内自由体積
	Q_G	m^3/min	ドライウェ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ェル冷却系冷却機風量
	Q_L	l/min	漏えい量 (蒸気分)
	X	l/m^3	ドライウェル内雰囲気湿分
	X_0	l/m^3	ドライウェル冷却系冷却機出口湿分
	Q	l/min	ドライウェル冷却系冷却機での凝縮水量
	v_3	m/s	ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速 (ドライウェル冷却系冷却機～ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置)
	C	—	流速係数
	i	—	こう配
	n	—	粗度係数
	A	m^2	流路断面積
	Q_D	m^3/h	ドレン配管を流れる漏えい水の流量
	m	m	平均深さ
L	m	ドレン配管のぬれ縁長さ	
L_3	m	ドレン配管の長さ (ドライウェル冷却系冷却機～ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置)	

表3-4 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間（蒸気分）
の計算に使用する記号の定義

	記号	単位	定義
ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間	T_1	min	ドライウェル冷却系冷却機までの蒸気到達時間 (配管～ドライウェル冷却系冷却機)
	T_2	min	凝縮水量が平衡に達する時間 (凝縮水量平衡到達時間)
	T_3	min	ドレン配管移送時間 (ドライウェル冷却系冷却機～ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置)
	T_5	min	ドレン配管移送時間 (ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置～ドライウェル床ドレンサンプ)
	T_9	min	ドライウェル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間
	v_5	m/s	ドレン配管を流れる水の平均流速 (ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置～ドライウェル床ドレンサンプ)
	C	—	流速係数
	i	—	こう配
	n	—	粗度係数
	A	m ²	流路断面積
	Q_D	m ³ /h	ドレン配管を流れる漏えい水の流量
	m	m	平均深さ
	L	m	ドレン配管のぬれ縁長さ
	L_5	m	ドレン配管の長さ (ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置～ドライウェル床ドレンサンプ)

表3-5 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間（液体分）
の計算に使用する記号の定義

		記号	単位	定義
ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間	液体分	T ₆	min	保温材から漏れ出るまでの時間（保温材内滞留時間）
		T ₇	min	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 ₈	min	ドレン配管移送時間 （ドレン配管入口～ドライウェル床ドレンサンプ）
		d ₁	m	保温材外径
		d ₂	m	配管外径
		L ₆	m	保温材最大長さ
		Q ₂	ℓ/min	漏えい量（液体分）
		v ₈	m/s	ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速 （ドレン配管入口～ドライウェル床ドレンサンプ）
		C ₇	—	流量係数
		C ₈	—	流速係数
		B	m	越流幅
		h	m	越流水深
		i	—	こう配
		n	—	粗度係数
		A ₇	m ²	ドライウェル床面積
		A ₈	m ²	流路断面積
		Q _i	m ³	ドライウェル床面の滞留量
		Q ₀	m ³ /h	ドレン配管への流出量
		Q _b	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 ₇	m	堤頂幅		
L ₈	m	床ドレン管の長さ （ドレン配管入口～ドライウェル床ドレンサンプ）		

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漏えい検出時間を算出する。

(1) ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出時間

a. ドライウエル冷却系冷却機までの蒸気到達時間（配管～ドライウエル冷却系冷却機）： 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冷却機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配管からの漏えいした蒸気がドライウエル冷却系冷却機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雰囲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冷却機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雰囲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。したがって、ドライウエル冷却系冷却機までの到達時間は、安全側に評価して、原子炉格納容器内の雰囲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冷却機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冷却機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冷却機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冷却機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(3. 1)式に示す凝縮水量 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、(3. 1)式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、0.23m³/h (1gpm) 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Q₁の90%となる値以下に設定する。（「図3-4 凝縮水量平衡時間算出の概略図」参照）

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

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

初期条件：t=0, X=X₀

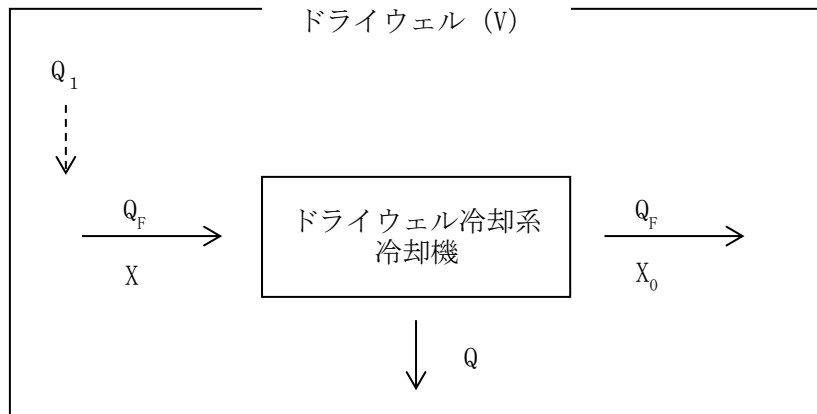


図3-4 凝縮水量平衡時間算出の概略図

$$Q = Q_1 \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{Q_F}{V} \cdot t\right) \right\} \dots\dots\dots (3. 1)$$

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冷却機までの蒸気到達時間T₁及びドレン配管移送時間T₃の一部が包絡される。

- c. ドレン配管移送時間（ドライウエル冷却系冷却機～ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置）： T_3

ドライウエル冷却系冷却機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冷却装置凝縮水流量測定装置に導かれる。

本項では、凝縮水がドライウエル冷却系冷却機のドレン配管を經由し、ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置に到達するまでの時間を評価する。

ドライウエル冷却系冷却機からドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置までの呼び径 \square A のドレン配管（内径 \square m）には1/100のこう配が施されているため、ドレン配管を流れる平均流速 v_3 を、シェジー形の公式及びガンギェ・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）

なお、本計算は、ドライウエル冷却系冷却機からドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置までのドレン配管のうち、全長が最も長くなる配管長により評価している。

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

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

$$T_3 = \frac{L_3}{v_3}$$

$$Q_D = v \cdot A \cdot 3600$$

$$m = A/L$$

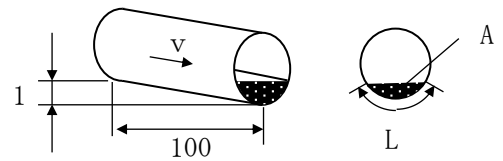


図3-5 ドレン配管の概略図

- d. ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出遅れ時間： T_4

ドレン配管に流入した凝縮水は、ドレン配管に設置したドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置で検出し、容積式流量検出器からのパルス信号を、中央制御室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分ごと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する。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、ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出遅れ時間を2分とする。

(2) ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間（蒸気分）

- a. ドライウェル冷却系冷却機までの蒸気到達時間（配管～ドライウェル冷却系冷却機）： T_1

RCPB配管からの漏えいした蒸気がドライウェル冷却系冷却機の冷却コイルに達し、冷却が開始されるまでの時間 T_1 は、(1)a. 項と同じ時間である。

- b. 凝縮水量が平衡に達する時間（凝縮水量平衡到達時間）： T_2

漏えい蒸気量とドライウェル冷却系冷却機における凝縮水量が同量になるまでの時間 T_2 は、(1)b. 項と同じ時間である。

- c. ドレン配管移送時間（ドライウェル冷却系冷却機～ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置）： T_3

凝縮水がドライウェル冷却系冷却機のドレン配管を經由し、ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置に到達するまでの時間 T_3 は、(1)c. 項と同じ時間である。

- d. ドレン配管移送時間（ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置～ドライウェル床ドレンサンプ）： T_5

ドライウェル冷却装置凝縮水流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ェル床ドレンサンプに導かれる。

本項では、凝縮水がドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置のドレン配管を經由し、ドライウェル床ドレンサンプに到達するまでの時間を評価する。

ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置からドライウェル床ドレンサンプまでの呼び径 \square A のドレン配管（内径 \square m）には、ドライウェル床ドレンサンプに向かって 1/100 のこう配が施されているため、ドレン配管を流れる平均流速 v_5 を、(1)c. 項で用いたシェジ一形の公式及びガンギェ・クッタの経験式から算出することにより、ドレン配管移送時間 T_5 を求める。

$$T_5 = \frac{L_5}{v_5}$$

- e. ドライウェル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間： T_9

ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置は、超音波式水位検出器によりドライウェル床ドレンサンプの水位を測定し、その水位の水位変化率を計算し、監視している。

水位変化率は3分周期で演算した4回分の水位平均値を用いて最小二乗法により計算するため、漏えい発生から少なくとも3周期分の水位測定時間（9分）＋水位平均値演算時間（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周期分（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) ドライウェル床ドレンサンプ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、保温材から漏れい水が漏れ出るまでの時間 T_6 は、保守的に漏れい水が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られていることから漏れ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。

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

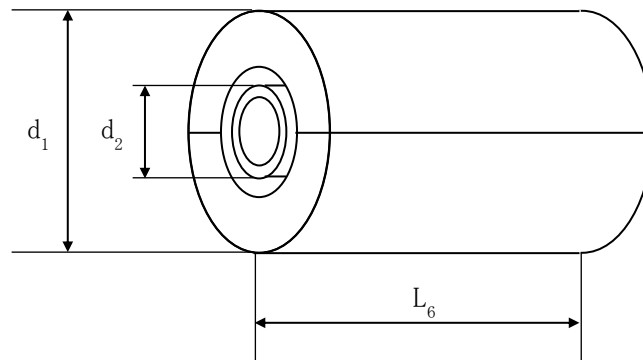


図3-6 保温材の概略図

(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100%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し、評価方法は金属保温材の場合と同等とする。）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一般保温材のうち、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。

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

b. ドレン配管入口までの到達時間（保温材～ドレン配管入口）： T_7

保温材からの漏えい水はドライウエル床面に落下し、床面を通過してドレン配管入口に導かれる。

本項では、漏えい水がドライウエル床面を経由し、ドレン配管入口に到達するまでの時間を評価する。

ドライウエル床面にはこう配がないことから、漏えい水は床面に均一に広がり水位上昇に伴いドレン配管へ流入する。ドライウエル床は、漏えい水の落下地点からドレン配管入口までの長さを堤頂幅とする広頂せきとなることから、ゴビンダ ラオの式（「土木工学ハンドブック」1986年1版10刷 土木学会編）から水位と流入量の関係を求めることができる。具体的には、(3. 2) ～ (3. 5) 式から単位時間当たりのドライウエル床への流入量と水位からドレン配管への流出量を算出し、ドレン配管への流出量が平衡に達する時間 T_7 は、ドレン配管への流出量が漏えい量 Q_2 の75%以上となる平衡到達時間とする。（「図3-7 ドライウエル床面の概略図」参照）

なお、本計算はドライウエル床面のうち、ドレン配管入口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。

$$Q_0(t) = C_7 \cdot B \cdot h(t)^{\frac{3}{2}} \dots\dots\dots (3. 2)$$

$$C_7 = 1.642 \cdot (h(t)/L_7)^{0.022} \dots\dots\dots (3. 3)$$

$$h(t) = Q_i(t)/A_7 \dots\dots\dots (3. 4)$$

$$Q_i(t) = Q_i(t - \Delta T) + Q_2 \cdot \Delta T - Q_0(t) \dots\dots\dots (3. 5)$$

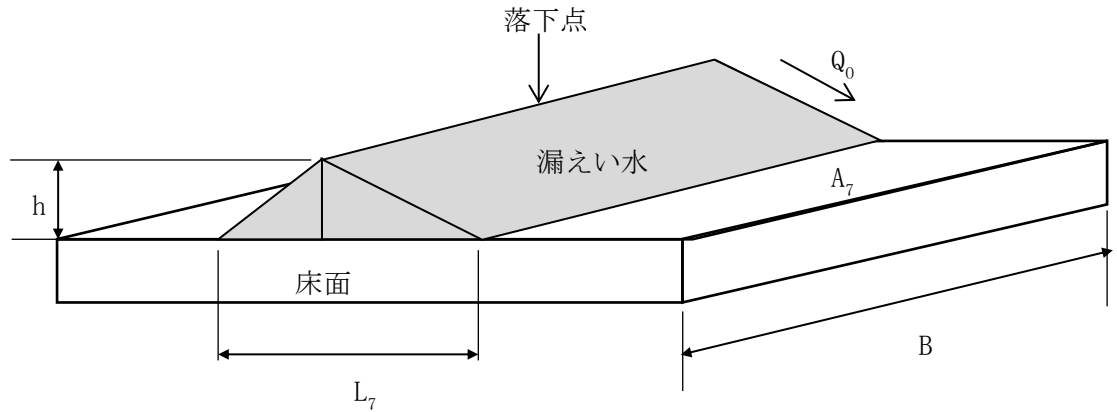


図3-7 ドライウェル床面の概略図

c. ドレン配管移送時間（ドレン配管入口～ドライウェル床ドレンサンプ）： T_8

ドレン配管入口からドライウェル床ドレンサンプまでの呼び径 \square A のドレン配管（内径 \square m）には，ドライウェル床ドレンサンプに向かって1/100のこう配が施されているため，ドレン配管を流れる平均流速 v_8 を，(1)c. 項で用いたシェージー形の公式及びガンギェ・クッタの経験式から算出することにより，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ェル床ドレンサンプまでのドレン配管のうち，全長が最も長くなる配管長により評価している。

$$T_8 = \frac{L_8}{v_8}$$

d. ドライウェル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間： T_9

ドライウェル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間 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3-8 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冷却装置凝縮水流量測定装置により漏えい量を検出するまでの時間 ($T_1+T_2+T_3+T_4$) は36分である。また、液体分としてドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置により漏えい量を検出するまでの時間は、「表3-6 漏えい検出時間の整理表」に示すように、ドライウエル冷却系冷却機からの流入時間にドライウエル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間を加算した時間 ($T_1+T_2+T_3+T_5+T_9$)、ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間 ($T_6+T_7+T_8+T_9$)のうち最大時間としても58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。

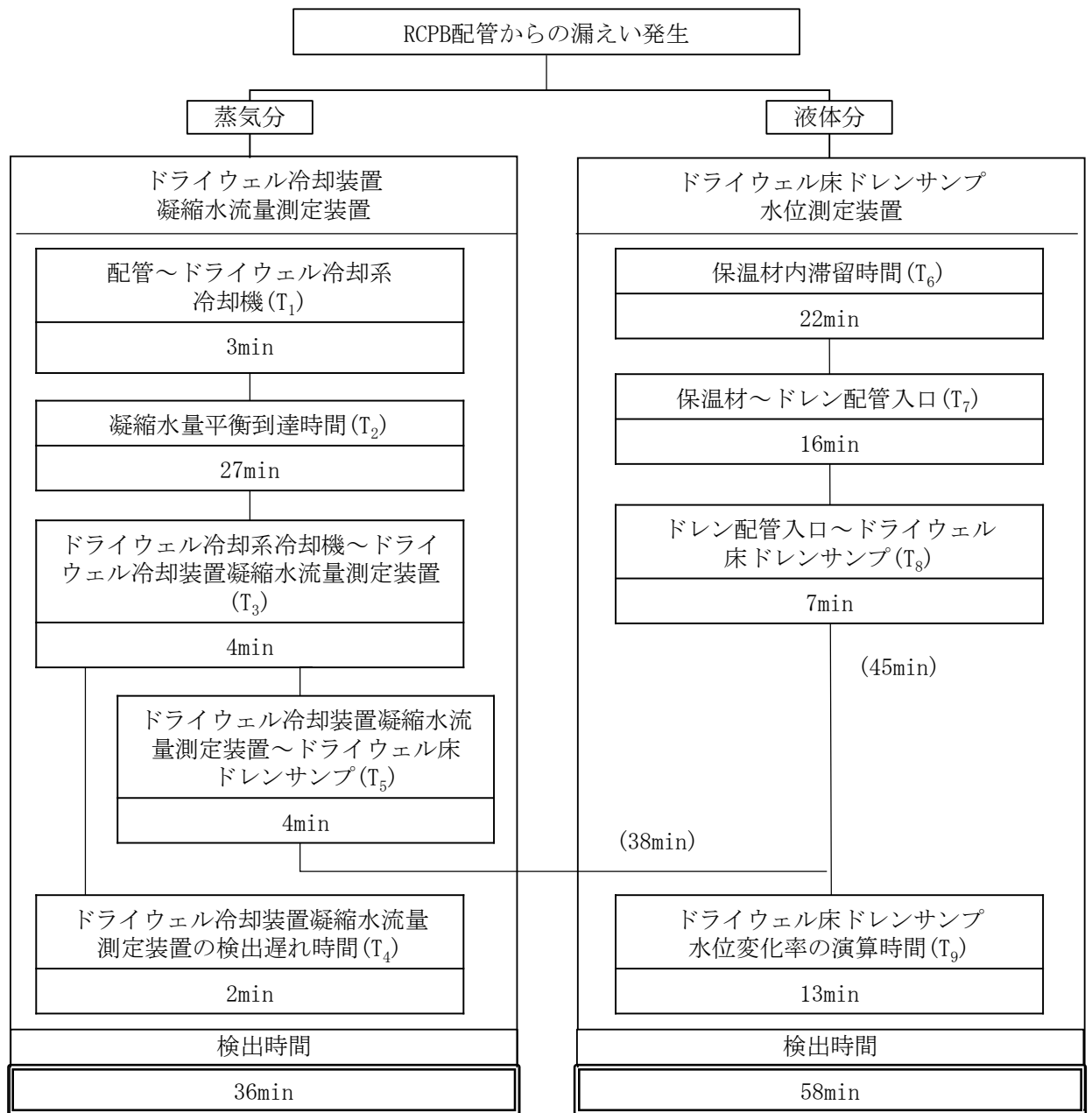


図3-8 漏えい検出時間の評価結果

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)
ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出時間	a. ドライウエル冷却系冷却機までの蒸気到達時間 (配管～ドライウエル冷却系冷却機) : T ₁ (min)	V : ドライウエル内自由体積 (m ³)	7900	T ₁ =3
		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)	7900	T ₂ =27* ₃
		Q _F : 除湿に寄与するドライウエル冷却系冷却機風量 (m ³ /min)	<input type="text"/> * ₂	
		Q ₁ : 漏えい量 (蒸気分) (ℓ/min)	1.5	
		Q : ドライウエル冷却系冷却機での凝縮水量 (ℓ/min)	(数式)	
	c. ドレン配管移送時間 (ドライウエル冷却系冷却機～ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置) : T ₃ (min)	v ₃ : ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速 (m/s)	0.159* ₄	T ₃ =4
		C : 流速係数	25.8* ₄	
		i : こう配	0.01	
		n : 粗度係数	0.01* ₅	
A : 流路断面積 (m ²)		0.000137* ₄		
Q _D : ドレン配管を流れる漏えい水の流量 (m ³ /h)		0.087		
m : 平均深さ (m)		0.00378* ₄		
L : ドレン配管のぬれ縁長さ (m)		0.0362* ₄		
L ₃ : ドレン配管の長さ (m)	37			
d. ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出遅れ時間 : T ₄ (min)	—* ₆		T ₄ =2	
検出時間合計		T ₁ +T ₂ +T ₃ +T ₄		36

注記*1 : ドライウエル冷却系冷却機4台分の風量

*2 : 除湿に寄与する下部ドライウエル冷却系冷却機2台分の風量

*3 : 凝縮水量Qが漏えい量 (蒸気分) Q₁の90%に到達する時間として算出 (「図3-9 凝縮水量が平衡に達する時間について」参照)

*4 : 収束計算によって得られる値

*5 : Manning-Stricklerの式を用いて評価した結果及び実機におけるステンレス鋼管の粗度係数は0.01以下となることも考慮し設定した値

*6 : 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)	
ドライウエル床ドレンサンプル水位測定装置の検出時間(蒸気分)	e. ドライウエル冷却系冷却機までの蒸気到達時間(配管～ドライウエル冷却系冷却機) : T_1 (min)	a. 項と同じ	a. 項と同じ	$T_1=3$	
	f. 凝縮水量が平衡に達する時間(凝縮水量平衡到達時間) : T_2 (min)	b. 項と同じ	b. 項と同じ	$T_2=27$	
	g. ドレン配管移送時間(ドライウエル冷却系冷却機～ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置) : T_3 (min)	c. 項と同じ	c. 項と同じ	$T_3=4$	
	h. ドレン配管移送時間(ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置～ドライウエル床ドレンサンプル) : T_5 (min)	v_5 : ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速 (m/s)		0.149^{*1}	$T_5=4$
		C: 流速係数		25.1^{*1}	
		i: こう配		0.01	
		n: 粗度係数		0.01^{*2}	
		A: 流路断面積 (m ²)		0.000146^{*1}	
		Q_D : ドレン配管を流れる漏えい水の流量 (m ³ /h)		0.087	
		m: 平均深さ (m)		0.00351^{*1}	
L: ドレン配管のぬれ縁長さ (m)		0.0417^{*1}			
L_5 : ドレン配管の長さ (m)		33			
i. ドライウエル床ドレンサンプル水位変化率の演算時間 : T_9 (min)	— ^{*3}			$T_9=13$	
検出時間合計	$T_1+T_2+T_3+T_5+T_9$			51	

注記*1: 収束計算によって得られる値

*2: Manning-Stricklerの式を用いて評価した結果及び実機におけるステンレス鋼管の粗度係数は0.01以下となることも考慮し設定した値

*3: 計算パラメータなし

表3-6 漏えい検出時間の整理表 (3/4)

項目		計算パラメータ		評価時間 (min)
ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間(液体分)	j. 保温材から漏れ出るまでの時間(保温材内滞留時間) : T_6 (min)	d_1 : 保温材外径 (m)	0.738	$T_6=22$
		d_2 : 配管外径 (m)	0.508	
		L_5 : 保温材最大長さ (m)	0.450	
		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)	Q_2 : 漏えい量(液体分) (ℓ /min)	2.3	$T_7=16^{*3}$
		Q_i : ドライウエル床面の滞留量 (m^3)	(数式)	
		C_7 : 流量係数	(数式)	
		B : 越流幅 (m)	12.5	
		h : 越流水深 (m)	(数式)	
		Q_0 : ドレン配管への流出量 (m^3 /h)	(数式)	
		L_7 : 堤頂幅 (m)	17	
	l. ドレン配管移送時間(ドレン配管入口~ドライウエル床ドレンサンプ) : 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)	0.129/ 0.167 ^{*1,*4}	$T_8=7$
		C_8 : 流速係数	23.6/26.4 ^{*1,*4}	
		i : こう配	0.01	
		n : 粗度係数	0.01 ^{*2}	
		A_8 : 流路断面積 (m^2)	0.00012/ 0.00018 ^{*1,*4}	
		Q_D : ドレン配管を流れる漏えい水の流量 (m^3 /h)	0.053/ 0.107 ^{*4}	
		m : 平均深さ (m)	0.00300/ 0.00399 ^{*1,*4}	
		L : ドレン配管のぬれ縁長さ (m)	0.0384/ 0.0447 ^{*1,*4}	
	m. ドライウエル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間 : T_9 (min)	i. 項と同じ		$T_9=13$
検出時間合計		$T_6+T_7+T_8+T_9$		58

注記*1: 収束計算によって得られる値

*2: Manning-Stricklerの式を用いて評価した結果及び実機におけるステンレス鋼管の粗度係数は0.01以下となることも考慮し設定した値

*3: 平衡流量が漏えい量(液体分) Q_2 の75%に到達する時間として算出

*4: 2つのドレン配管入口から流入した後に1本のドレン配管に合流することを想定し、合流前後のパラメータをそれぞれ記載(合流前/合流後)

表3-6 漏えい検出時間の整理表 (4/4)

項目		評価時間 (min)
ドライウエル床ドレンサンプ 水位変化率検出時間	ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間 (蒸気分) ($T_1+T_2+T_3+T_5+T_9$)	51
	ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間 (液体分) ($T_6+T_7+T_8+T_9$)	58
検出時間	上記検出時間の最大時間	58

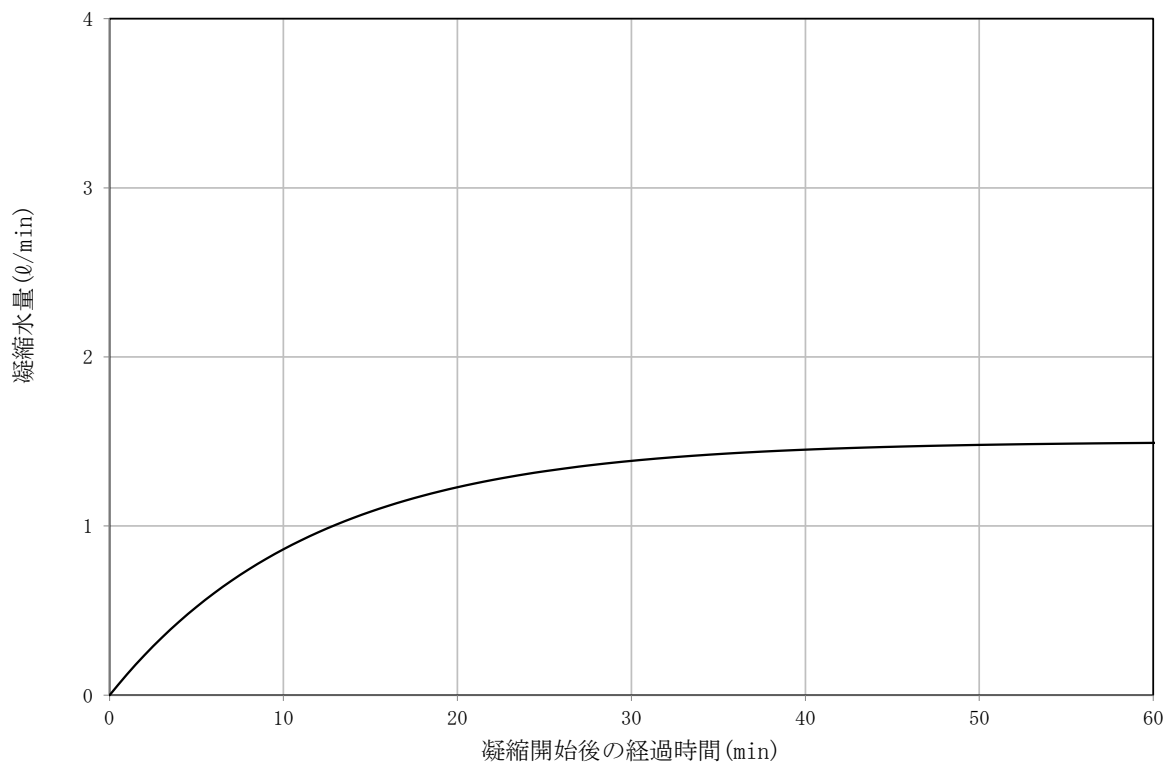


図3-9 凝縮水量が平衡に達する時間について

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出るため、従前のRCPB配管からの漏えいと同様にドライウエル冷却系冷却機で冷却・凝縮し、ドレン配管に設置したドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置により検出される。よって、「表3-6 漏えい検出時間の整理表」におけるRCPB配管からの漏えい水（蒸気分）の検出時間である $T_1+T_2+T_3+T_5+T_9=51$ 分に包絡される。

(2) 液体分の漏えい

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲からの漏えいのうち液体分は、従前のRCPB配管からの漏えいと同様に保温材で一定時間滞留した後に、ドライウエル床に漏えいする。その後、ドレン配管からドライウエル床ドレンサンプへ到達した後に、ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置にて検出される。

「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、最も保温材体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 $T_6+T_7+T_8+T_9=58$ 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 ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の計測範囲及び警報動作範囲

ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の計測範囲は、RCPB配管からのドライウェル内への漏えい流体の全漏えい量 $0.23\text{m}^3/\text{h}$ ($3.8\text{l}/\text{min}$) に相当する凝縮水を計測できるよう $0\sim 5\text{l}/\text{min}$ を設定する。

警報動作範囲は $0\sim 5\text{l}/\text{min}$ で設定可能であり、全漏えい量 $0.23\text{m}^3/\text{h}$ ($3.8\text{l}/\text{min}$) の蒸気分の漏えいに相当する流量 ($1.5\text{l}/\text{min}$) の90% ($1.35\text{l}/\text{min}$) になる前に、中央制御室へドライウェル冷却装置凝縮水流量大の警報表示を行う。なお、警報動作流量以上の流量では、警報表示状態を継続する。（「図4-1 ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の計測範囲」参照）

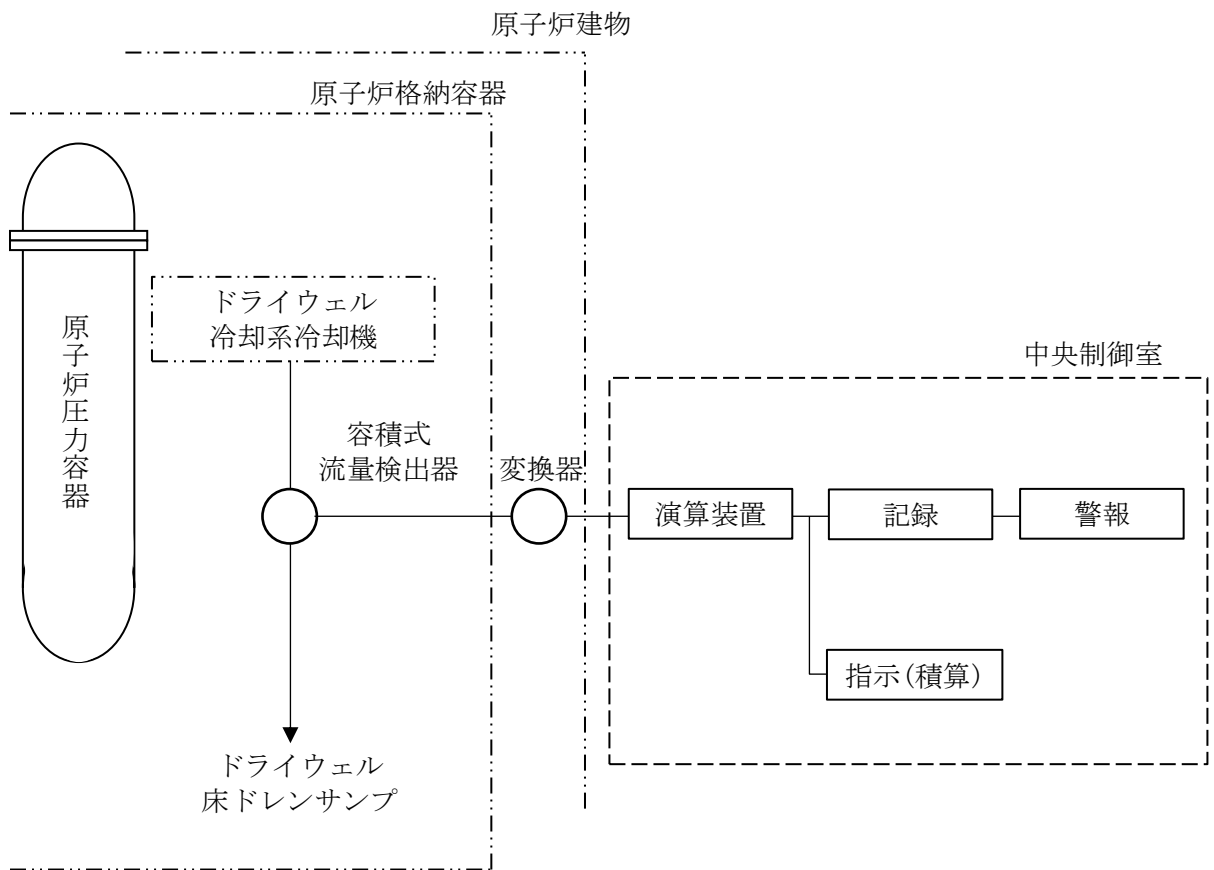


図4-1 ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の計測範囲

4.2 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の計測範囲及び警報動作範囲

ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の計測範囲は、RCPB配管からのドライウェル内への漏えい流体の全漏えい量 $0.23\text{m}^3/\text{h}$ ($3.8\text{l}/\text{min}$) の流入量（ドライウェル床ドレンサンプにおける1時間の水位上昇は 74.5mm に相当）が計測できるよう $0\sim 1250\text{mm}$ を設定する。

ドライウェル床ドレンサンプ水位変化率の演算結果による警報動作範囲は、ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の計測範囲によらず設定可能であり、全漏えい量 $0.23\text{m}^3/\text{h}$ ($3.8\text{l}/\text{min}$) に相当する流量の 81% ($3.08\text{l}/\text{min}$) になる前に、中央制御室へドライウェル床ドレンサンプ流量大の警報表示を行う。なお、警報動作流量以上の流量では、警報表示状態を継続する。（「図4-2 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の計測範囲」参照）

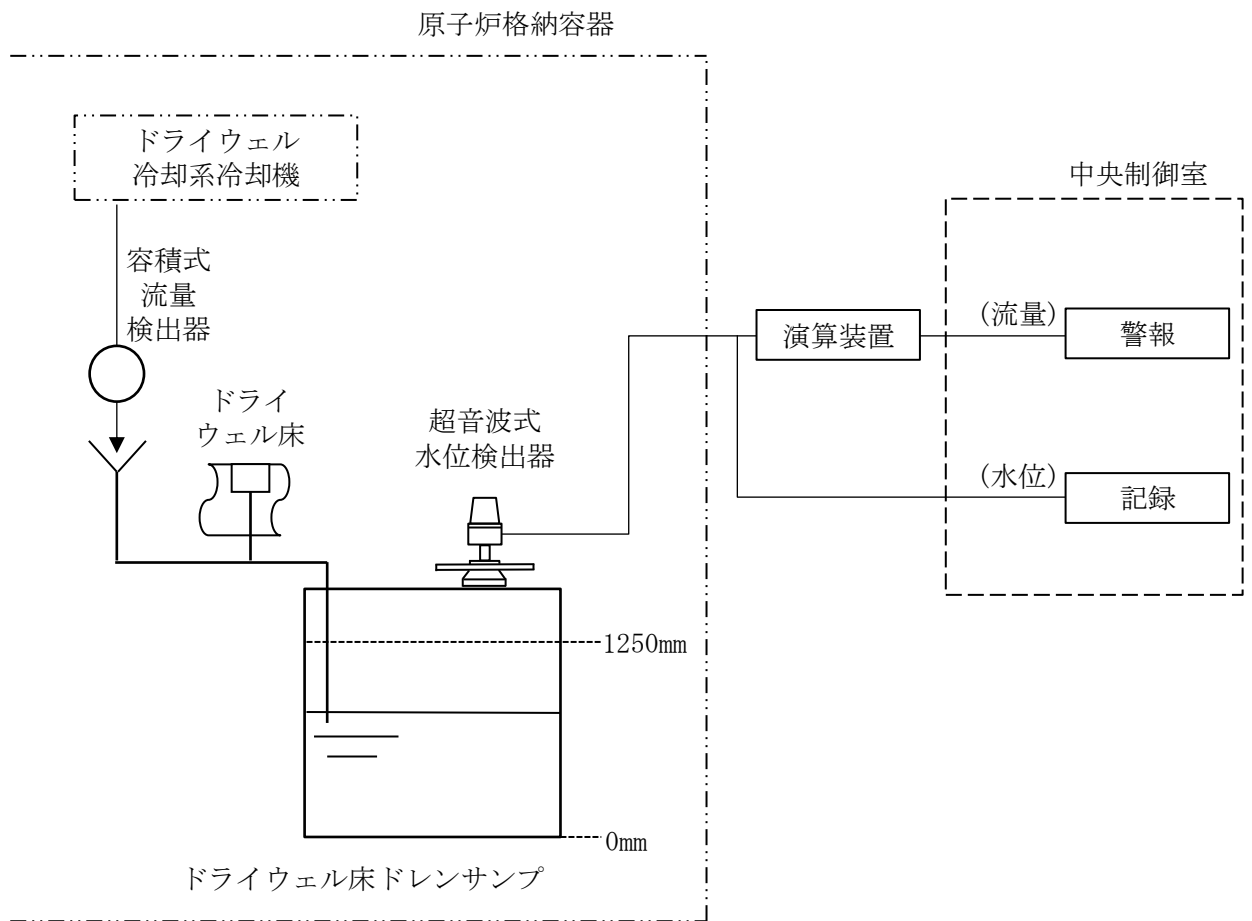


図4-2 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の計測範囲

VI-1-4-2 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 評価範囲	1
3. 基本方針	2
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	3

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」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、原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲（以下「RCPB 拡大範囲」という。）及びその他の改造範囲として以下の範囲の主配管内の設備を対象とする。

< R C P B 拡大範囲 >

- ・ MV222-14（残留熱除去系炉頂部冷却内側隔離弁）から V222-7（残留熱除去系炉頂部冷却水逆止弁）まで
- ・ MV222-11A, B（残留熱除去系ポンプ炉水戻り弁）から AV222-3A, B（残留熱除去系炉水戻り試験可能逆止弁）まで
- ・ MV222-6（残留熱除去系炉水入口内側隔離弁）から MV222-7（残留熱除去系炉水入口外側隔離弁）まで

< その他の改造範囲（運用変更範囲含む。） >

- ・ 原子炉圧力容器から原子炉浄化補助ポンプ入口管までのうち電動弁（MV213-2）を設置しているライン（運用変更範囲）
- ・ 原子炉隔離時冷却系ストレーナから原子炉隔離時冷却ポンプまでのうち高圧原子炉代替注水系への分岐部
- ・ 原子炉隔離時冷却ポンプから原子炉圧力容器までのうち高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部

なお、RCPB 拡大範囲及びその他の改造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、「島根原子力発電所 1 号機及び 2 号機 流体振動による配管内円柱状構造物の損傷防止に関する評価結果と措置計画等の報告について」（平成 18 年 10 月 13 日付電原運第 80 号）、「工事計画認可申請書（第 15 回定期検査 原子炉再循環系配管他修理工事）」（平成 20 年 12 月 10 日電原設第 59 号）及び「工事計画認可申請書（第 16 回定期検査 原子炉再循環系配管修理工事）」（平成 22 年 2 月 1 日電原設第 62 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、「島根原子力発電所第 2 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及び検査結果の提出について」（平成 18 年 6 月 19

日付電原運第 29 号)、「工事計画認可申請書(第 15 回定期検査 原子炉再循環系配管他修理工事)」(平成 20 年 12 月 10 日電原設第 59 号)及び工事計画認可申請書(第 16 回定期検査 原子炉再循環系配管修理工事)」(平成 22 年 2 月 1 日電原設第 62 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。

R C P B 拡大範囲及びその他の改造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, R C P B 拡大範囲及びその他の改造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, R C P B 拡大範囲及びその他の改造範囲には評価対象となる高低温水合流部がなく, また, R C P B 拡大範囲においては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又は逆止弁であり, 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こと及びその他の改造範囲については閉塞分岐管がないことから, 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拡大範囲及びその他の改造範囲には、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	8
3.5 評価結果	9
3.5.1 サプレッションプールを水源とするポンプの有効NPSH 評価結果	9
3.5.2 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの有効NPSH 評価結果	13

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」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、正常に機能するとともに、サプレッションプールを除くタンク等を水源として原子炉圧力容器に注水するためのポンプについても想定される最も小さい有効NPSHにおいて、正常に機能することを説明するものである。

また、有効NPSH以外の温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して有効に機能を発揮することについては、添付書類VI-1-1-7「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ポンプ、高圧炉心スプレイポンプ、低圧炉心スプレイポンプ、原子炉隔離時冷却ポンプ及び高圧原子炉代替注水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低圧原子炉代替注水ポンプ、ほう酸水注入ポンプ及び大量送水車について、想定される最も小さい有効NPSHにおいて、正常に機能することを説明する。

2. 基本方針

2.1 サプレッションプールを水源とするポンプの有効 NPSH

重大事故等時において、原子炉冷却系統施設の「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「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。

これらのポンプは、ろ過された水を使用する等異物管理されたほう酸水貯蔵タンク、低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）を水源とするため、異物の影響については考慮不要とする。

また、海から取水する可能性のある大量送水車の付属品である水中ポンプには、吸込口に異物混入防止のフィルタを設置することにより、各水源タンク等内への異物混入を防止する設計とする。万一、ポンプの吸込口のフィルタが詰まった場合は、ポンプの起動停止によるフィルタ閉塞の回復及びポンプの吊り上げによるフィルタ清掃が短時間で可能である。

3. 評価

3.1 サプレッションプールを水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において、サプレッションプールを水源として原子炉圧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が必要有効吸込水頭（以下「必要NPSH」という。）を上回ることを評価する。

評価にあたっては、平成19年5月23日付平成19・04・27原第14号にて認可された工事計画の添付書類IV-7「非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」を参考に、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））に準拠し評価を行う。

3.2 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において、サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプは、それぞれの水源の圧力、水位、温度及び配管圧損により想定される最も小さい有効NPSHが必要NPSHを上回ることを評価する。

3.3 評価対象ポンプの選定

重大事故等時の対応において、原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」として原子炉圧力容器に注水するために使用するポンプ及び想定される水源を以下に示す。

- ・ 残留熱除去ポンプ* (水源：サプレッションプール)
- ・ 高圧炉心スプレイポンプ (水源：サプレッションプール)
- ・ 低圧炉心スプレイポンプ (水源：サプレッションプール)
- ・ 原子炉隔離時冷却ポンプ (水源：サプレッションプール)
- ・ 高圧原子炉代替注水ポンプ* (水源：サプレッションプール)
- ・ 低圧原子炉代替注水ポンプ* (水源：低圧原子炉代替注水槽)
- ・ ほう酸水注入ポンプ* (水源：ほう酸水貯蔵タンク)
- ・ 大量送水車* (水源：輪谷貯水槽（西1）、輪谷貯水槽（西2）又は海)

注記*：原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」と兼用し、原子炉格納容器の除熱又は冷却に使用するポンプを示す。なお、ほう酸水注入ポンプ及び高圧原子炉代替注水ポンプは、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するために原子炉圧力容器へ注水することから、原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」と兼用しており、原子炉格納容器の除熱又は冷却に使用しない。

複数の水源を想定するポンプの評価にあたっては、評価条件が最も厳しくなる水源を想定する。

「圧力低減設備その他の安全設備」と兼用するポンプのうち、大量送水車は、「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」として使用する場合の有効 NPSH 評価条件が、「圧力低減設備その他の安全設備」として原子炉格納容器冷却する場合の有効 NPSH 評価条件に包絡されるため、添付書類VI-1-8-4「圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて有効 NPSH を評価する。

ほう酸水注入ポンプは、ほう酸水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。

- ・ 残留熱除去ポンプ (水源：サブプレッションプール)
(1218m³/h)
- ・ 高圧炉心スプレイポンプ (水源：サブプレッションプール)
(1074m³/h)
- ・ 低圧炉心スプレイポンプ (水源：サブプレッションプール)
(1074m³/h)
- ・ 原子炉隔離時冷却ポンプ (水源：サブプレッションプール)
(99m³/h)
- ・ 高圧原子炉代替注水ポンプ (水源：サブプレッションプール)
(93m³/h)
- ・ 低圧原子炉代替注水ポンプ (水源：低圧原子炉代替注水槽)
(m³/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 m³/h/個にミニマムフロー流量 m³/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ポンプ、高圧炉心スプレイポンプ、低圧炉心スプレイポンプ、原子炉隔離時冷却ポンプ及び高圧原子炉代替注水ポンプの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、その事象については、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ポンプ、高圧炉心スプレイポンプ、低圧炉心スプレイポンプ、原子炉隔離時冷却ポンプ及び高圧原子炉代替注水ポンプ（C-残留熱除去系ストレーナを兼用）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圧力容器への注水を考慮しないため個別評価対象外とする。

b. 有効NPSH評価条件及び発生異物量の影響

重大事故等時における各事象（表3-1のaからg）のうち、b、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、残留熱除去ポンプ、高圧炉心スプレイポンプ、及び低圧炉心スプレイ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、設計基準対象施設としての使用条件を超えて運転する原子炉隔離時冷却ポンプについて、サプレッションプール水温の上昇に伴うポンプ吸込口の条件が最も厳しい「c 全交流動力電源喪失」の事象を想定し有効NPSH評価を実施する。また、新設設備である高圧原子炉代替注水ポンプについても同様の理由により、「c 全交流動力電源喪失」の事象を想定し有効NPSH評価を実施する。

(2) 有効 NPSH の評価条件

有効 NPSH 評価について、以下の各条件を考慮した上で評価する。

- a. 事故後の原子炉格納容器圧力，サプレッションプール水の温度
各事象における水源の温度及び圧力は，事故後の経過時間とともに変化するが，サプレッションチェンバの圧力は常にサプレッションプール水温の飽和蒸気圧を超える。
サプレッションプールを水源として有効 NPSH を評価するときは，評価条件を保守的に設定するという観点より，保守性を十分考慮した背圧を設定する。
- b. サプレッションプールの水位
サプレッションプールの水位は，重大事故等で想定されるサプレッションプールの最低水位を考慮する。
- c. ストレーナの異物付着による圧損上昇
大破断 LOCA を想定しないため，ストレーナの異物付着による圧損上昇を考慮しない。
- d. 配管圧損
ポンプの有効 NPSH 算定に必要な配管圧損については，配管の径，長さ，形状及び弁類の仕様並びに注水時におけるポンプの最大流量により評価した値を用いる。

表 3-1 設計基準事故時と重大事故等時における各事象の評価条件の比較結果（設計基準事故時を基準）

	重大事項等の事象 (有効性評価の事故シナリグループ)	S/P 水源での運転 をするポンプ*	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
a	高圧・低圧注水機能喪失	—	—	無	—	—
b	高圧注水・減圧機能喪失	RHR, LPCS	RHR: 設計基準事故時に包絡 LPCS: 設計基準事故時に包絡	無	—	—
c	全交流動力電源喪失	RHR, RCIC, HPAC, LPCS	RHR: 設計基準事故時に包絡 RCIC: 個別評価を実施 HPAC: 個別評価を実施 LPCS: 設計基準事故時に包絡	無	—	—
d	崩壊熱除去機能喪失	RHR, RCIC, LPCS	RHR: 設計基準事故時に包絡 RCIC: c の事象に包絡 LPCS: 設計基準事故時に包絡	無	—	—
e	原子炉停止機能喪失	HPCS, RCIC	HPCS: 設計基準事故時に包絡 RCIC: c の事象に包絡	無	—	—
f	LOCA 時注水機能喪失	—	—	中小破断	設計基準 事故未済	—
g	格納容器バイパス	HPCS, RCIC	HPCS: 設計基準事故時に包絡 RCIC: c の事象に包絡	無	—	—

炉心損傷がない場合

注記*: 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。

注: LOCA: 原子炉冷却材喪失事故, RHR: 残留熱除去ポンプ, HPCS: 高圧炉心スプレイポンプ, LPCS: 低圧炉心スプレイポンプ, RCIC: 原子炉隔離時冷却ポンプ, HPAC: 高圧原子炉代替注水ポンプ

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」により選定した低圧原子炉代替注水ポンプの有効 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、低圧原子炉代替注水槽の最高使用温度である 66℃とする。

b. 水源の水位

低圧原子炉代替注水ポンプ運転時の水源の最低水位は、低圧原子炉代替注水ポンプトリップ水位を保守的に丸めた値とする。

c. 水源の液面に作用する圧力

低圧原子炉代替注水槽は大気に開放しているため、水面の液面に作用する圧力は大気圧とする。

d. 配管圧損

ポンプの有効 NPSH 算定に必要な配管圧損については、配管の径、長さ、形状及び弁類の仕様並びに原子炉圧力容器注水時におけるポンプの最大流量により評価した値を用いる。

3.5 評価結果

3.5.1 サプレッションプールを水源とするポンプの有効NPSH評価結果

(1) 原子炉隔離時冷却ポンプの有効NPSH評価事象の抽出

a. 有効NPSHの算定結果

原子炉隔離時冷却ポンプの有効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 原子炉隔離時冷却ポンプの有効NPSH算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
H_a : 吸込液面に作用する絶対圧力	□
H_s : 吸込揚程	□
H_1 : ポンプ吸込配管圧損	□
H_2 : 異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損	□
h_s : ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	10.3
有効NPSH ($H_a + H_s - H_1 - H_2 - h_s$)	□

b. 有効NPSH評価結果

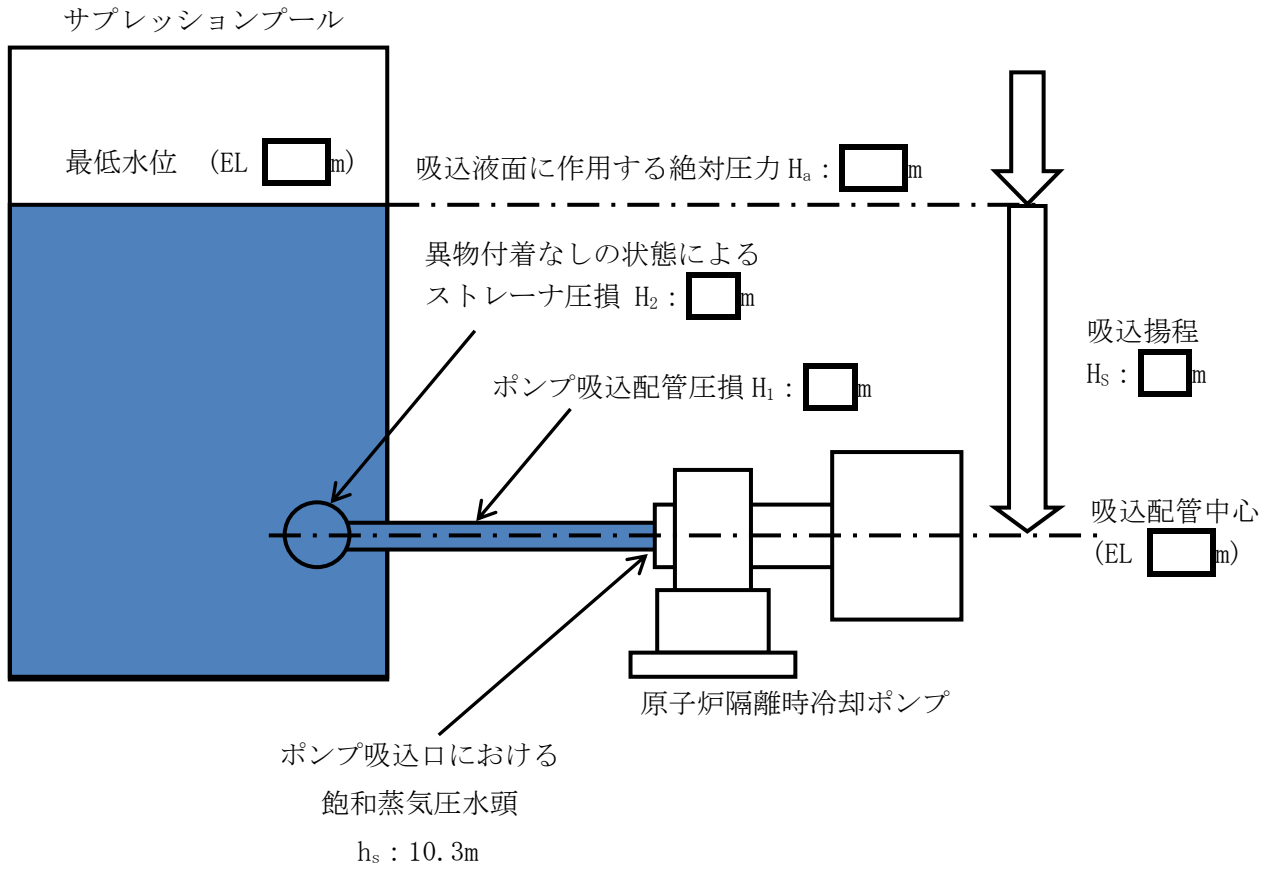
原子炉隔離時冷却ポンプの有効NPSH評価結果を表3-3に示す。

表3-3に示すとおり、重大事故等時における原子炉隔離時冷却ポンプの有効NPSHは、必要NPSHを上回っており、原子炉隔離時冷却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 原子炉隔離時冷却ポンプの有効NPSH評価結果

(単位：m)

	必要NPSH	有効NPSH
		重大事故等時
原子炉隔離時冷却ポンプ	□	□



<p>有効 NPSH $(H_a + H_s - H_1 - H_2 - h_s) \geq$ 必要 NPSH</p> <p>$([] + [] - [] - [] - 10.3) = [] \text{ m} > [] \text{ m}$</p>
--

図 3-1 原子炉隔離時冷却ポンプの有効 NPSH 評価の概略図

(2) 高圧原子炉代替注水ポンプの有効 NPSH 評価結果

a. 有効 NPSH の算定結果

高圧原子炉代替注水ポンプの有効 NPSH 算定結果を表 3-4 に示す。また、有効 NPSH 評価の概略図を図 3-2 に示す。

表 3-4 高圧原子炉代替注水ポンプの有効 NPSH 算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
H_a ：吸込液面に作用する絶対圧力	<input type="text"/>
H_s ：吸込揚程	<input type="text"/>
H_1 ：ポンプ吸込配管圧損	<input type="text"/>
H_2 ：異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損*	<input type="text"/>
h_s ：ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	10.3
有効 NPSH ($H_a + H_s - H_1 - H_2 - h_s$)	<input type="text"/>

注記*：高圧原子炉代替注水ポンプの流量は、ストレーナを兼用する残留熱除去ポンプの流量に比べて小さく、ストレーナ圧損は低減するが、有効 NPSH 評価上保守的な評価となるように、残留熱除去ポンプ運転時のストレーナ圧損を使用するものとし、設備の変更がないため、残留熱除去系ストレーナの既工事計画の添付書類IV-7「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」の算定値と同じとする。

b. 有効 NPSH 評価結果

高圧原子炉代替注水ポンプの有効 NPSH 評価結果を表 3-5 に示す。

表 3-5 に示すとおり、重大事故等時における高圧原子炉代替注水ポンプの有効 NPSH は、必要 NPSH を上回っており、高圧原子炉代替注水ポンプの運転状態において、必要 NPSH は確保されている。

表 3-5 高圧原子炉代替注水ポンプの有効 NPSH 評価結果

(単位：m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
高圧原子炉代替注水ポンプ	<input type="text"/>	<input type="text"/>

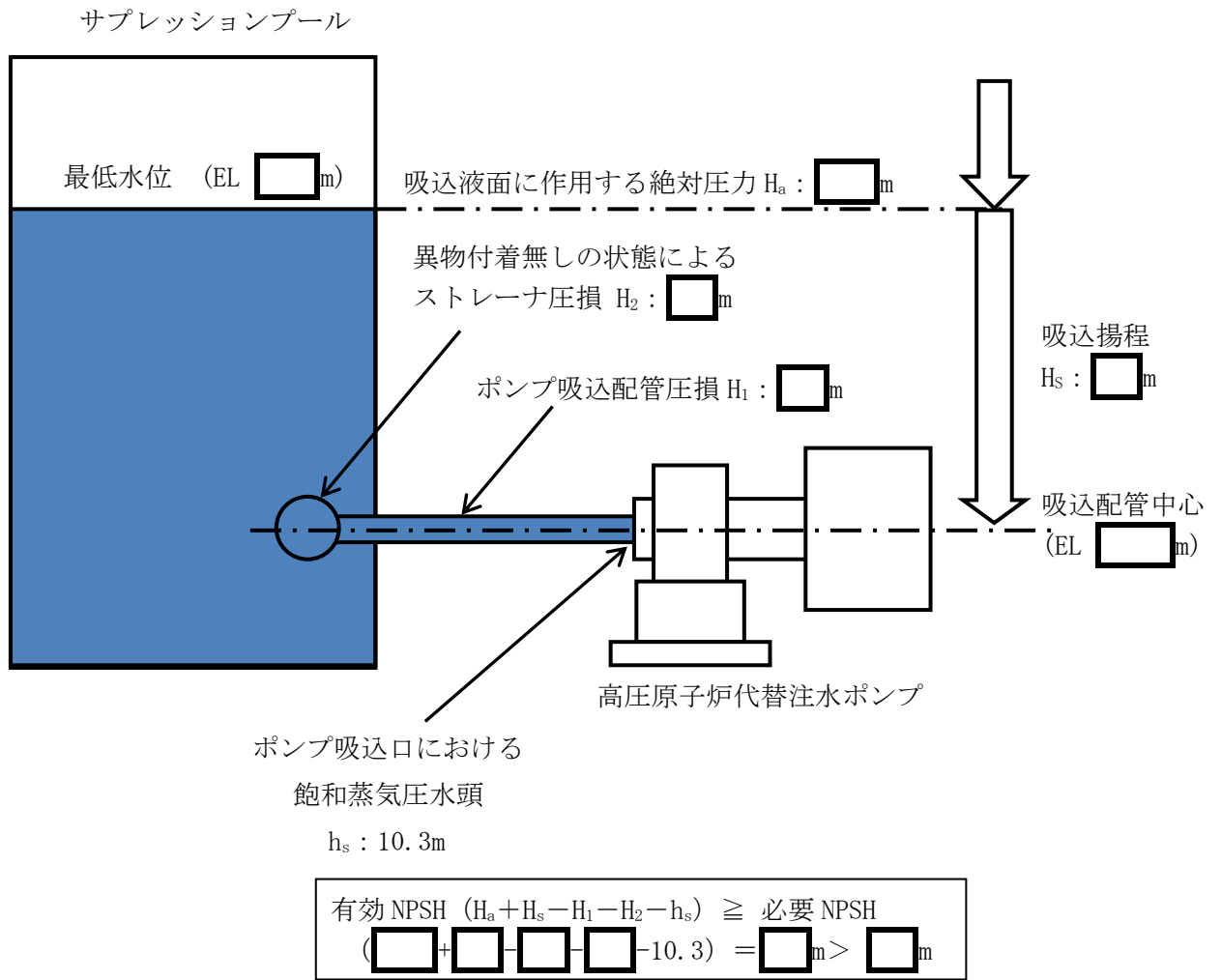


図 3-2 高圧原子炉代替注水ポンプの有効 NPSH 評価の概略図

3.5.2 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果

(1) 低圧原子炉代替注水ポンプの有効 NPSH 評価事象の抽出

a. 有効 NPSH の算定結果

低圧原子炉代替注水ポンプの有効 NPSH 算定結果を表 3-6 に示す。また、有効 NPSH 評価の概略図を図 3-3 に示す。

表 3-6 低圧原子炉代替注水ポンプの有効 NPSH 算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
H_a : 吸込液面に作用する絶対圧力	10.3
H_s : 吸込揚程	<input type="checkbox"/>
H_1 : ポンプ吸込配管圧損*	<input type="checkbox"/>
h_s : ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	2.7
有効 NPSH ($H_a + H_s - H_1 - H_2 - h_s$)	<input type="checkbox"/>

注記* : 異物影響を考慮しないため、吸込ストレーナは設置していない。

b. 有効 NPSH 評価結果

低圧原子炉代替注水ポンプの有効 NPSH 評価結果を表 3-7 に示す。

表 3-7 に示すとおり、重大事故等時における低圧原子炉代替注水ポンプの有効 NPSH は、必要 NPSH を上回っており、低圧原子炉代替注水ポンプの運転状態において、必要 NPSH は確保されている。

表 3-7 低圧原子炉代替注水ポンプの有効 NPSH 評価結果

(単位：m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
低圧原子炉代替注水ポンプ	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

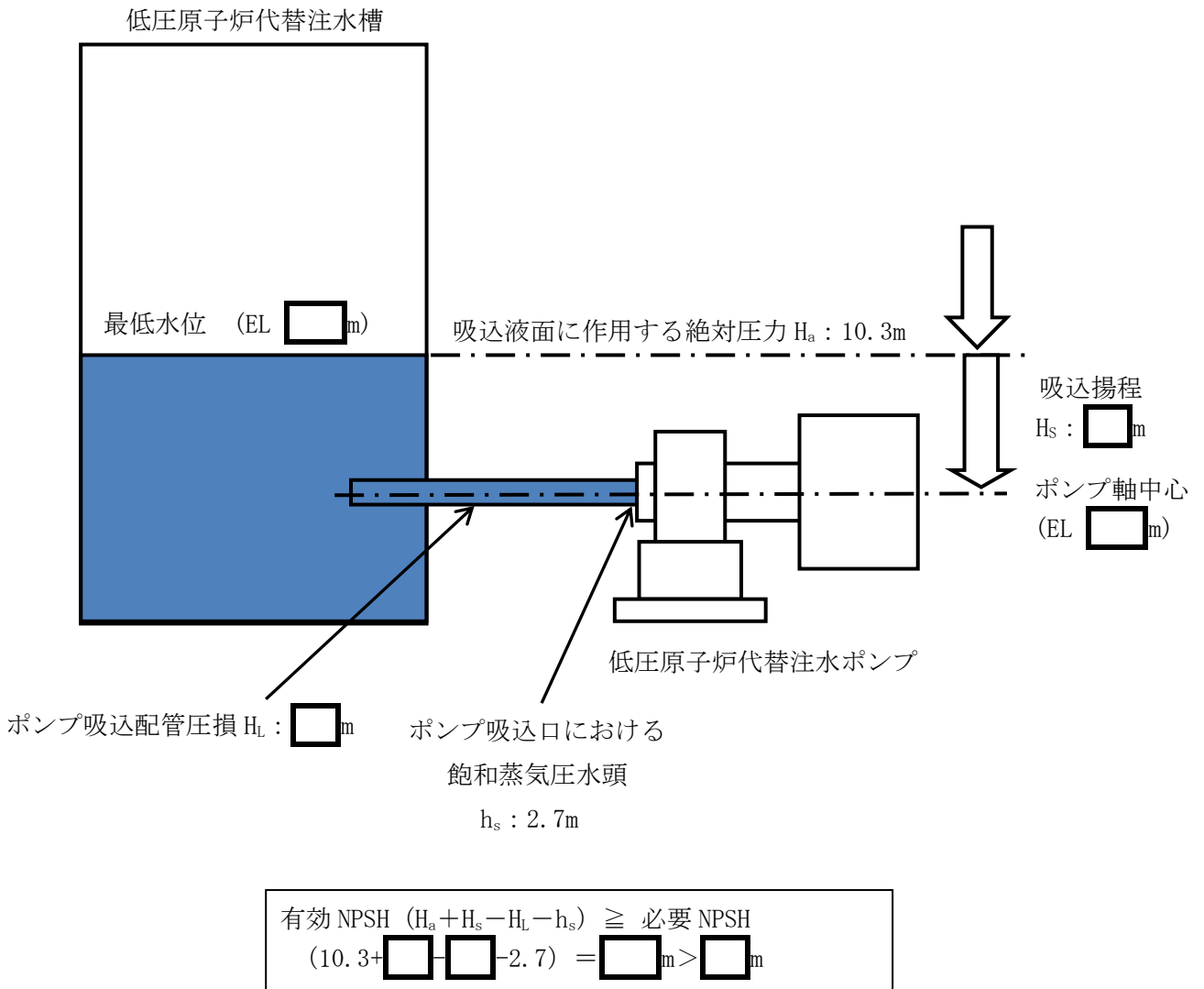


図 3-3 低圧原子炉代替注水ポンプの有効 NPSH 評価の概略図

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	2
2.2.1	原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度並びに原子炉格納容器外への排出経路の水素濃度の計測	2
2.2.2	静的触媒式水素処理装置の動作監視並びに原子炉建物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	3
3.1	計測装置の構成	4
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	4
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	10
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	36
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	46
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	68
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	70
3.1.7	原子炉格納容器本体の水位を計測する装置	79
3.1.8	原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置	85
3.1.9	その他重大事故等対処設備の計測装置	87
3.2	計測装置の計測結果の表示，記録及び保存	123
3.2.1	計測結果の指示又は表示	123
3.2.2	設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存	123
3.2.3	重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存	123
3.3	安全保護装置	128
3.3.1	不正アクセス行為等の被害の防止	129
4.	計測装置の計測範囲及び警報動作範囲	133

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、格納容器酸素濃度と格納容器水素濃度の計測範囲を除く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、格納容器酸素濃度と格納容器水素濃度の計測範囲及び安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止並びに重大事故等対処設備に関する計測装置の構成、計測範囲について説明する。

2. 基本方針

2.1 設計基準対象施設に関する計測

2.1.1 計測結果の記録の保存

技術基準規則第 34 条及びその解釈に基づき、発電用原子炉の停止及び炉心の冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータの計測装置の計測結果は、原則、確実に記録計にて継続的に記録し、記録紙は取り替えて保存できる設計とし、断続的な試料の分析を行う場合は、従事者が測定結果を記録し保存できる設計とする。

2.1.2 安全保護装置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、安全保護装置のうち、アナログ回路で構成する機器は、外部ネットワークとの物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止、物理的及び電氣的アクセスの制限を設けることにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作を防止すること等の措置を講じること、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、外部ネットワークと物理的

分離及び機能的分離，外部ネットワークからの遠隔操作防止及びウイルス等の侵入防止，物理的及び電氣的アクセスの制限を設けることにより，システムの据付，更新，試験，保守等で，承認されていない者の操作及びウイルス等の侵入を防止すること等の措置を講じることで，不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

2.2 重大事故等対処設備に関する計測

2.2.1 原子炉格納容器内の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酸素濃度（B系），格納容器水素濃度（B系），格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器水素濃度（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，第1ベントフィルタ出口水素濃度は，炉心の著しい損傷が発生した場合に，原子炉格納容器外に水素ガスを排出する場合の排出経路における水素濃度を測定できる設計とする。これらの計測装置は，交流電源が必要な場合には，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

2.2.2 静的触媒式水素処理装置の動作監視並びに原子炉建物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物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，静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は静的触媒式水素処理装置の作動状態を監視できる設計とする。また，水素爆発による原子炉建物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物水素濃度は，原子炉建物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，第1ベントフィルタ出口水素濃度は，炉心の著しい損傷が発生した場合に，原子炉格納容器外に水素ガスを排出する場合の排出経路における水素濃度を測定できる設計とする。これらの計測装置は，交流又は直流電源が必要な場合には，常設代替交流電源設備，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，原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量，原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度及び酸素濃度，原子炉建物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及び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，SPDSデータ収集サーバ，SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）（「1，2，3号機共用（SPDSデータ収集サーバは1，2号機共用）」（以下同じ。））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) 中性子源領域計装

中性子源領域計装は，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，中性子源領域中性子束の検出信号は，核分裂計数管からの電流信号を前置増幅器で増幅し，演算装置を経由して中央制御室（「1，2号機共用」（以下同じ。））の指示部にて中性子束レベルへ変換する処理を行った後，中性子源領域中性子束を中央制御室に指示する。また，安全パラメータ表示システム（SPDS）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「中性子源領域計装の概略構成図」及び図3-2「検出器の構造図（中性子源領域計装）」参照。）

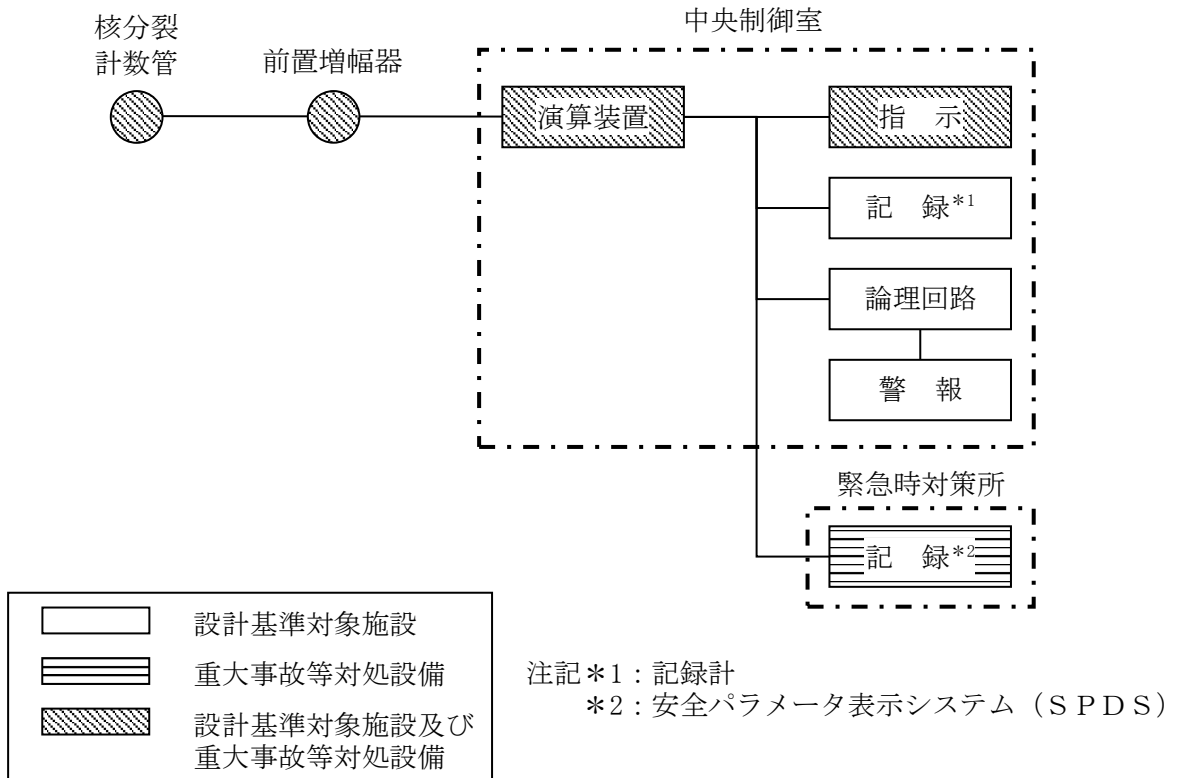


図3-1 中性子源領域計装の概略構成図

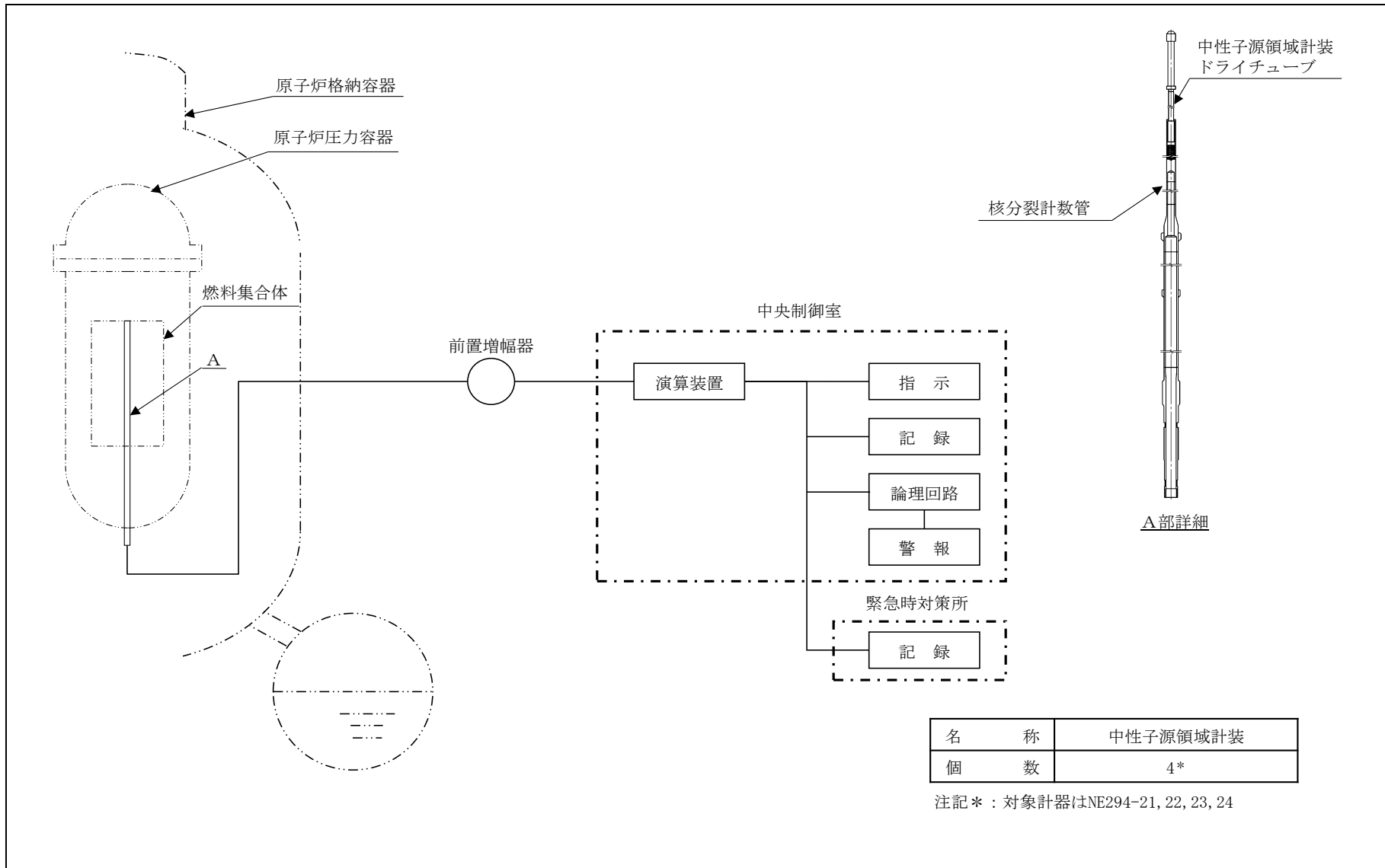


図 3-2 検出器の構造図 (中性子源領域計装)

(2) 中間領域計装

中間領域計装は、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、中間領域中性子束の検出信号は、核分裂電離箱からの電圧信号を前置増幅器で増幅し、演算装置を経由して中央制御室の指示部にて中性子束レベルへ変換する処理を行った後、中間領域中性子束を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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「中間領域計装の概略構成図」及び図3-4「検出器の構造図（中間領域計装）」参照。）

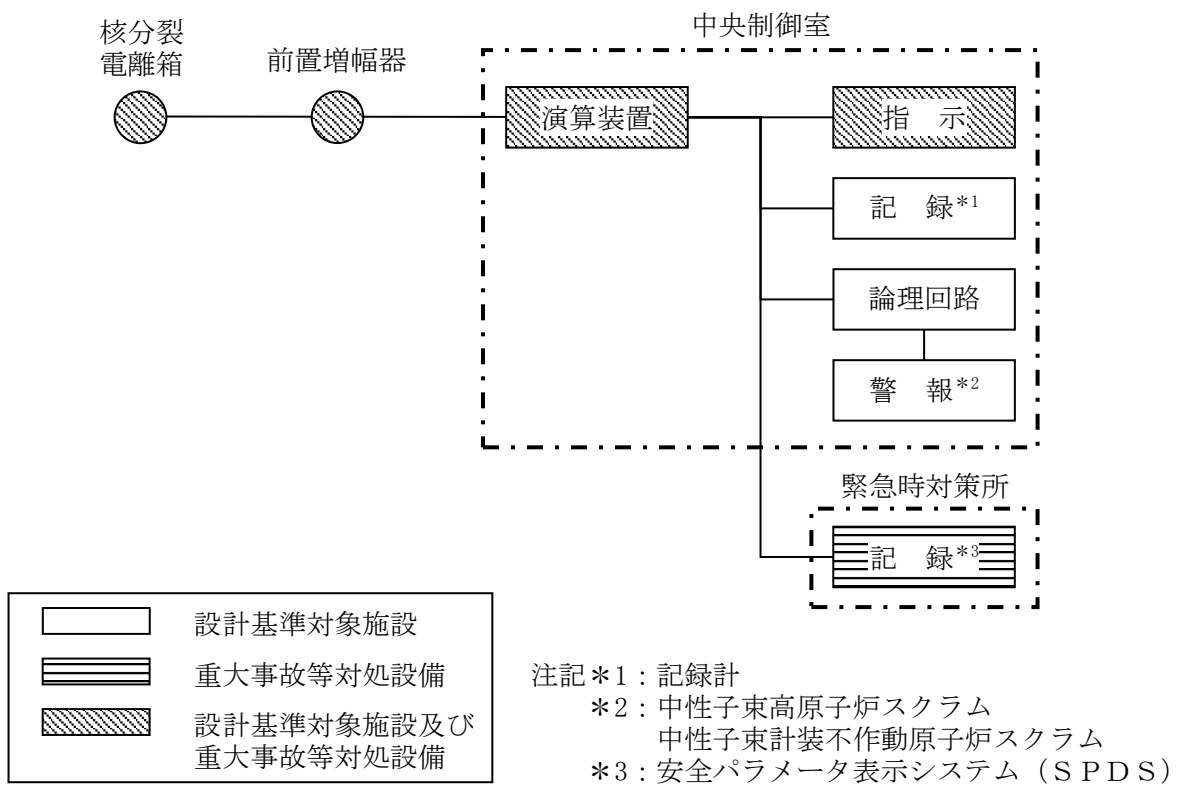


図3-3 中間領域計装の概略構成図

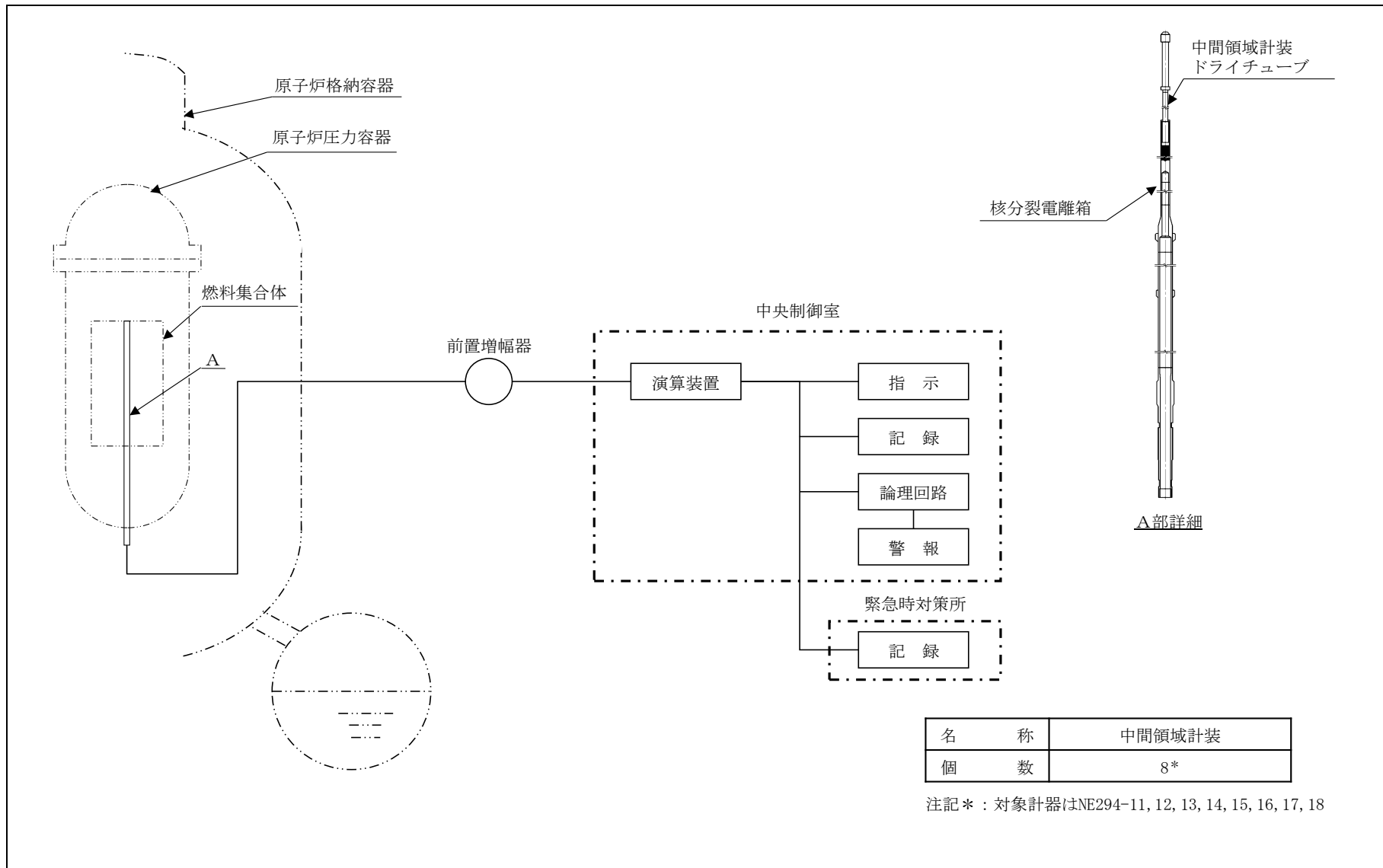


図 3-4 検出器の構造図 (中間領域計装)

(3) 出力領域計装

出力領域計装は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、出力領域中性子束の検出信号は、核分裂電離箱からの電流信号を中央制御室の演算装置にて中性子束レベルへ変換する処理を行った後、出力領域中性子束を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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「出力領域計装の概略構成図」及び図 3-6「検出器の構造図（出力領域計装）」参照。）

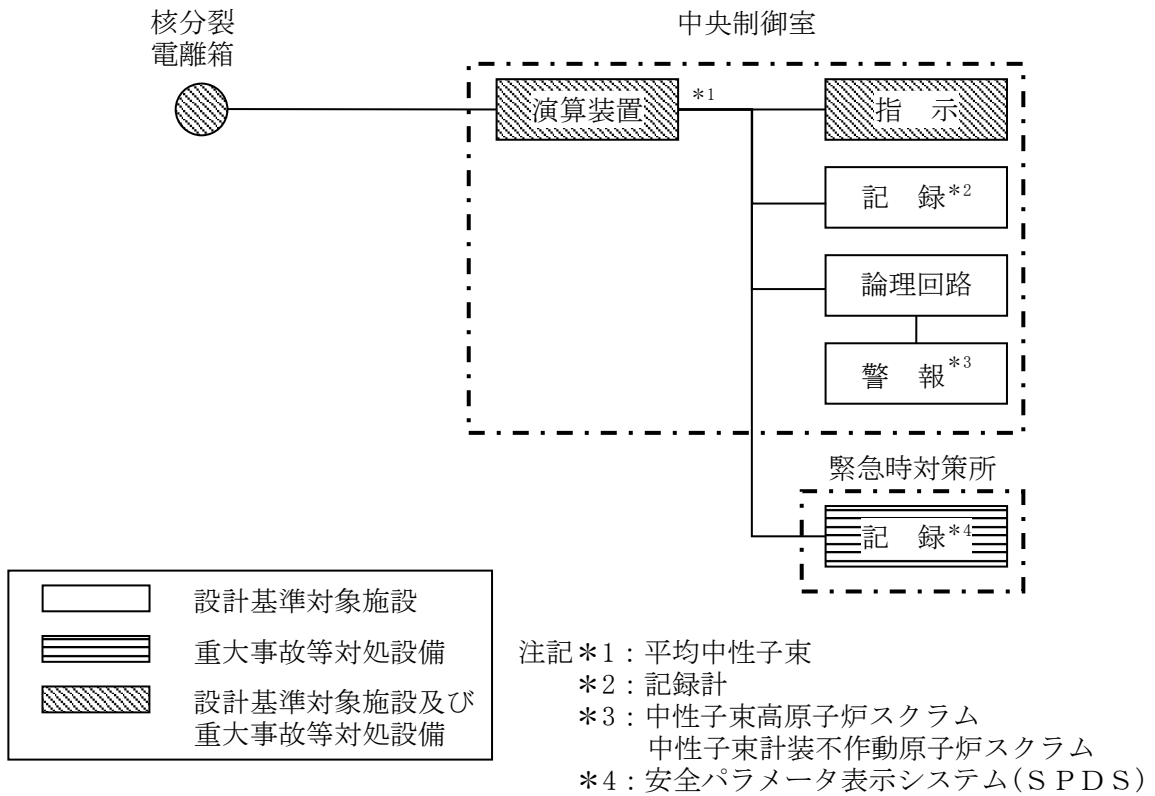


図 3-5 出力領域計装の概略構成図

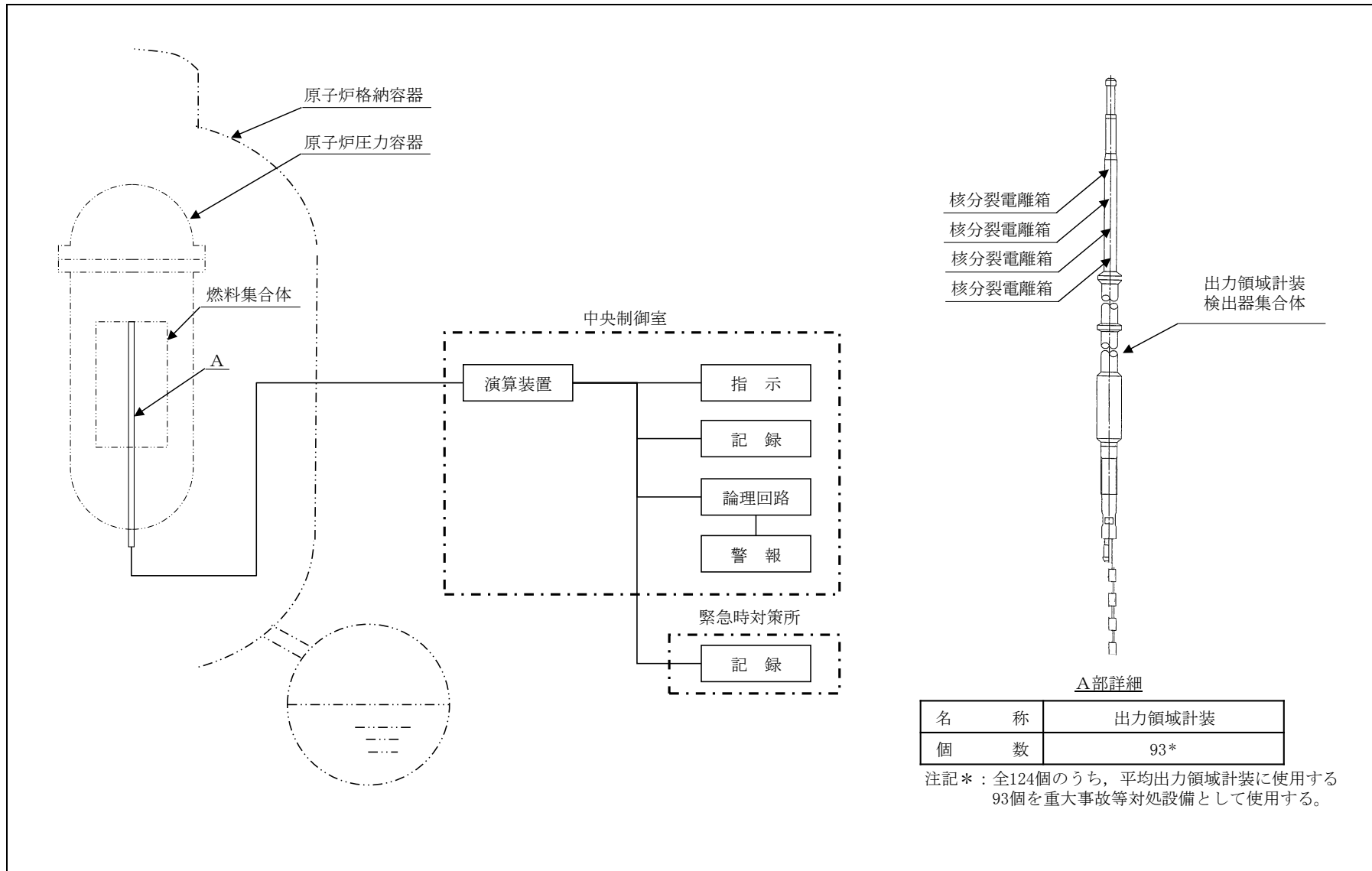


図 3-6 検出器の構造図 (出力領域計装)

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) 残留熱除去ポンプ出口圧力

残留熱除去ポンプ出口圧力は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去ポンプ出口圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また，安全パラメータ表示システム（SPDS）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「残留熱除去ポンプ出口圧力の概略構成図」及び図 3-8「検出器の構造図（残留熱除去ポンプ出口圧力）」参照。）

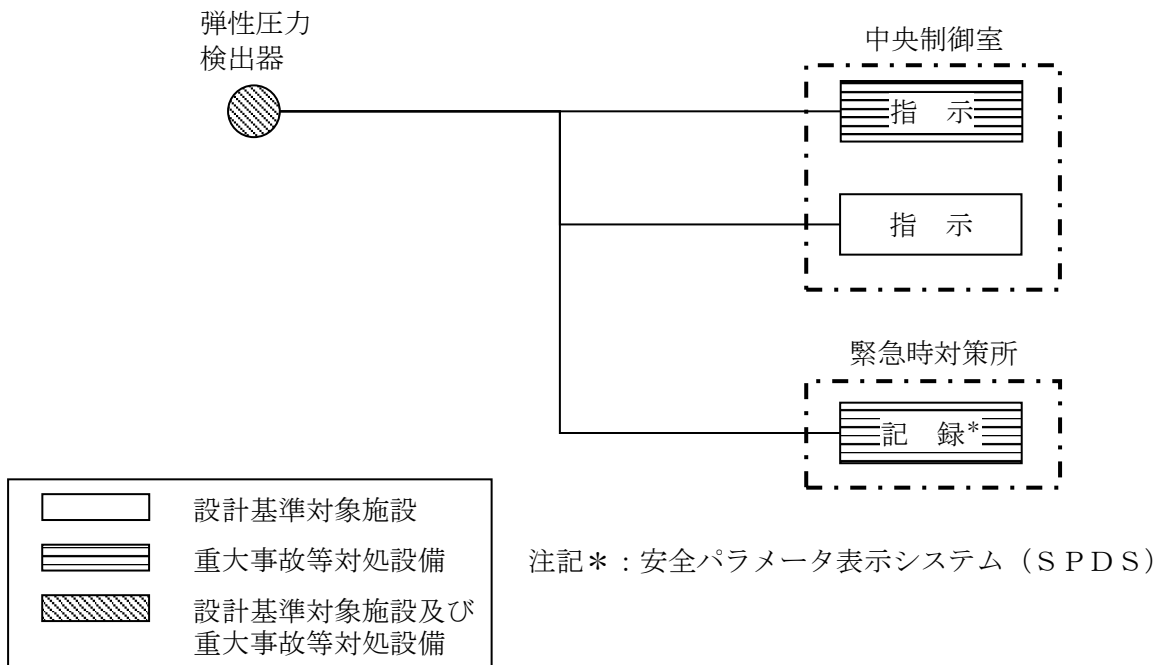


図 3-7 残留熱除去ポンプ出口圧力の概略構成図

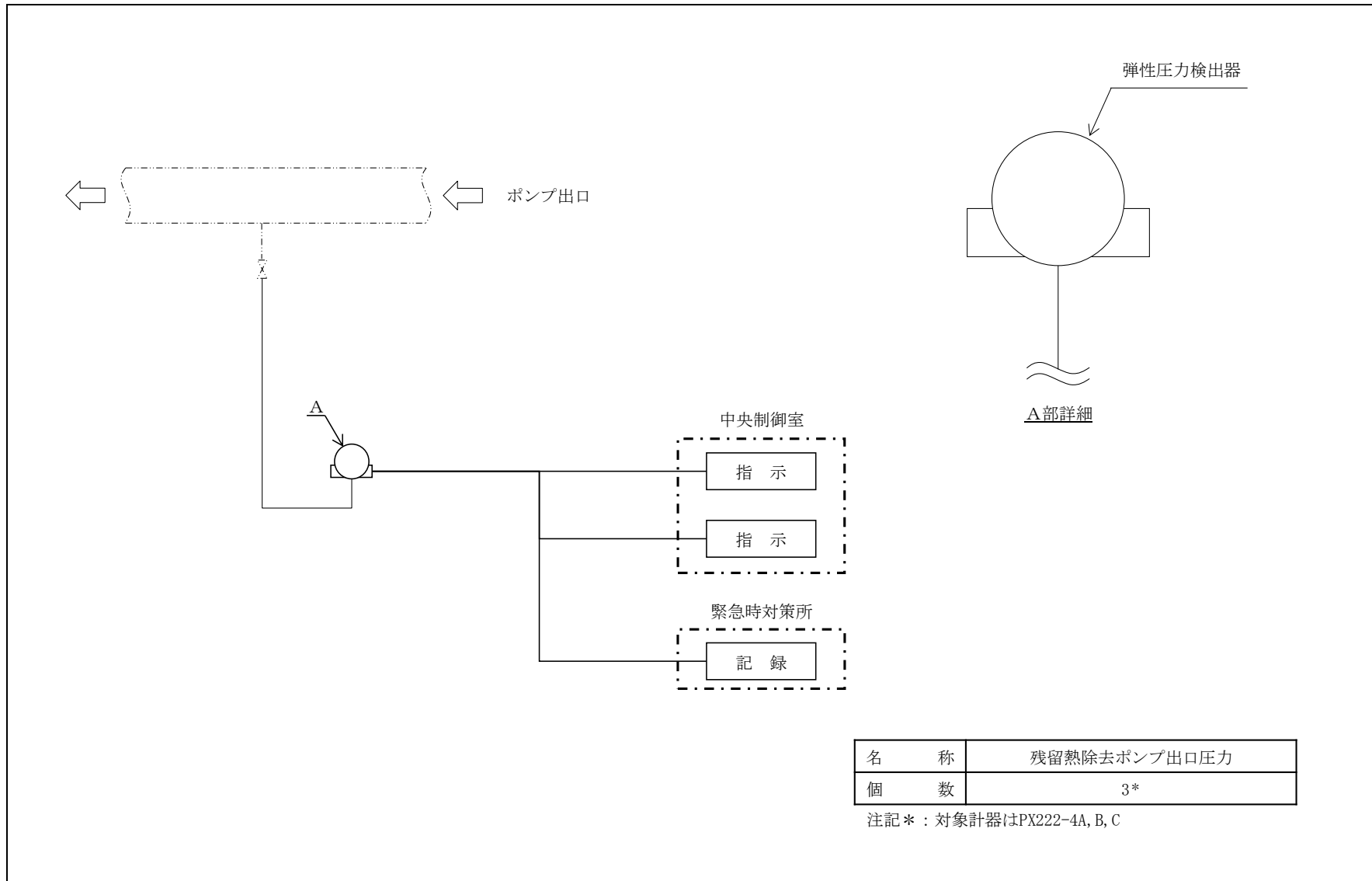


図 3-8 検出器の構造図 (残留熱除去ポンプ出口圧力)

(2) 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力

低圧炉心スプレイポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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「低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の概略構成図」及び図 3-10「検出器の構造図（低圧炉心スプレイポンプ出口圧力）」参照。）

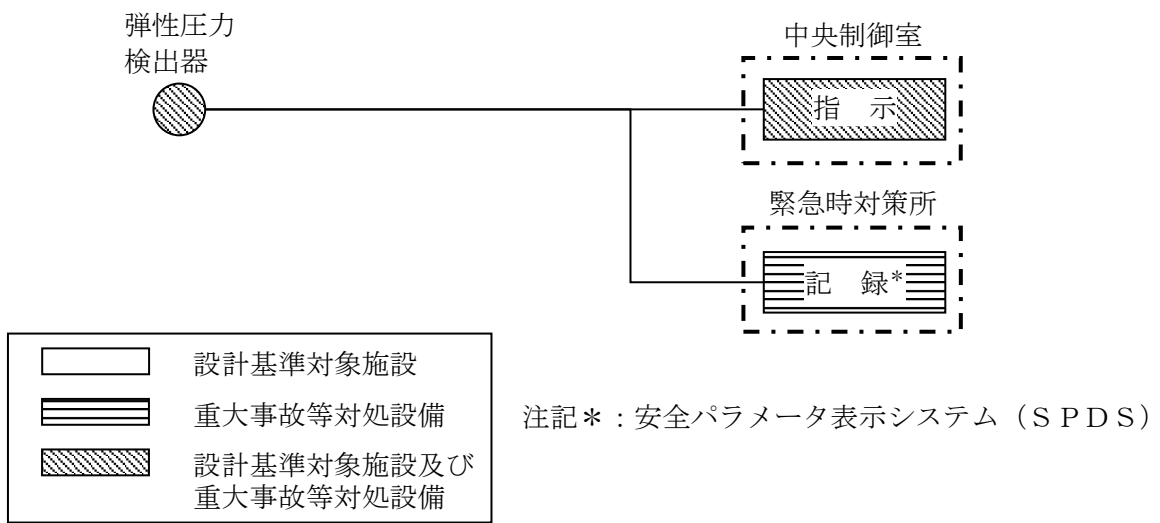


図 3-9 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の概略構成図

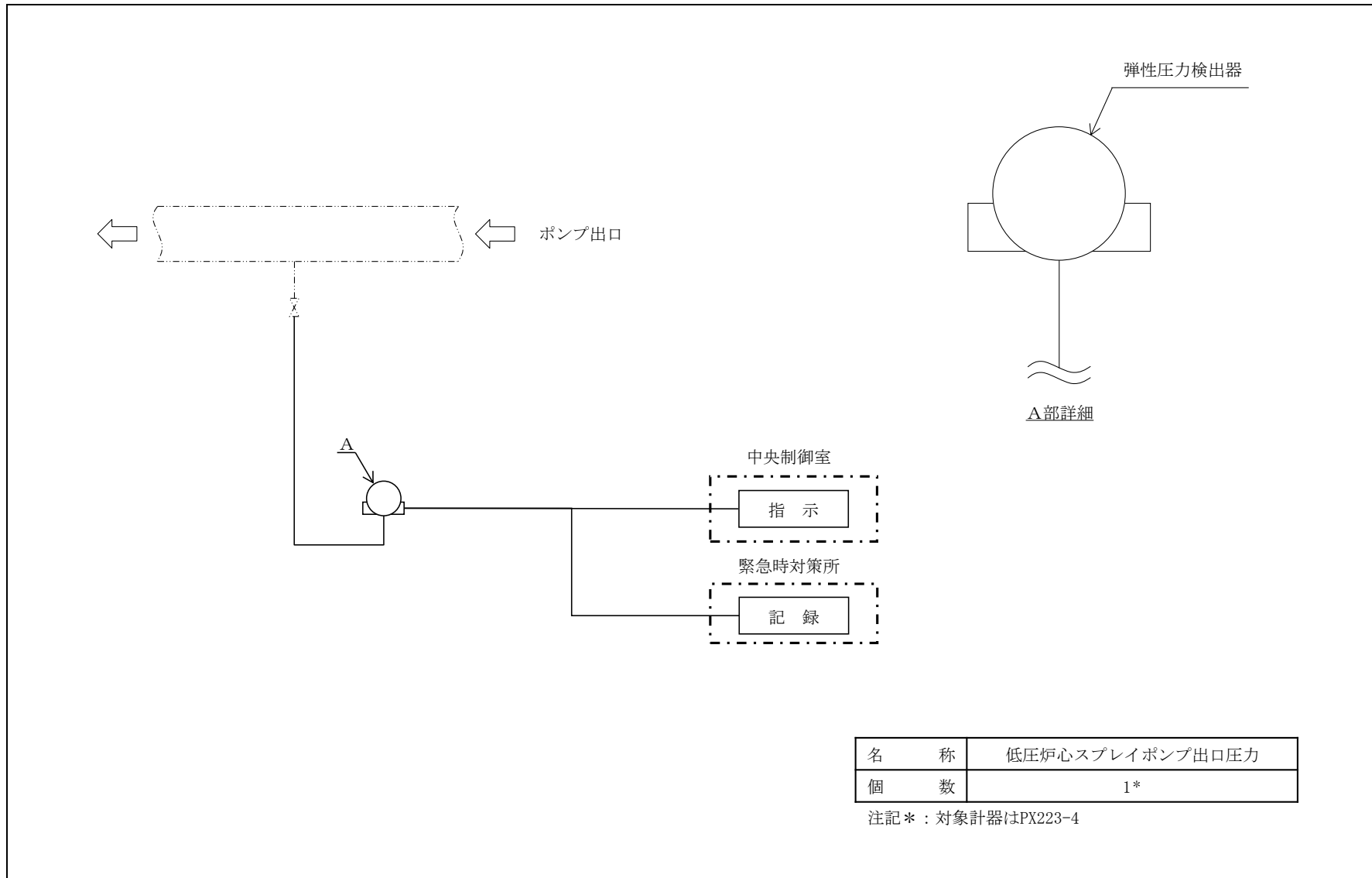


図 3-10 検出器の構造図 (低圧炉心スプレイポンプ出口圧力)

(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演算装置を経由して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、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、安全パラメータ表示システム（SPDS）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入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入口温度）」参照。）

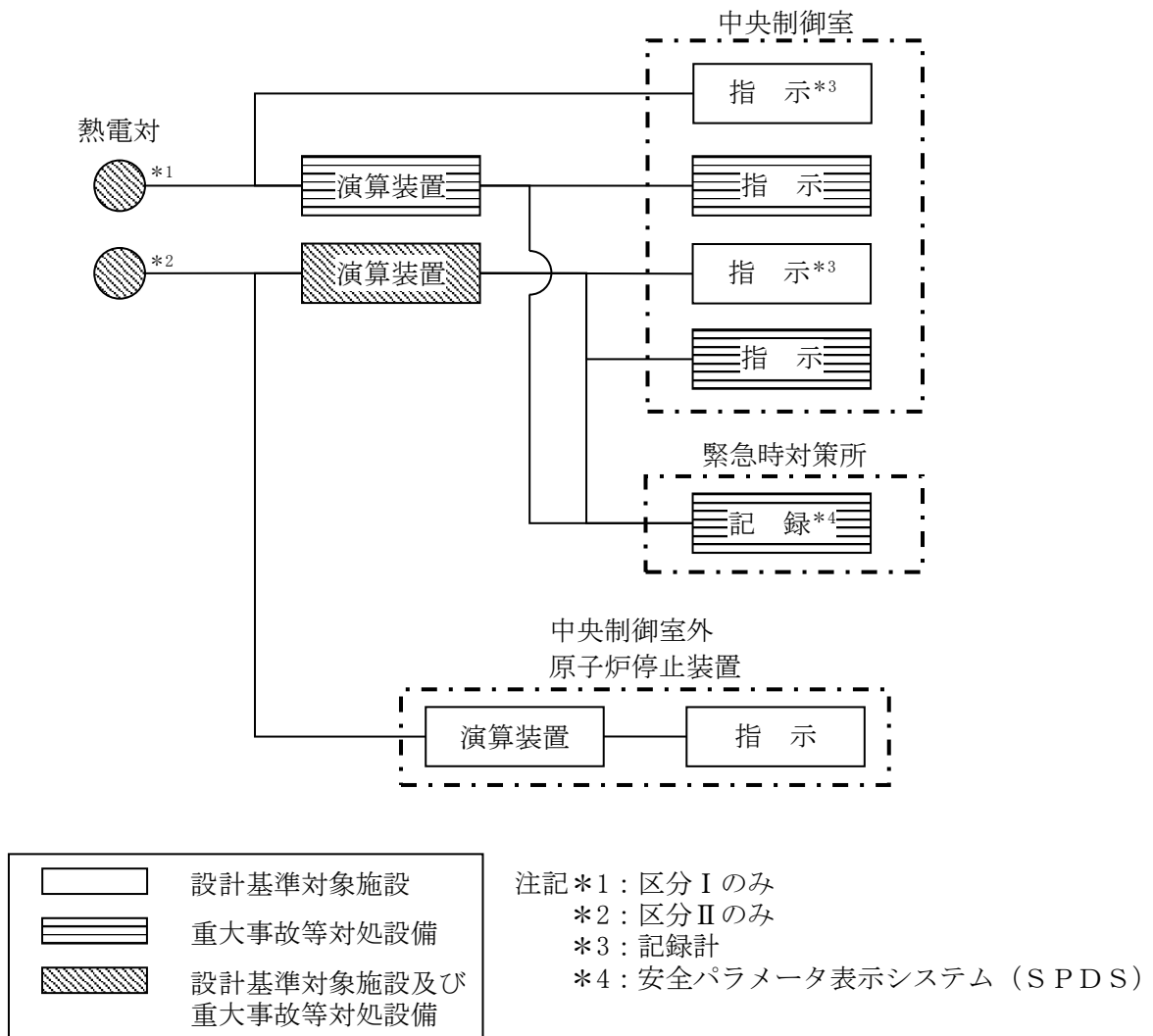


図 3-11 残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図

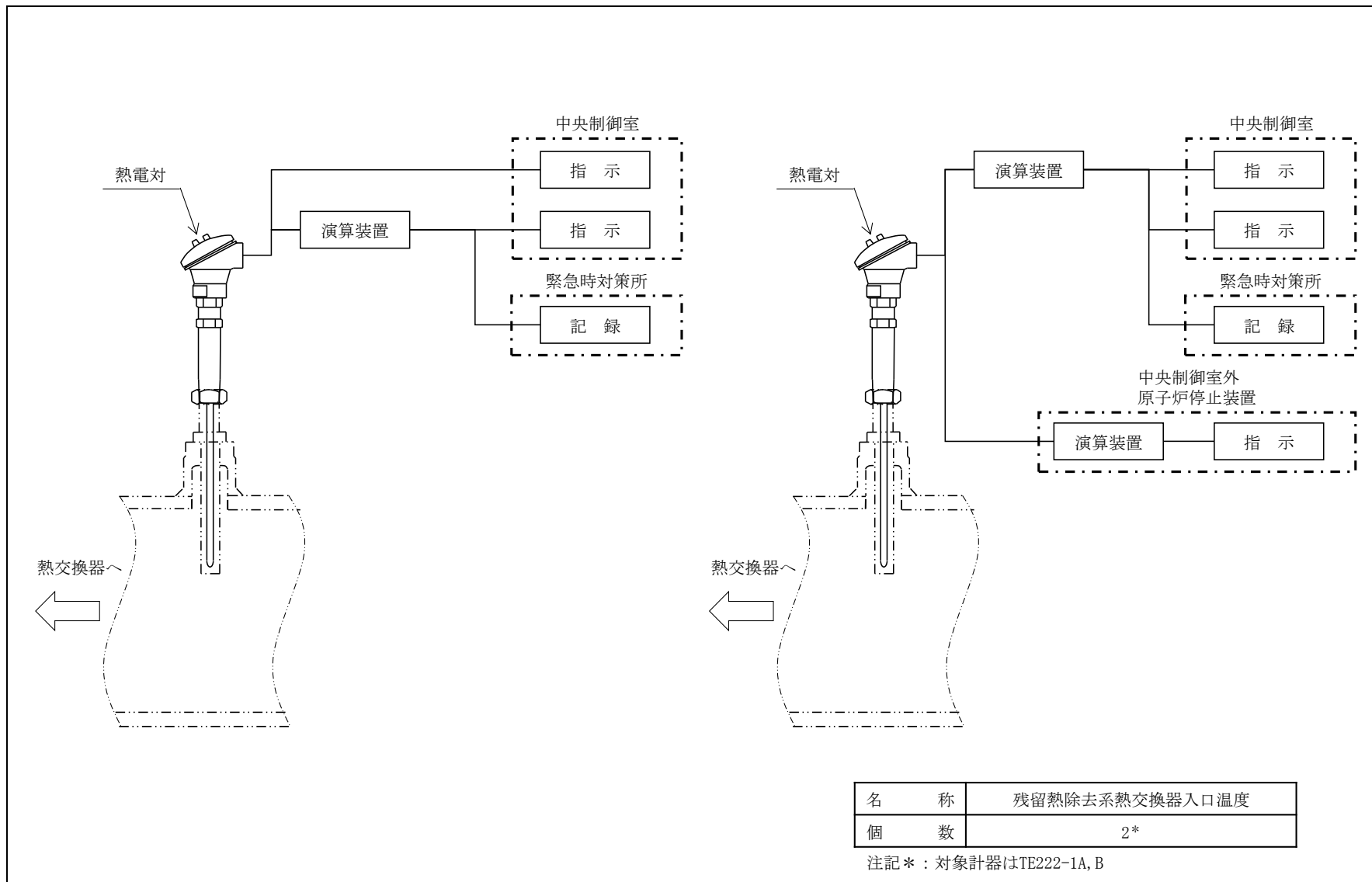


図 3-12 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器入口温度)

(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演算装置を経由して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、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、安全パラメータ表示システム（SPDS）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「残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図」及び図 3-14「検出器の構造図（残留熱除去系熱交換器出口温度）」参照。）

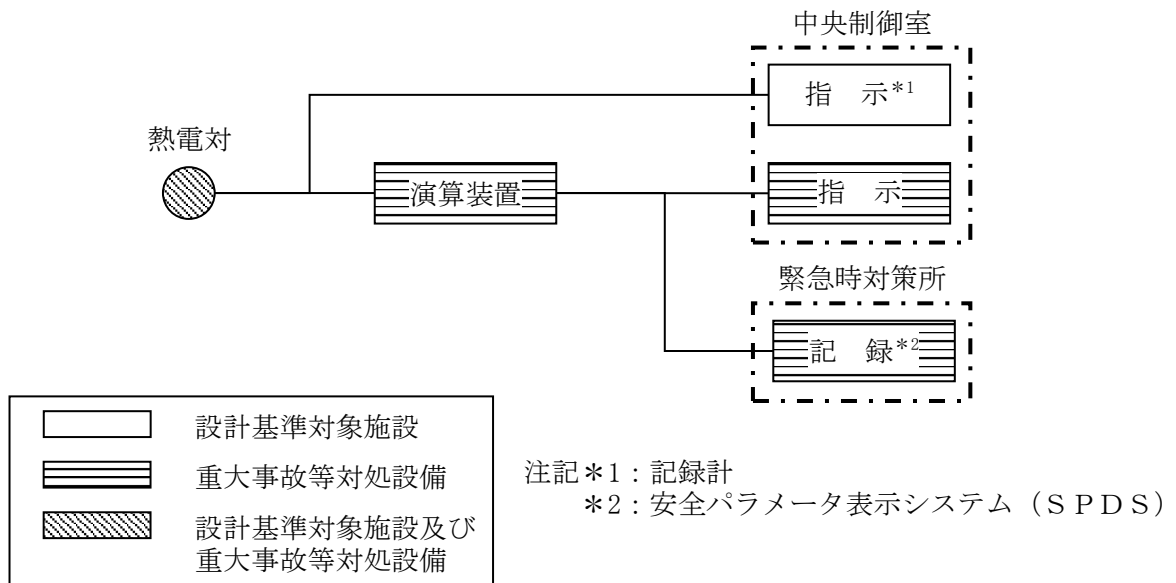


図 3-13 残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図

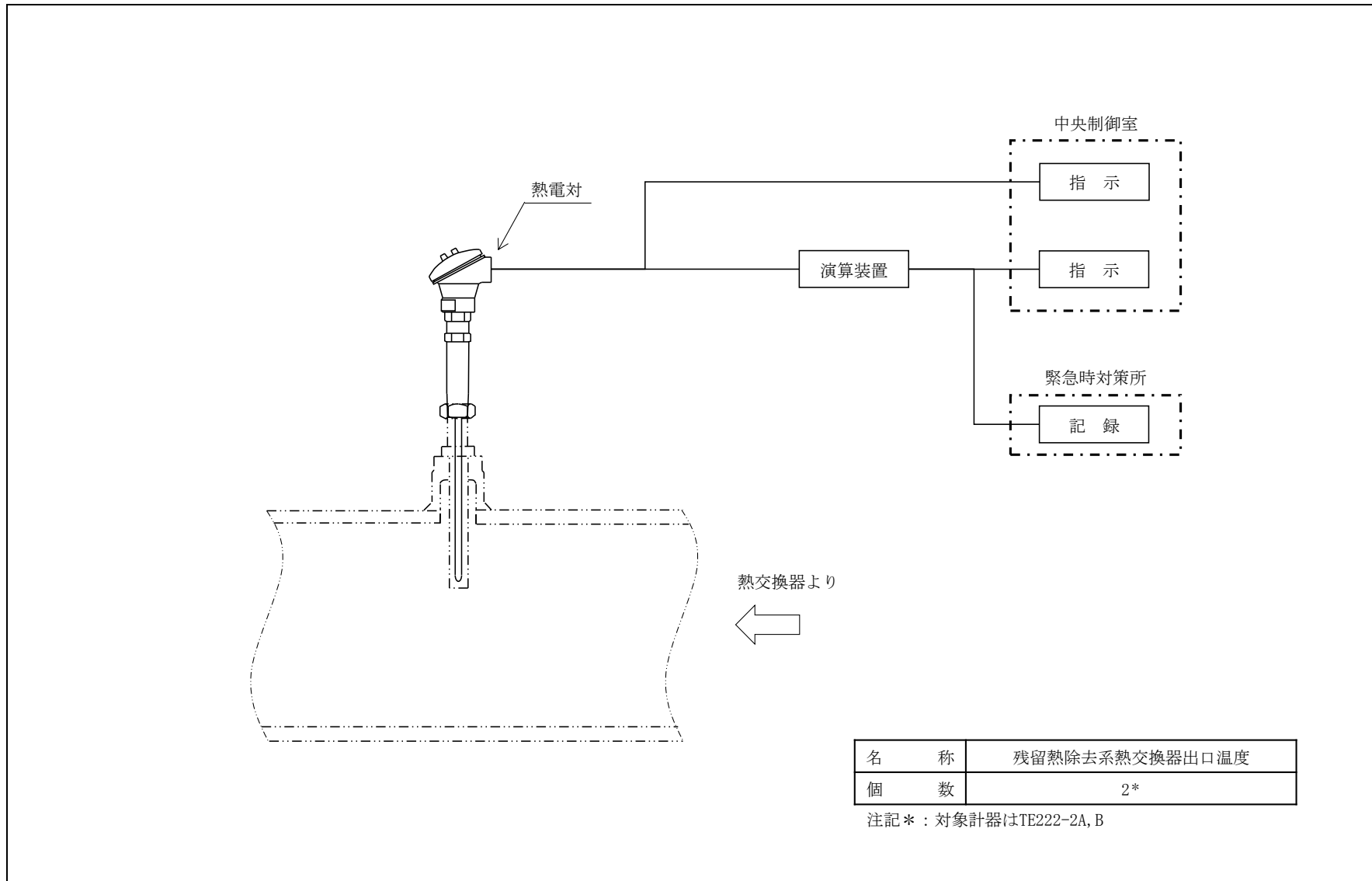


図 3-14 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器出口温度)

(5) 残留熱除去ポンプ出口流量

残留熱除去ポンプ出口流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去ポンプ出口流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して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，残留熱除去ポンプ出口流量を中央制御室に指示する。また，安全パラメータ表示システム（SPDS）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「残留熱除去ポンプ出口流量の概略構成図」及び図 3-16「検出器の構造図（残留熱除去ポンプ出口流量）」参照。）

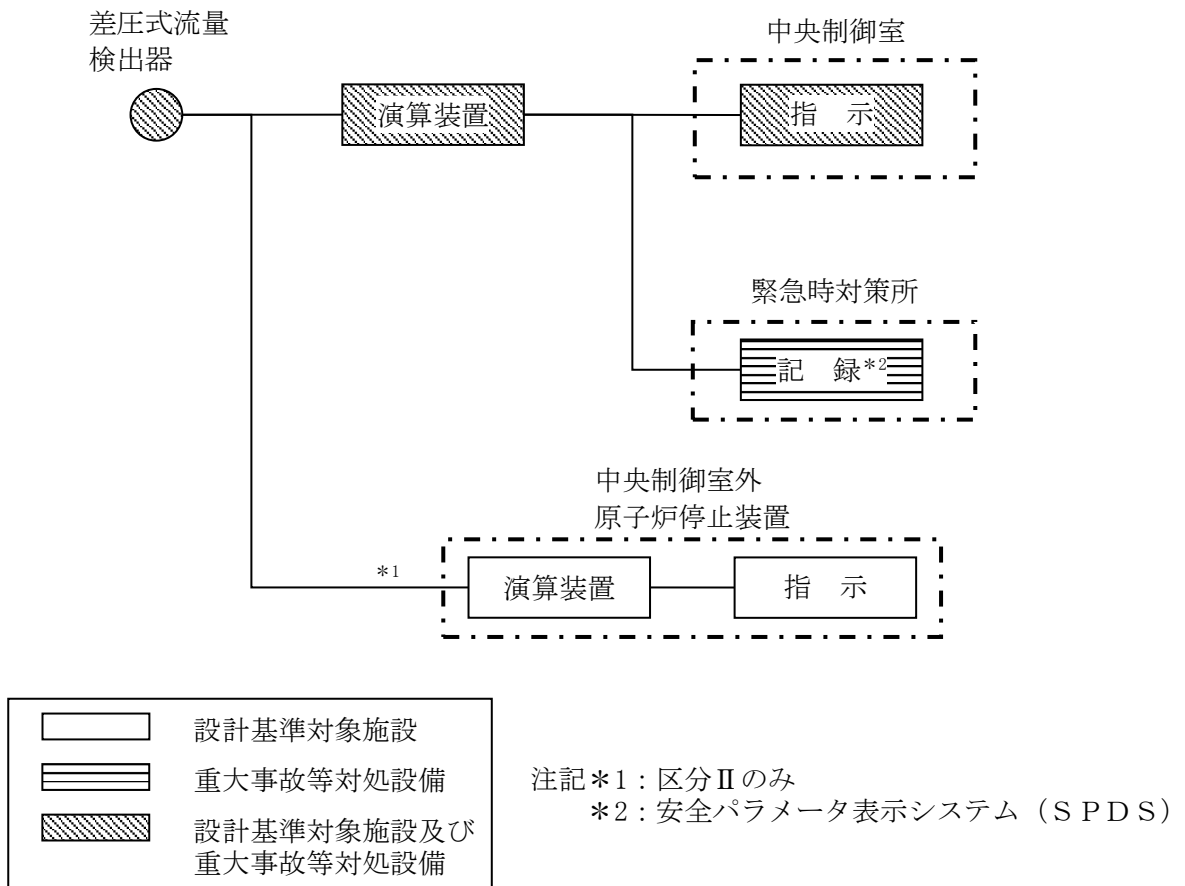


図 3-15 残留熱除去ポンプ出口流量の概略構成図

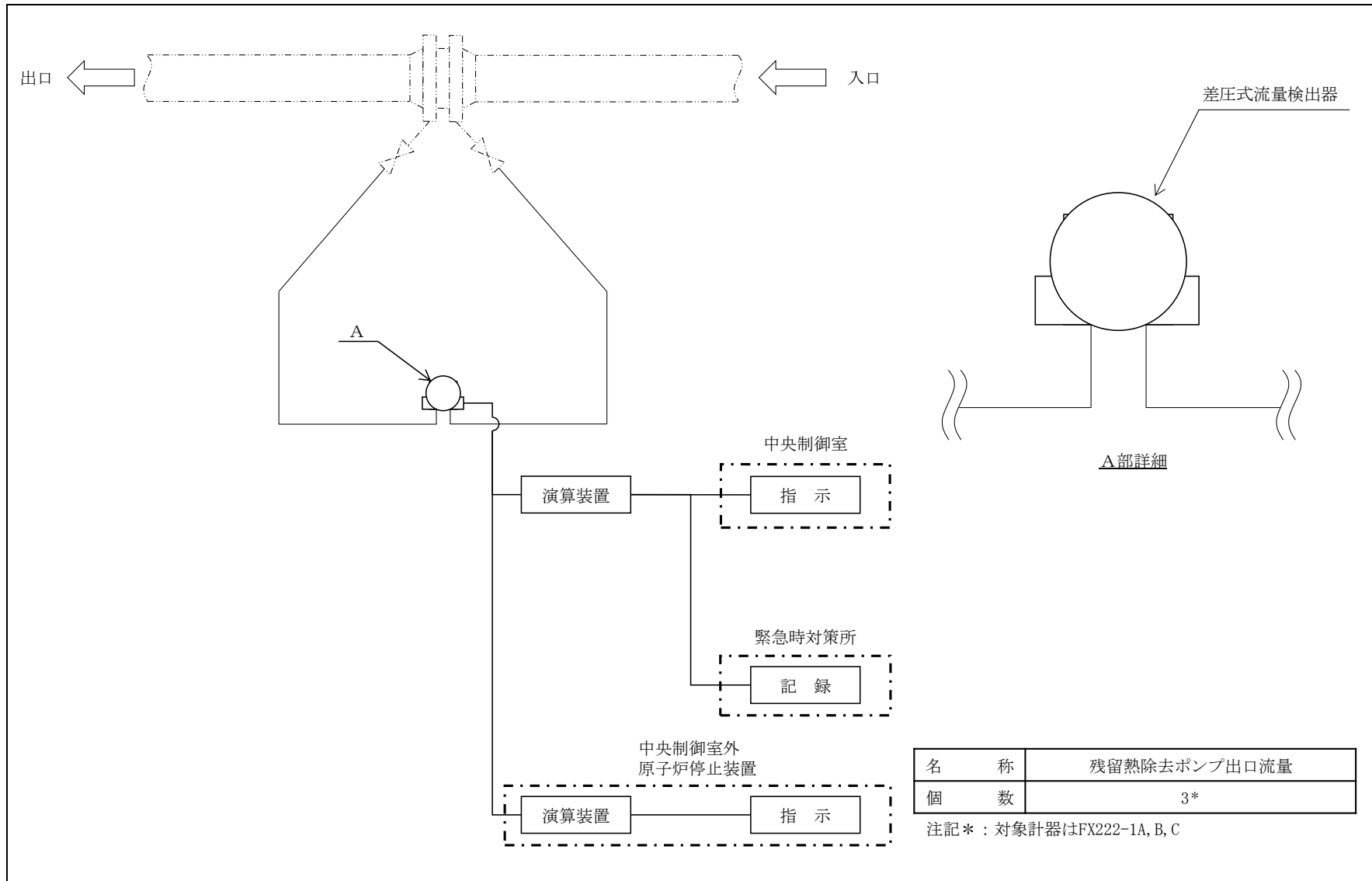


図 3-16 検出器の構造図 (残留熱除去ポンプ出口流量)

(6) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量

原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して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、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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「原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の概略構成図」及び図 3-18「検出器の構造図（原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量）」参照。）

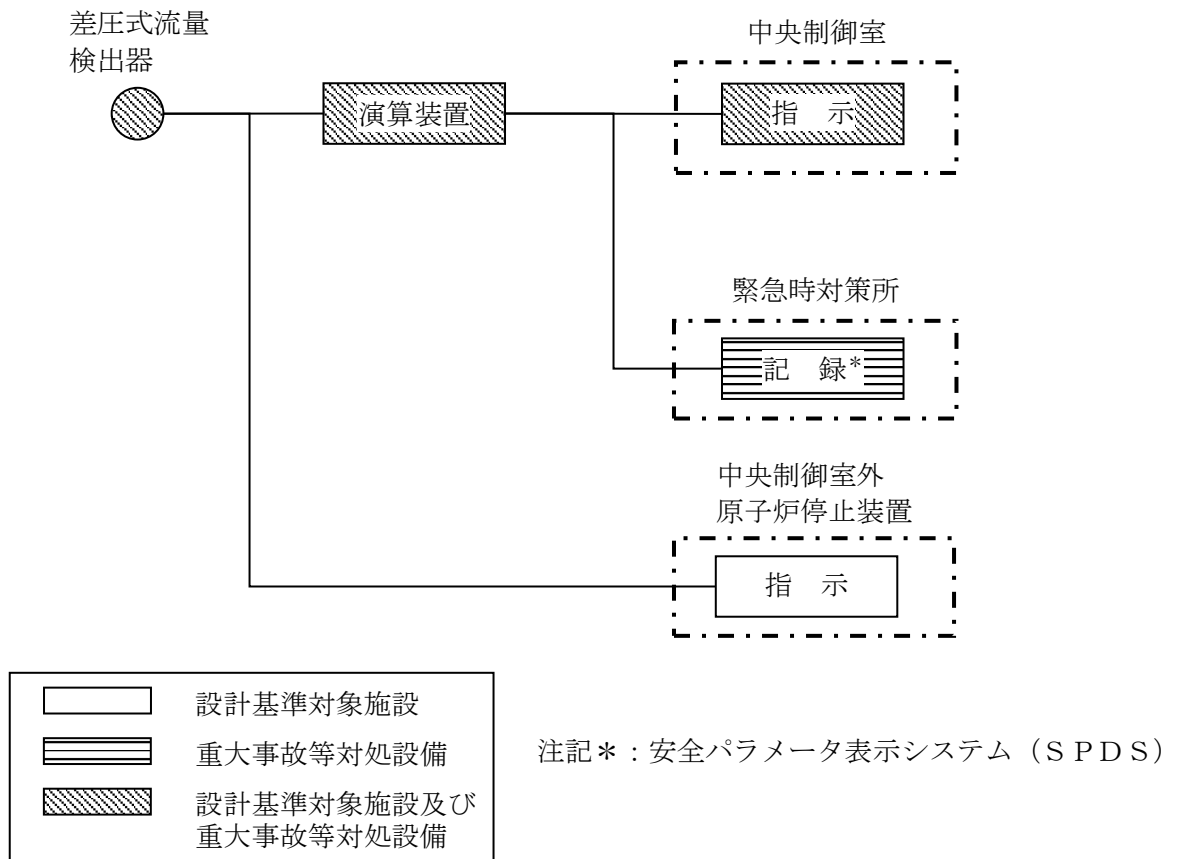


図 3-17 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の概略構成図

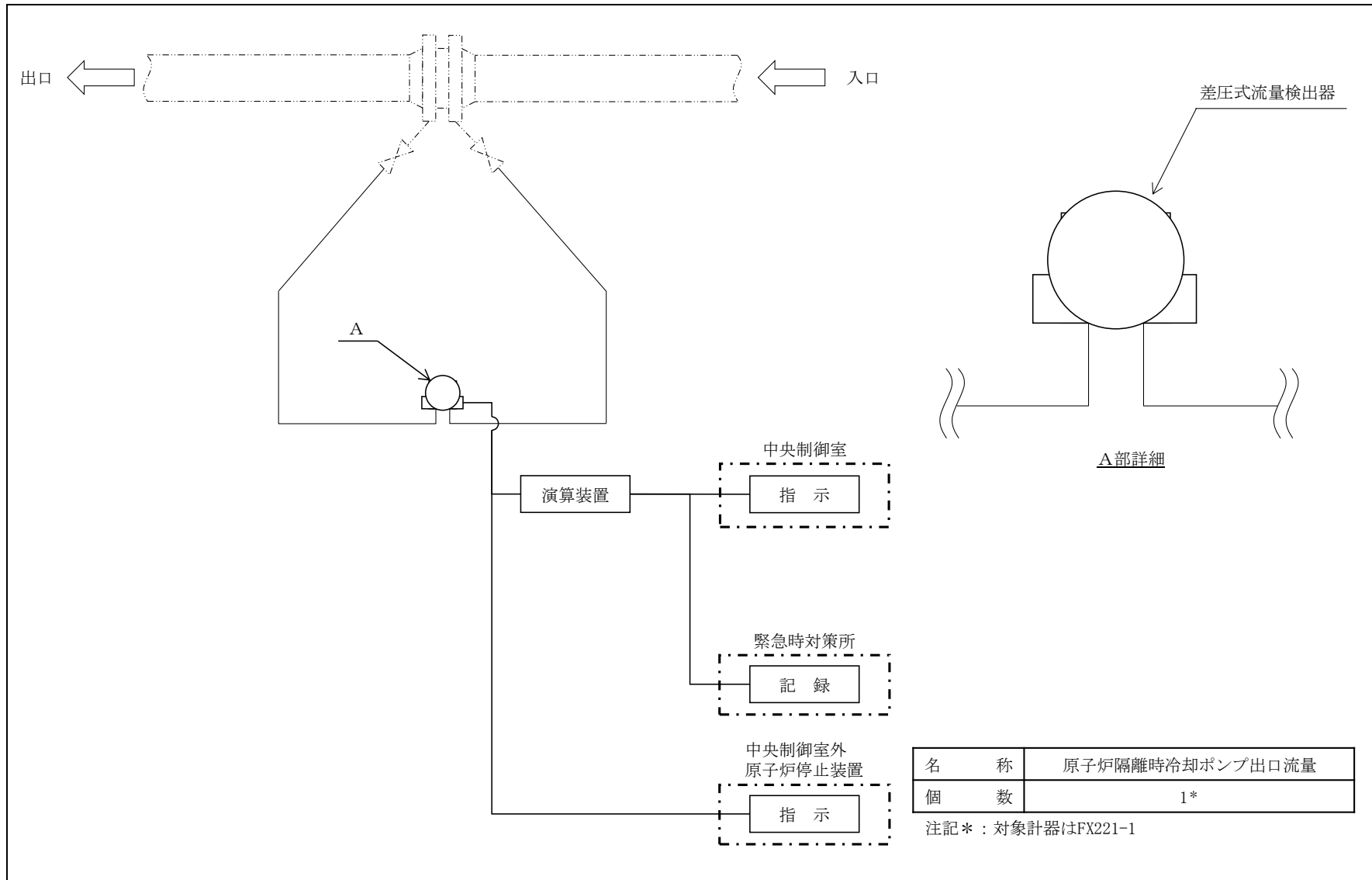


図 3-18 検出器の構造図 (原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量)

(7) 高圧炉心スプレイポンプ出口流量

高圧炉心スプレイポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧炉心スプレイポンプ出口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して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、高圧炉心スプレイポンプ出口流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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「高圧炉心スプレイポンプ出口流量の概略構成図」及び図 3-20「検出器の構造図（高圧炉心スプレイポンプ出口流量）」参照。）

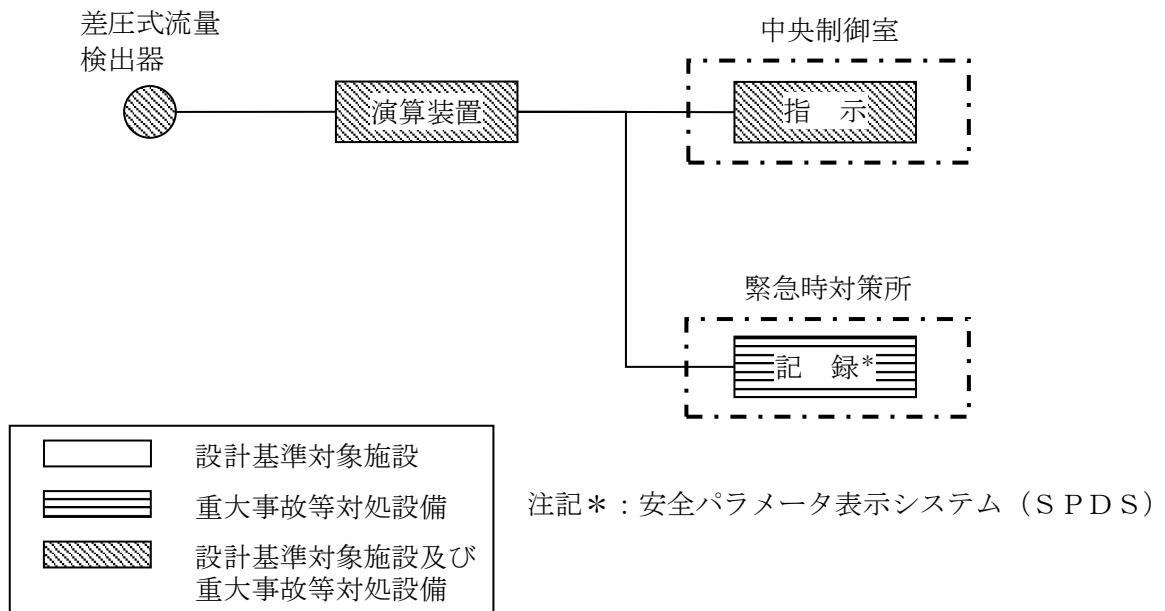


図 3-19 高圧炉心スプレイポンプ出口流量の概略構成図

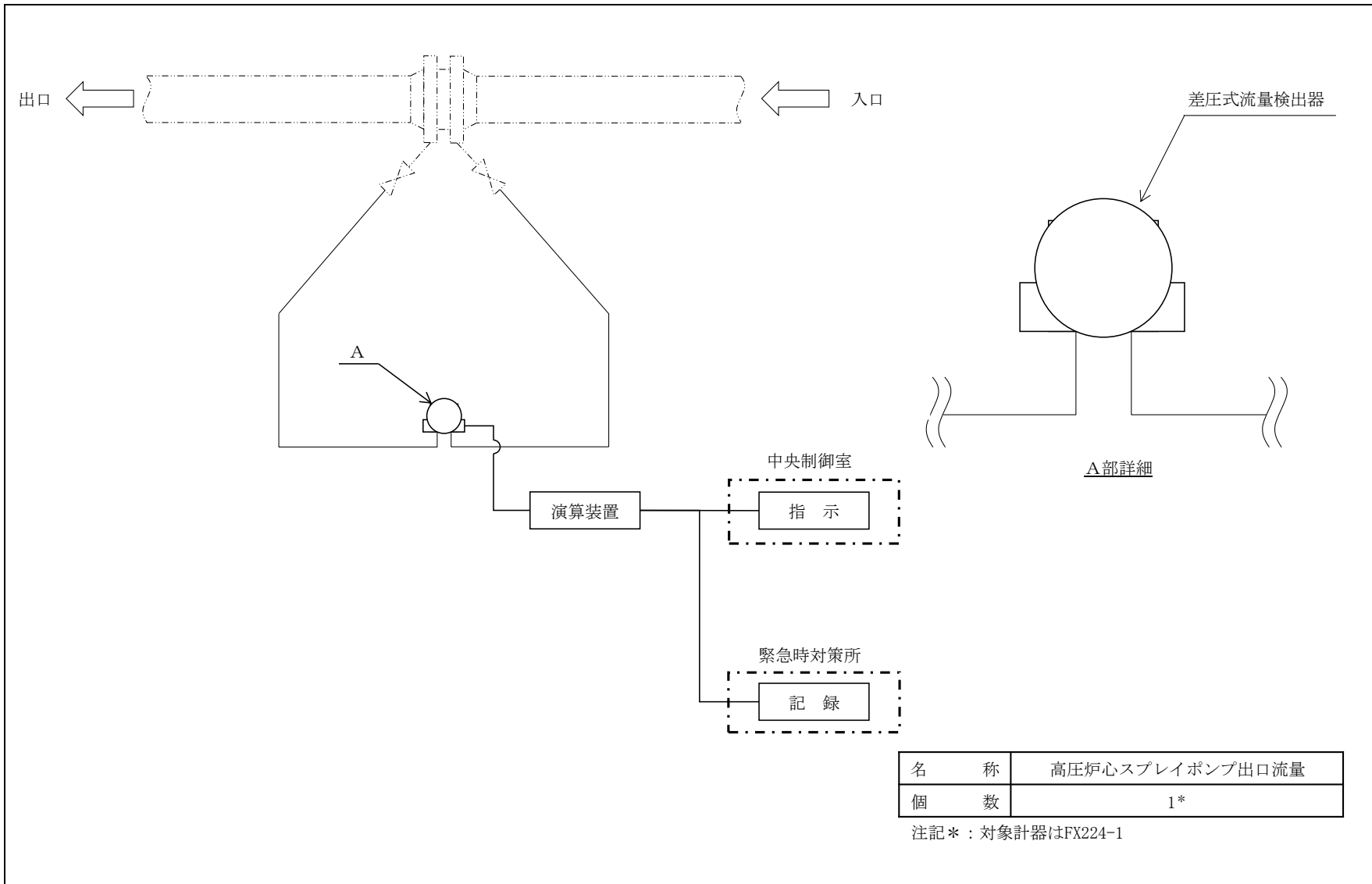


図 3-20 検出器の構造図 (高压炉心スプレイポンプ出口流量)

(8) 低圧炉心スプレイポンプ出口流量

低圧炉心スプレイポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧炉心スプレイポンプ出口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して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、低圧炉心スプレイポンプ出口流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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「低圧炉心スプレイポンプ出口流量の概略構成図」及び図 3-22「検出器の構造図（低圧炉心スプレイポンプ出口流量）」参照。）

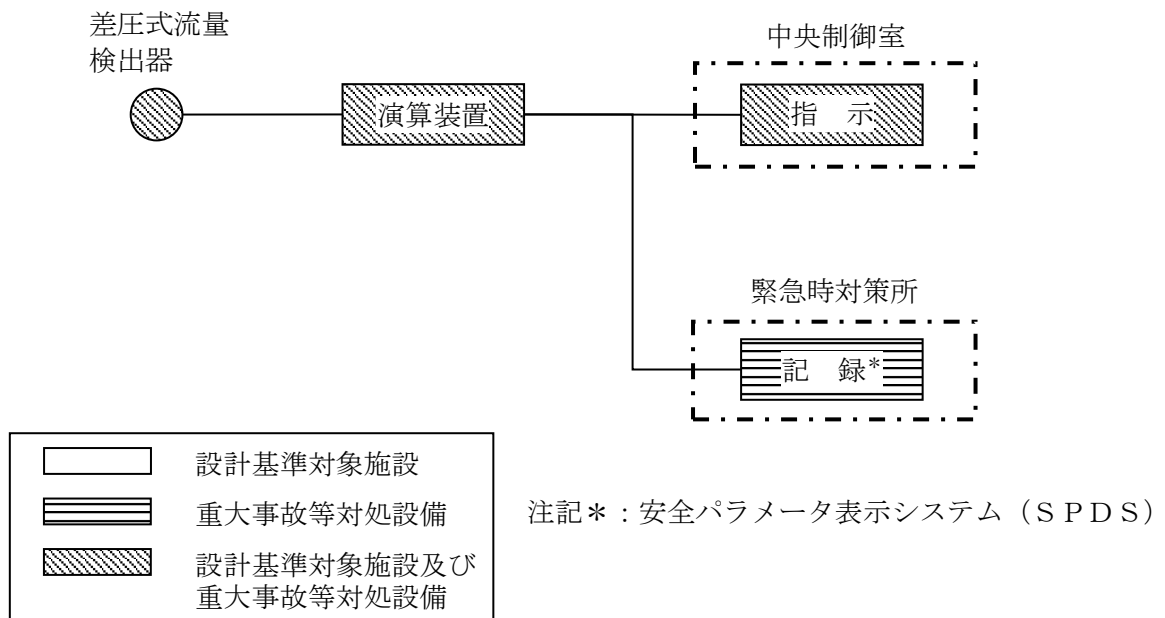


図 3-21 低圧炉心スプレイポンプ出口流量の概略構成図

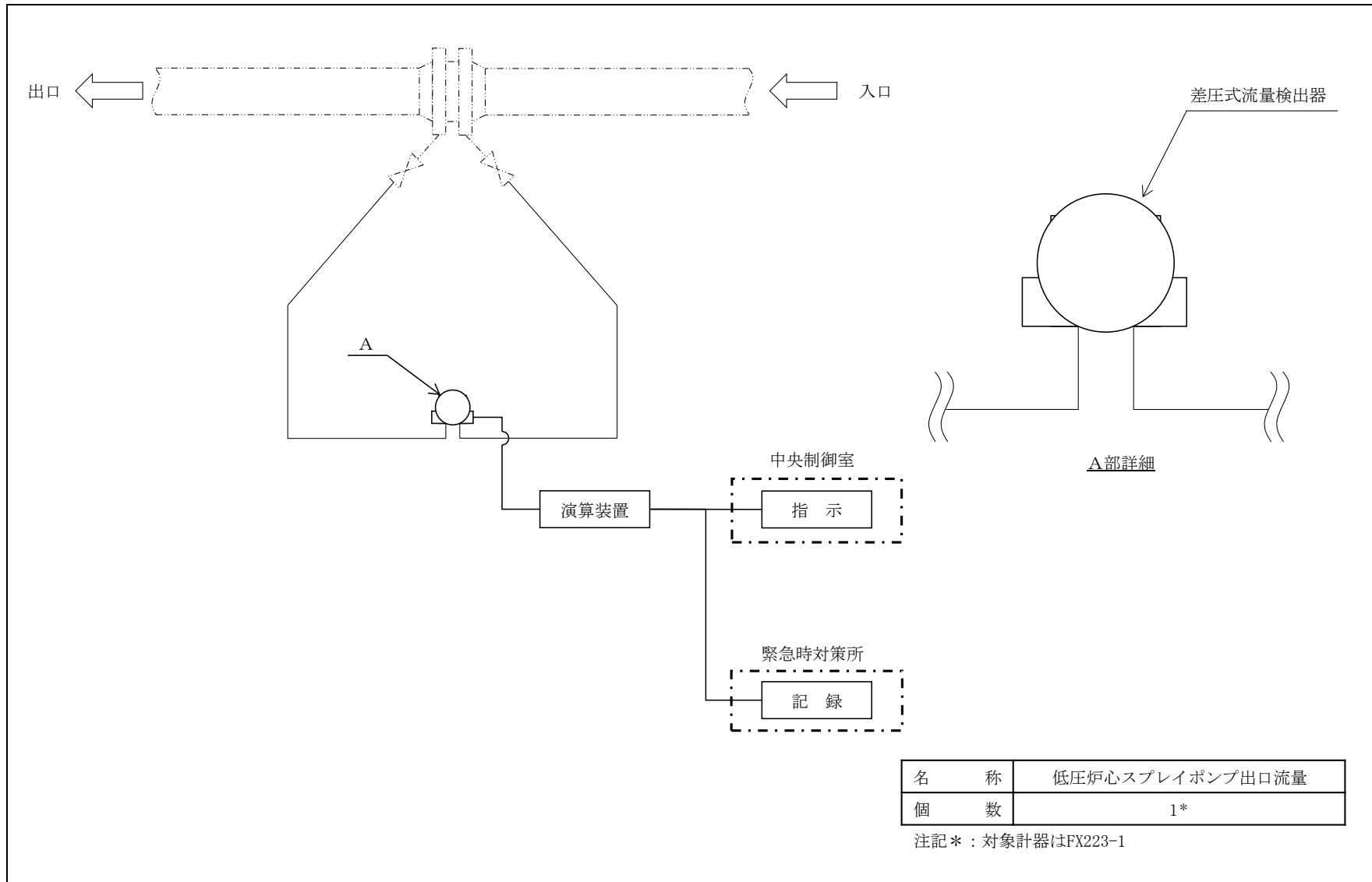


図 3-22 検出器の構造図 (低圧炉心スプレイポンプ出口流量)

(9) 高圧原子炉代替注水流量

高圧原子炉代替注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧原子炉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演算装置を経由して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、高圧原子炉代替注水流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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「高圧原子炉代替注水流量の概略構成図」及び図 3-24「検出器の構造図（高圧原子炉代替注水流量）」参照。）

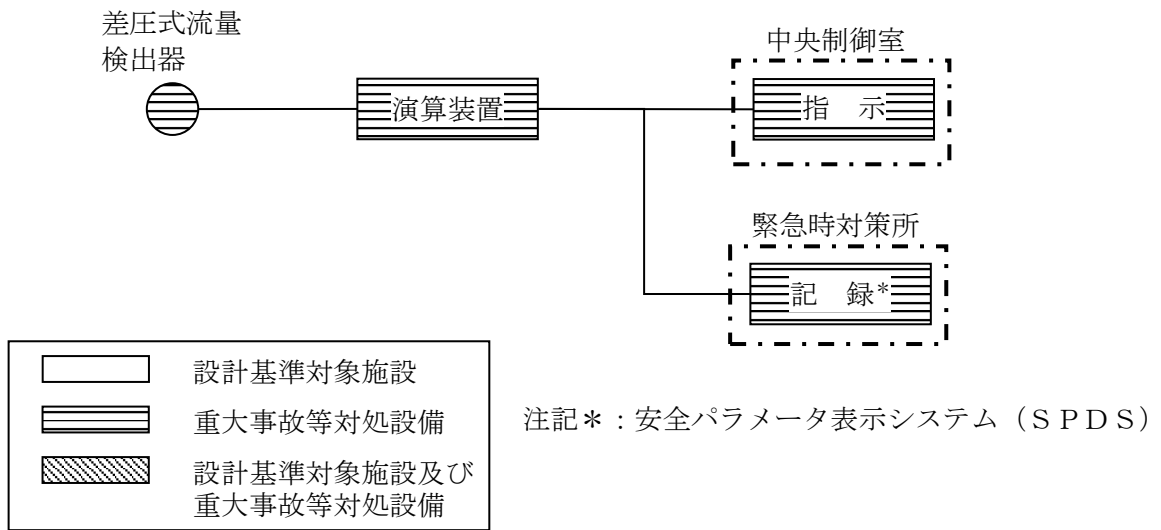


図 3-23 高圧原子炉代替注水流量の概略構成図

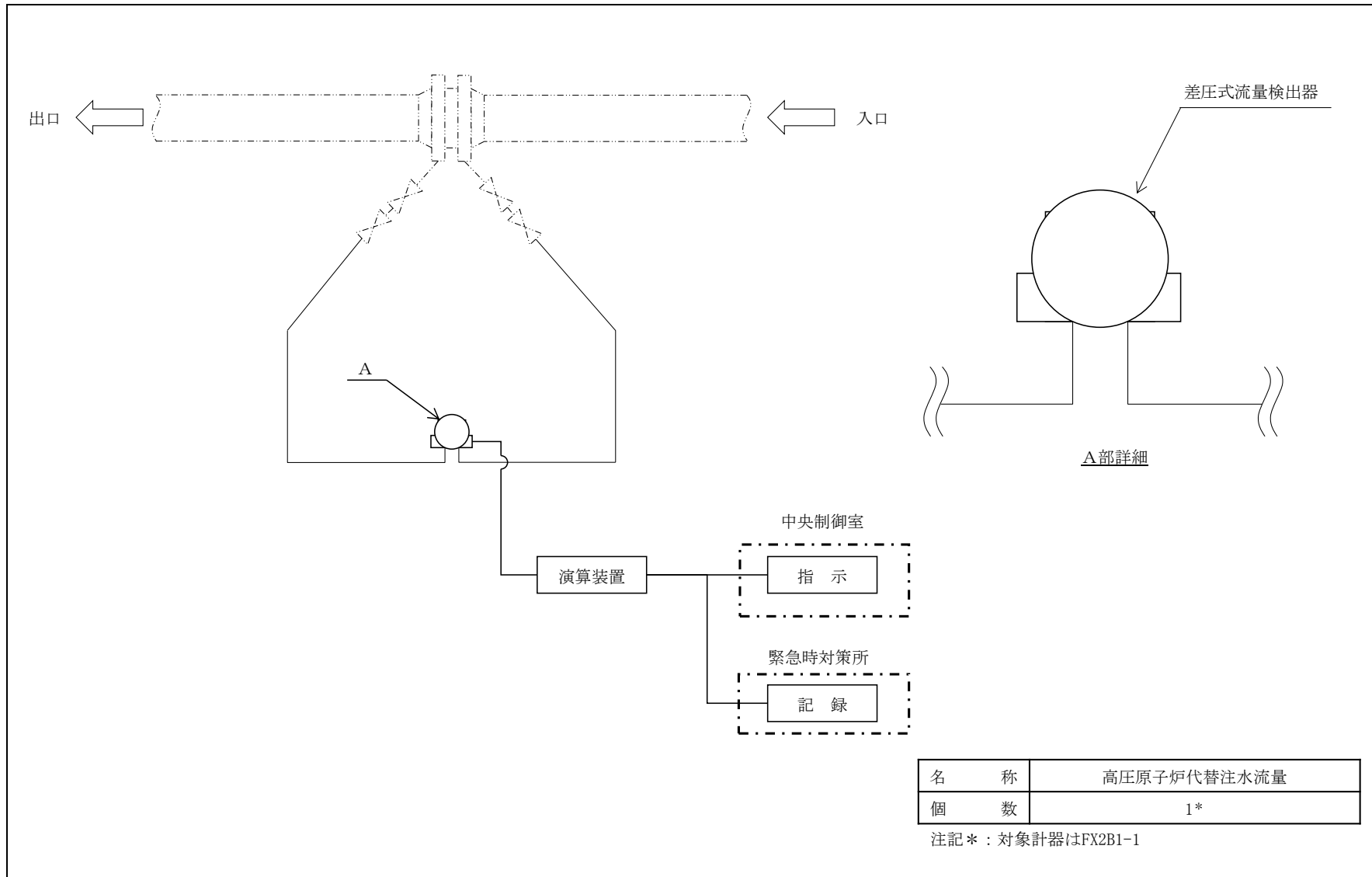


図 3-24 検出器の構造図 (高压原子炉代替注水流量)

(10) 代替注水流量（常設）

代替注水流量（常設）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，代替注水流量（常設）の検出信号は，超音波式流量検出器からの電流信号を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，代替注水流量（常設）を中央制御室に指示する。また，安全パラメータ表示システム（SPDS）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「代替注水流量（常設）の概略構成図」及び図 3-26「検出器の構造図（代替注水流量（常設）」参照。）

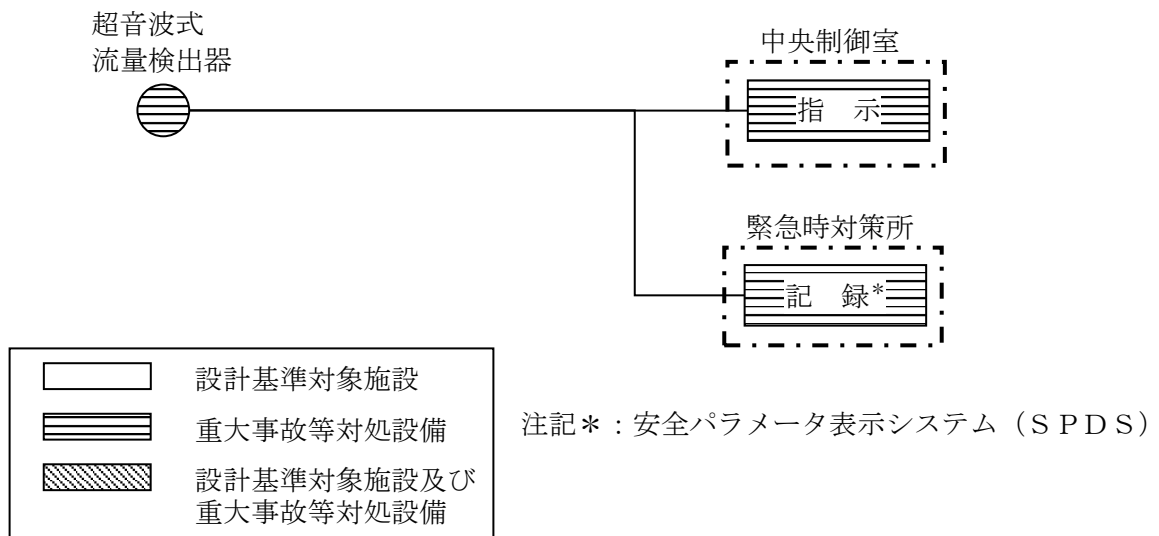


図 3-25 代替注水流量（常設）の概略構成図

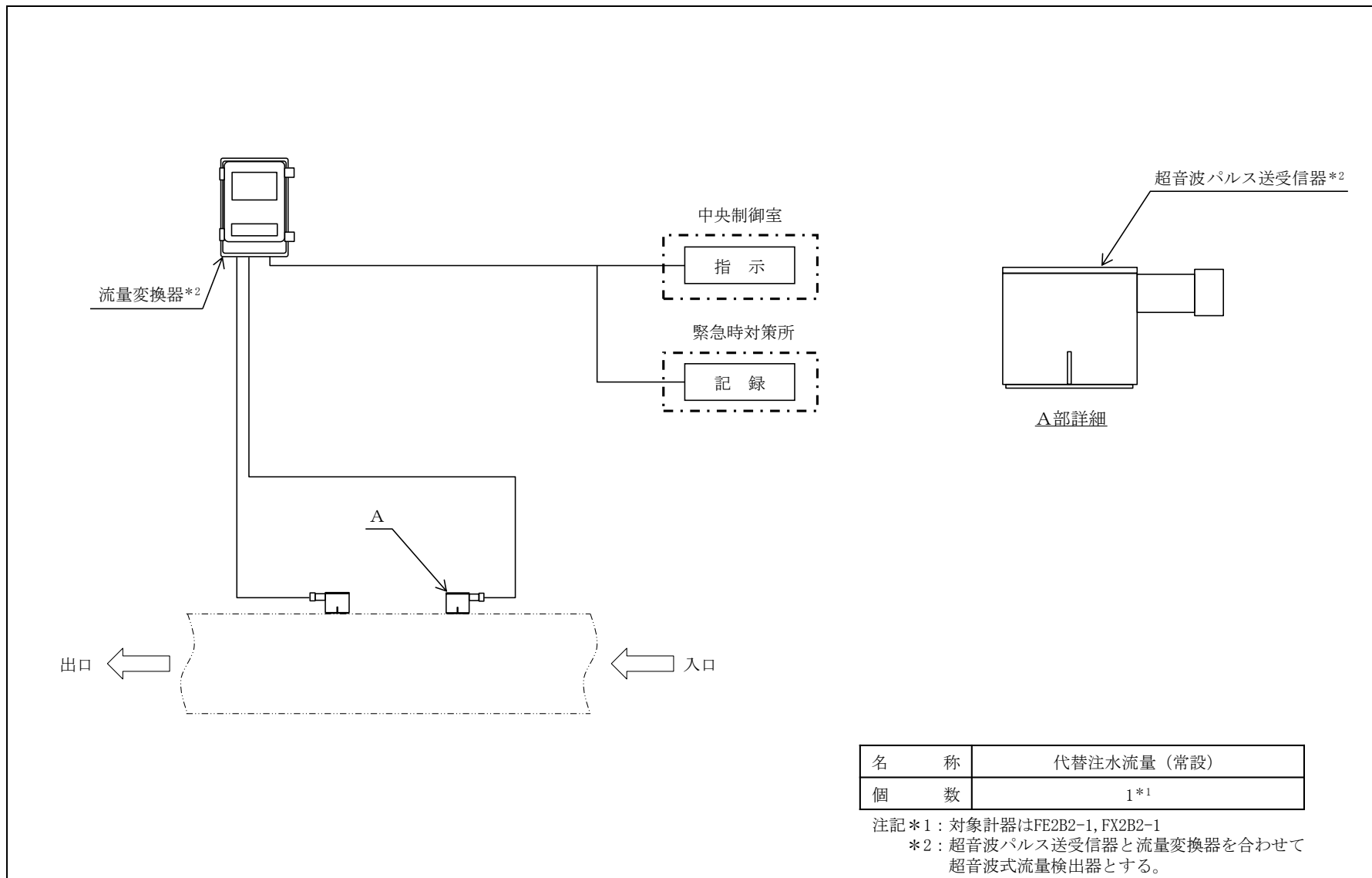


図 3-26 検出器の構造図 (代替注水流量 (常設))

(11) 低圧原子炉代替注水流量

低圧原子炉代替注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧原子炉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演算装置を経由して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、低圧原子炉代替注水流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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 「低圧原子炉代替注水流量の概略構成図」及び図 3-28 「検出器の構造図（低圧原子炉代替注水流量）」参照。）

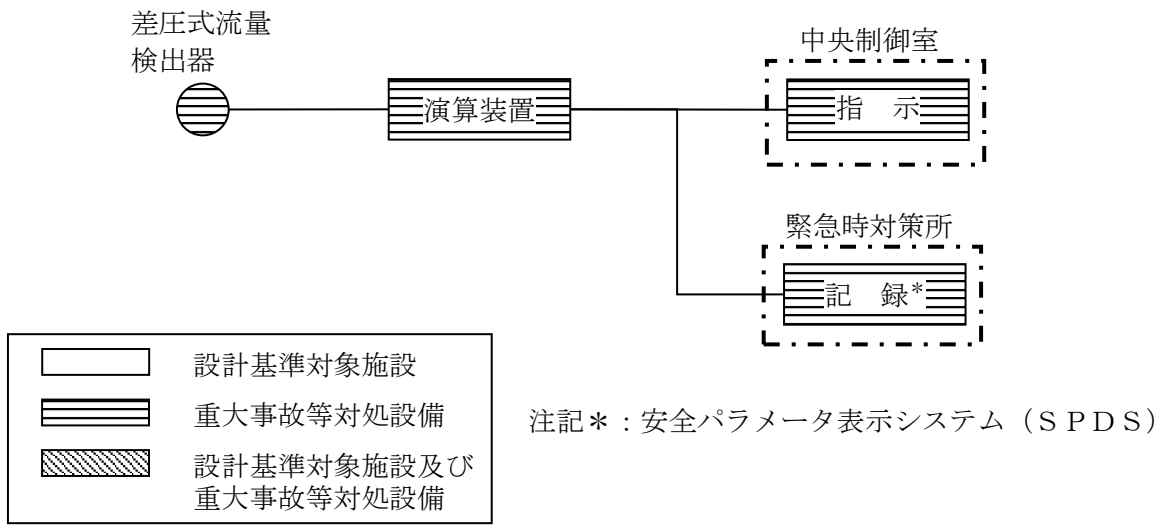


図 3-27 低圧原子炉代替注水流量の概略構成図

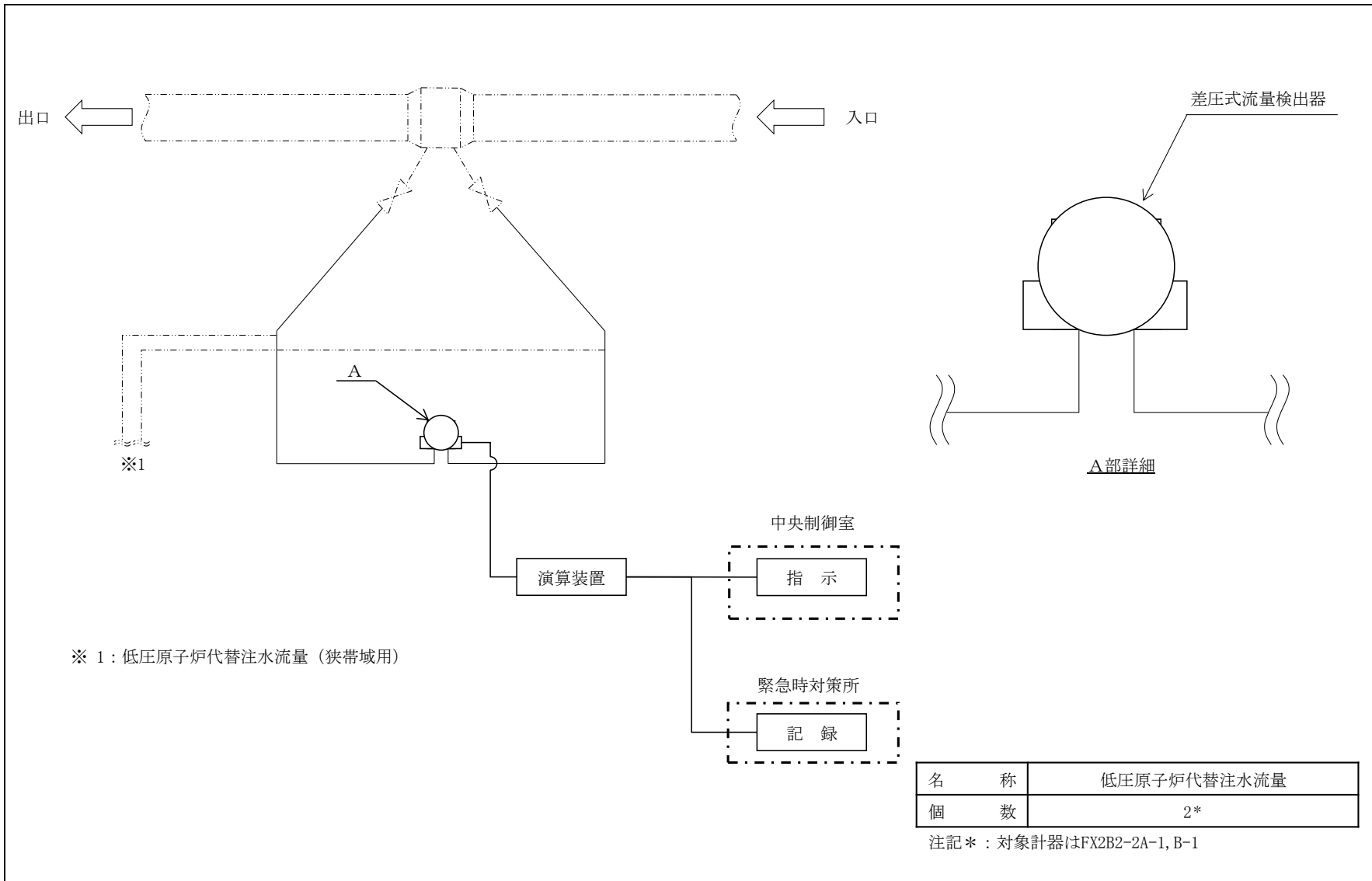


図 3-28 検出器の構造図 (低圧原子炉代替注水流量)

(12) 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）

低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して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、低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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「低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）の概略構成図」及び図 3-30「検出器の構造図（低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）」参照。）

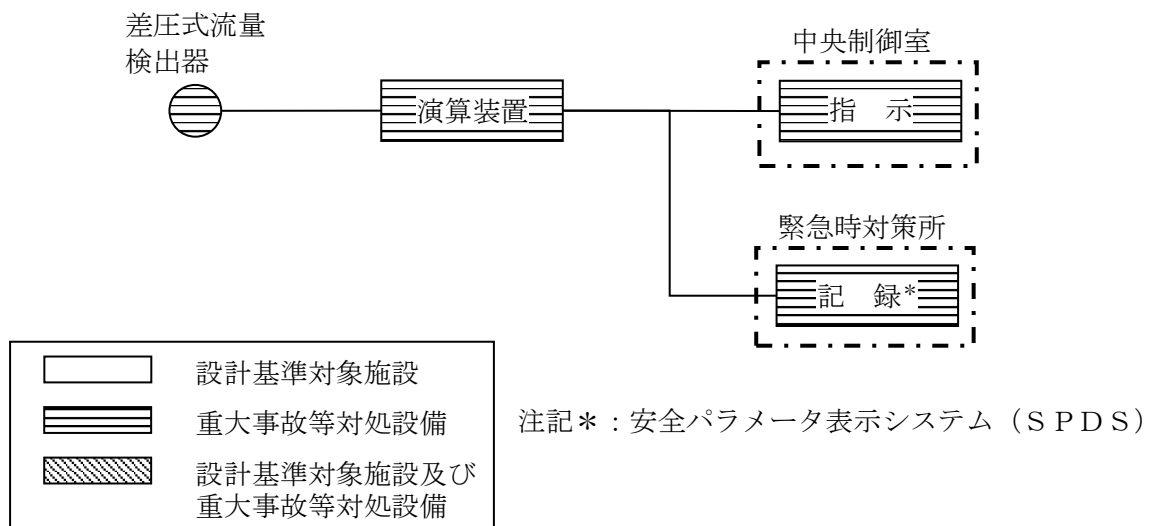


図 3-29 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）の概略構成図

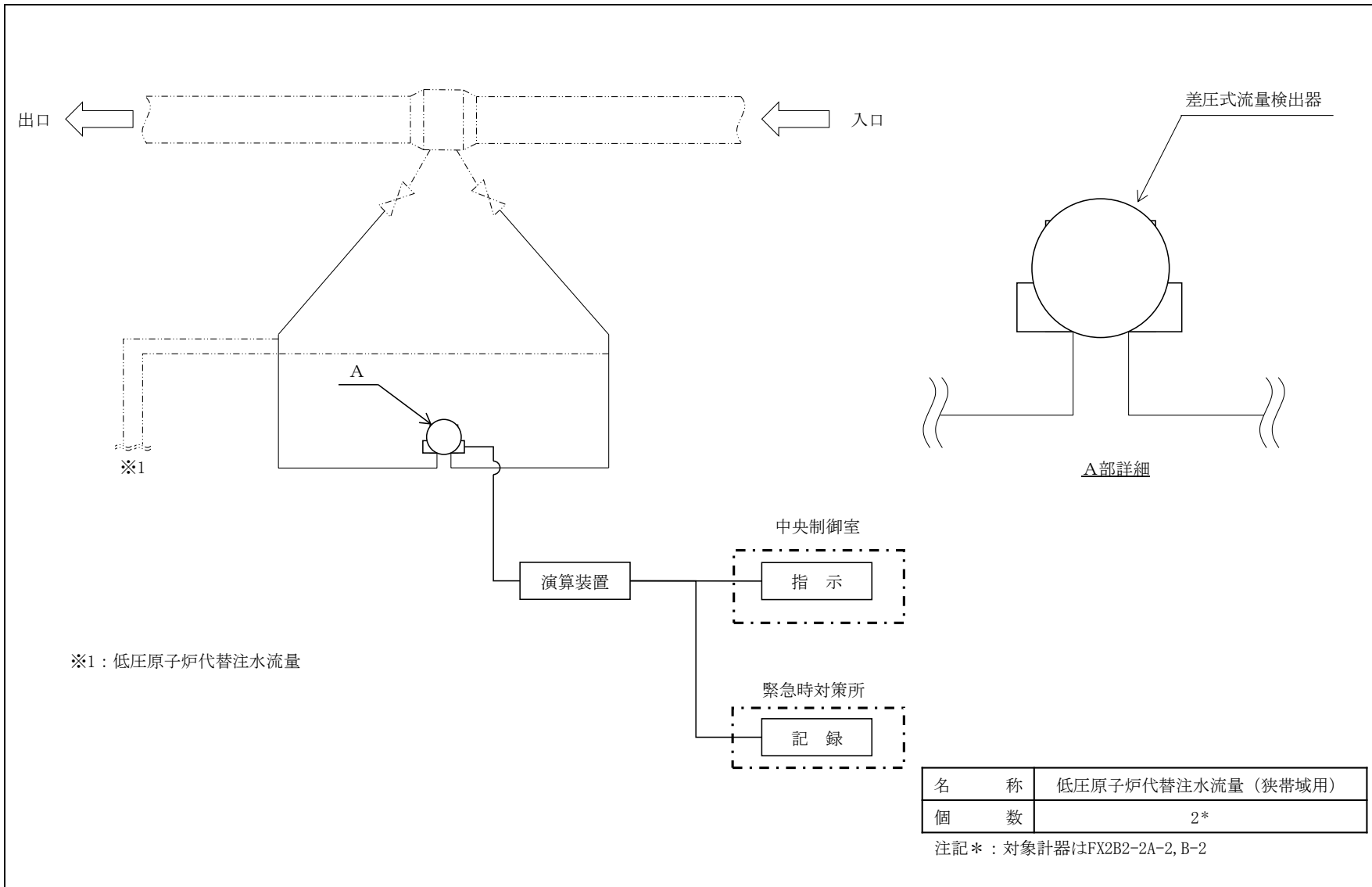


図 3-30 検出器の構造図 (低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用))

(13) 残留熱代替除去系原子炉注水流量

残留熱代替除去系原子炉注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱代替除去系原子炉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演算装置を經由して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、残留熱代替除去系原子炉注水流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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「残留熱代替除去系原子炉注水流量の概略構成図」及び図 3-32「検出器の構造図（残留熱代替除去系原子炉注水流量）」参照。）

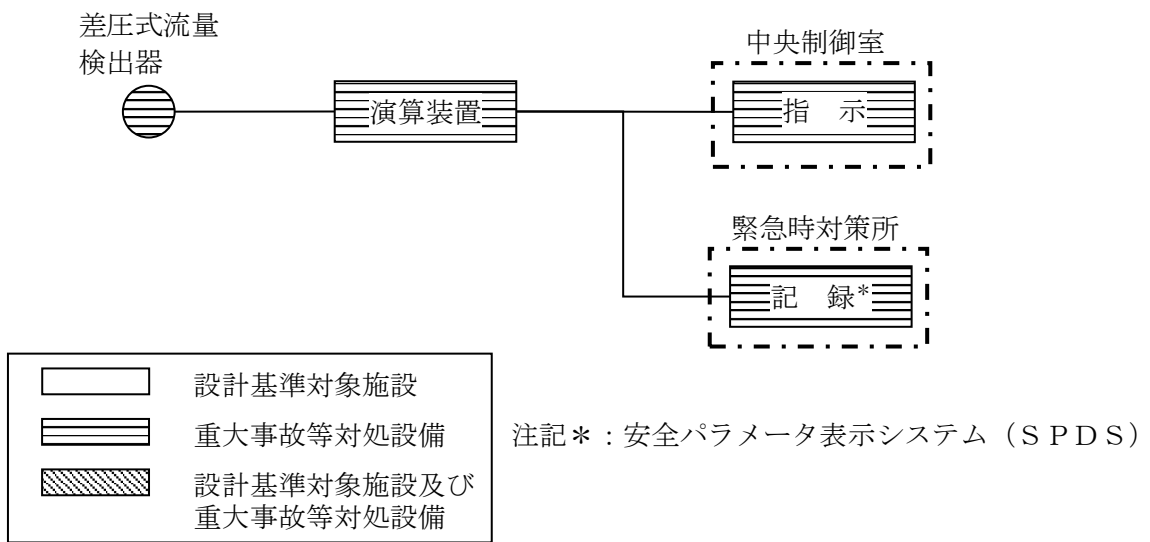


図 3-31 残留熱代替除去系原子炉注水流量の概略構成図

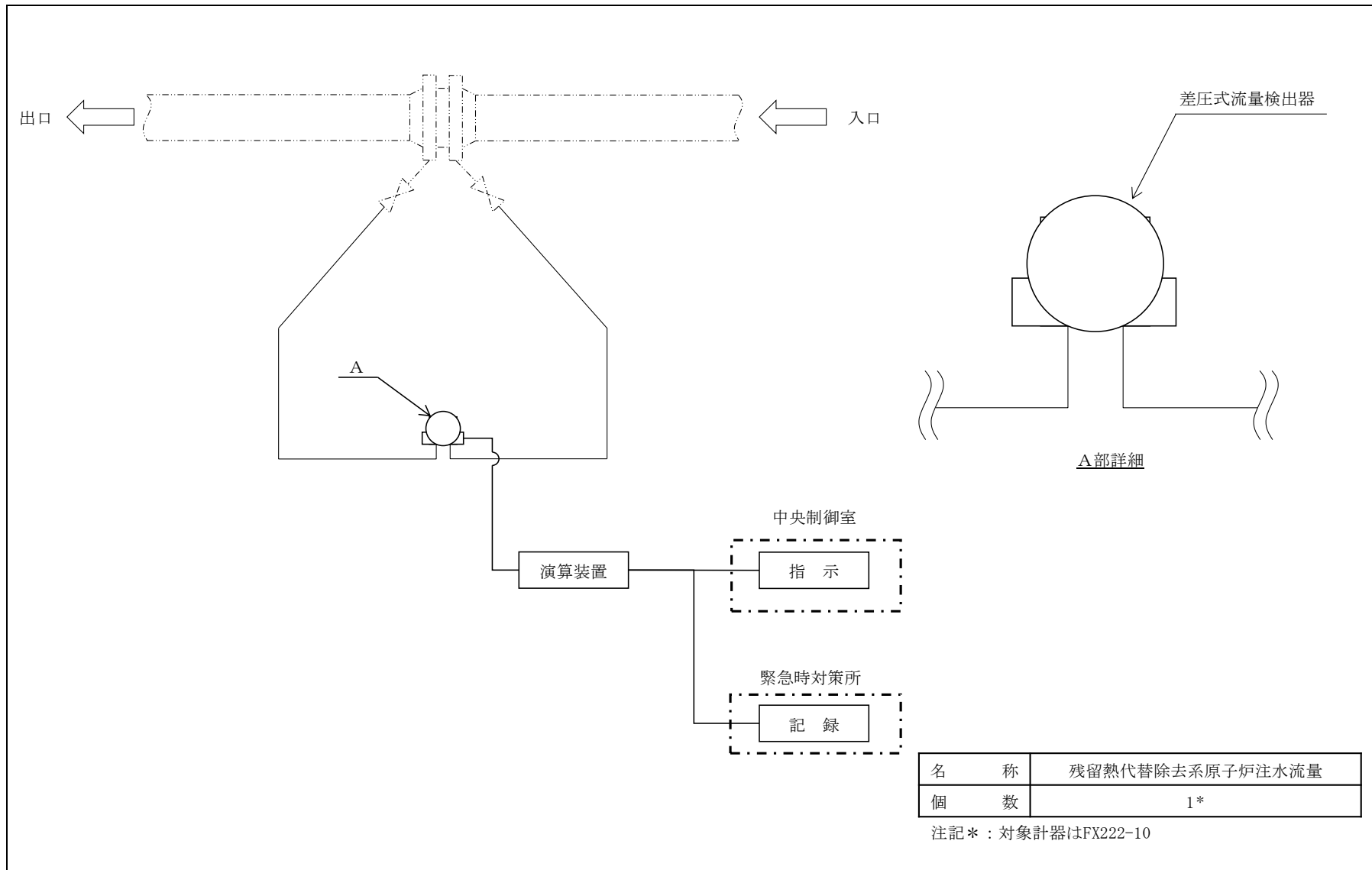


図 3-32 検出器の構造図 (残留熱代替除去系原子炉注水流量)

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中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、原子炉圧力を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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 「原子炉圧力の概略構成図」及び図 3-34 「検出器の構造図（原子炉圧力）」参照。）

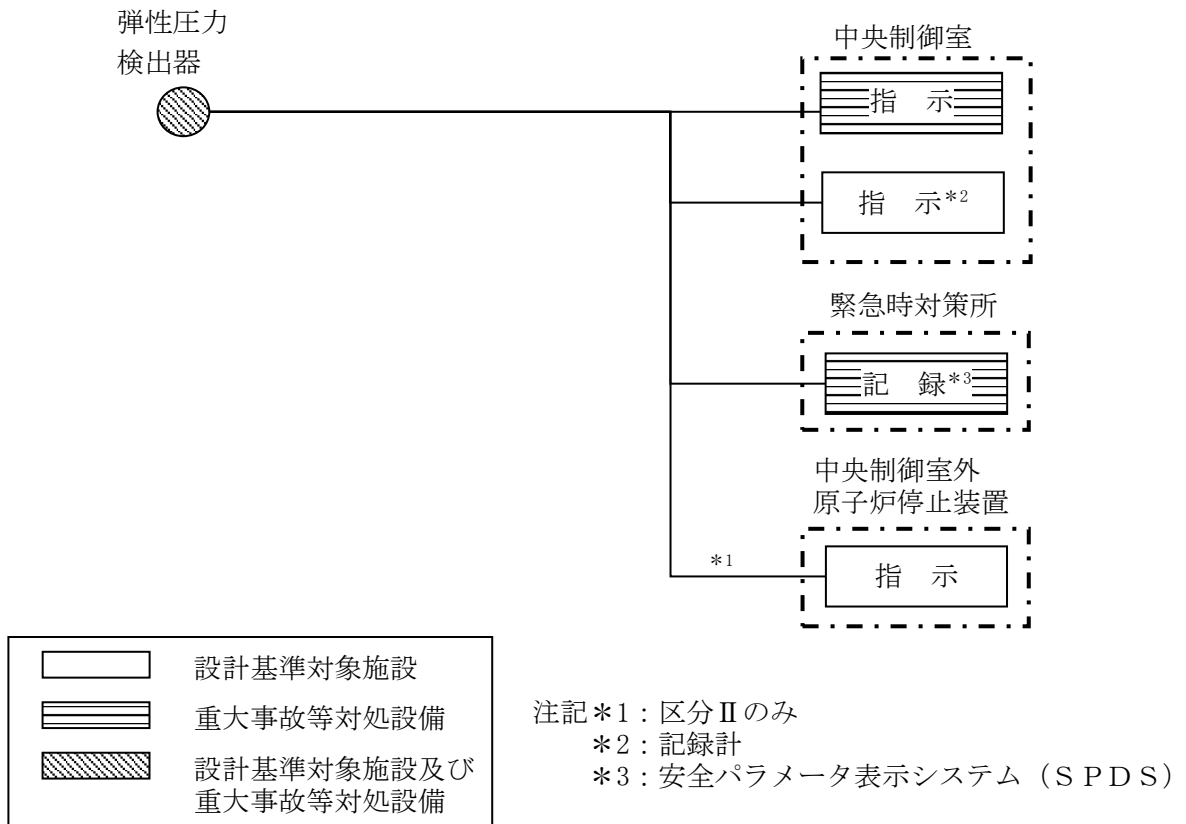


図 3-33 原子炉圧力の概略構成図

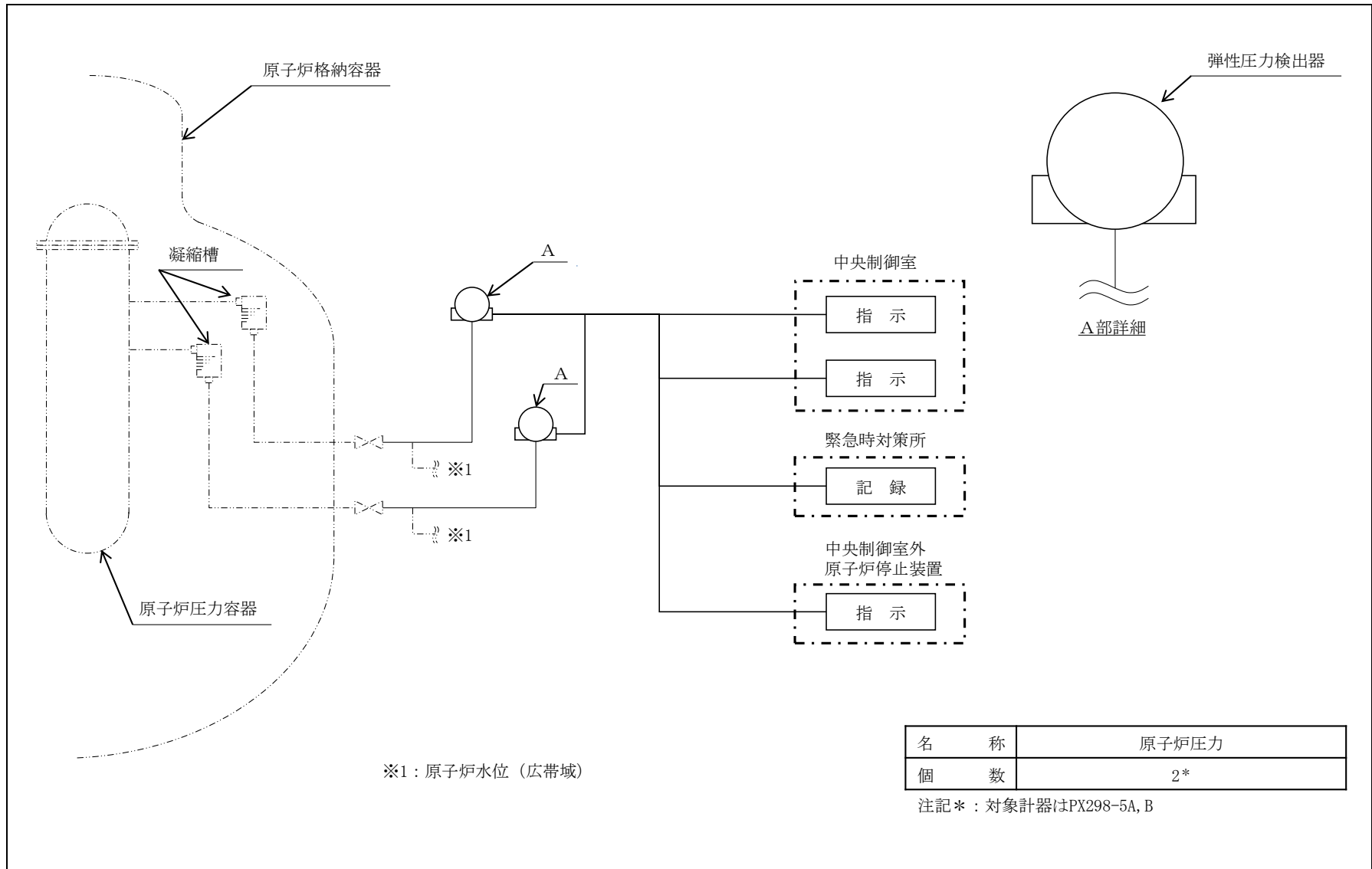


図 3-34 検出器の構造図（原子炉圧力）

(2) 原子炉圧力 (S A)

原子炉圧力 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力 (S A) の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、原子炉圧力 (S A) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (S P D S) 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「原子炉圧力 (S A) の概略構成図」及び図 3-36「検出器の構造図 (原子炉圧力 (S A))」参照。)

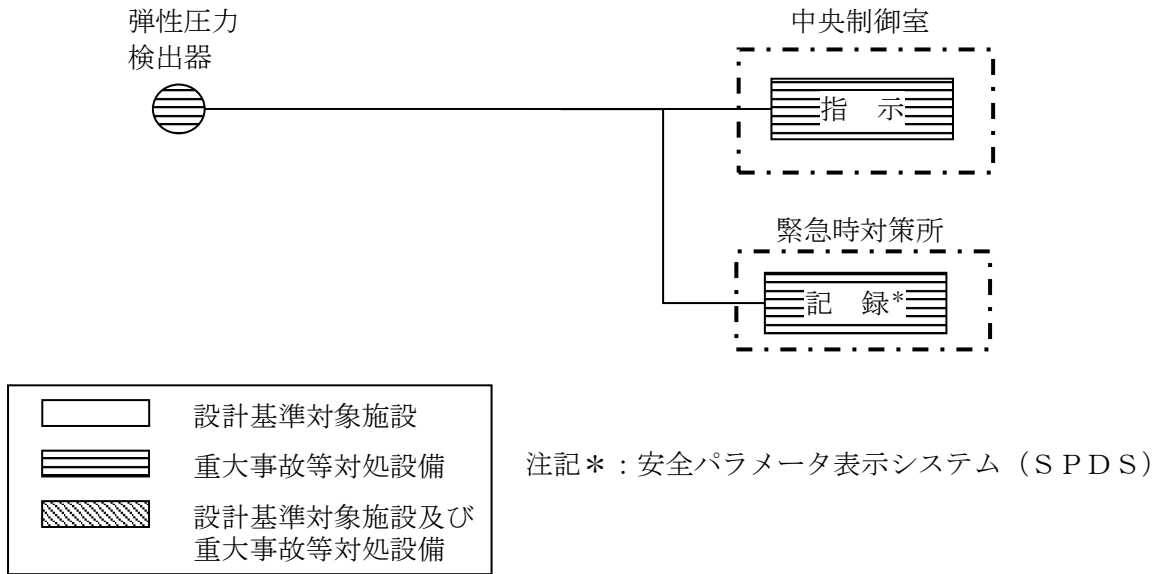


図 3-35 原子炉圧力 (S A) の概略構成図

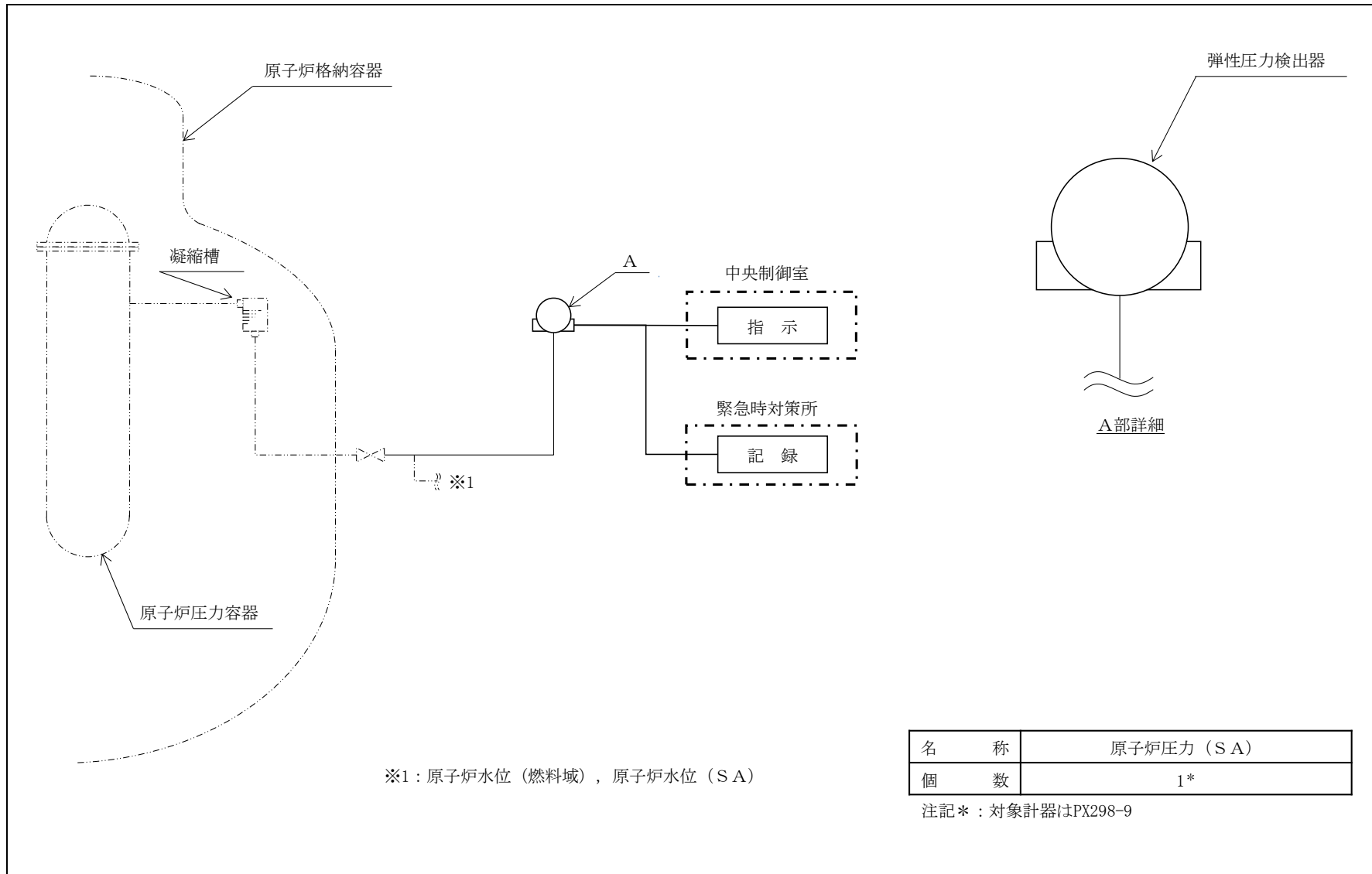


図 3-36 検出器の構造図 (原子炉圧力 (S A))

(3) 原子炉水位（広帯域）

原子炉水位（広帯域）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位（広帯域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位（広帯域）を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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「原子炉水位（広帯域）の概略構成図」及び図 3-38「検出器の構造図（原子炉水位（広帯域）」参照。）

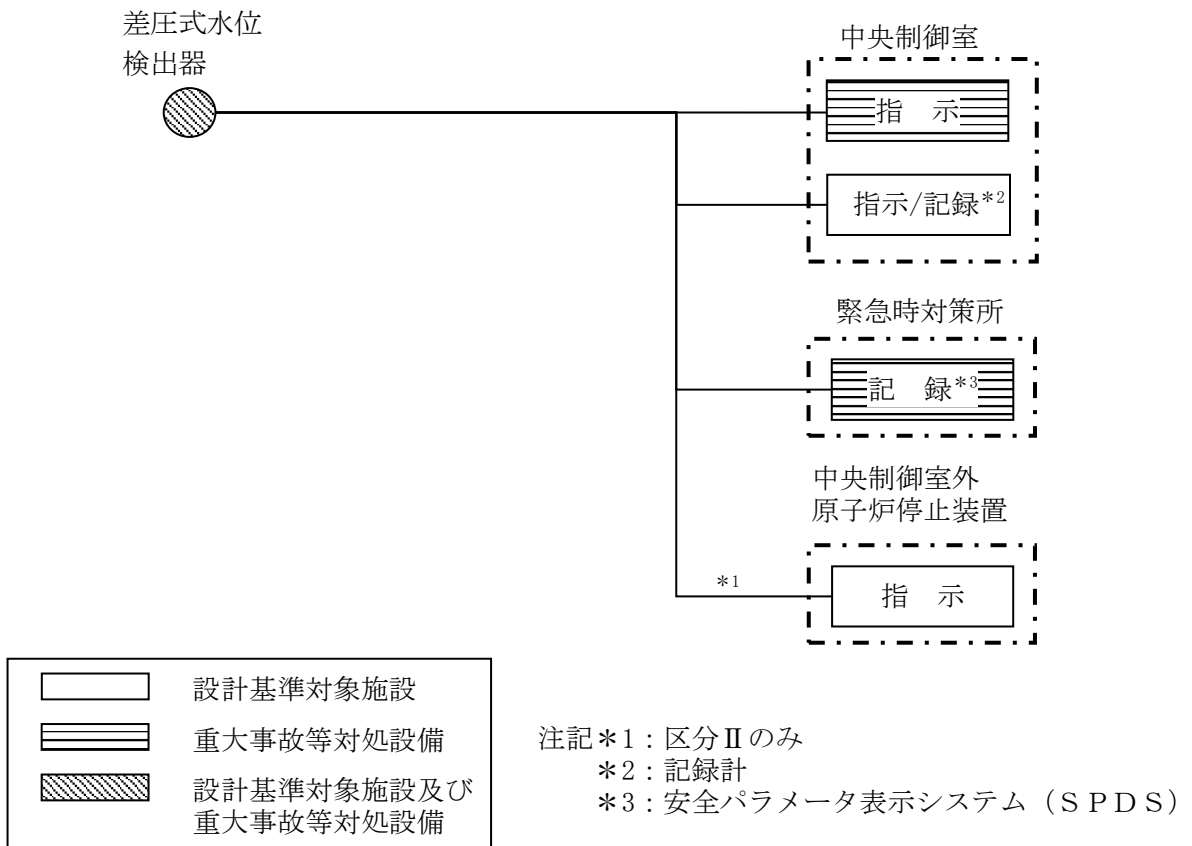


図 3-37 原子炉水位（広帯域）の概略構成図

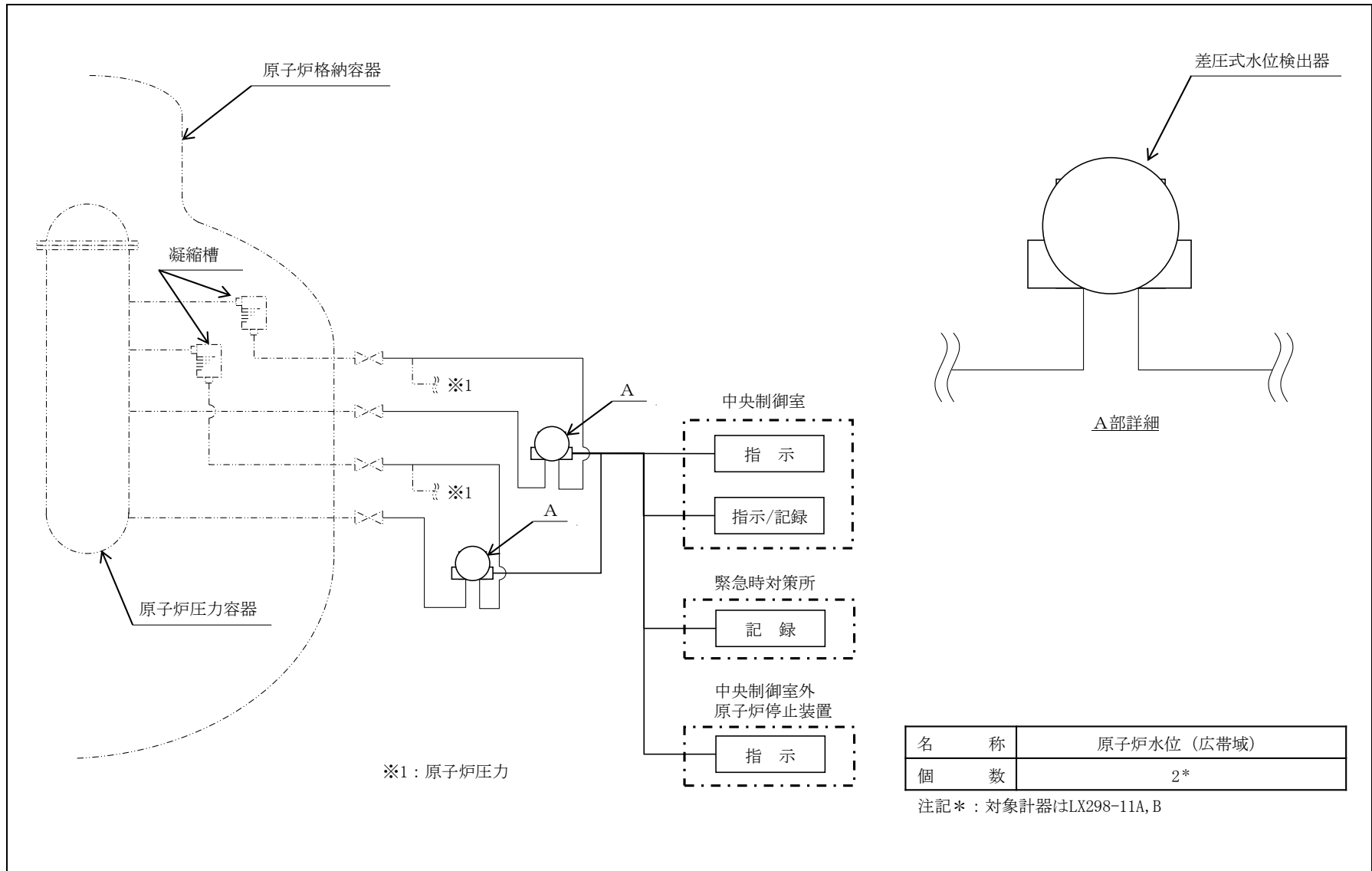


図 3-38 検出器の構造図（原子炉水位（広帯域））

(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、安全パラメータ表示システム（SPDS）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「原子炉水位（燃料域）の概略構成図」及び図 3-40「検出器の構造図（原子炉水位（燃料域）」参照。）

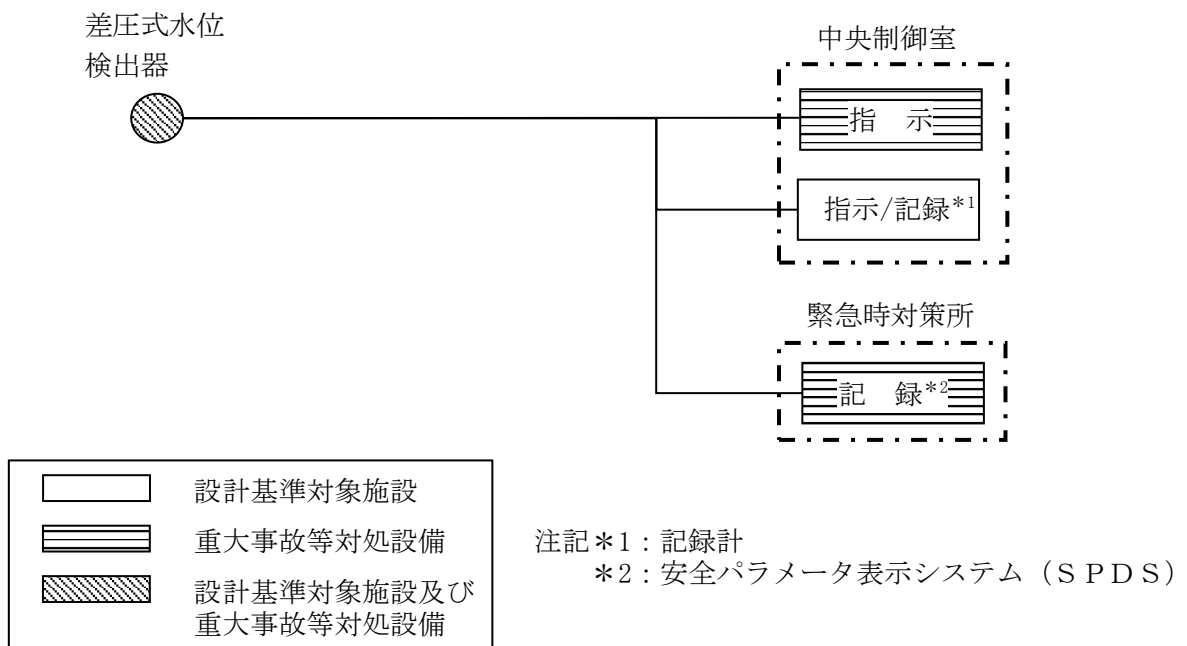


図 3-39 原子炉水位（燃料域）の概略構成図

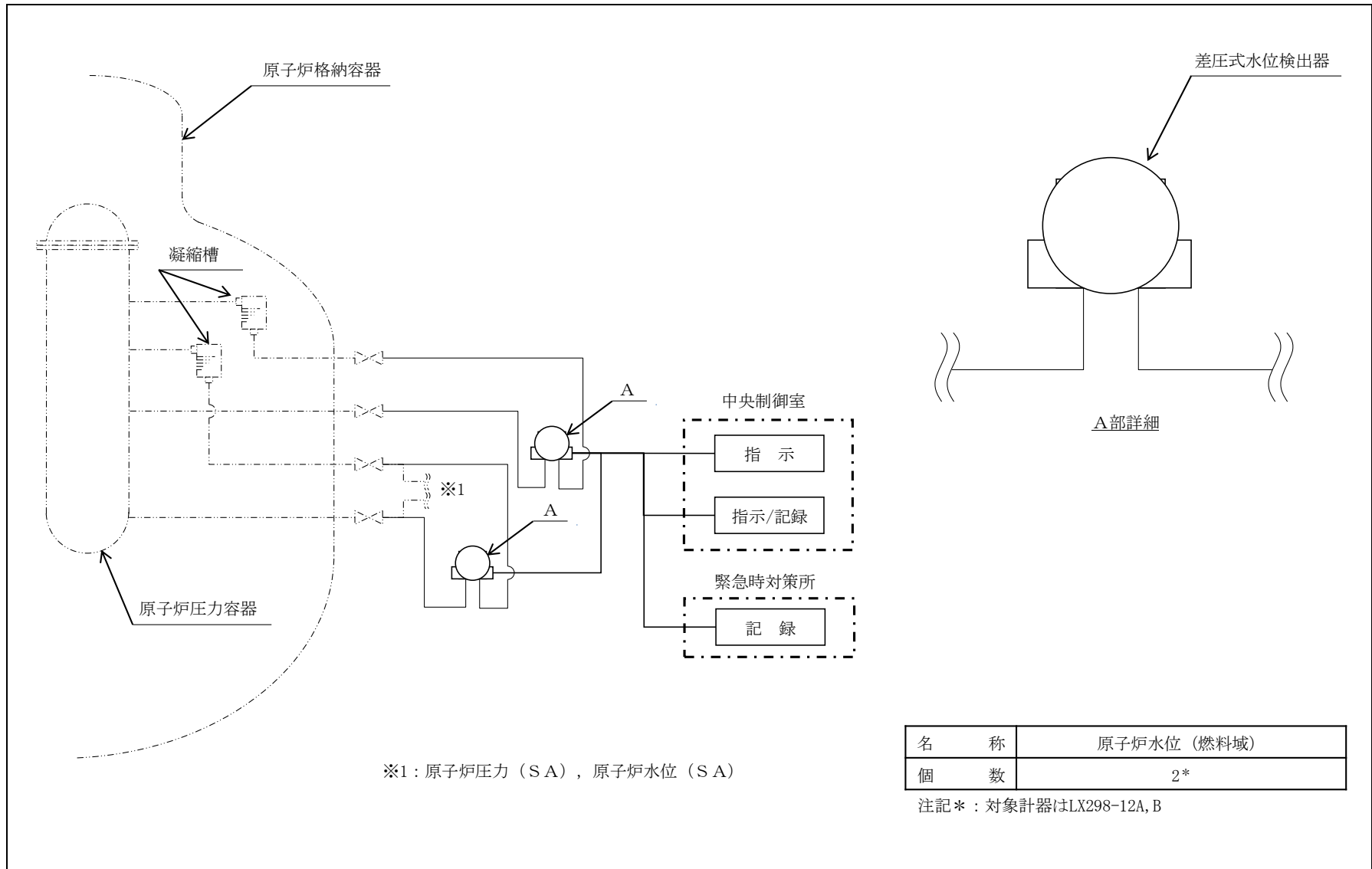


図 3-40 検出器の構造図（原子炉水位（燃料域））

(5) 原子炉水位 (S A)

原子炉水位 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位 (S A) 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 (S A) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (S P D S) 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 「原子炉水位 (S A) の概略構成図」及び図 3-42 「検出器の構造図 (原子炉水位 (S A))」参照。)

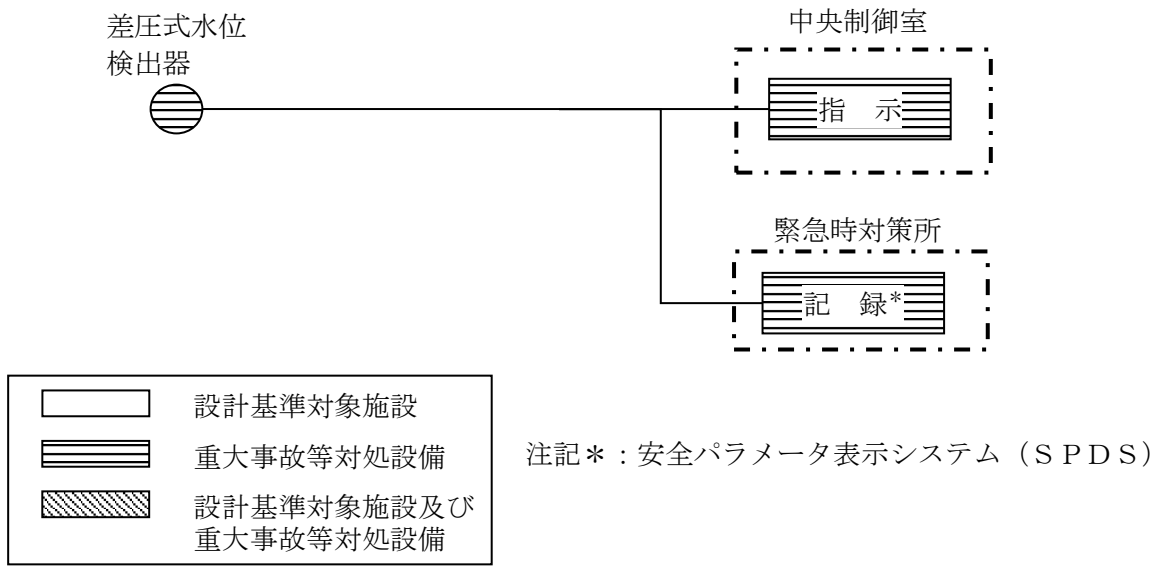


図 3-41 原子炉水位 (S A) の概略構成図

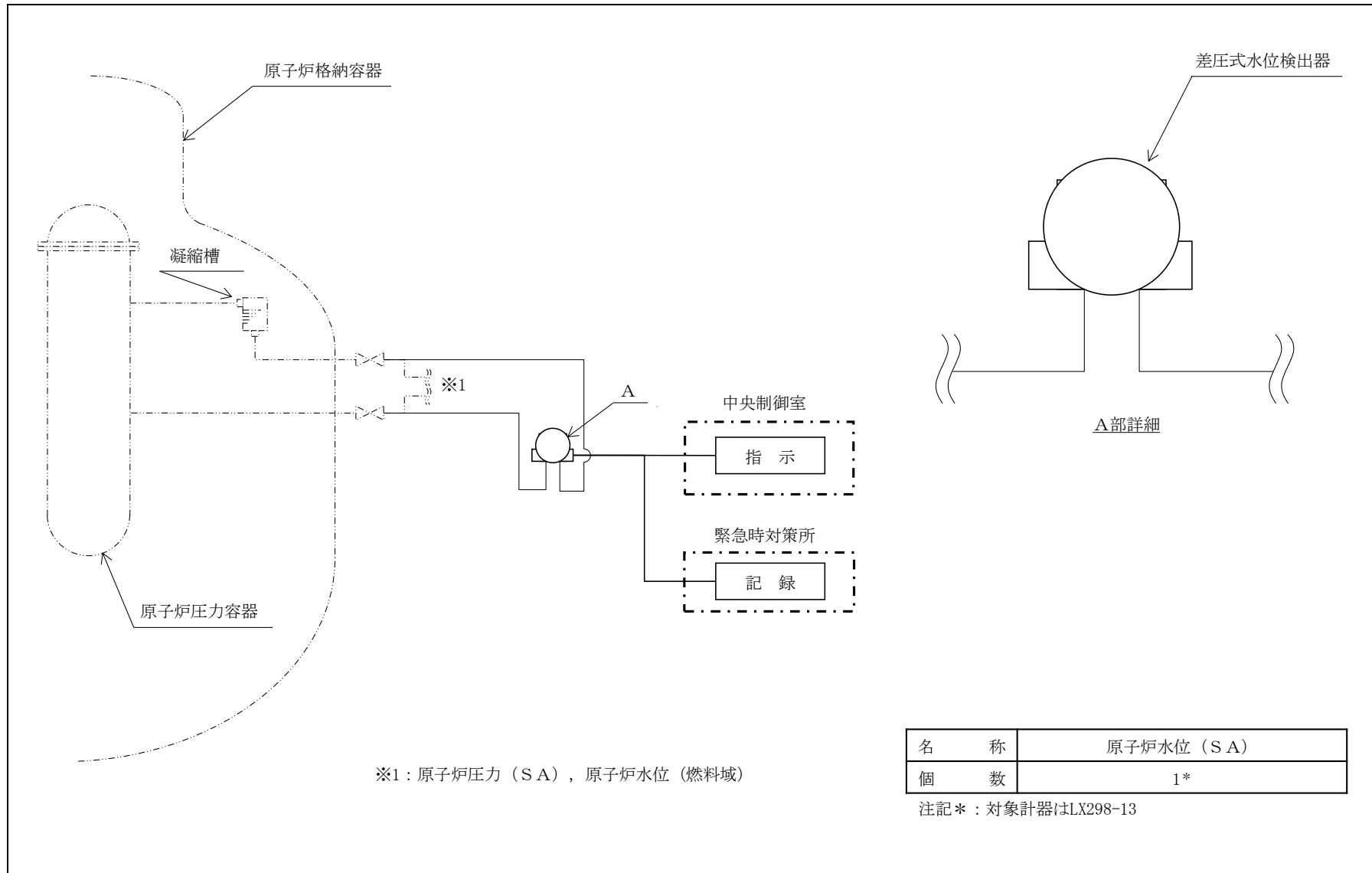


図 3-42 検出器の構造図（原子炉水位（SA））

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) ドライウエル圧力（SA）

ドライウエル圧力（SA）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，ドライウエル圧力（SA）を中央制御室に指示する。また，安全パラメータ表示システム（SPDS）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「ドライウエル圧力（SA）の概略構成図」及び図 3-44「検出器の構造図（ドライウエル圧力（SA）」参照。）

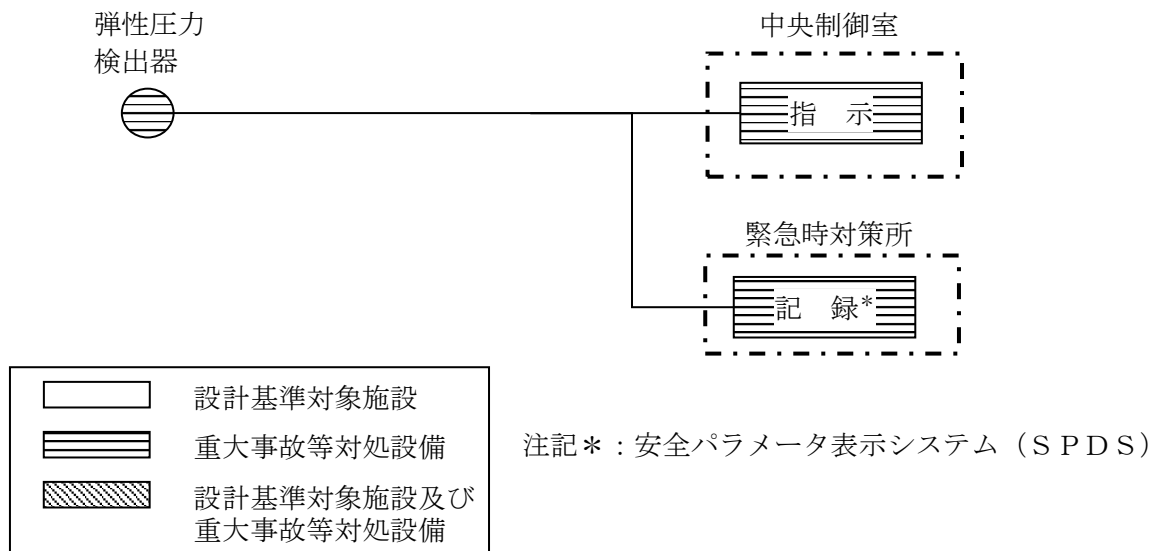
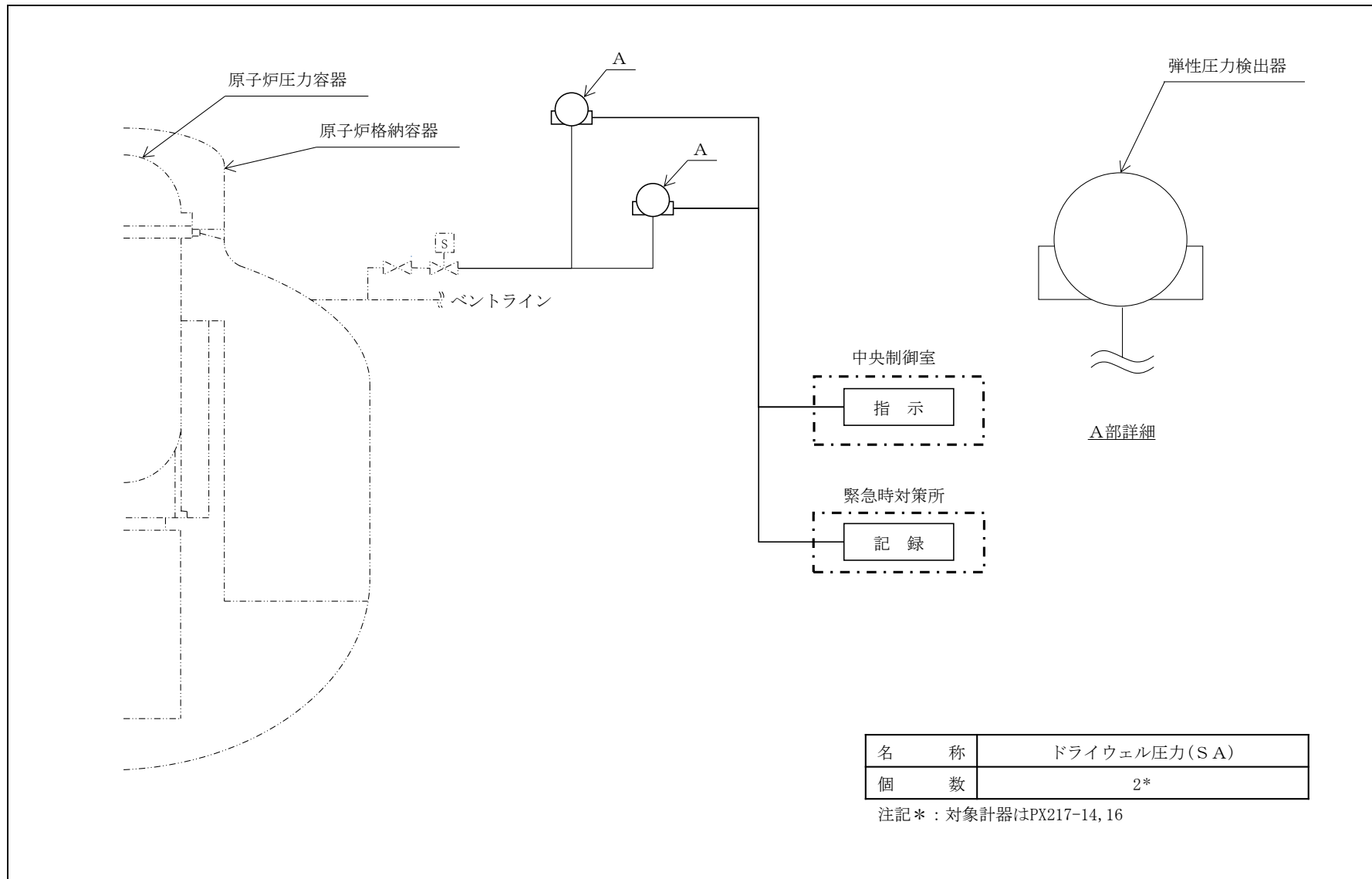


図 3-43 ドライウエル圧力（SA）の概略構成図



名 称	ドライウェル圧力(S A)
個 数	2*

注記* : 対象計器はPX217-14, 16

図 3-44 検出器の構造図 (ドライウェル圧力 (S A))

(2) サプレッションチェンバ圧力 (SA)

サプレッションチェンバ圧力 (SA) 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、サプレッションチェンバ圧力 (SA) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) 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圧力 (SA) 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圧力 (SA))」参照。)

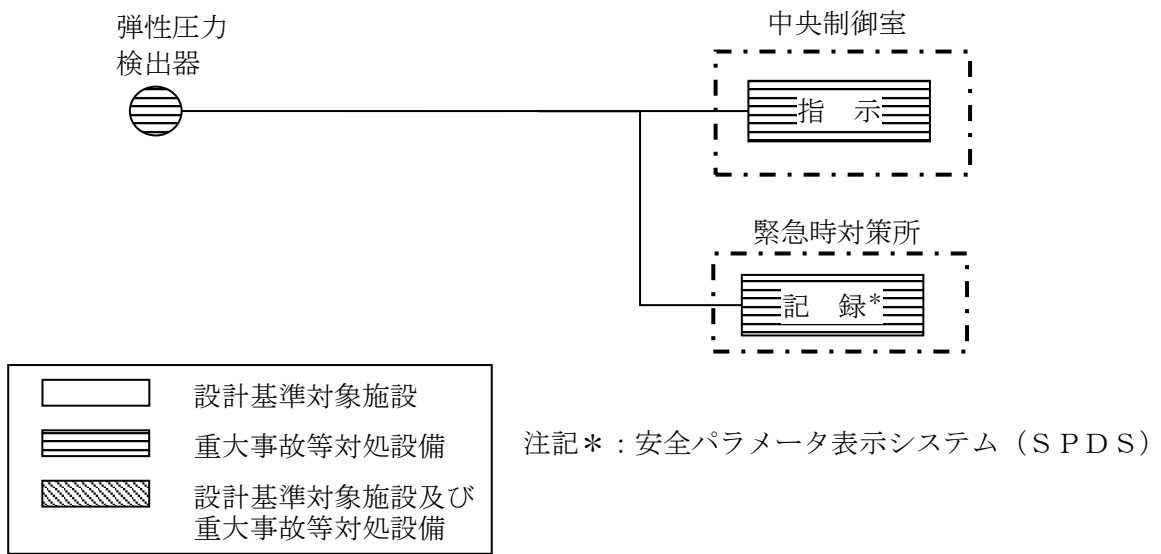


図 3-45 サプレッションチェンバ圧力 (SA) の概略構成図

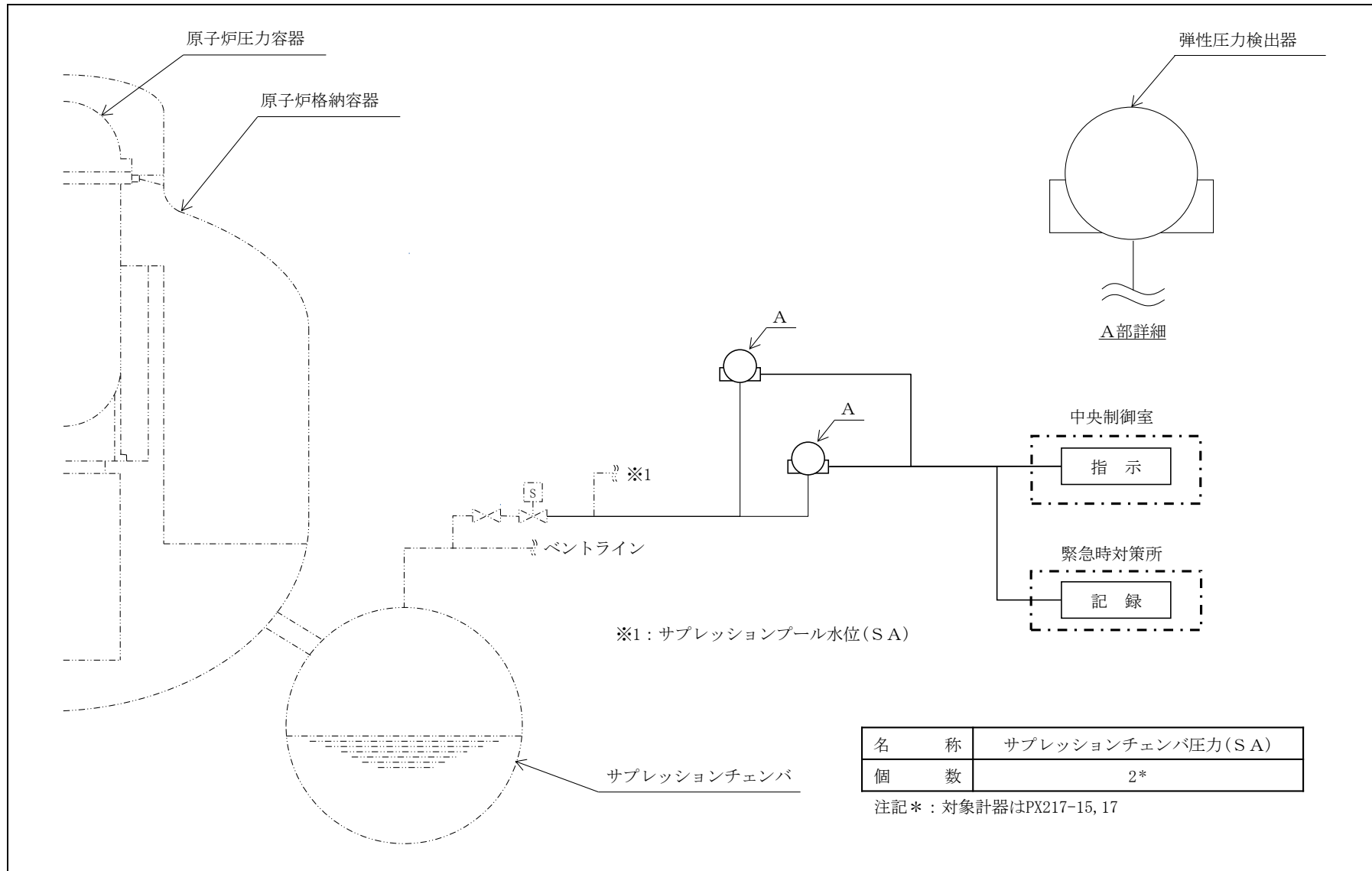


図 3-46 検出器の構造図 (サプレッションチェンバ圧力 (SA))

(3) ドライウエル温度 (SA)

ドライウエル温度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウエル温度 (SA) の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置を経由して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、ドライウエル温度 (SA) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) 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 「ドライウエル温度 (SA) の概略構成図」及び図 3-48 「検出器の構造図 (ドライウエル温度 (SA))」参照。)

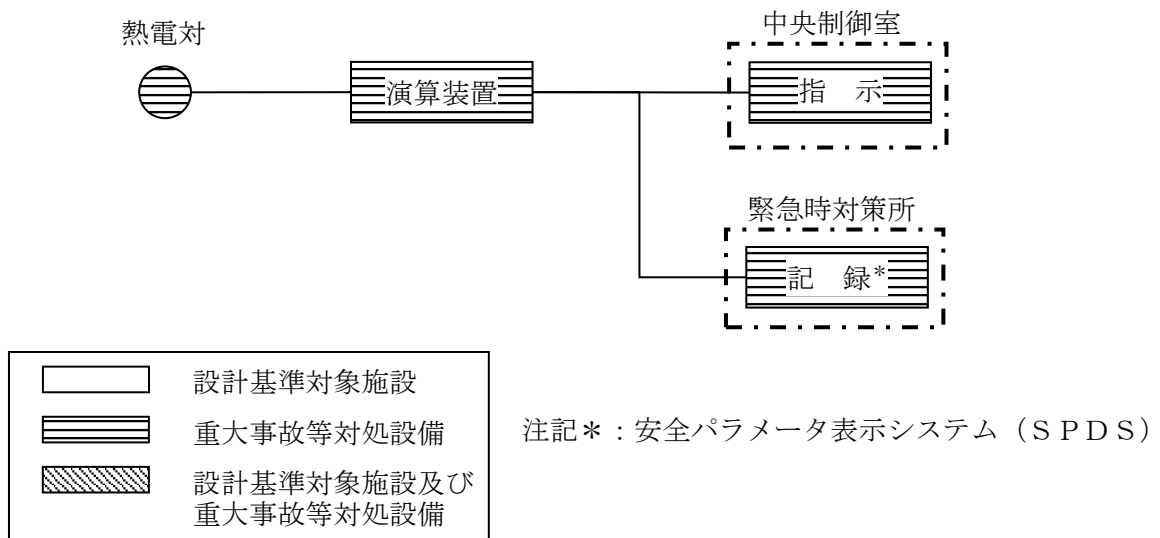


図 3-47 ドライウエル温度 (SA) の概略構成図

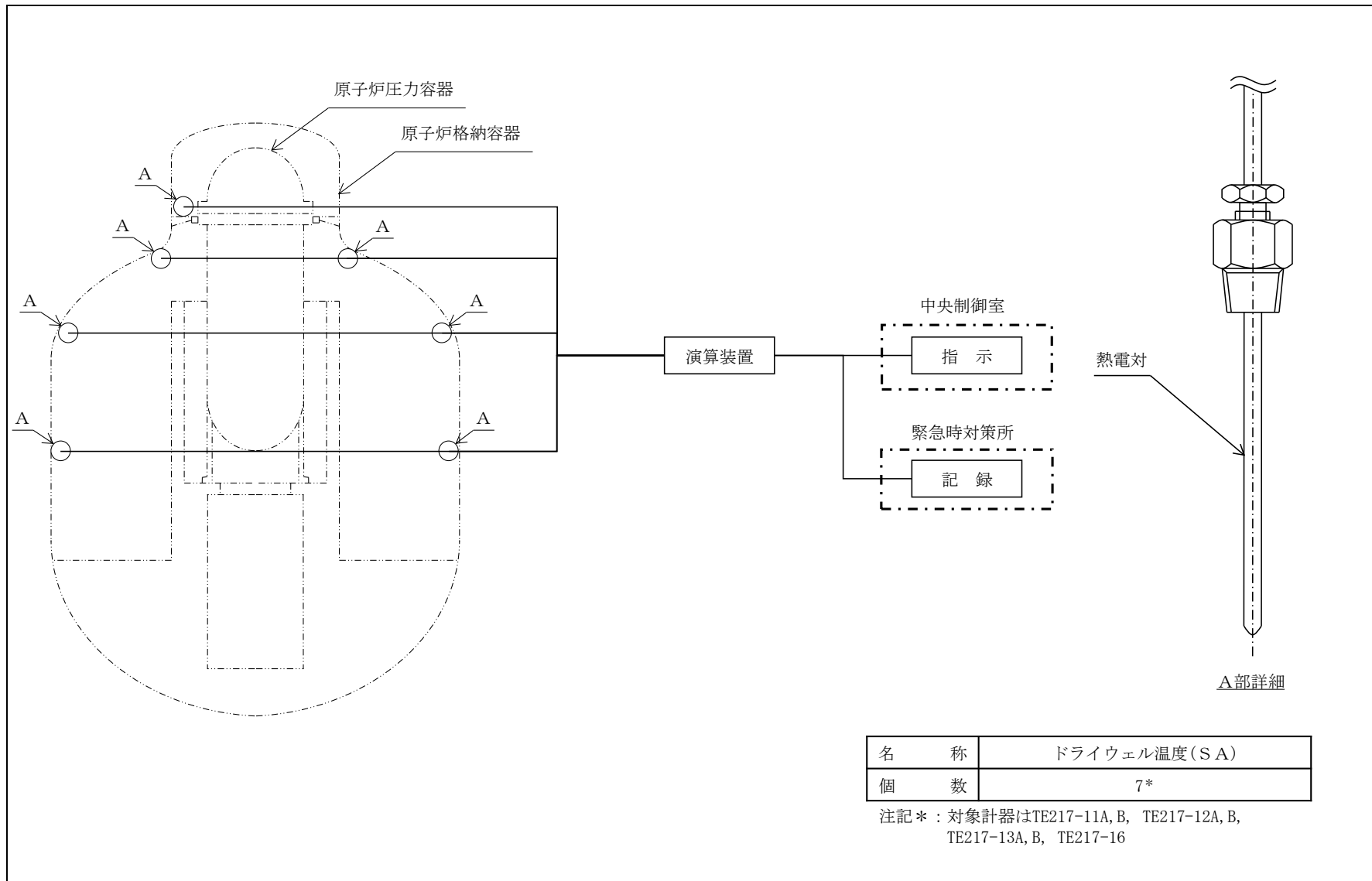


図 3-48 検出器の構造図 (ドライウェル温度 (S A))

(4) ペDESTAL温度 (SA)

ペDESTAL温度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ペDESTAL温度 (SA) の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置を経由して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、ペDESTAL温度 (SA) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) 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「ペDESTAL温度 (SA) の概略構成図」及び図 3-50「検出器の構造図 (ペDESTAL温度 (SA))」参照。)

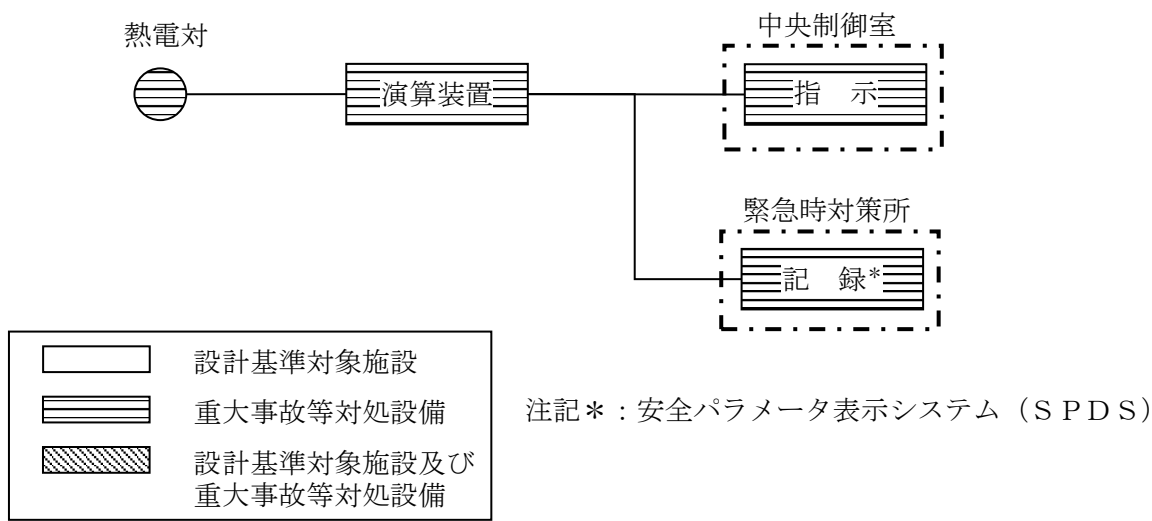


図 3-49 ペDESTAL温度 (SA) の概略構成図

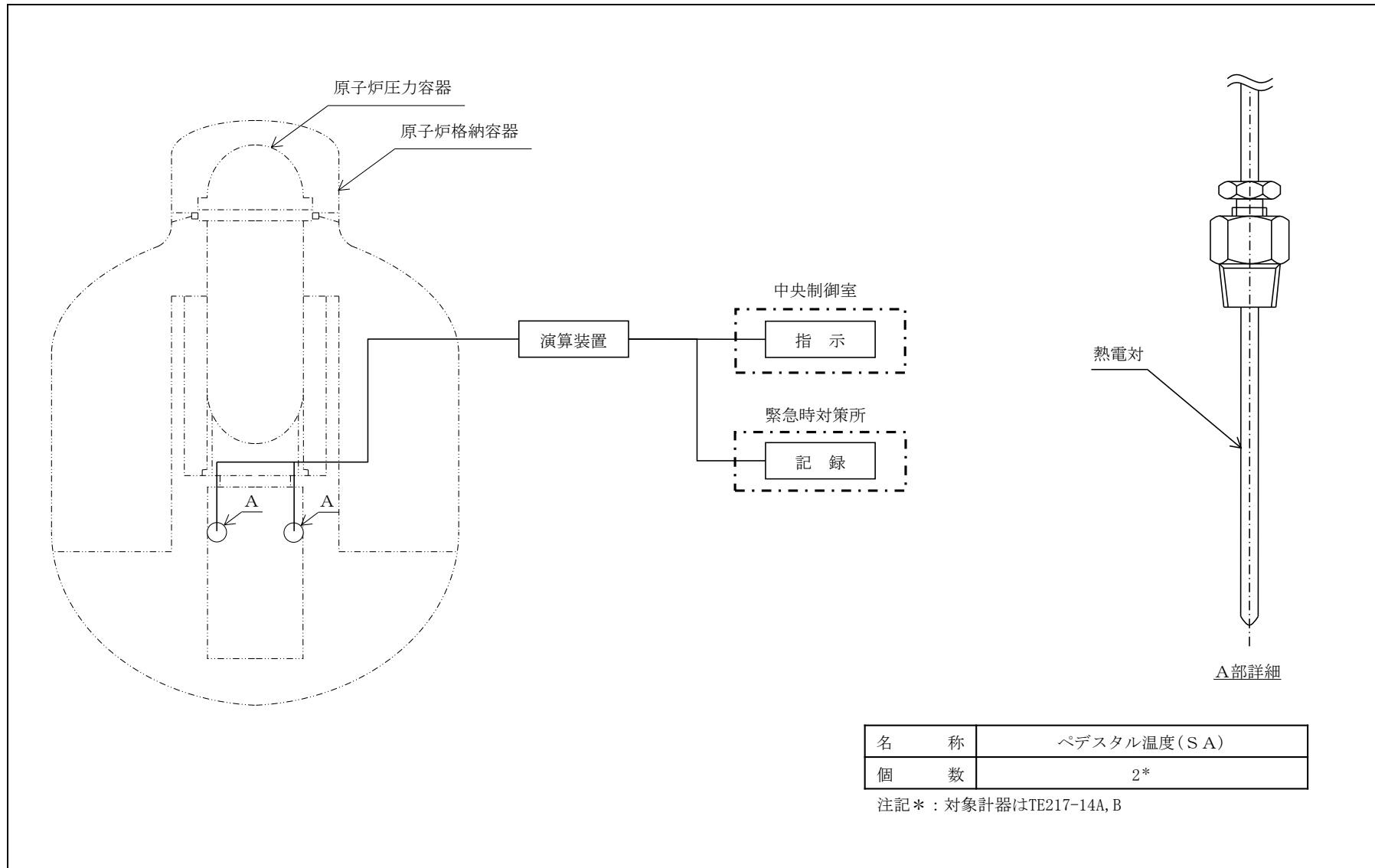


図 3-50 検出器の構造図 (ペDESTAL温度 (SA))

(5) ペDESTAL水温度 (SA)

ペDESTAL水温度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ペDESTAL水温度 (SA) の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置を經由して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、ペDESTAL水温度 (SA) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) 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 「ペDESTAL水温度 (SA) の概略構成図」及び図 3-52 「検出器の構造図 (ペDESTAL水温度 (SA))」参照。)

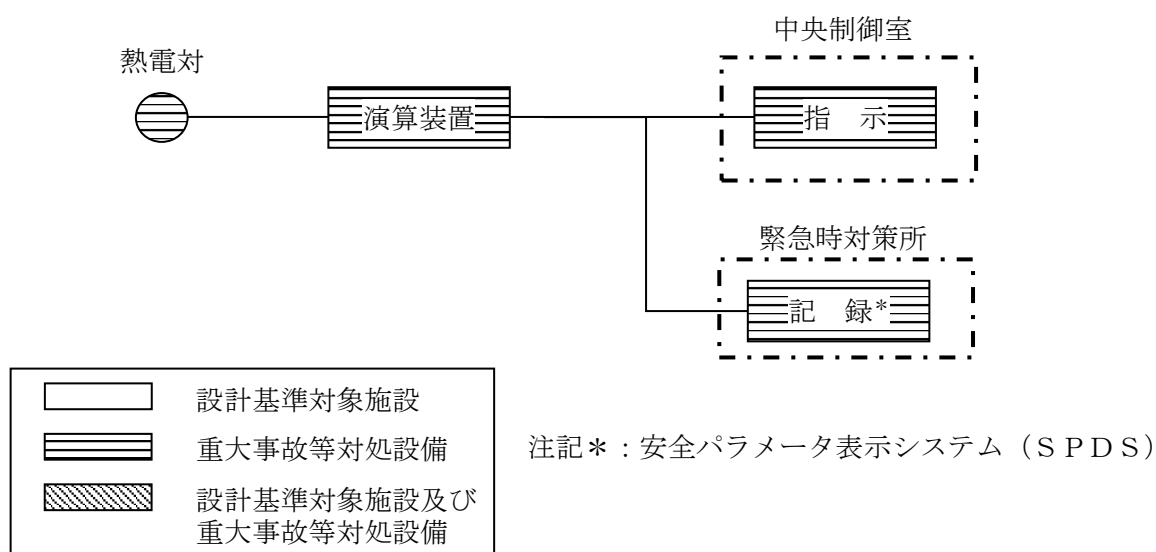
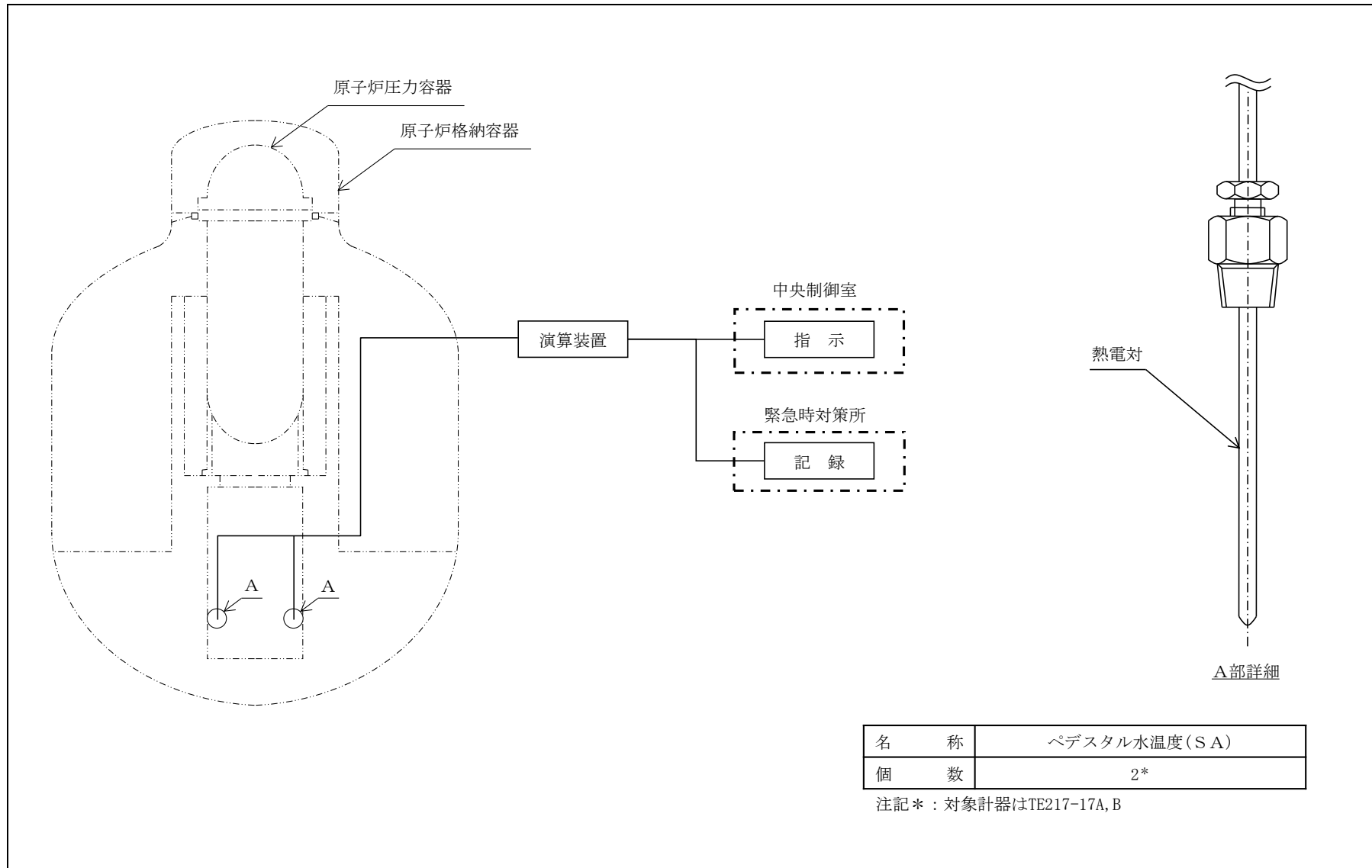


図 3-51 ペDESTAL水温度 (SA) の概略構成図



名 称	ペDESTAL水温度(SA)
個 数	2*

注記* : 対象計器はTE217-17A,B

図 3-52 検出器の構造図 (ペDESTAL水温度 (SA))

(6) サプレッションチェンバ温度 (SA)

サプレッションチェンバ温度 (SA) 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温度 (SA) の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置を経由して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、サプレッションチェンバ温度 (SA) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) 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 「サプレッションチェンバ温度 (SA) の概略構成図」及び図 3-54 「検出器の構造図 (サプレッションチェンバ温度 (SA))」参照。)

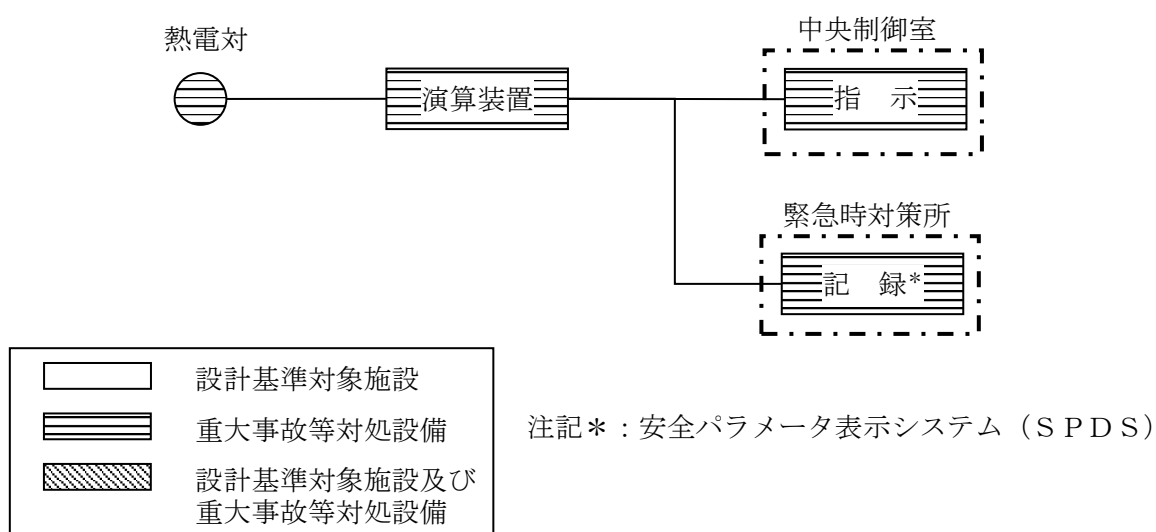


図 3-53 サプレッションチェンバ温度 (SA) の概略構成図

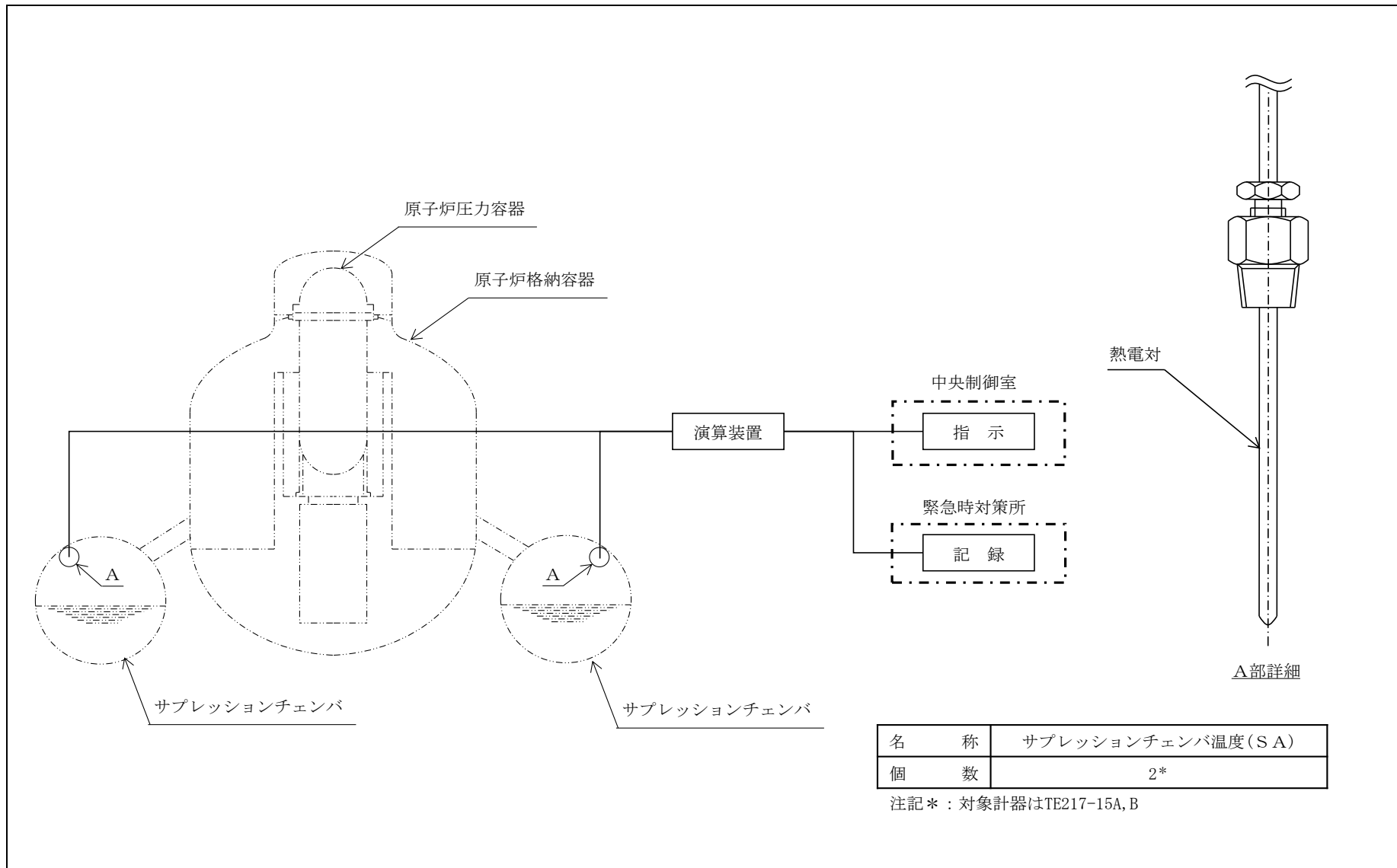


図 3-54 検出器の構造図 (サプレッションチェンバ温度 (SA))

(7) サプレッションプール水温度 (SA)

サプレッションプール水温度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッションプール水温度 (SA) の検出信号は、测温抵抗体の抵抗値を演算装置を経由して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、サプレッションプール水温度 (SA) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) 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 「サプレッションプール水温度 (SA) の概略構成図」及び図 3-56 「検出器の構造図 (サプレッションプール水温度 (SA))」参照。)

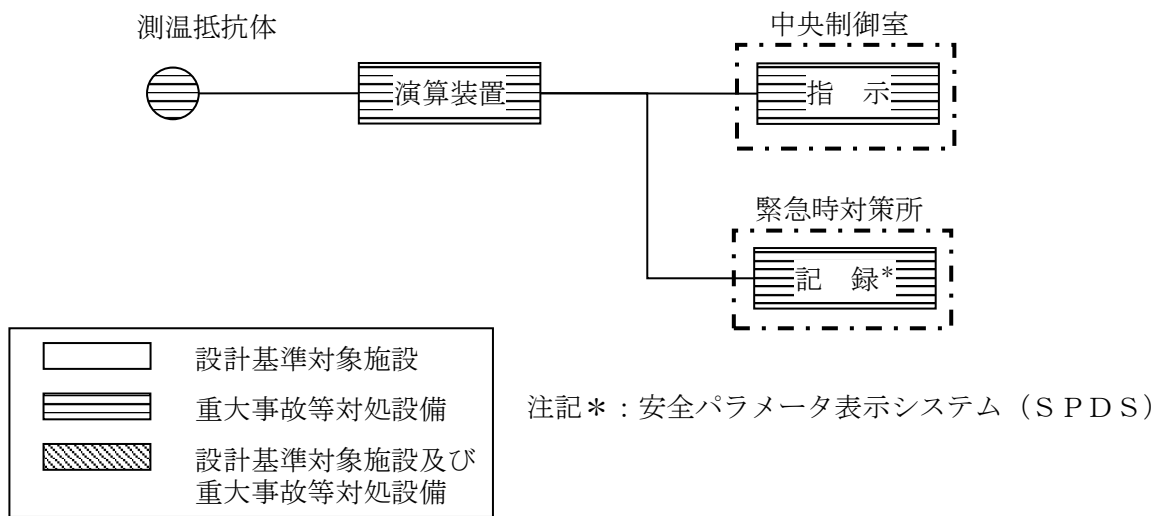


図 3-55 サプレッションプール水温度 (SA) の概略構成図

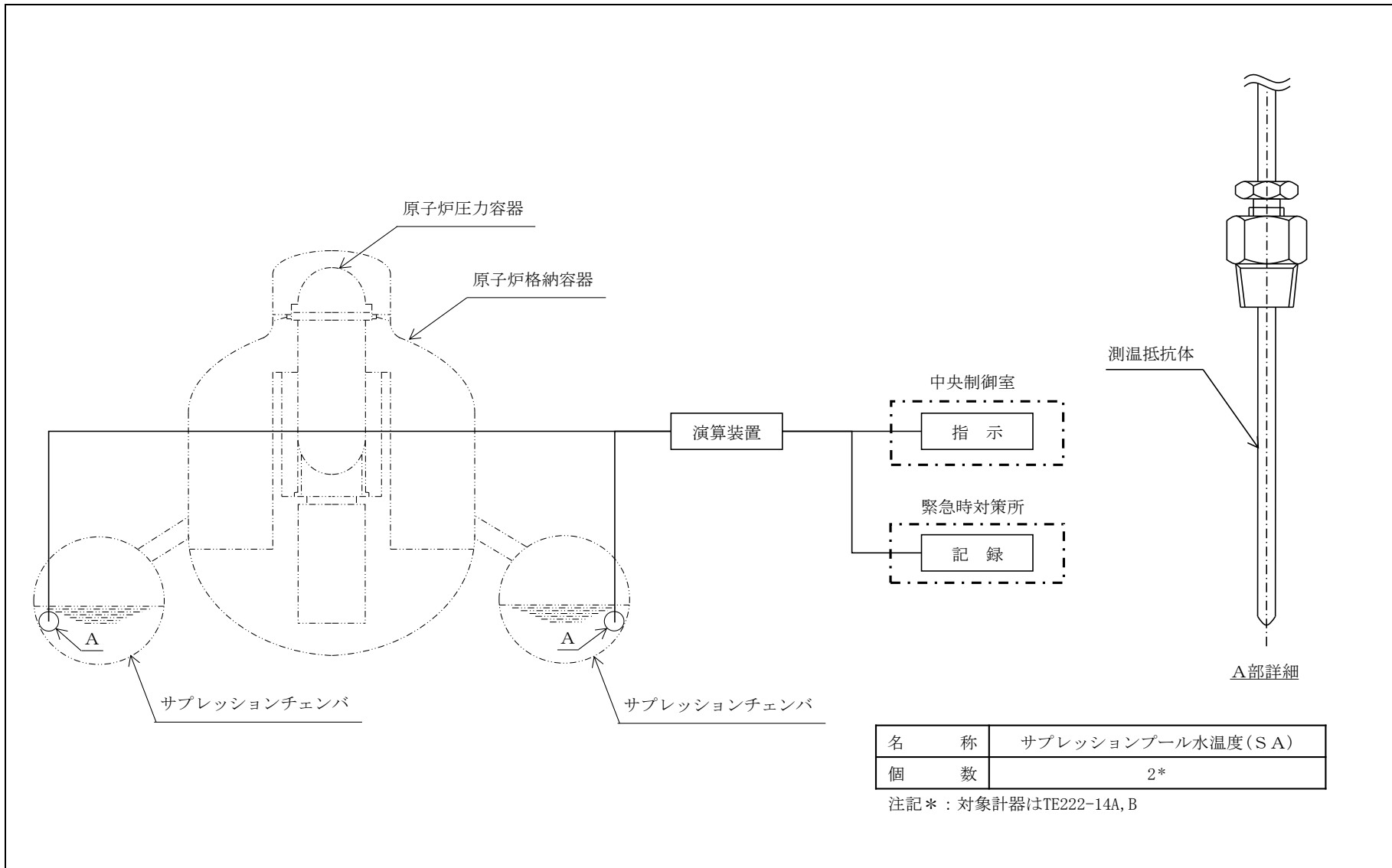


図 3-56 検出器の構造図 (サプレッションプール水温度 (SA))

(8) 格納容器酸素濃度 (B系)

格納容器酸素濃度 (B系) 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、格納容器酸素濃度 (B系) 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、演算装置を経由して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、格納容器酸素濃度 (B系) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) 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「格納容器酸素濃度 (B系) の概略構成図」及び図 3-58「検出器の構造図 (格納容器酸素濃度 (B系))」参照。)

交流電源が必要な場合、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から給電が可能である。電源供給について添付図面「第 1-4-6 図 単線結線図 (その 6) 計測制御電源」に示す。

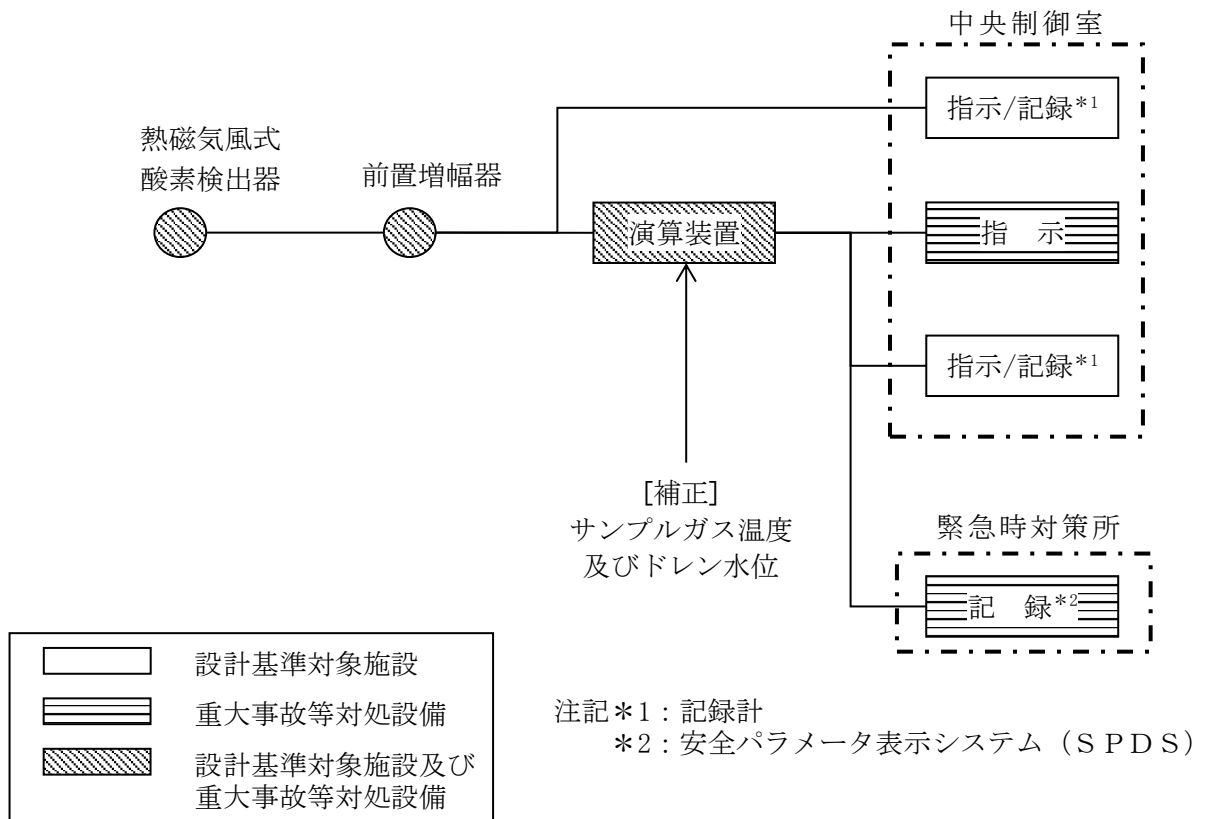


図 3-57 格納容器酸素濃度 (B系) の概略構成図

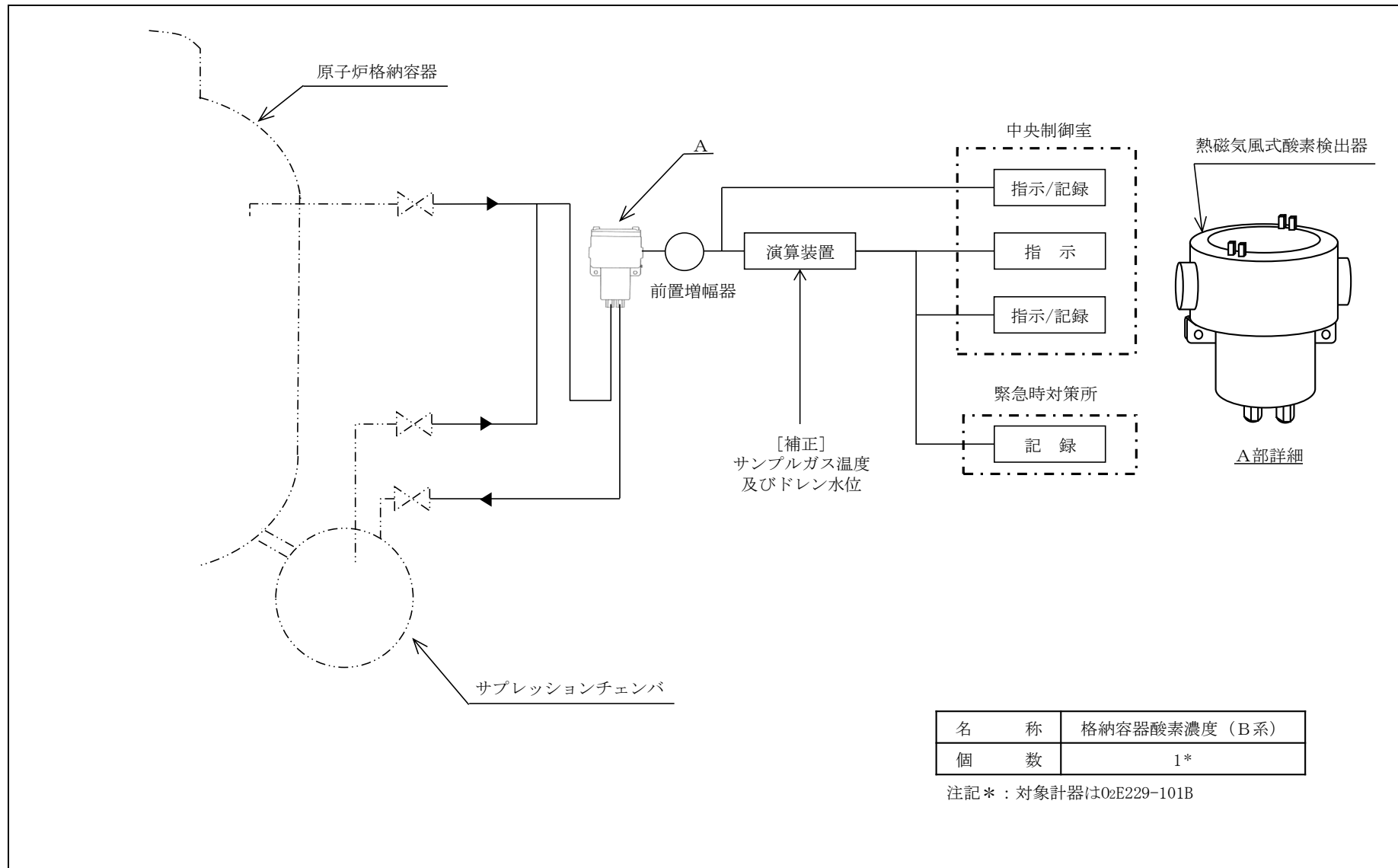


図 3-58 検出器の構造図 (格納容器酸素濃度 (B系))

(9) 格納容器酸素濃度 (S A)

格納容器酸素濃度 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器酸素濃度 (S A) の検出信号は、磁気力式酸素検出器からの電流信号を演算装置を経由して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、格納容器酸素濃度 (S A) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (S P D S) 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「格納容器酸素濃度 (S A) の概略構成図」及び図 3-60「検出器の構造図 (格納容器酸素濃度 (S A))」参照。)

交流電源が必要な場合、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電が可能である。電源供給について添付図面「第 1-4-2 図 単線結線図 (その 2) 交流電源」に示す。

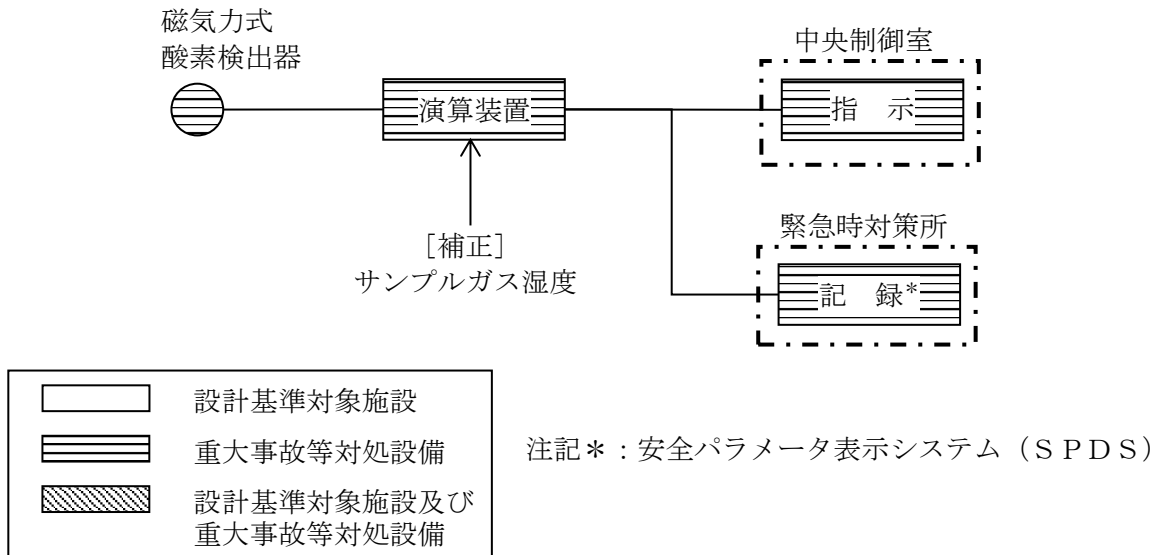
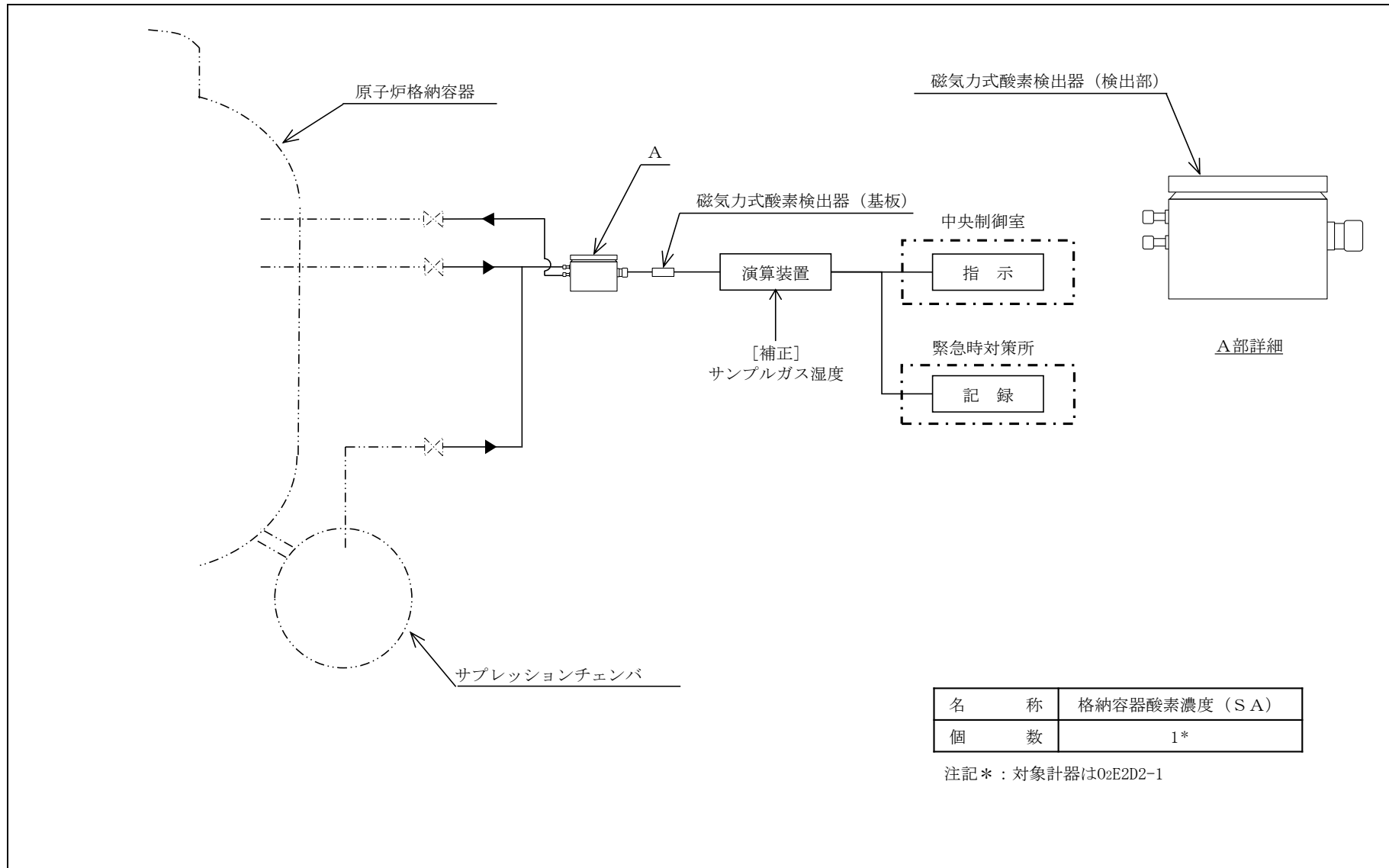


図 3-59 格納容器酸素濃度 (S A) の概略構成図



名 称	格納容器酸素濃度 (S A)
個 数	1*

注記* : 対象計器はO2E2D2-1

図 3-60 検出器の構造図 (格納容器酸素濃度 (S A))

(10) 格納容器水素濃度 (B系)

格納容器水素濃度 (B系) 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、格納容器水素濃度 (B系) 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、演算装置を経由して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、格納容器水素濃度 (B系) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) 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「格納容器水素濃度 (B系) の概略構成図」及び図 3-62「検出器の構造図 (格納容器水素濃度 (B系))」参照。)

交流電源が必要な場合、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から給電が可能である。電源供給について添付図面「第 1-4-6 図 単線結線図 (その 6) 計測制御電源」に示す。

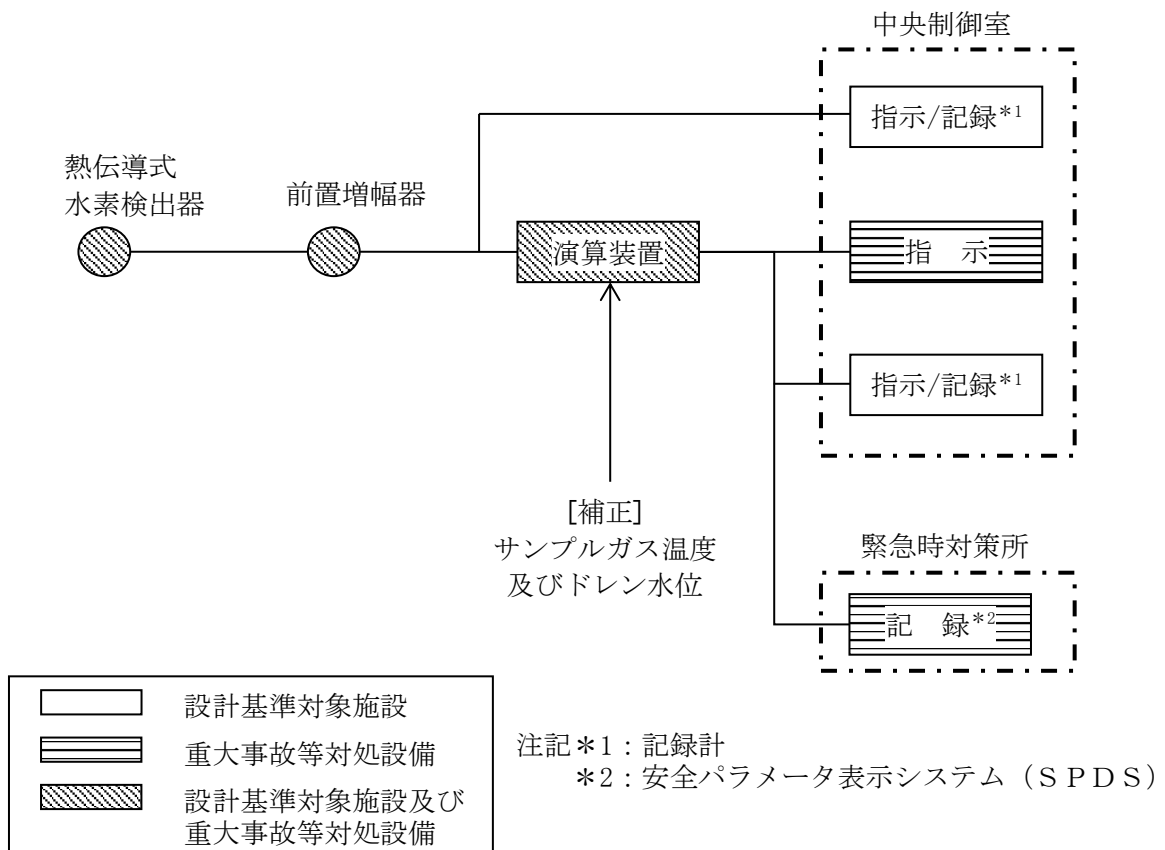
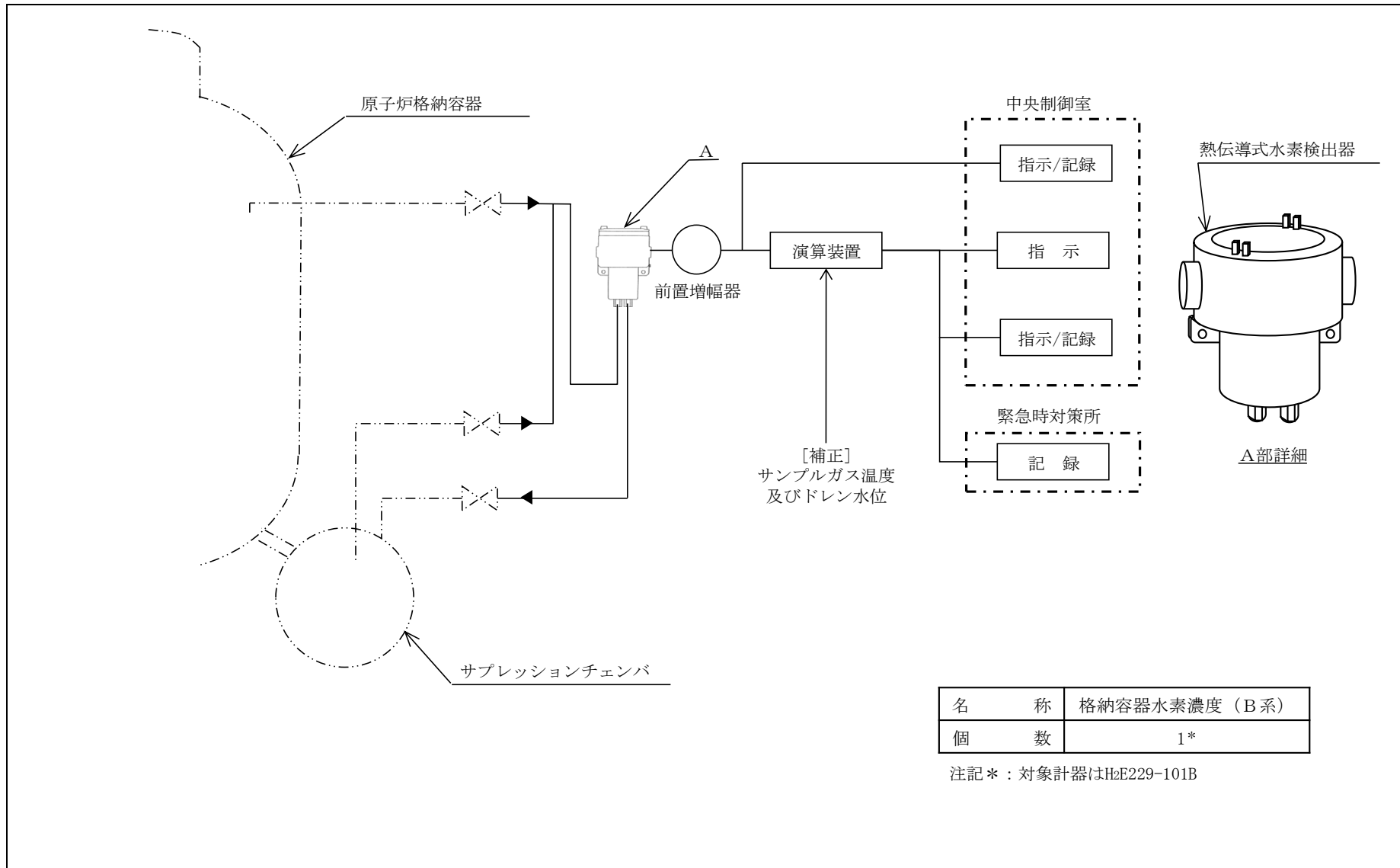


図 3-61 格納容器水素濃度 (B系) の概略構成図



名 称	格納容器水素濃度 (B系)
個 数	1*

注記* : 対象計器はH2E229-101B

図 3-62 検出器の構造図 (格納容器水素濃度 (B系))

(11) 格納容器水素濃度 (S A)

格納容器水素濃度 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器水素濃度 (S A) の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を演算装置を経由して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、格納容器水素濃度 (S A) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) 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 3-63 「格納容器水素濃度 (S A) の概略構成図」及び図 3-64 「検出器の構造図 (格納容器水素濃度 (S A))」参照。)

交流電源が必要な場合、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電が可能である。電源供給について添付図面「第 1-4-2 図 単線結線図 (その 2) 交流電源」に示す。

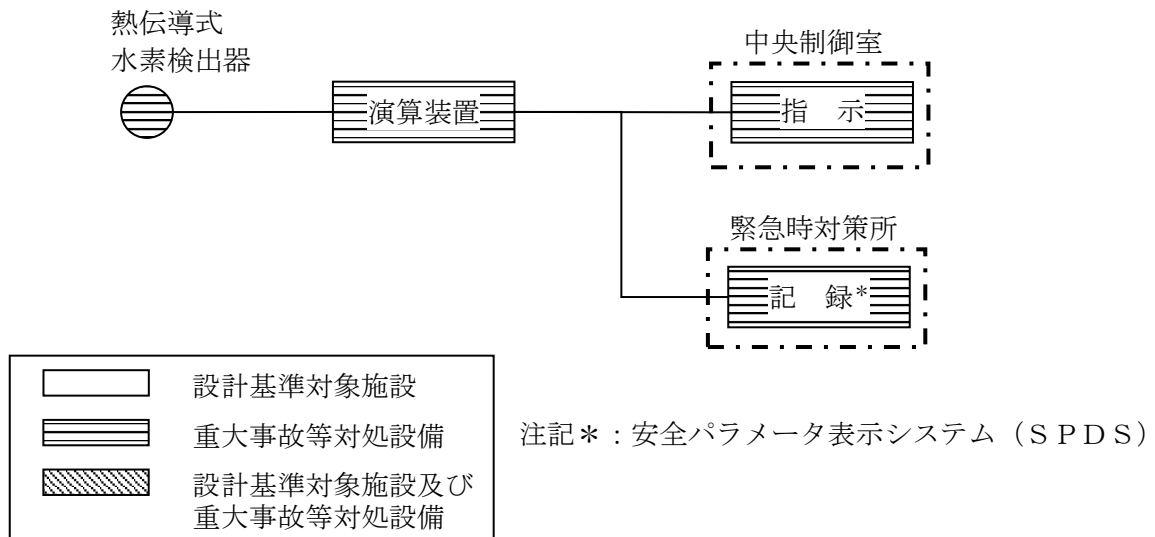
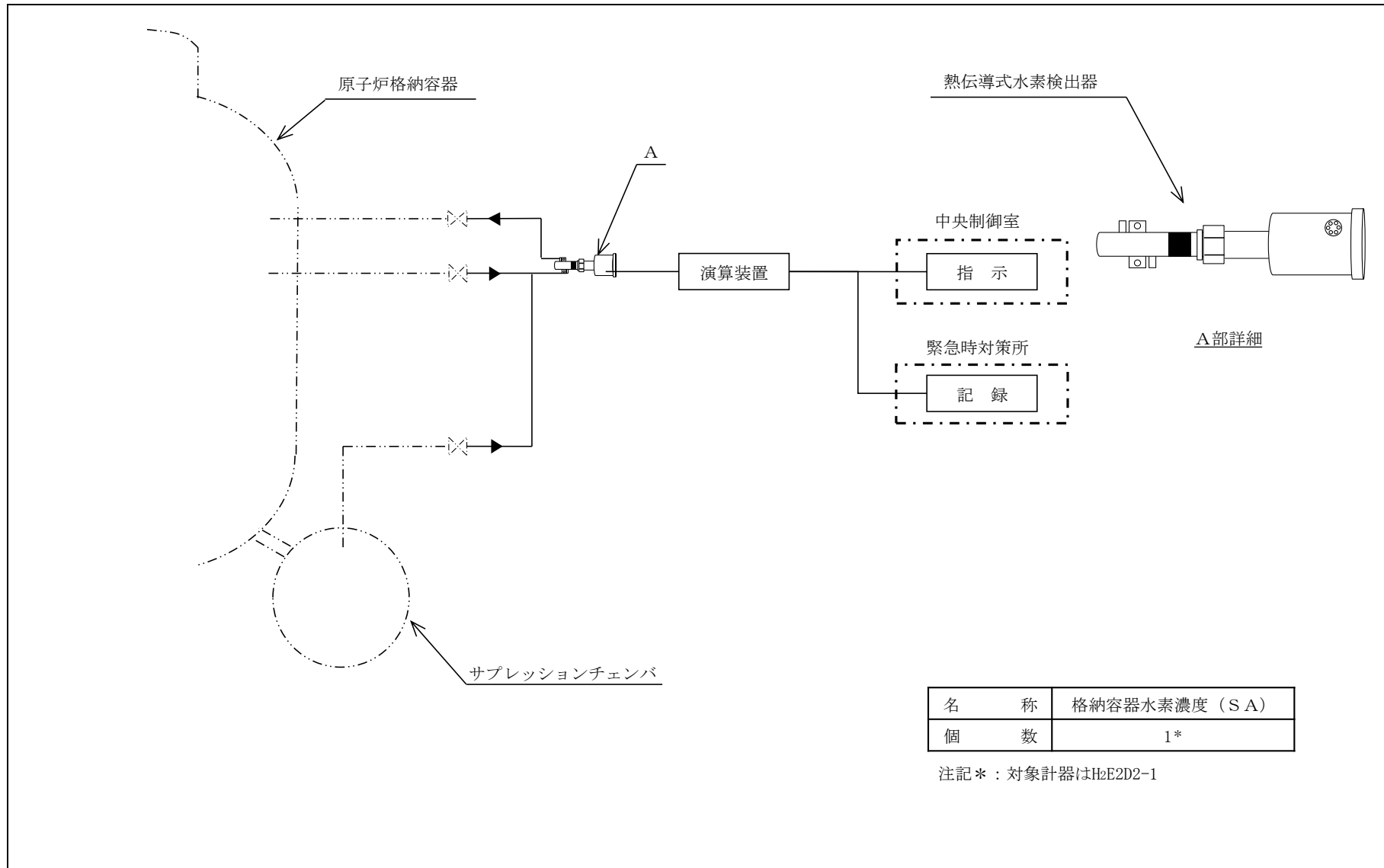


図 3-63 格納容器水素濃度 (S A) の概略構成図



名 称	格納容器水素濃度 (S A)
個 数	1*

注記* : 対象計器はH2E2D2-1

図 3-64 検出器の構造図 (格納容器水素濃度 (S A))

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) 低圧原子炉代替注水槽水位

低圧原子炉代替注水槽水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧原子炉代替注水槽水位の検出信号は、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量信号へ変換する処理を行った後、低圧原子炉代替注水槽水位を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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 3-65「低圧原子炉代替注水槽水位の概略構成図」及び図 3-66「検出器の構造図（低圧原子炉代替注水槽水位）」参照。）

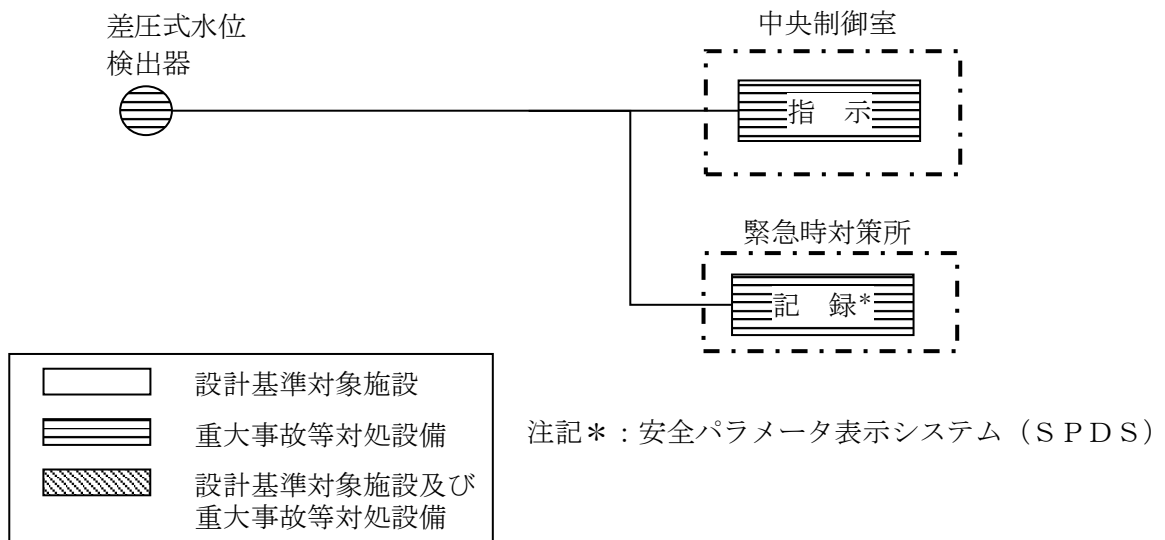


図 3-65 低圧原子炉代替注水槽水位の概略構成図

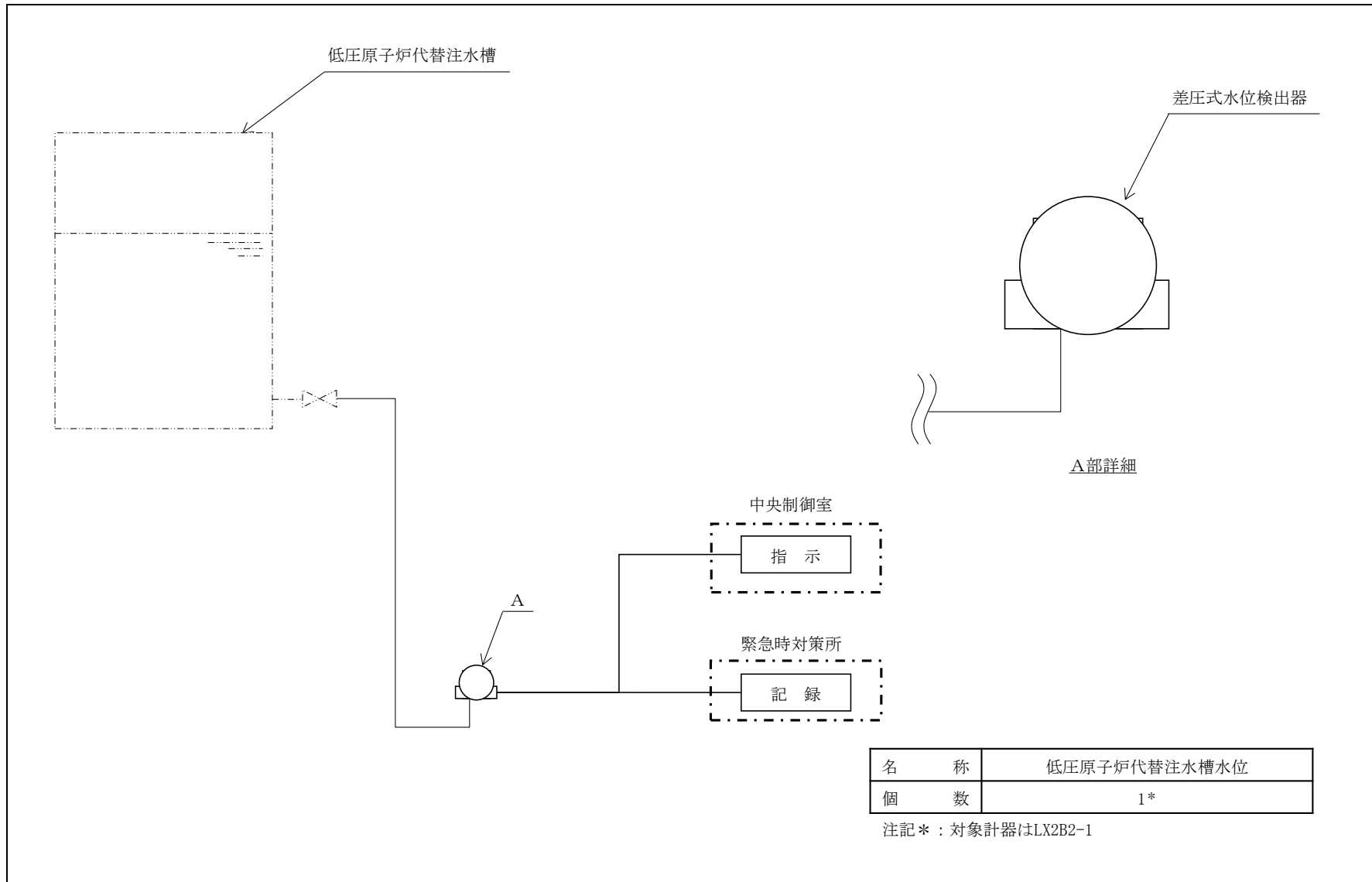


図 3-66 検出器の構造図 (低圧原子炉代替注水槽水位)

3.1.6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

(1) 格納容器代替スプレイ流量

格納容器代替スプレイ流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器代替スプレイ流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して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、格納容器代替スプレイ流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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3-67「格納容器代替スプレイ流量の概略構成図」及び図3-68「検出器の構造図（格納容器代替スプレイ流量）」参照。）

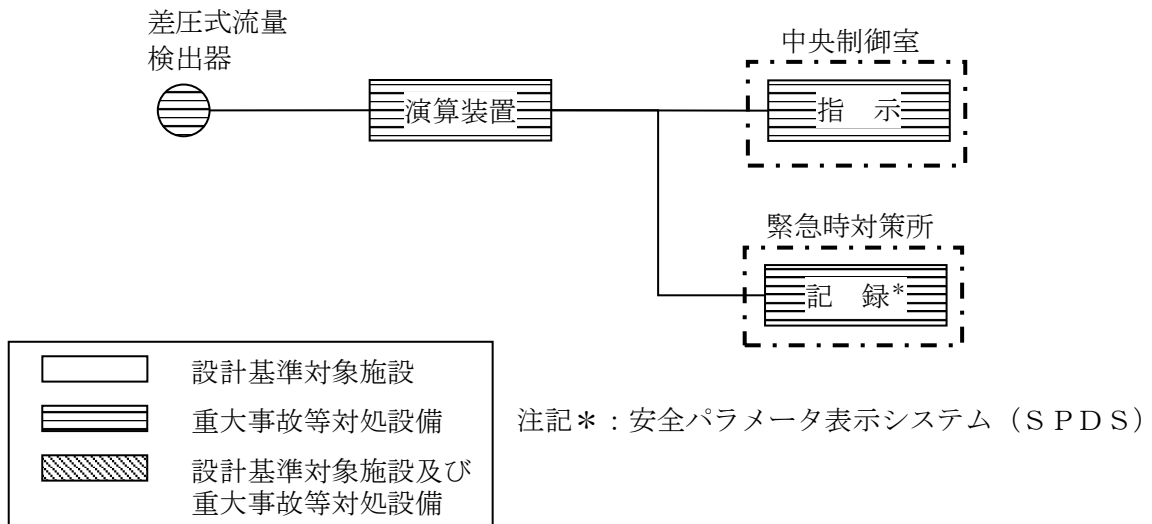


図3-67 格納容器代替スプレイ流量の概略構成図

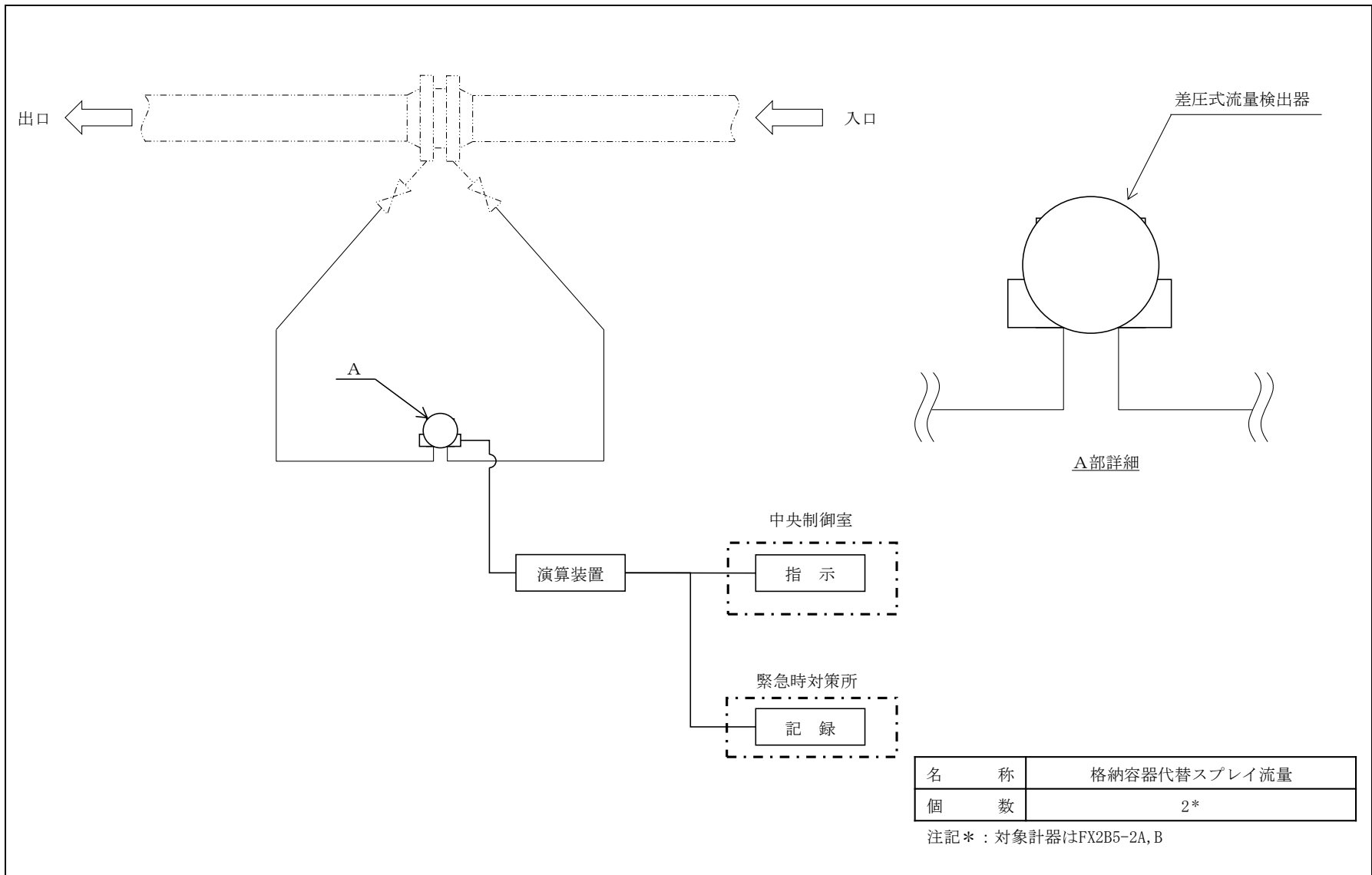


図 3-68 検出器の構造図 (格納容器代替スプレイ流量)

(2) ペDESTAL代替注水流量

ペDESTAL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、ペDESTAL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演算装置を経由して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、ペDESTAL代替注水流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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 3-69「ペDESTAL代替注水流量の概略構成図」及び図 3-70「検出器の構造図（ペDESTAL代替注水流量）」参照。）

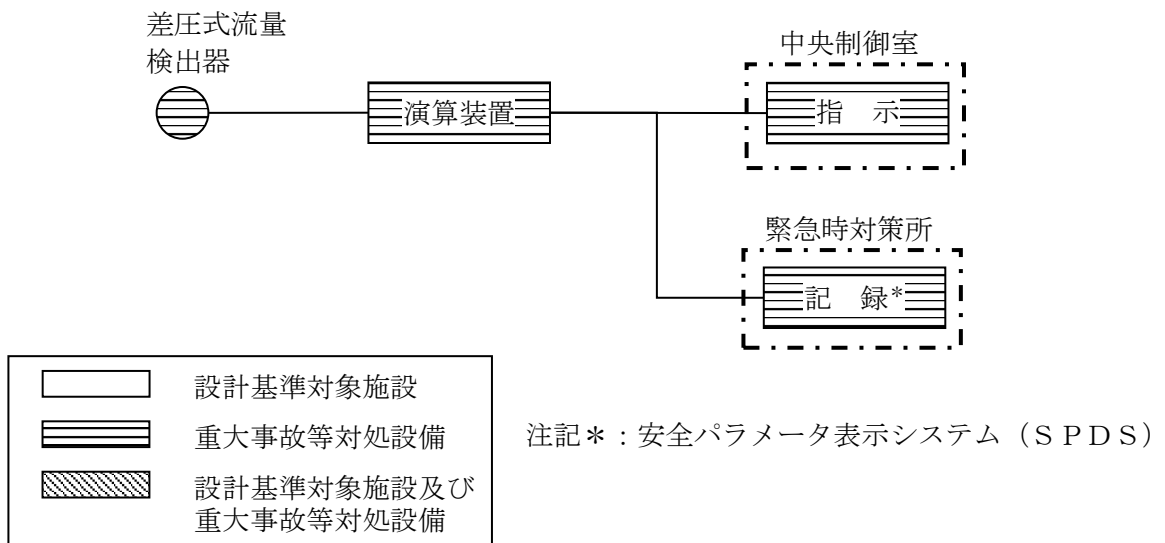


図 3-69 ペDESTAL代替注水流量の概略構成図

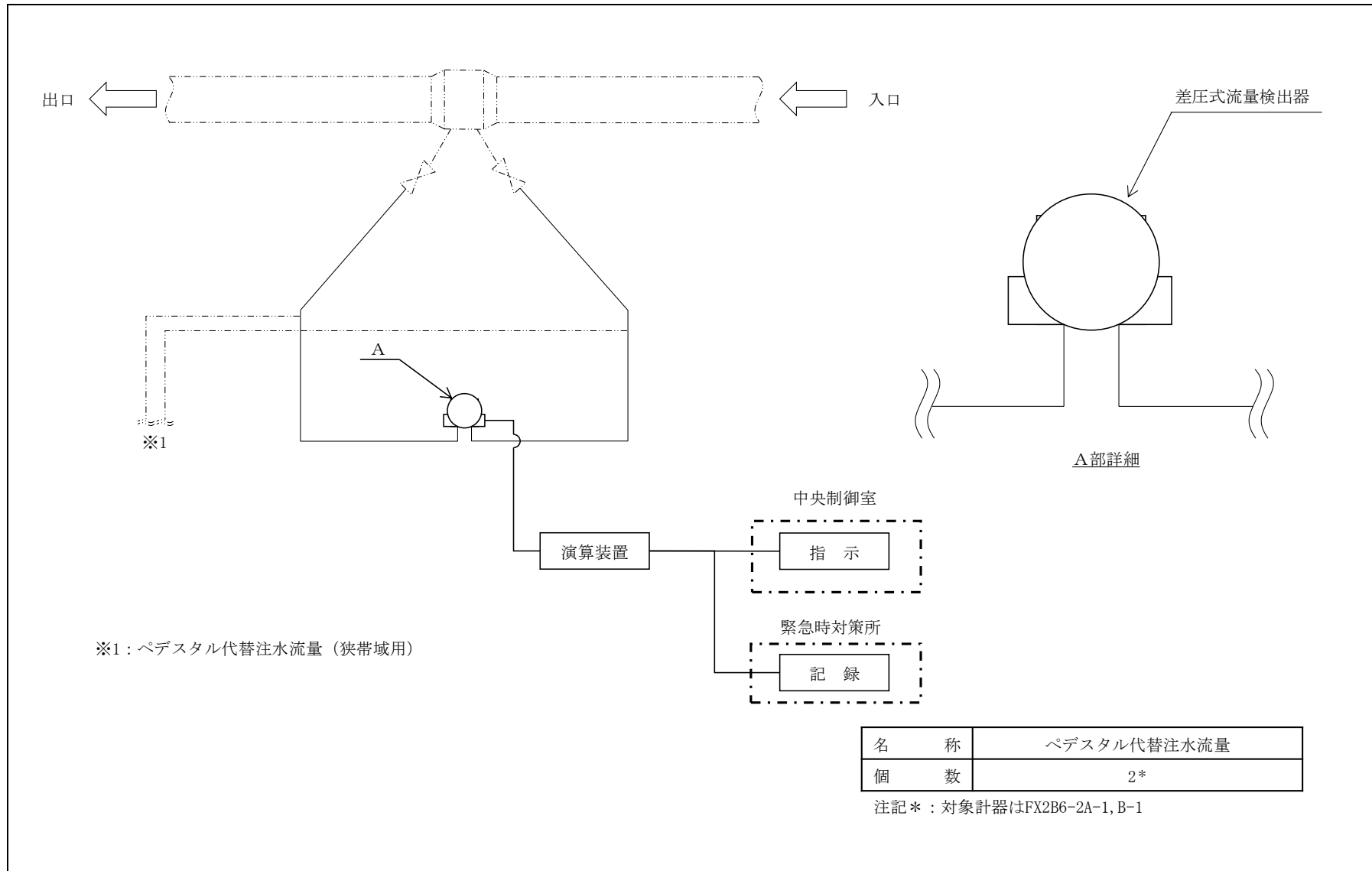


図 3-70 検出器の構造図 (ペDESTAL代替注水流量)

(3) ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）

ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して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、ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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 3-71「ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）の概略構成図」及び図 3-72「検出器の構造図（ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）」参照。）

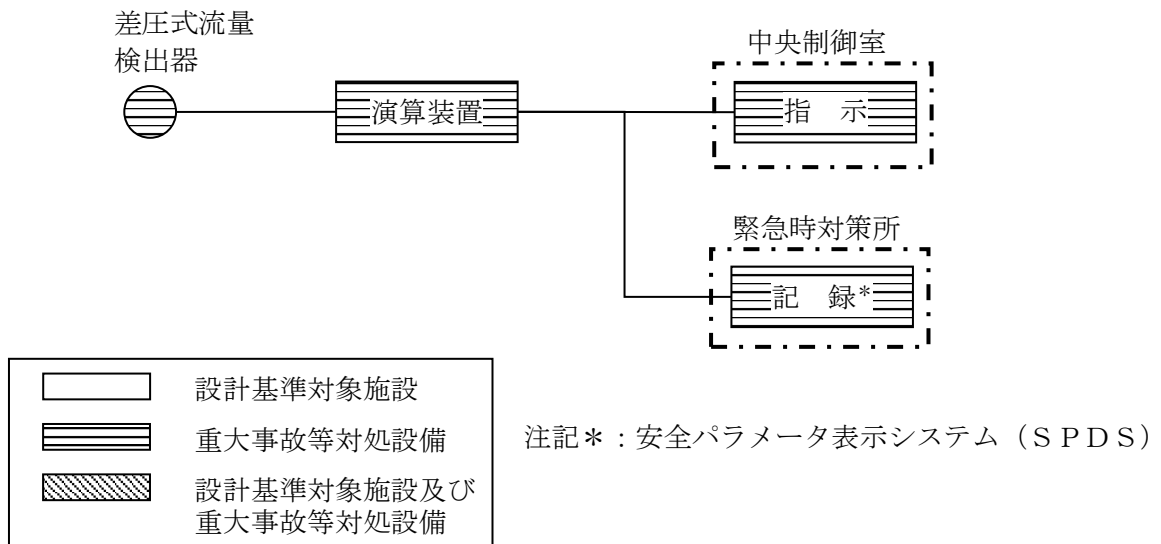


図 3-71 ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）の概略構成図

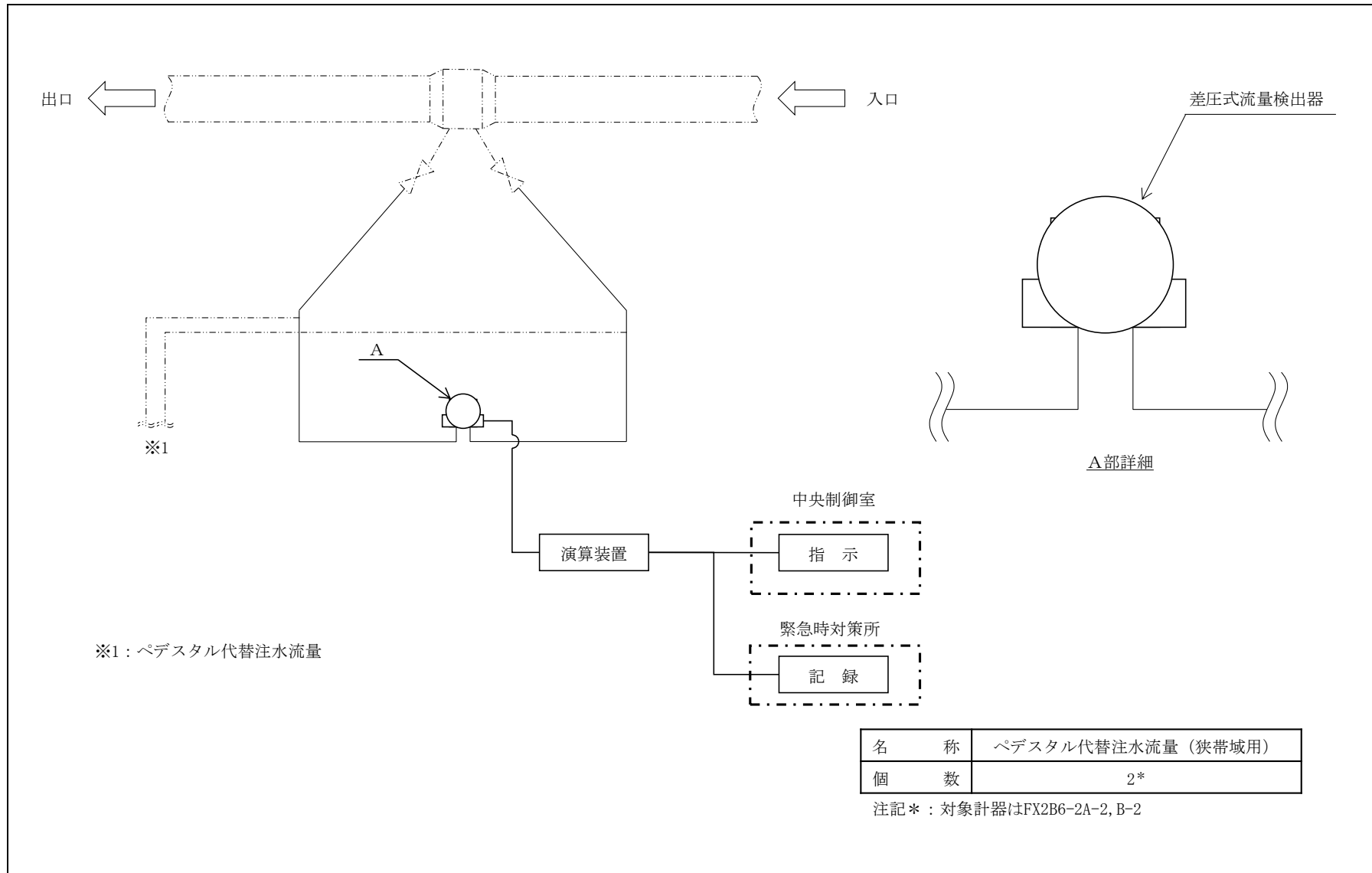


図 3-72 検出器の構造図 (ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用))

(4) 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量

残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置を経由して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、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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 3-73「残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の概略構成図」及び図 3-74「検出器の構造図（残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量）」参照。）

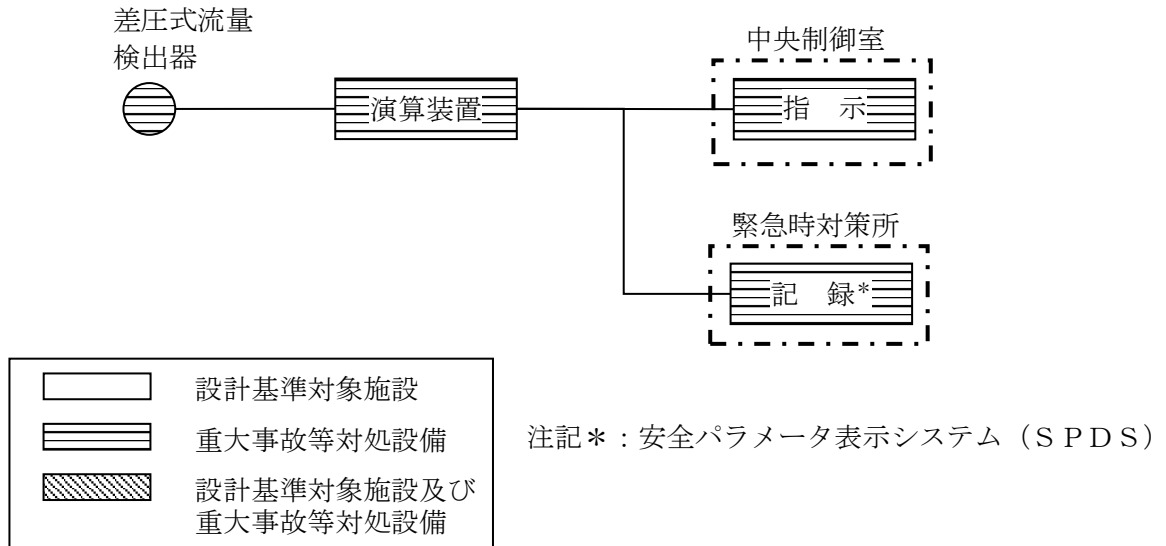


図 3-73 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の概略構成図

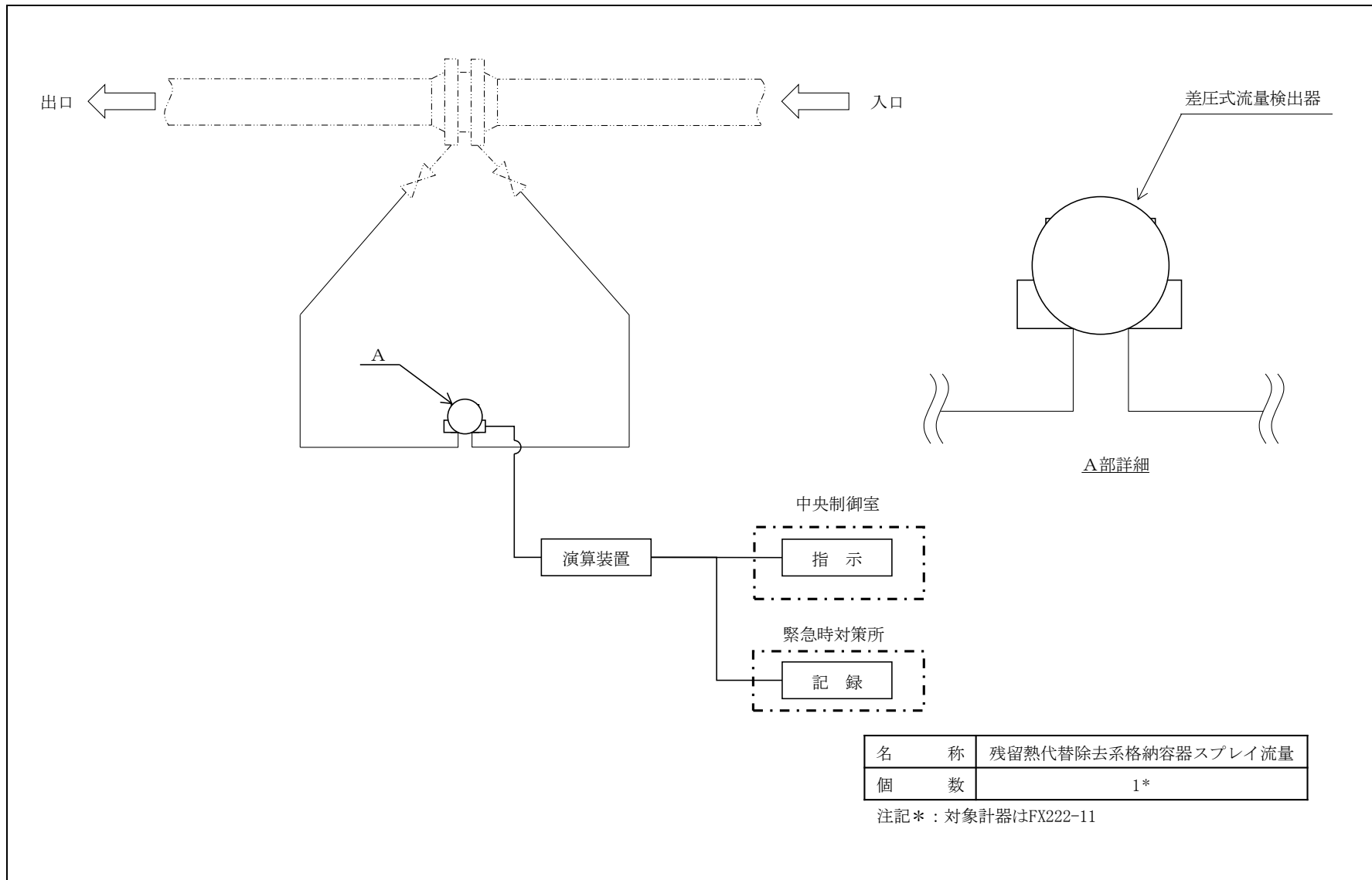


図 3-74 検出器の構造図 (残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量)

(5) 残留熱除去ポンプ出口流量

「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」の(5)に同じ。

(6) 代替注水流量（常設）

「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」の(10)に同じ。

3.1.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

(1) ドライウェル水位

ドライウェル水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウェル水位の検出信号は、電極式水位検出器からの水位状態（ON-OFF 信号）を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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 3-75「ドライウェル水位の概略構成図」及び図 3-76「検出器の構造図（ドライウェル水位）」参照。）

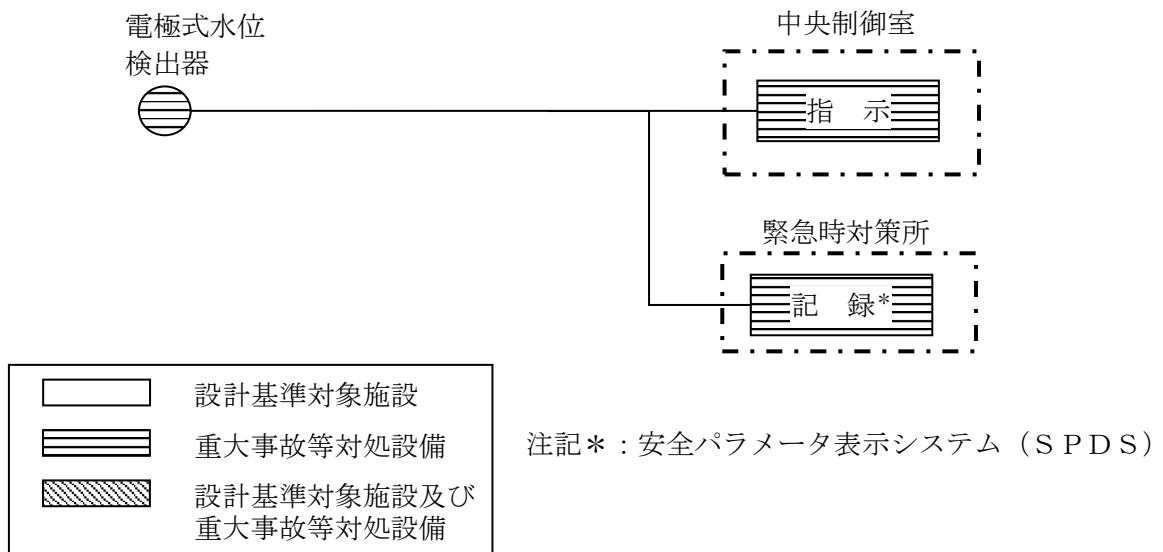


図 3-75 ドライウェル水位の概略構成図

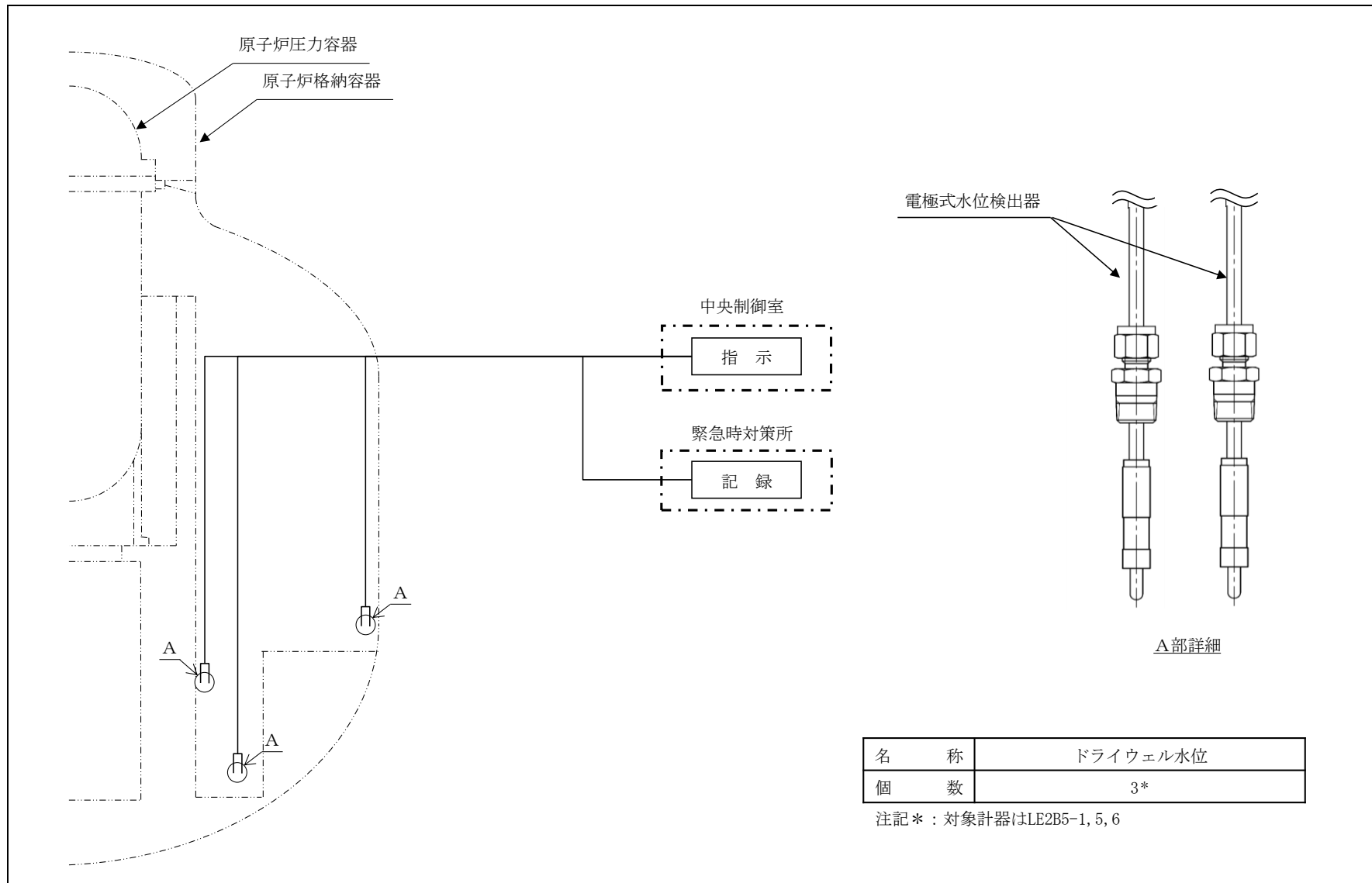


図 3-76 検出器の構造図 (ドライウェル水位)

(2) サプレッションプール水位 (SA)

サプレッションプール水位 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッションプール水位 (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、サプレッションプール水位 (SA) を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム (SPDS) 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3-77「サプレッションプール水位 (SA) の概略構成図」及び図3-78「検出器の構造図 (サプレッションプール水位 (SA))」参照。)

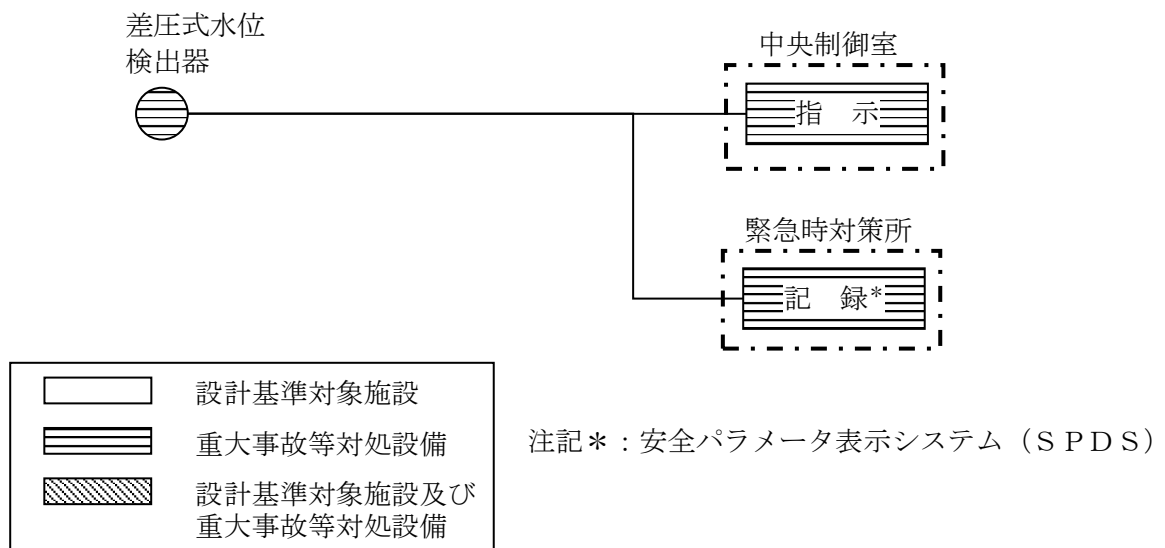


図3-77 サプレッションプール水位 (SA) の概略構成図

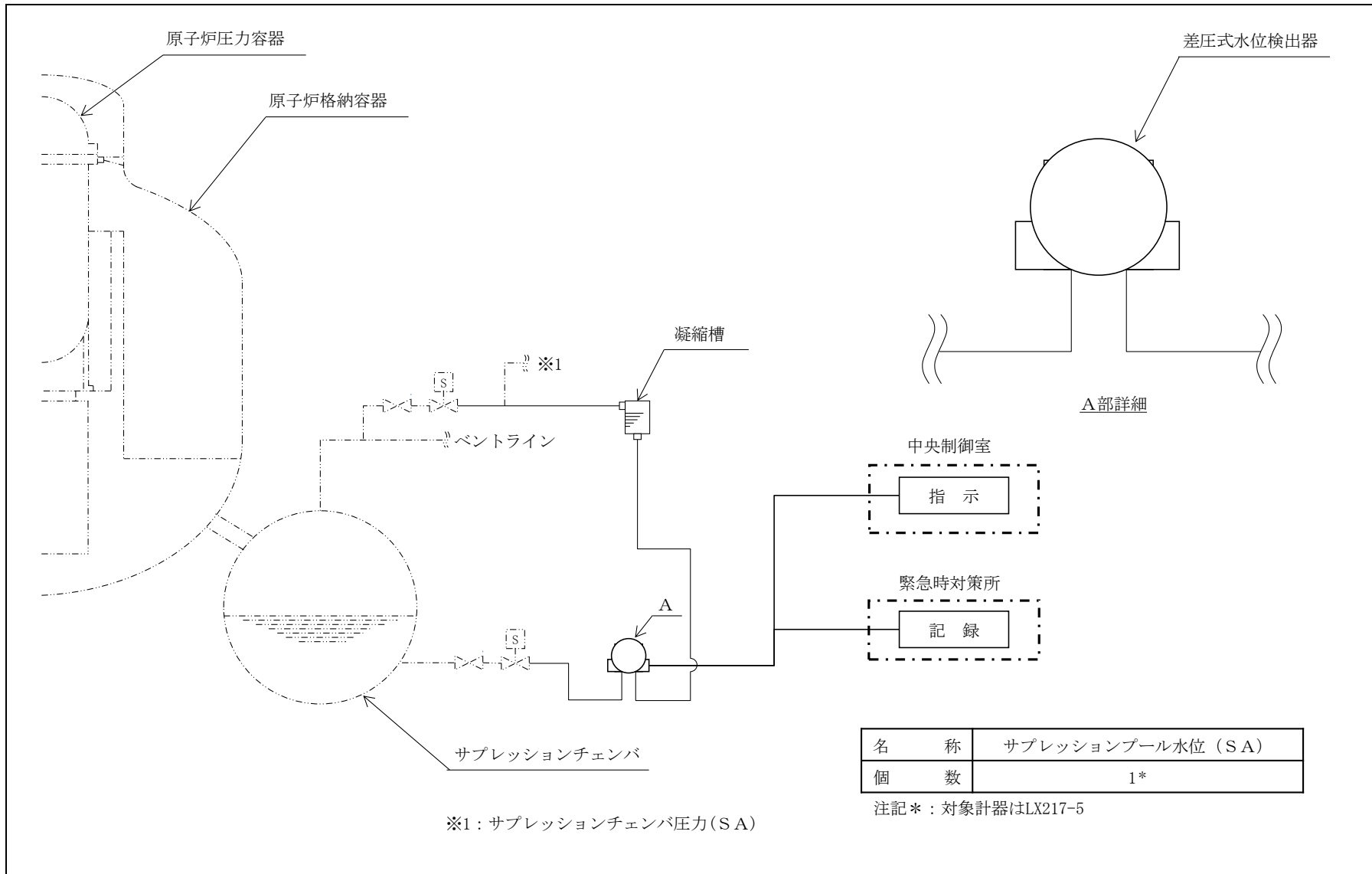


図 3-78 検出器の構造図 (サブプレッションプール水位 (SA))

(3) ペDESTAL水位

ペDESTAL水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ペDESTAL水位の検出信号は、電極式水位検出器からの水位状態（ON-OFF 信号）を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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 3-79「ペDESTAL水位の概略構成図」及び図 3-80「検出器の構造図（ペDESTAL水位）」参照。）

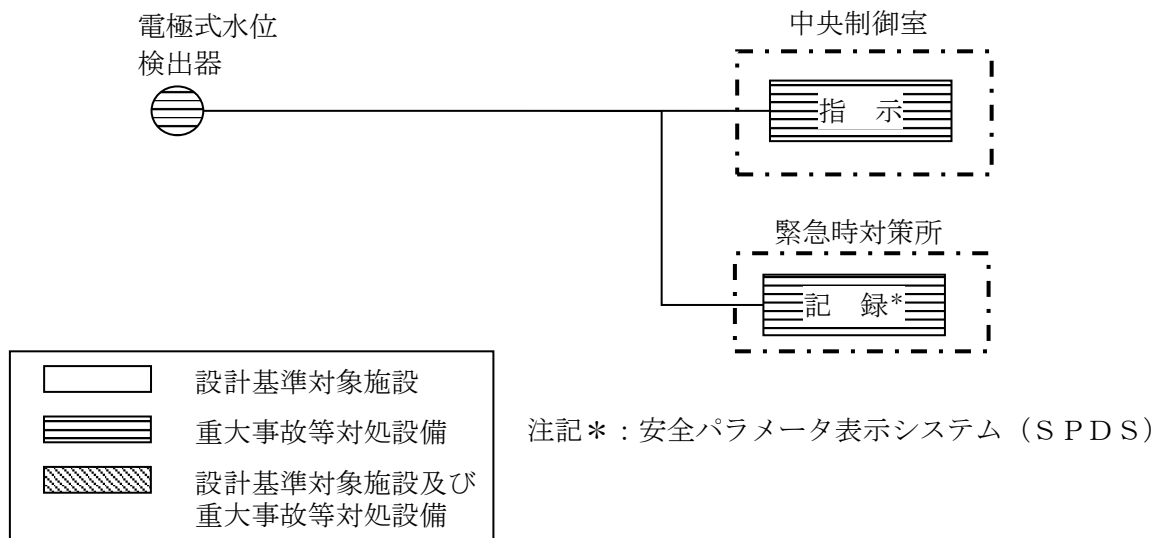


図 3-79 ペDESTAL水位の概略構成図

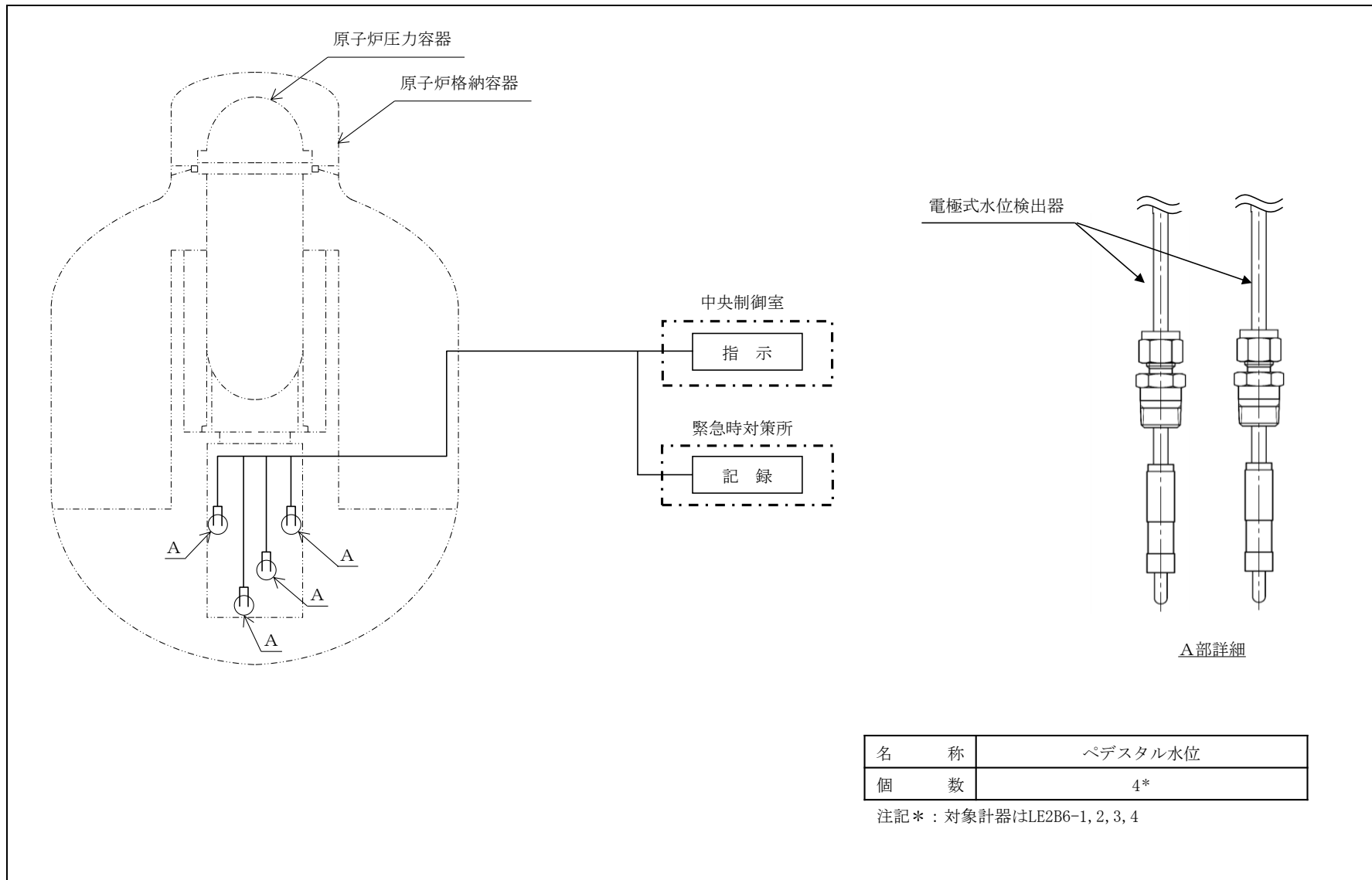


図 3-80 検出器の構造図 (ペDESTAL水位)

3.1.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

(1) 原子炉建物水素濃度

原子炉建物水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建物水素濃度の検出信号は、触媒式水素検出器又は熱伝導式水素検出器からの電流信号を演算装置を経由又は直接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、原子炉建物水素濃度を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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 3-81、図 3-82「原子炉建物水素濃度の概略構成図」及び図 3-83「検出器の構造図（原子炉建物水素濃度）」参照。）

交流電源が必要な場合、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電が可能である。電源供給について添付図面「第 1-4-2 図 単線結線図（その 2）交流電源」に示す。

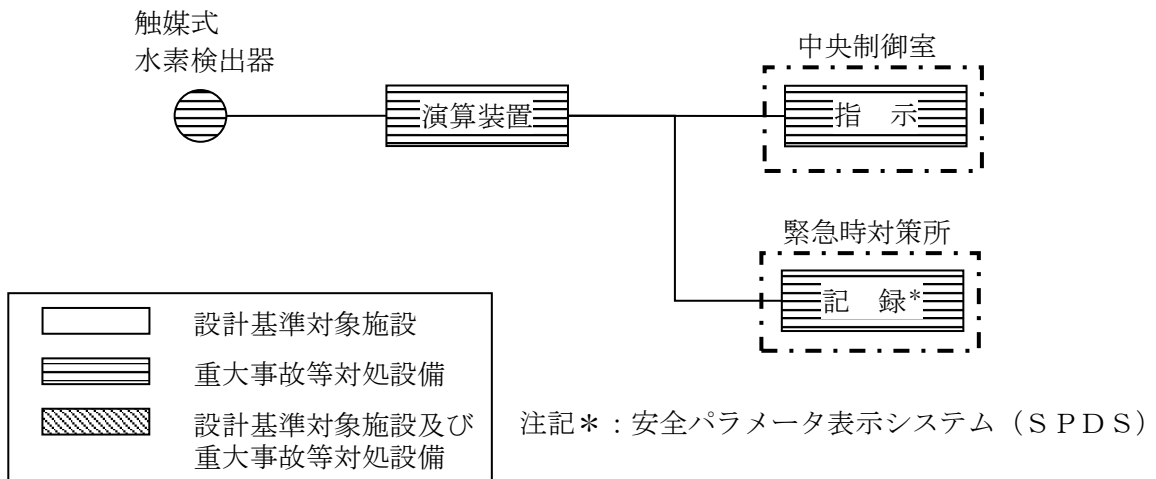


図 3-81 原子炉建物水素濃度の概略構成図

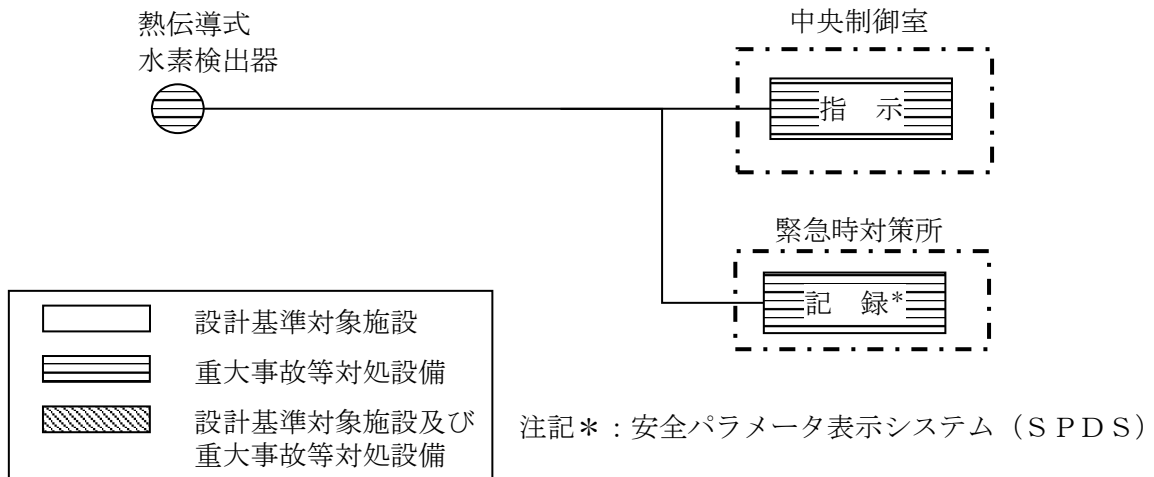


図 3-82 原子炉建物水素濃度の概略構成図

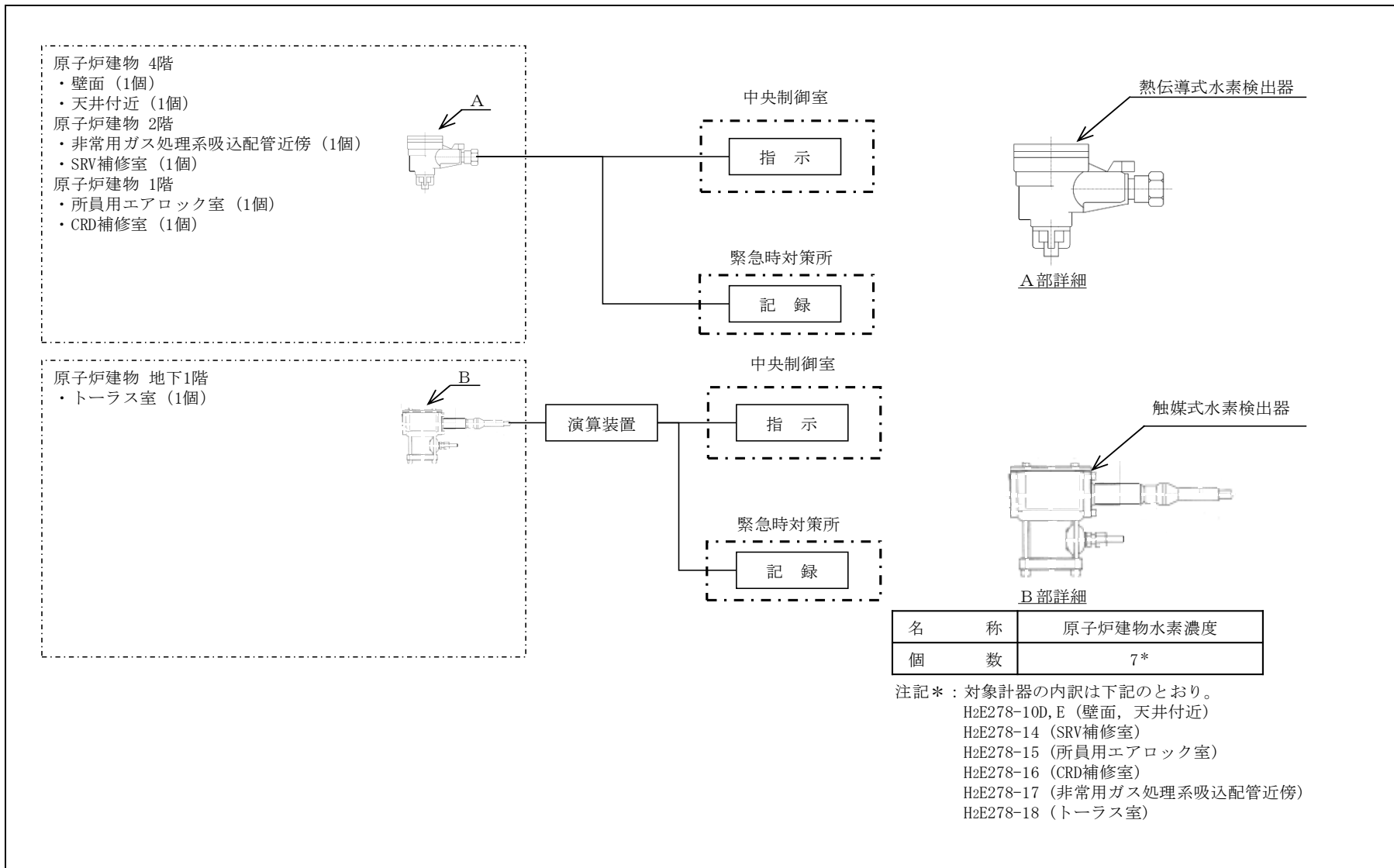


図 3-83 検出器の構造図 (原子炉建物水素濃度)

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（SA）

原子炉圧力容器温度（SA）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力容器温度（SA）の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置を経由して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、原子炉圧力容器温度（SA）を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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「原子炉圧力容器温度（SA）の概略構成図」、図3-85「検出器の構造図（原子炉圧力容器温度（SA）」及び図3-112「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建物 EL 15300）」参照。）

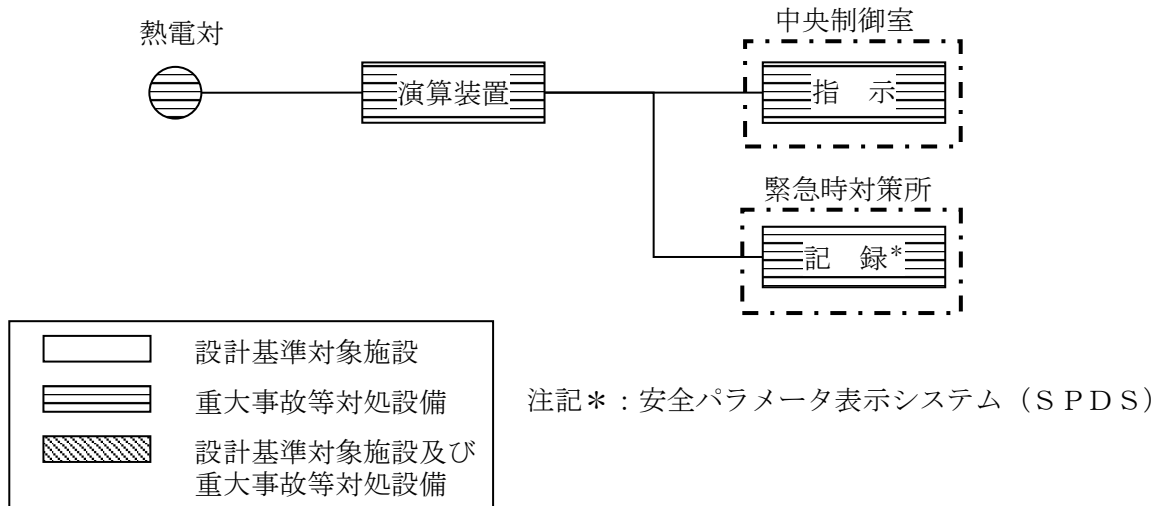


図3-84 原子炉圧力容器温度（SA）の概略構成図

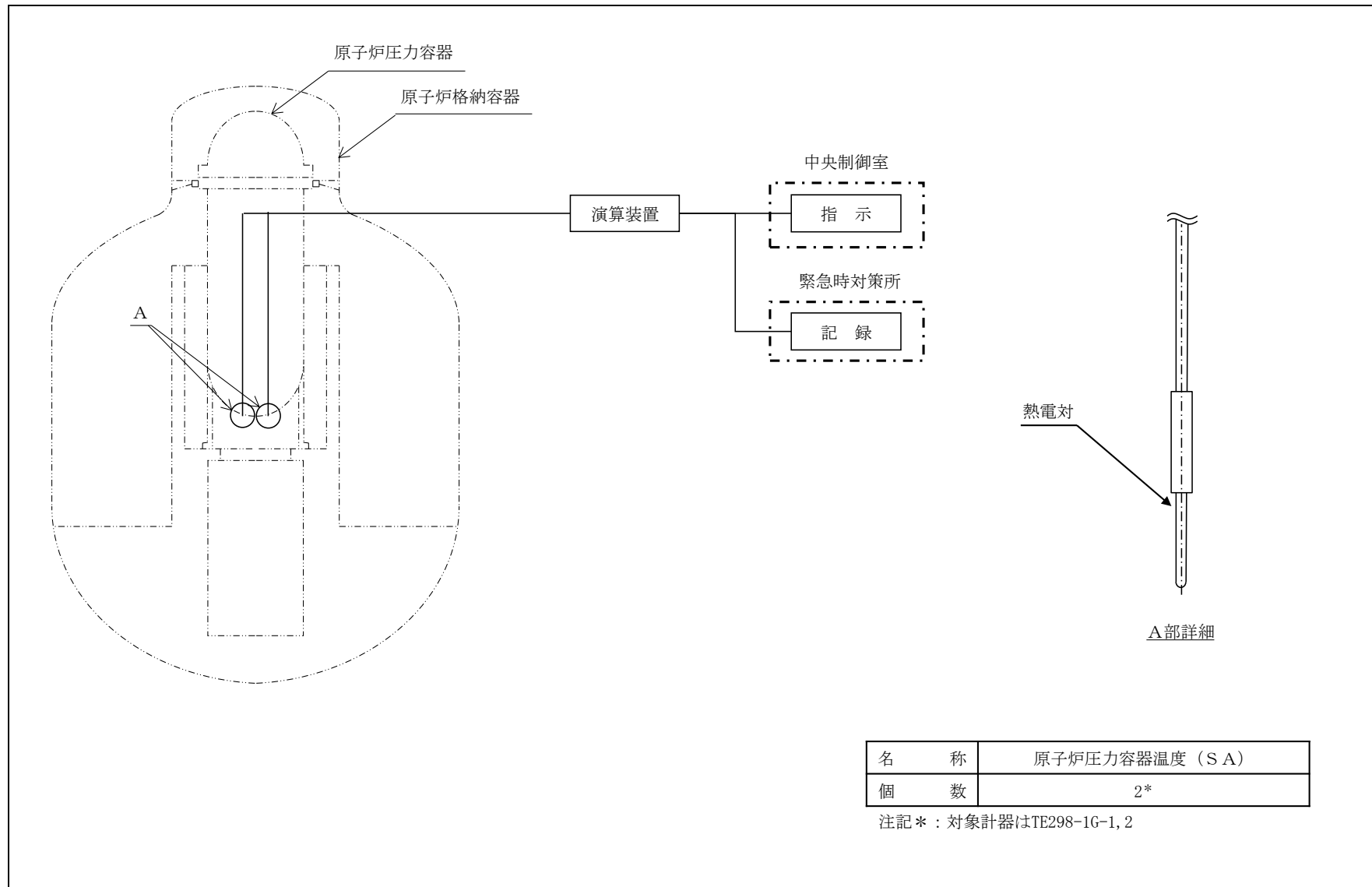


図 3-85 検出器の構造図 (原子炉压力容器温度 (S A))

(2) スクラバ容器水位

スクラバ容器水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器水位の検出信号は、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、スクラバ容器水位を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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 3-86「スクラバ容器水位の概略構成図」、図 3-87「検出器の構造図（スクラバ容器水位）」及び図 3-115「検出器の取付箇所を明示した図面（第 1 ベントフィルタ格納槽 EL 2700）」参照。）

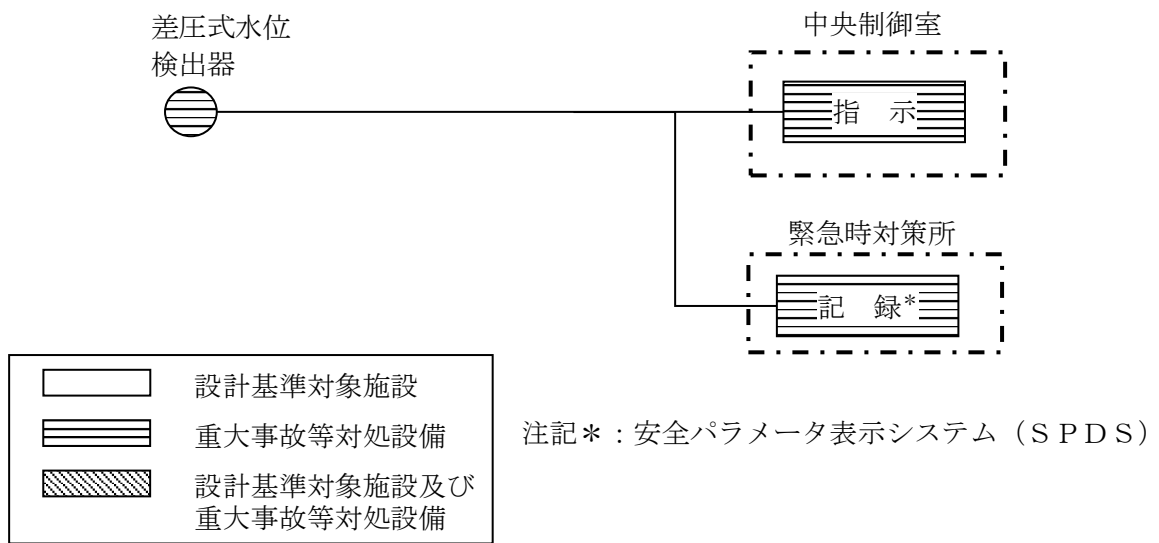


図 3-86 スクラバ容器水位の概略構成図

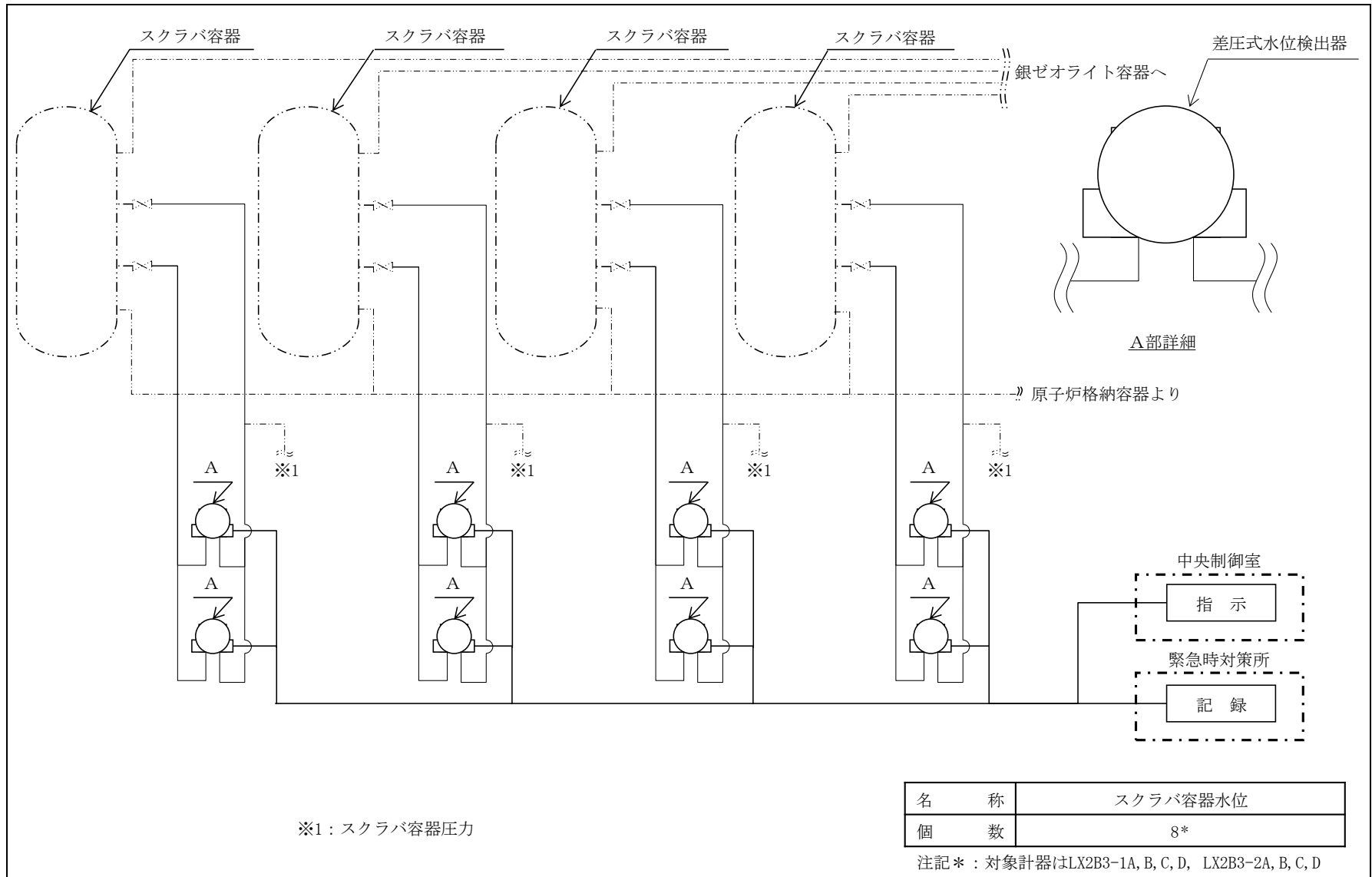


図 3-87 検出器の構造図 (スクラバ容器水位)

(3) スクラバ容器圧力

スクラバ容器圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器圧力の検出信号は、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、スクラバ容器圧力を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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 3-88「スクラバ容器圧力の概略構成図」、図 3-89「検出器の構造図（スクラバ容器圧力）」及び図 3-115「検出器の取付箇所を明示した図面（第1ベントフィルタ格納槽 EL 2700）」参照。）

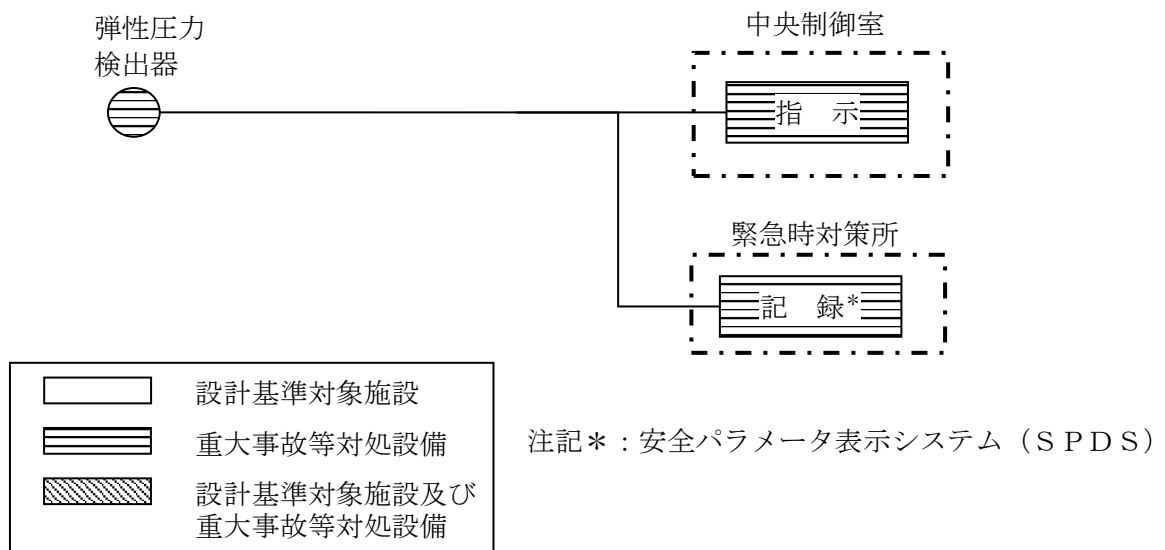


図 3-88 スクラバ容器圧力の概略構成図

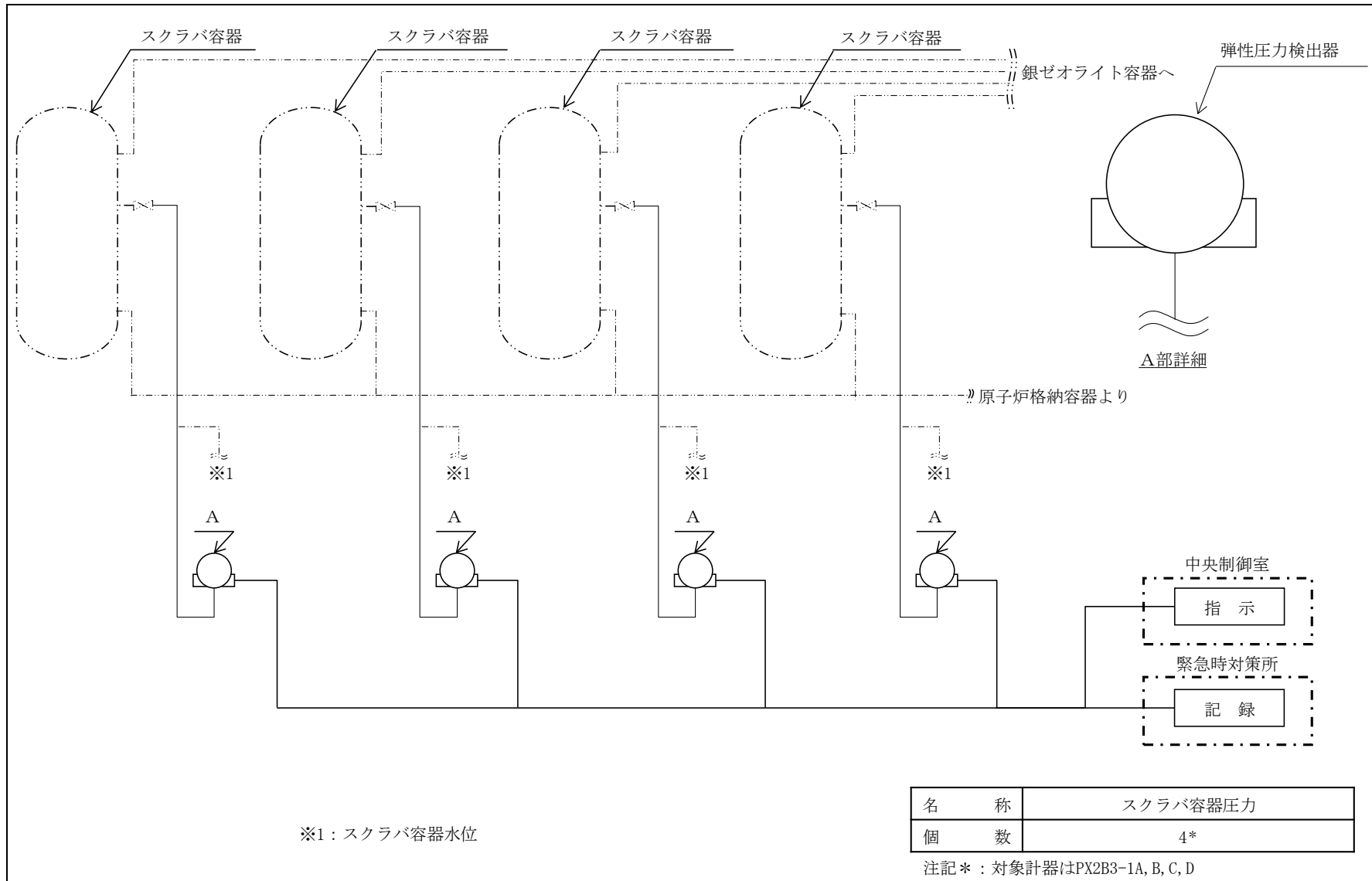


図 3-89 検出器の構造図 (スクラバ容器圧力)

(4) スクラバ容器温度

スクラバ容器温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器温度の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置を経由して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、スクラバ容器温度を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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 3-90「スクラバ容器温度の概略構成図」、図 3-91「検出器の構造図（スクラバ容器温度）」及び図 3-115「検出器の取付箇所を明示した図面（第 1 ベントフィルタ格納槽 EL 2700）」参照。）

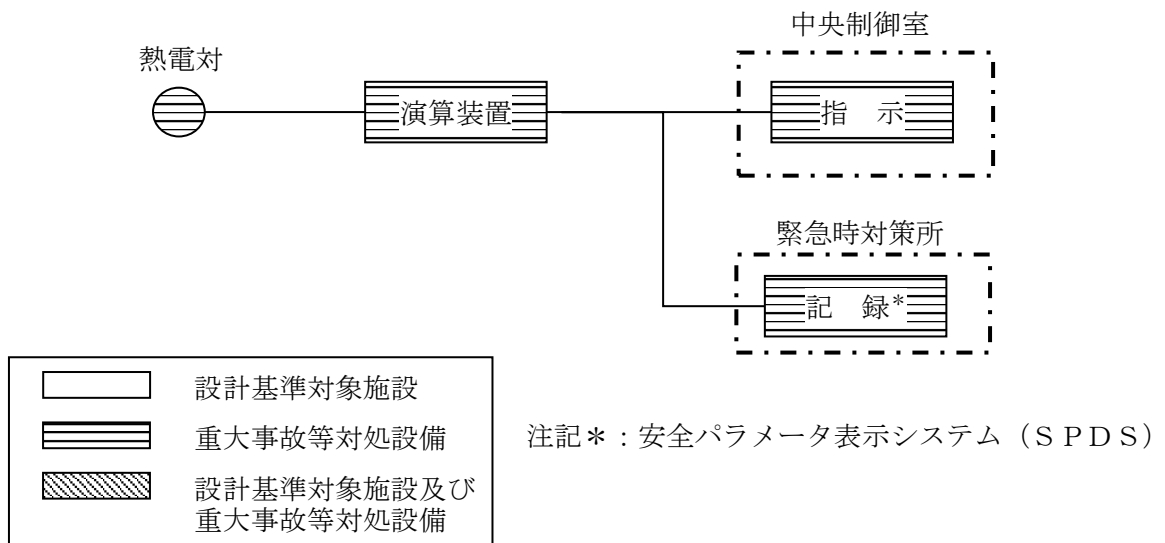


図 3-90 スクラバ容器温度の概略構成図

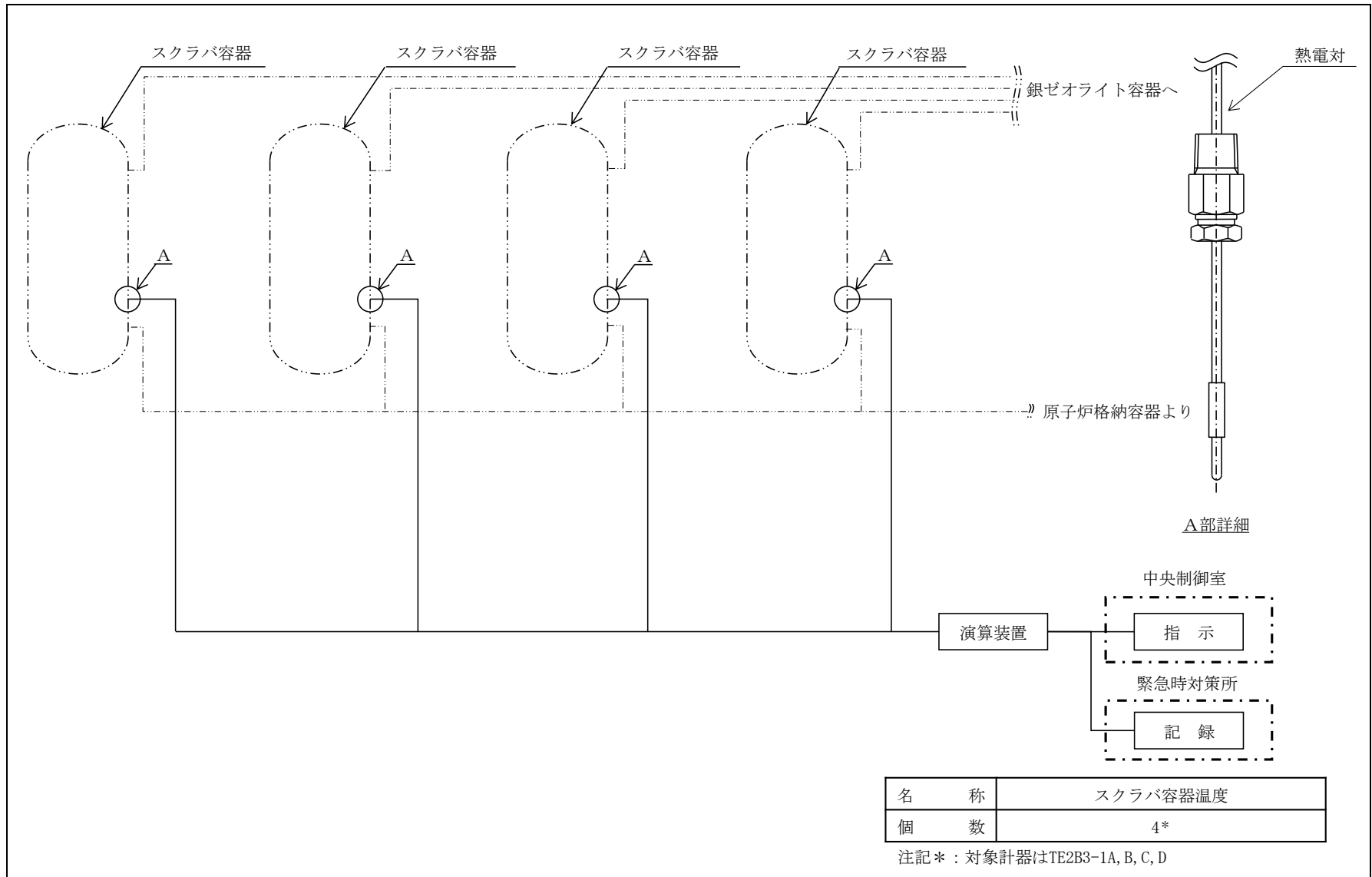


図 3-91 検出器の構造図 (スクラバ容器温度)

(5) 第1ベントフィルタ出口水素濃度

第1ベントフィルタ出口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、第1ベントフィルタ出口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で増幅し、演算装置を経由して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、第1ベントフィルタ出口水素濃度を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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3-92「第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図」、図3-93「検出器の構造図（第1ベントフィルタ出口水素濃度）」及び図3-116「検出器の取付箇所及び保管場所を明示した図面（屋外）」参照。）

交流電源が必要な場合、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電が可能である。電源供給について添付図面「第1-4-2 図 単線結線図（その2）交流電源」に示す。

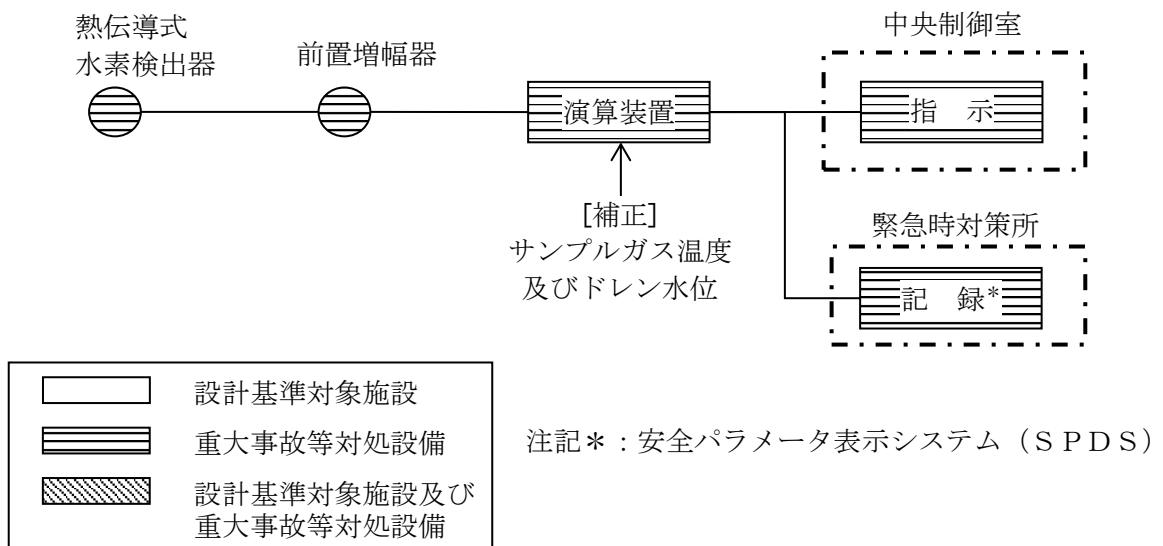


図3-92 第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図

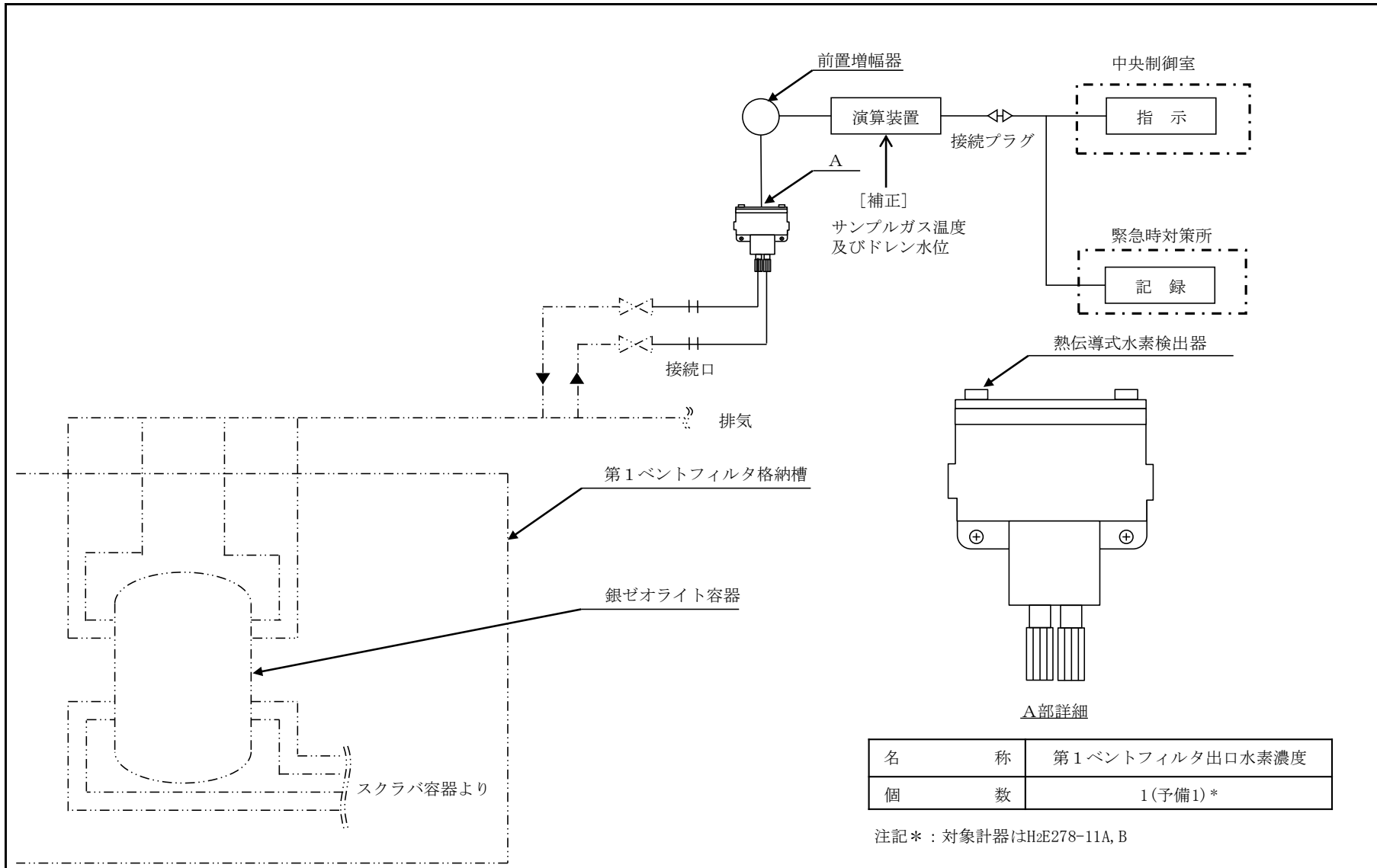


図3-93 検出器の構造図 (第1ベントフィルタ出口水素濃度)

(6) 残留熱除去系熱交換器冷却水流量

残留熱除去系熱交換器冷却水流量は、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演算装置を経由して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冷却水流量を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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 3-94「残留熱除去系熱交換器冷却水流量の概略構成図」、図 3-95「検出器の構造図（残留熱除去系熱交換器冷却水流量）」及び図 3-110「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建物 EL 1300）」参照。）

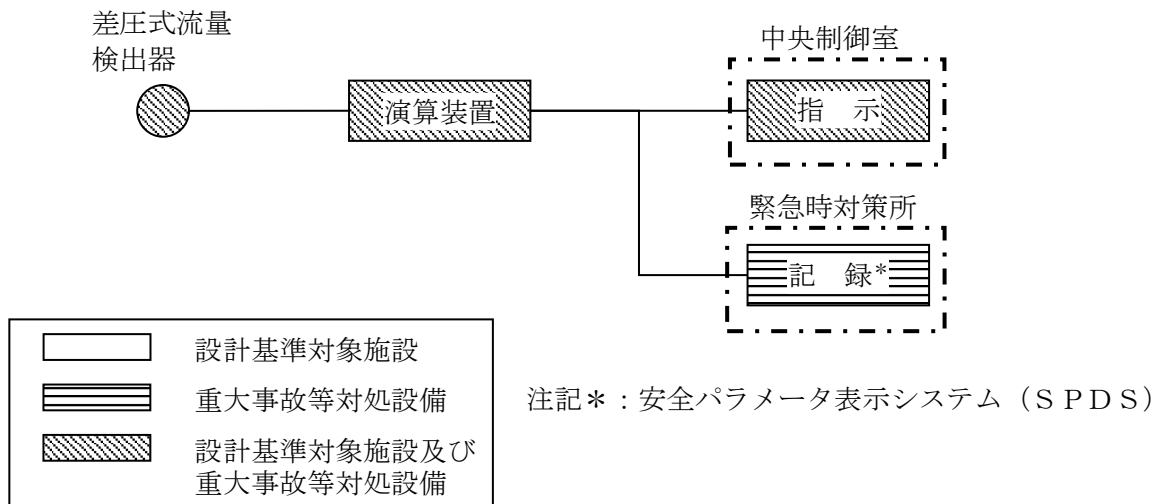


図 3-94 残留熱除去系熱交換器冷却水流量の概略構成図

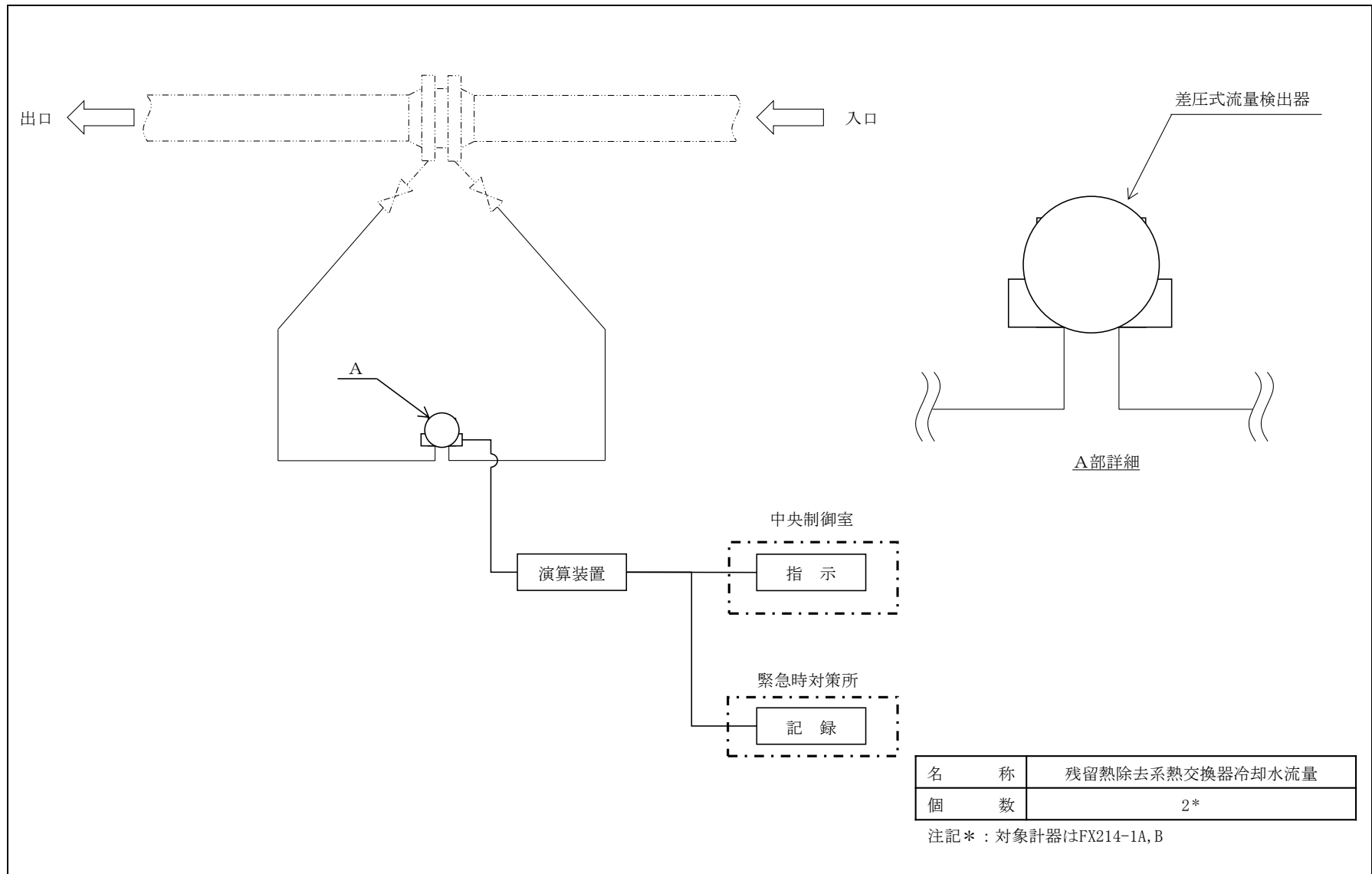


図 3-95 検出器の構造図 (残留熱除去系熱交換器冷却水流量)

(7) 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力

低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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 3-96「低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力の概略構成図」、図 3-97「検出器の構造図（低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力）」及び図 3-114「検出器の取付箇所を明示した図面（低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽 EL 700）」参照。）

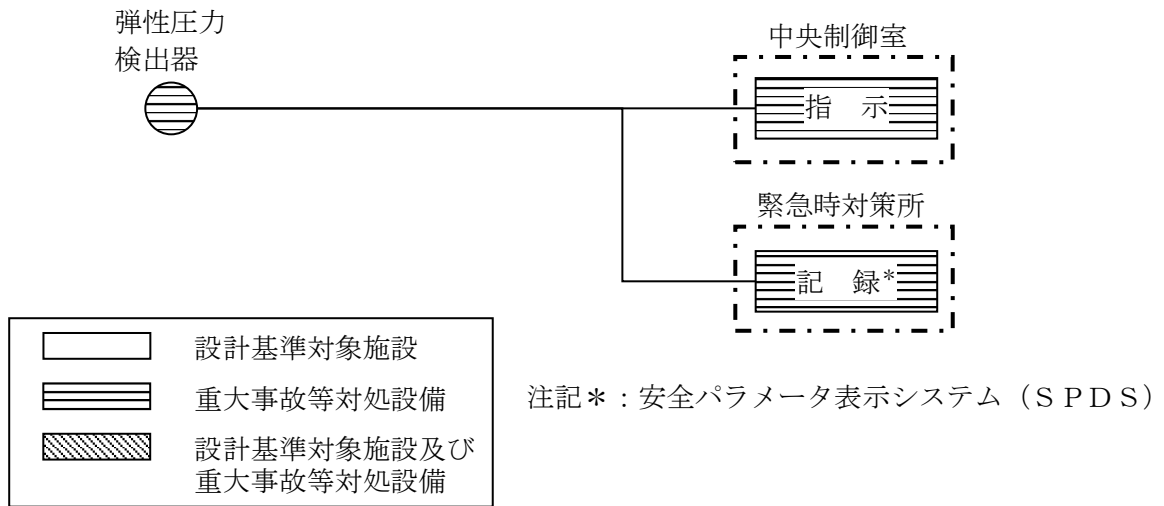


図 3-96 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力の概略構成図

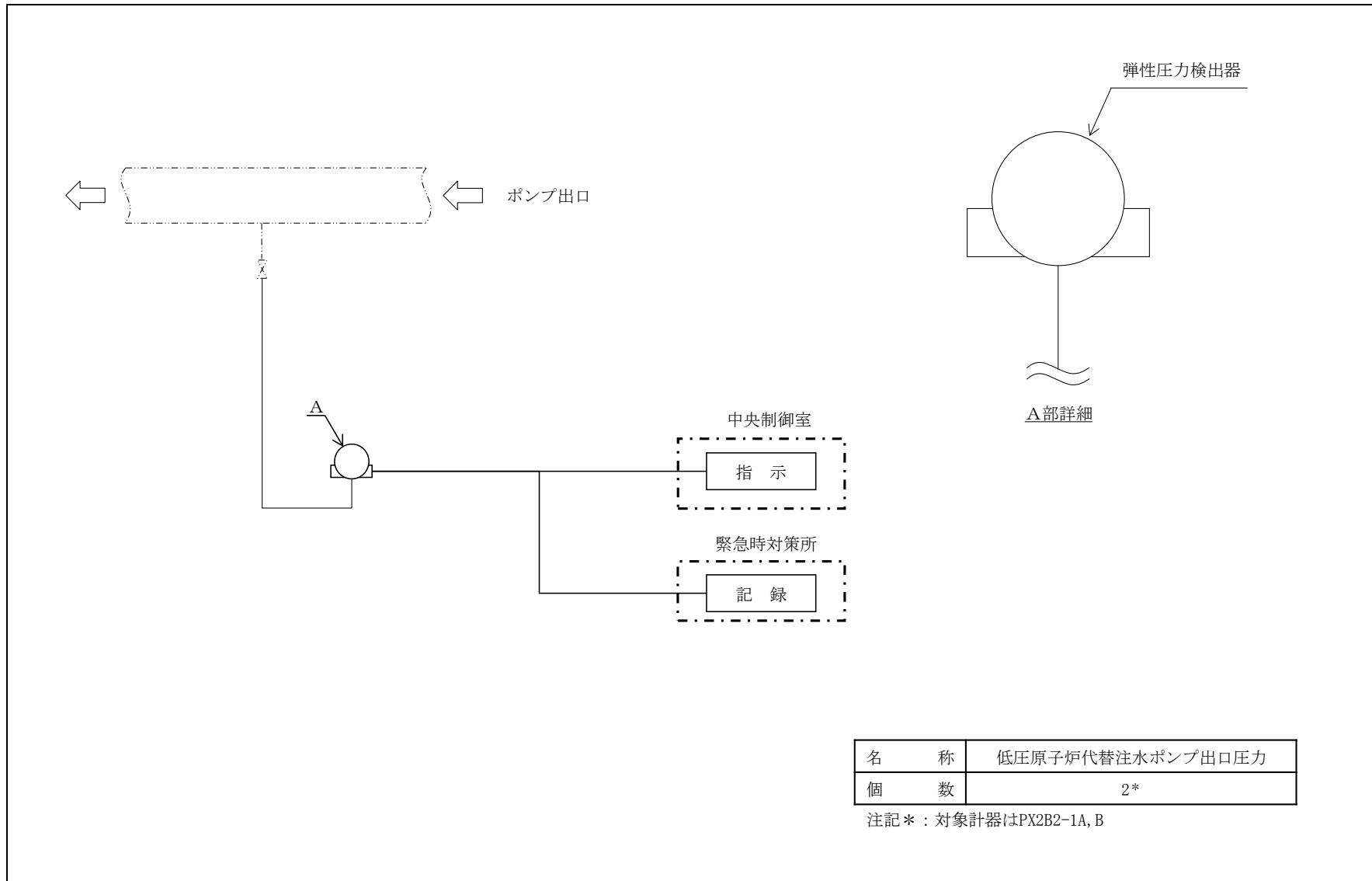


図 3-97 検出器の構造図 (低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力)

(8) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力

原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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 3-98「原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力の概略構成図」、図 3-99「検出器の構造図（原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力）」及び図 3-110「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建物 EL 1300）」参照。）

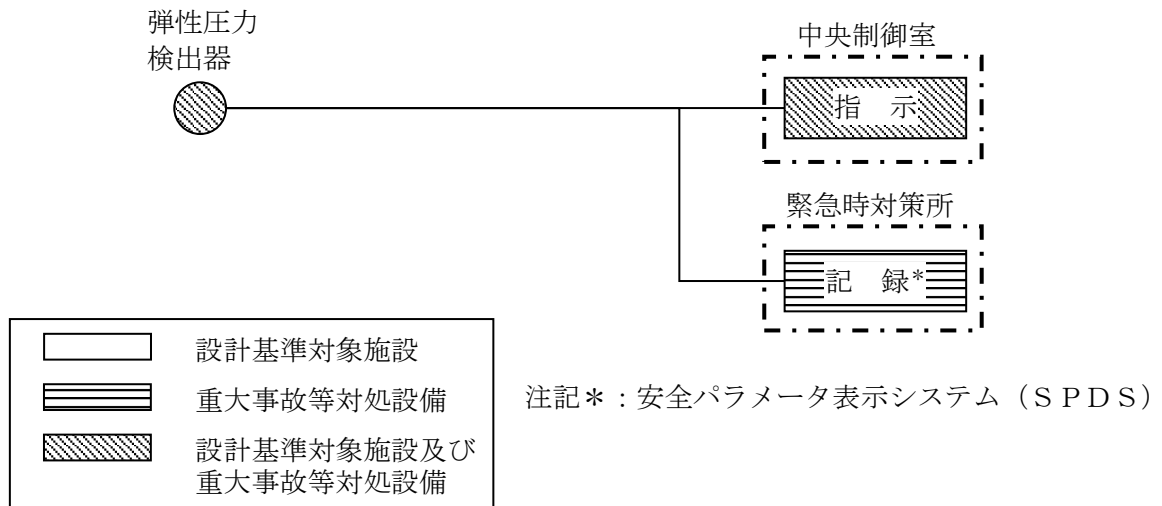


図 3-98 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力の概略構成図

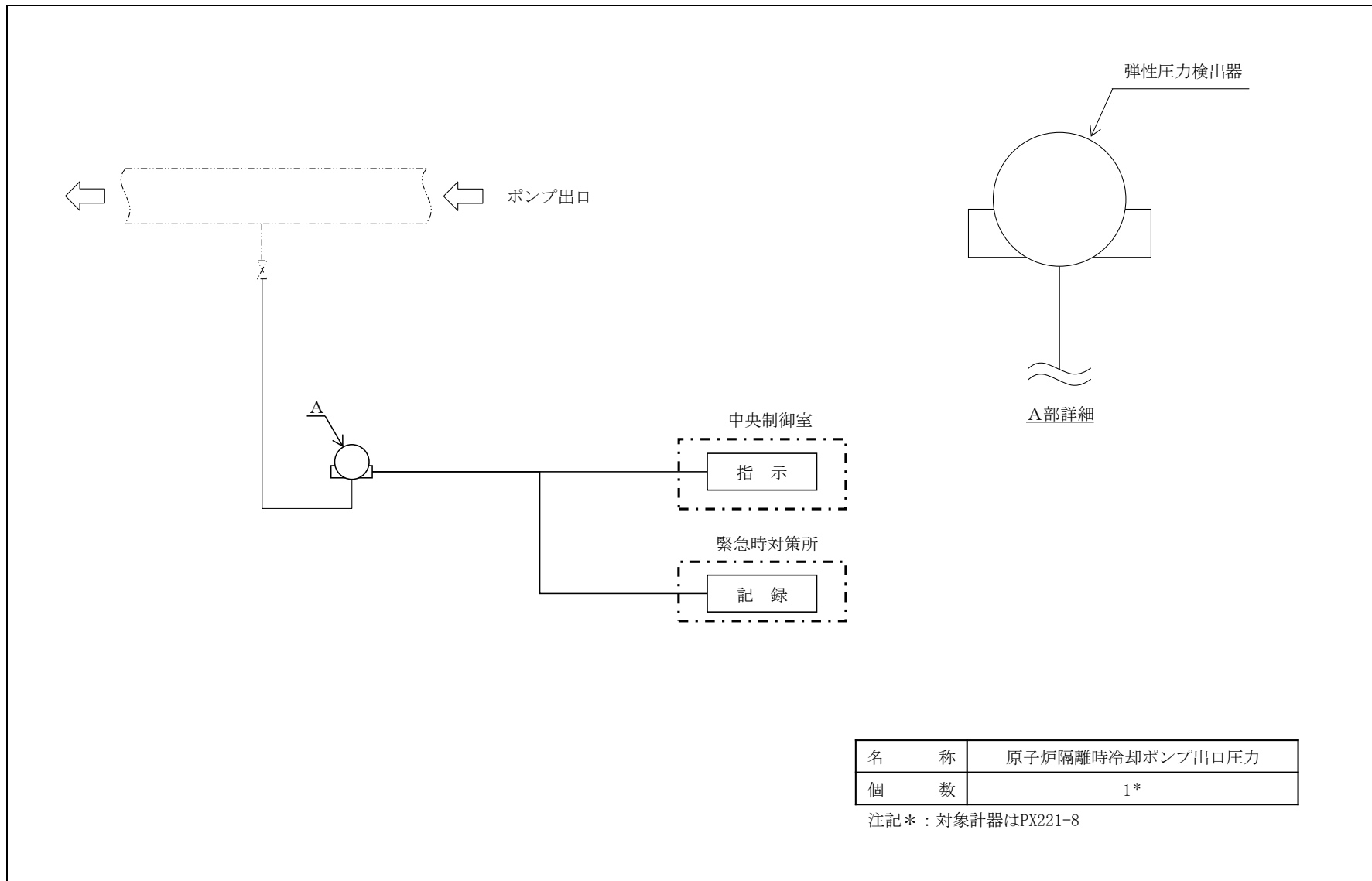


図 3-99 検出器の構造図 (原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力)

(9) 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力

高圧炉心スプレイポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧炉心スプレイポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、高圧炉心スプレイポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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 3-100 「高圧炉心スプレイポンプ出口圧力の概略構成図」、図 3-101 「検出器の構造図（高圧炉心スプレイポンプ出口圧力）」及び図 3-111 「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建物 EL 8800）」参照。）

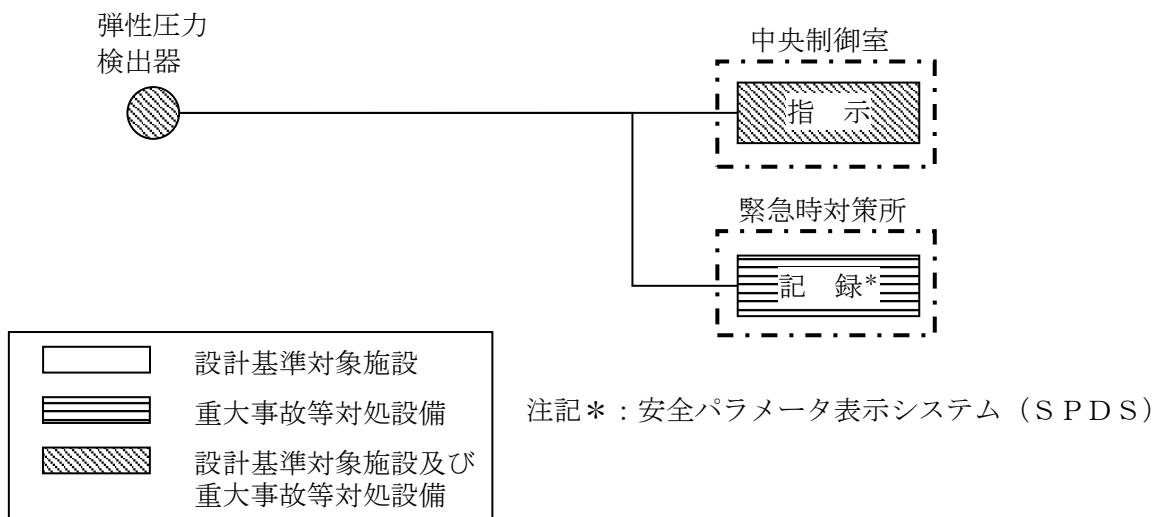


図 3-100 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力の概略構成図

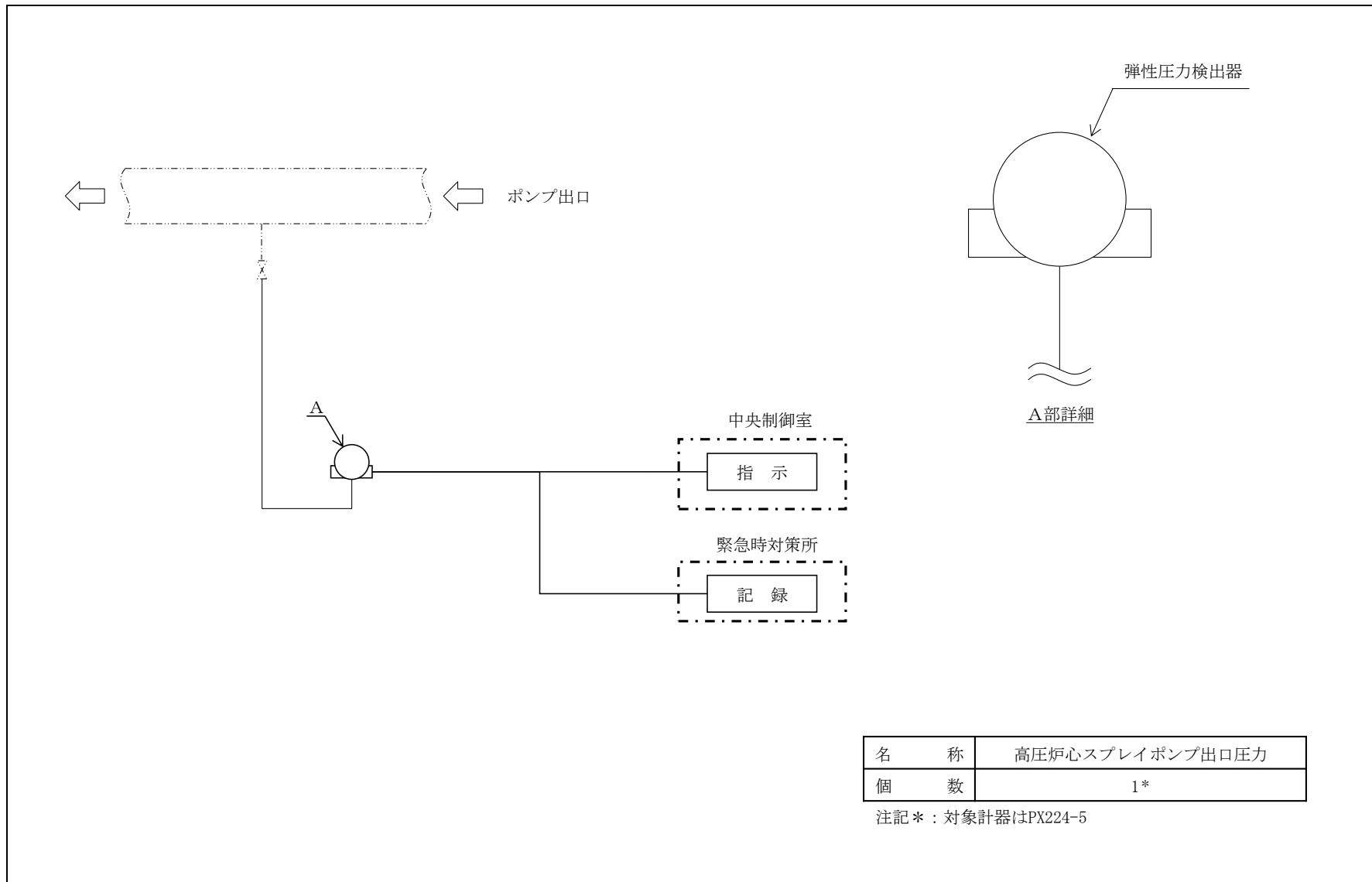


図 3-101 検出器の構造図 (高圧炉心スプレイポンプ出口圧力)

(10) 残留熱代替除去ポンプ出口圧力

残留熱代替除去ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱代替除去ポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、残留熱代替除去ポンプ出口圧力を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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 3-102「残留熱代替除去ポンプ出口圧力の概略構成図」、図 3-103「検出器の構造図（残留熱代替除去ポンプ出口圧力）」及び図 3-110「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建物 EL 1300）」参照。）

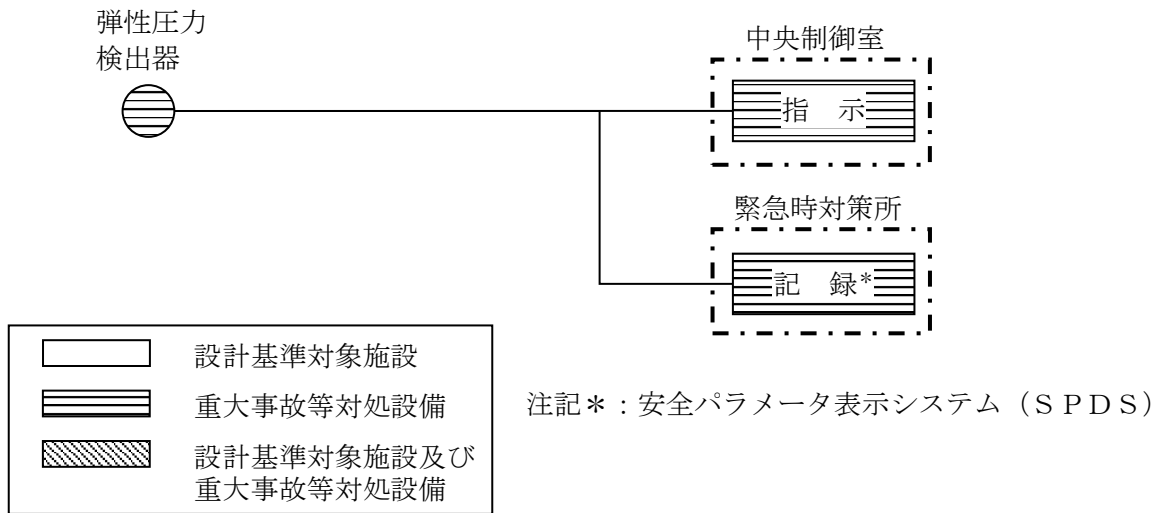


図 3-102 残留熱代替除去ポンプ出口圧力の概略構成図

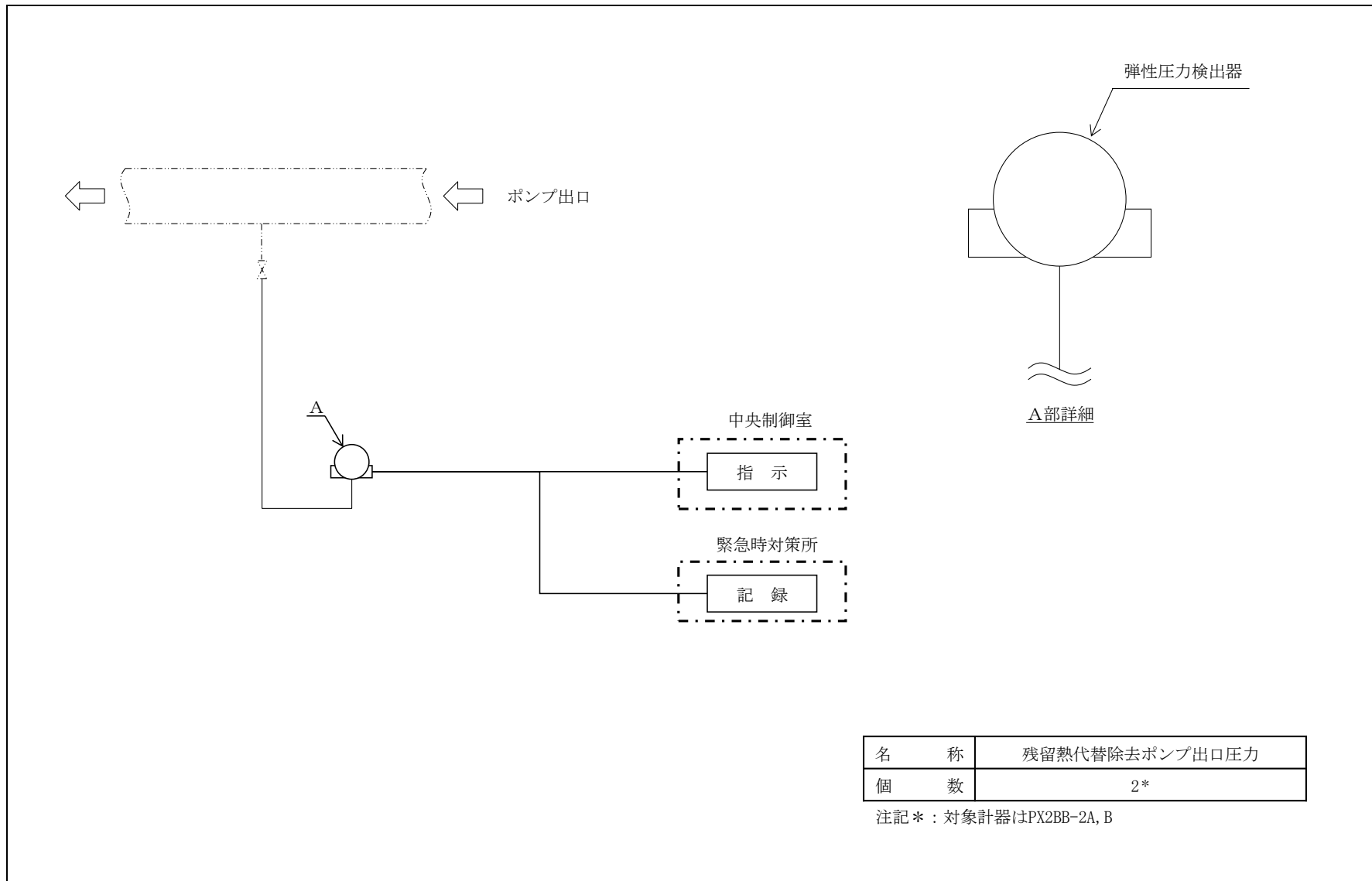


図 3-103 検出器の構造図 (残留熱代替除去ポンプ出口圧力)

(11) 静的触媒式水素処理装置入口温度

静的触媒式水素処理装置入口温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、静的触媒式水素処理装置入口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置を經由して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、静的触媒式水素処理装置入口温度を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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 3-104 「静的触媒式水素処理装置入口温度の概略構成図」、図 3-105 「検出器の構造図（静的触媒式水素処理装置入口温度）」及び図 3-113 「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建物 EL 42800）」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 SA 用 115V 系蓄電池又は可搬型直流電源設備である高圧発電機車及び SA 用 115V 系充電器から給電が可能である。電源供給について添付図面「第 1-4-3 図 単線結線図（その 3）直流電源」に示す。

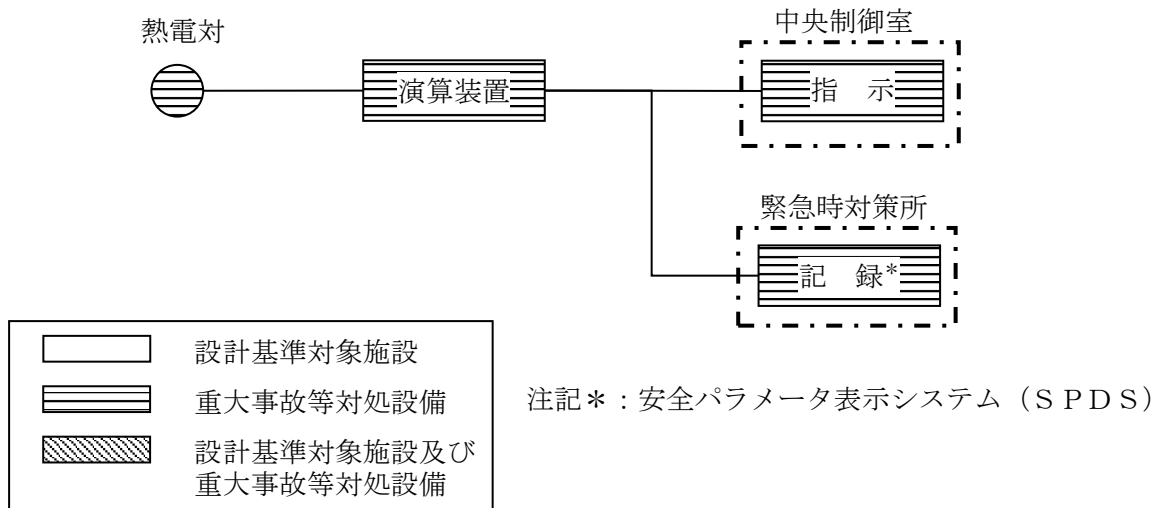


図 3-104 静的触媒式水素処理装置入口温度の概略構成図

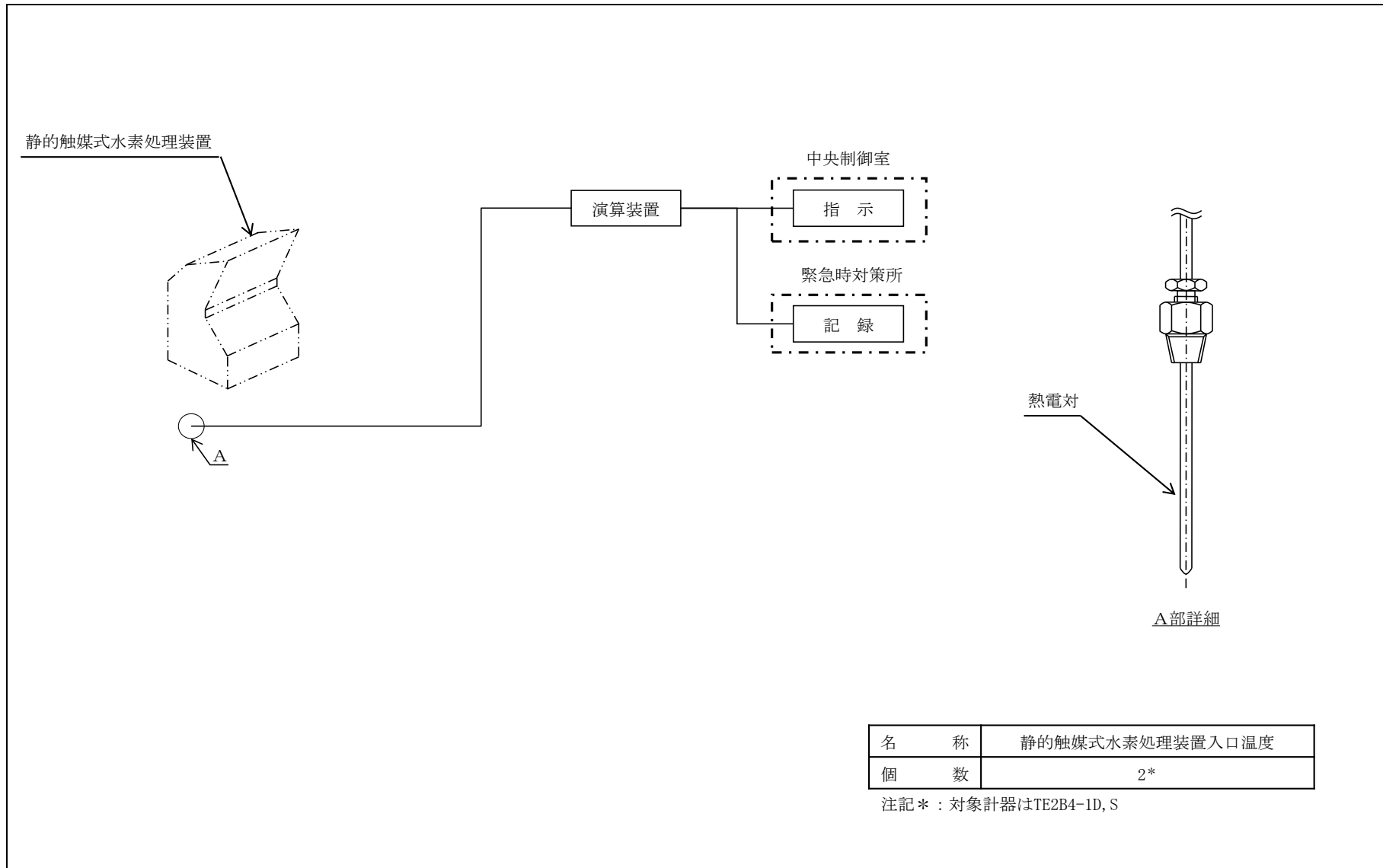


図 3-105 検出器の構造図 (静的触媒式水素処理装置入口温度)

(12) 静的触媒式水素処理装置出口温度

静的触媒式水素処理装置出口温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、静的触媒式水素処理装置出口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置を經由して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、静的触媒式水素処理装置出口温度を中央制御室に指示する。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）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 3-106 「静的触媒式水素処理装置出口温度の概略構成図」、図 3-107 「検出器の構造図（静的触媒式水素処理装置出口温度）」及び図 3-113 「検出器の取付箇所を明示した図面（原子炉建物 EL 42800）」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 SA 用 115V 系蓄電池又は可搬型直流電源設備である高圧発電機車及び SA 用 115V 系充電器から給電が可能である。電源供給について添付図面「第 1-4-3 図 単線結線図（その 3）直流電源」に示す。

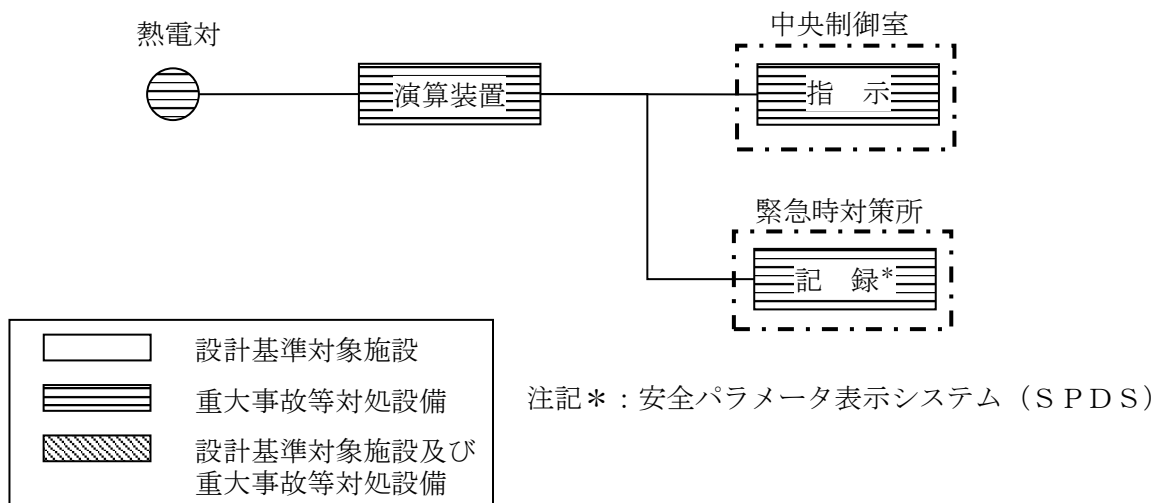


図 3-106 静的触媒式水素処理装置出口温度の概略構成図

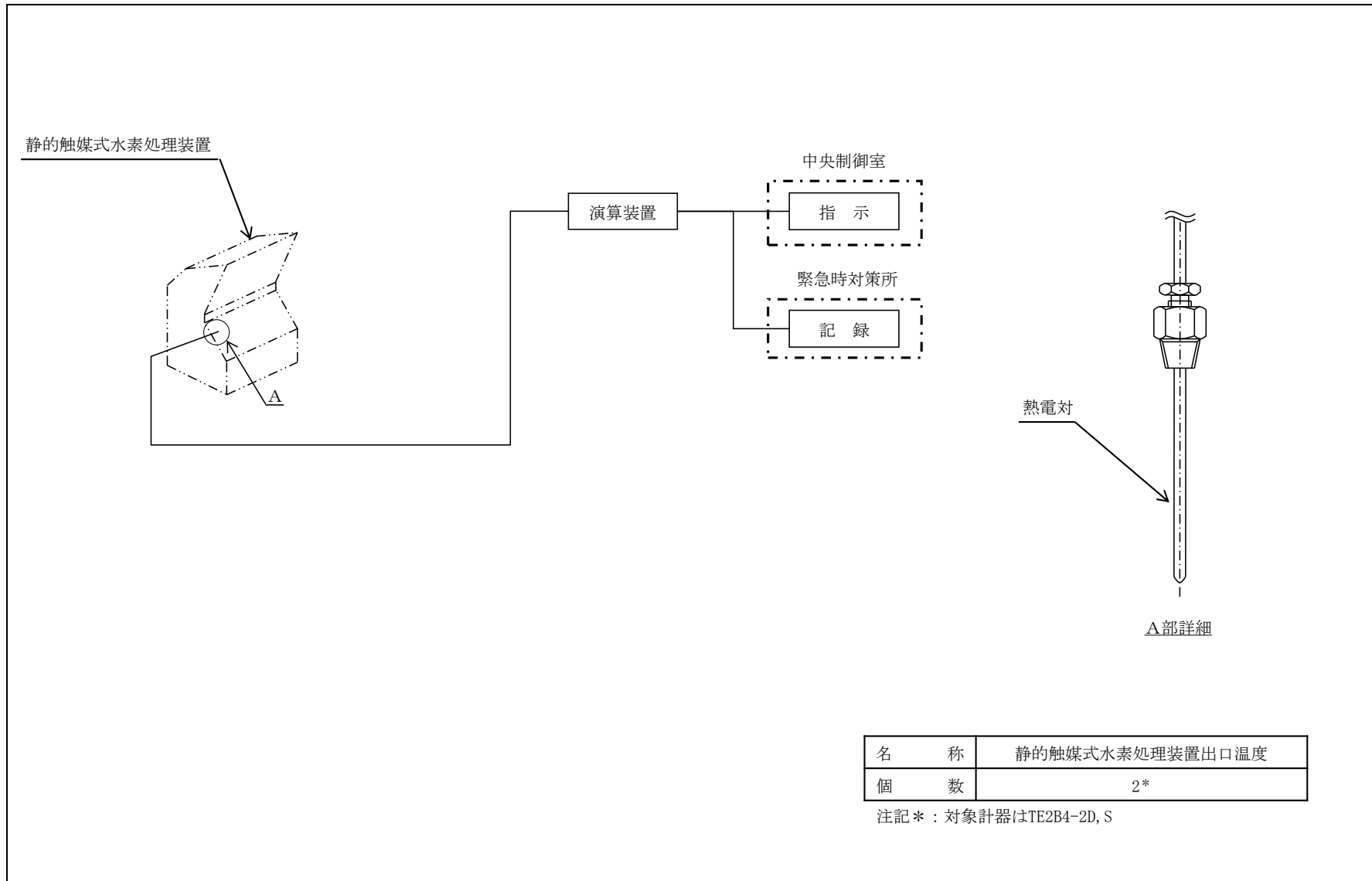


図 3-107 検出器の構造図 (静的触媒式水素処理装置出口温度)

(13) 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30個（必要数29個（予備1個））を廃棄物処理建物に保管し、予備1セット30個を緊急時対策所に保管する。（図3-108「可搬型計測器の概略構成図」、図3-109「検出器の構造図（可搬型計測器）」、図3-117「可搬型計測器の保管場所を明示した図面（廃棄物処理建物 EL 15300）」、図3-118「可搬型計測器（予備）の保管場所を明示した図面（緊急時対策所 EL 50250）」、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。）

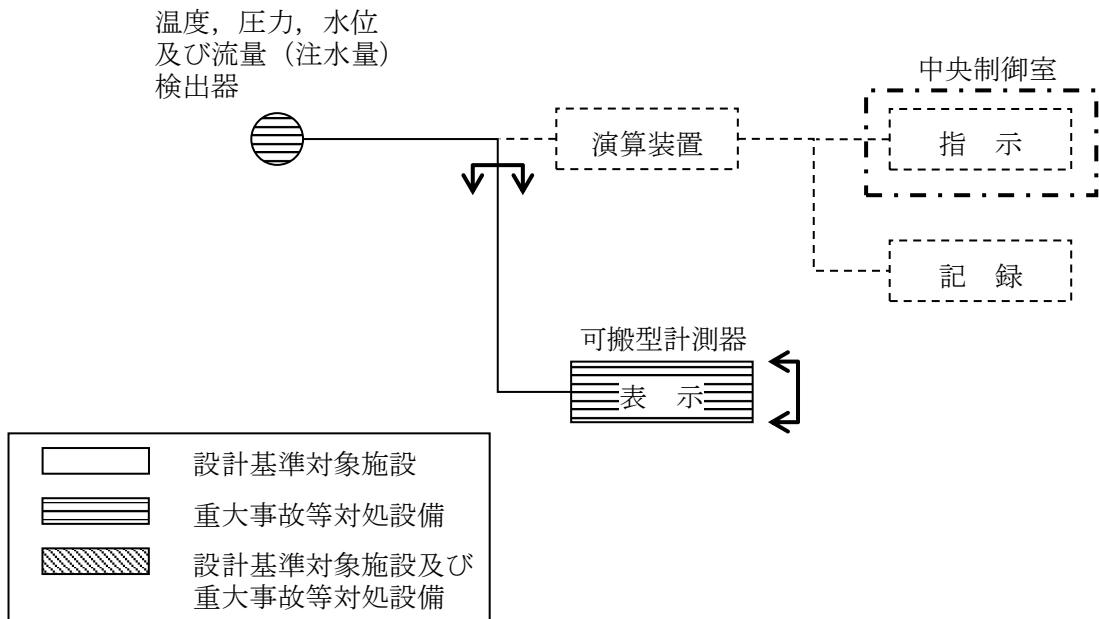


図 3-108 可搬型計測器の概略構成図

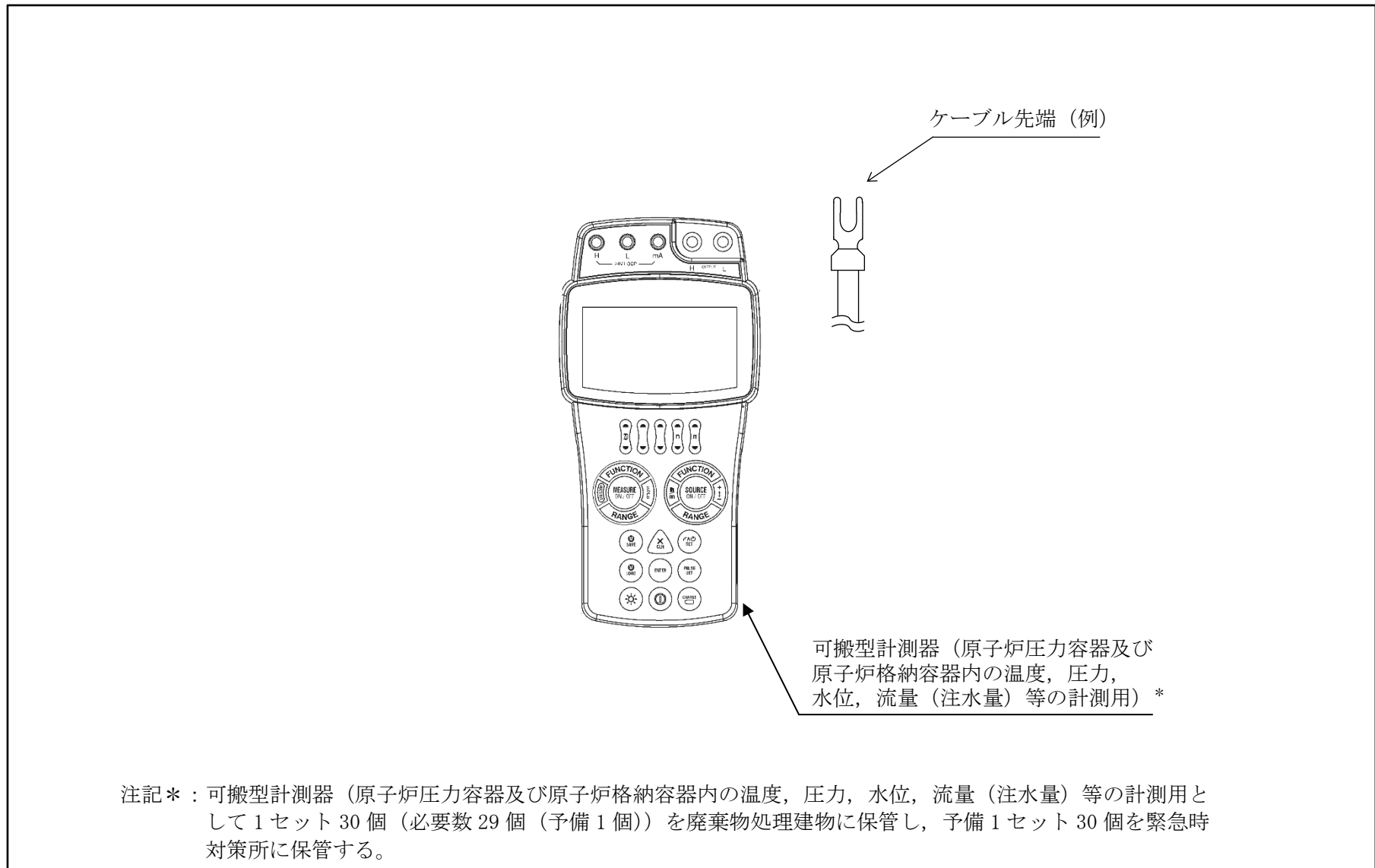


図3-109 検出器の構造図 (可搬型計測器)

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	
残留熱除去ポンプ出口圧力	サプレッションチェンバ温度 (S A)
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	サプレッションプール水温度 (S A)
残留熱除去系熱交換器入口温度	低圧原子炉代替注水槽水位
残留熱除去系熱交換器出口温度	格納容器代替スプレイ流量
残留熱除去ポンプ出口流量	ペDESTAL代替注水流量
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	ドライウエル水位
高圧原子炉代替注水流量	サプレッションプール水位 (S A)
低圧原子炉代替注水流量	ペDESTAL水位
低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	原子炉圧力容器温度 (S A)
残留熱代替除去系原子炉注水流量	スクラバ容器水位
原子炉圧力	スクラバ容器圧力
原子炉圧力 (S A)	スクラバ容器温度
原子炉水位 (広帯域)	残留熱除去系熱交換器冷却水流量
原子炉水位 (燃料域)	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
原子炉水位 (S A)	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
ドライウエル圧力 (S A)	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
サプレッションチェンバ圧力 (S A)	残留熱代替除去ポンプ出口圧力
ドライウエル温度 (S A)	静的触媒式水素処理装置入口温度
ペDESTAL温度 (S A)	静的触媒式水素処理装置出口温度
ペDESTAL水温度 (S A)	—

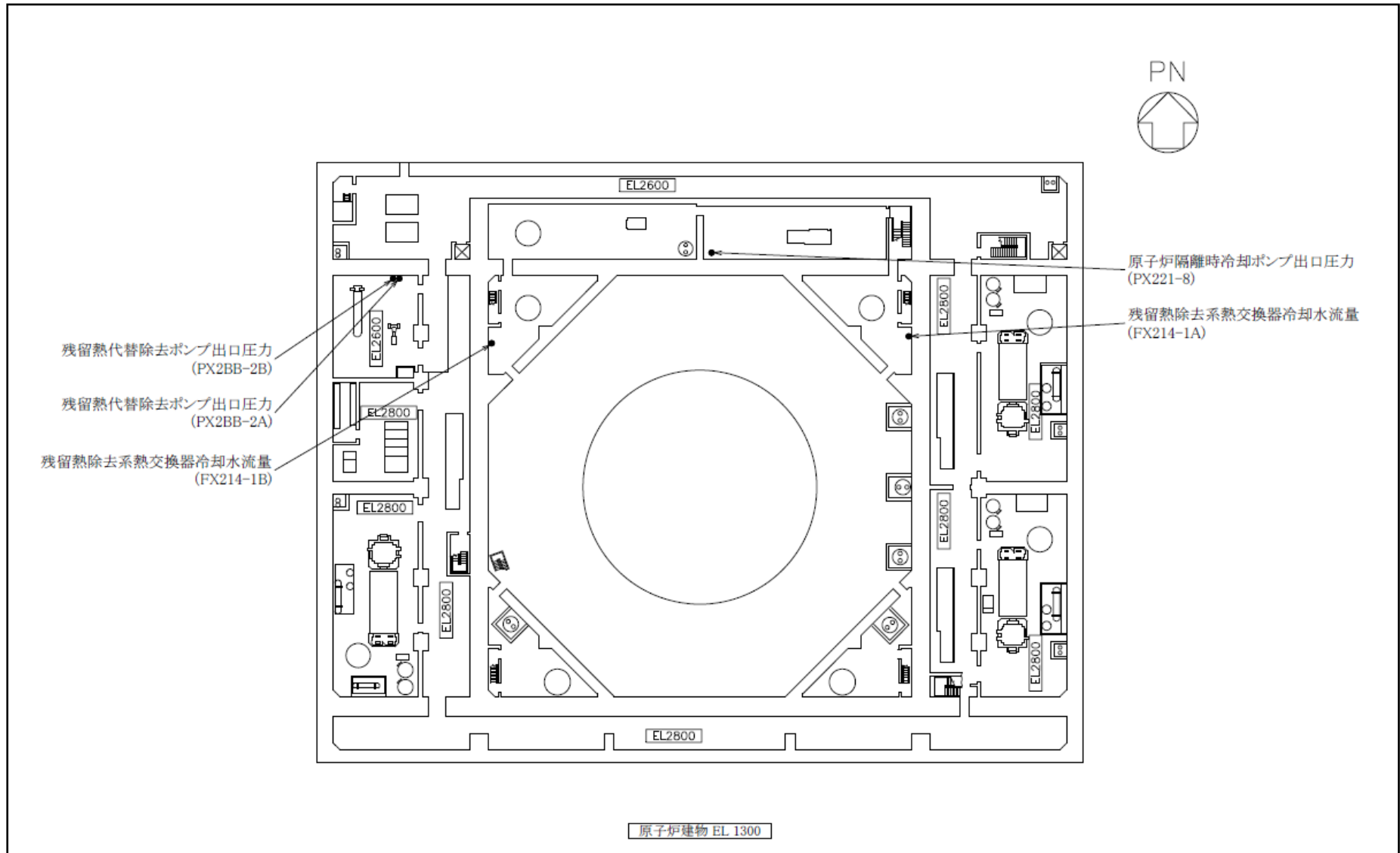


図 3-110 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建物 EL 1300)

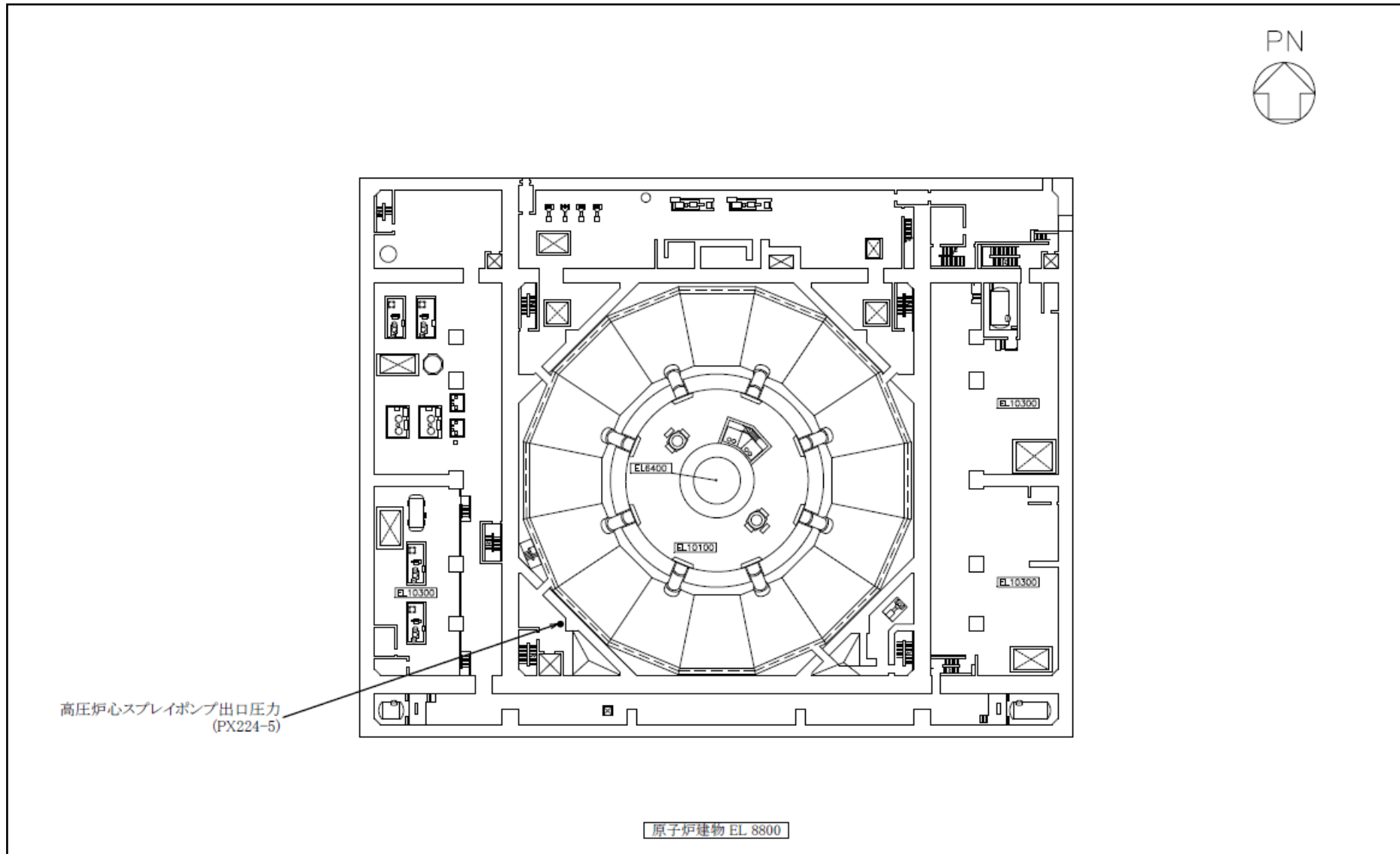


図 3-111 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建物 EL 8800)

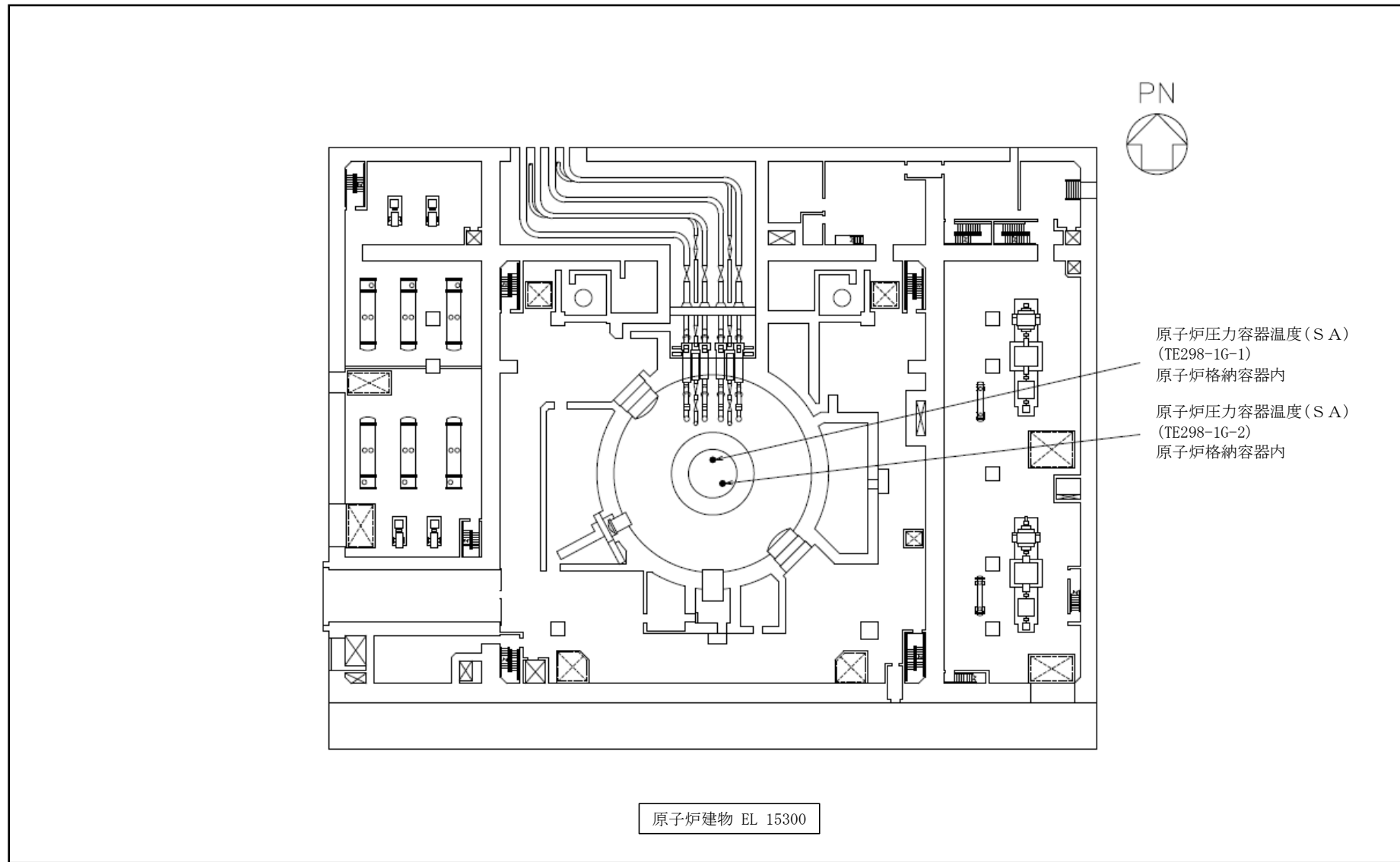


図 3-112 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建物 EL 15300)

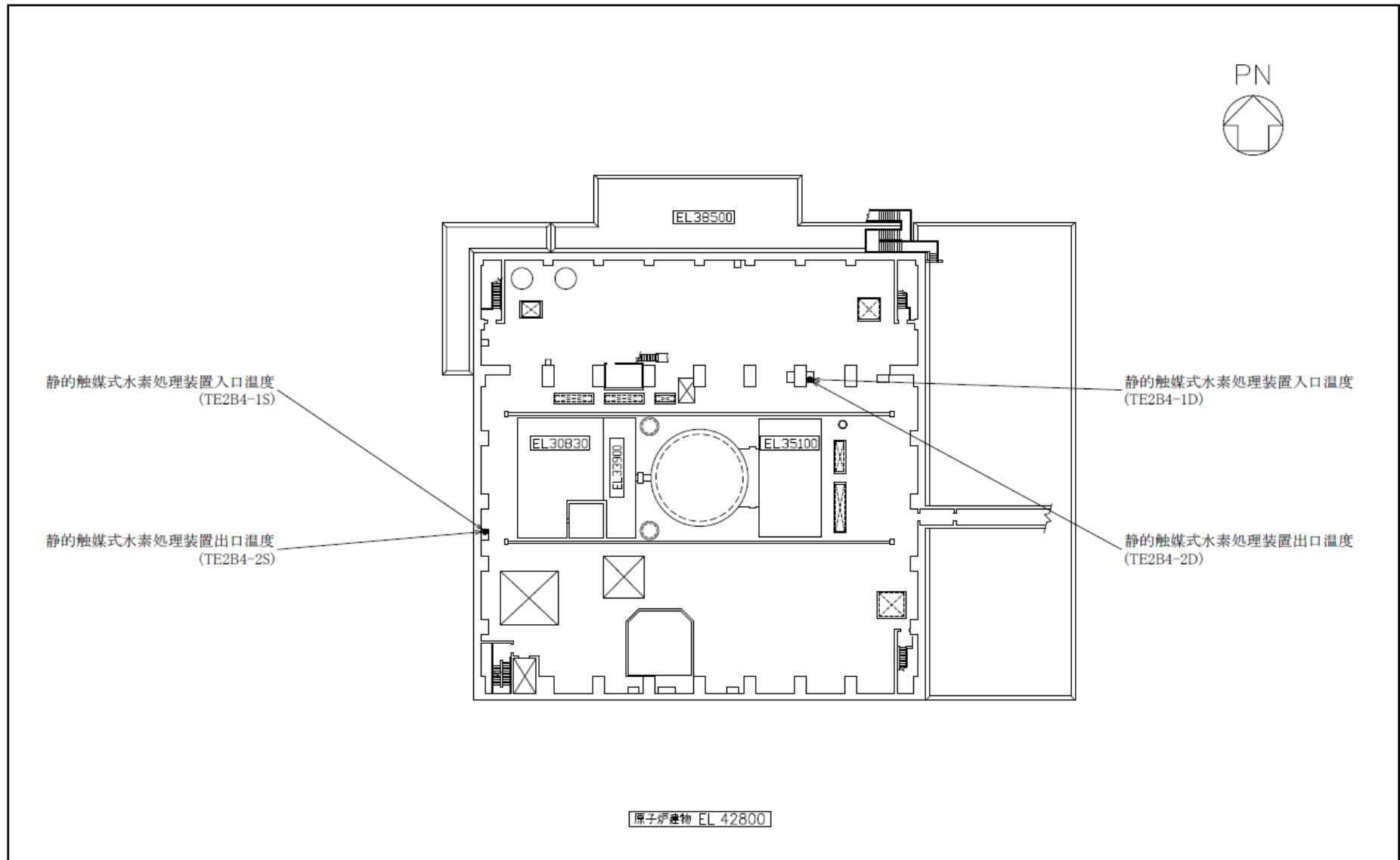


図 3-113 検出器の取付箇所を明示した図面 (原子炉建物 EL 42800)

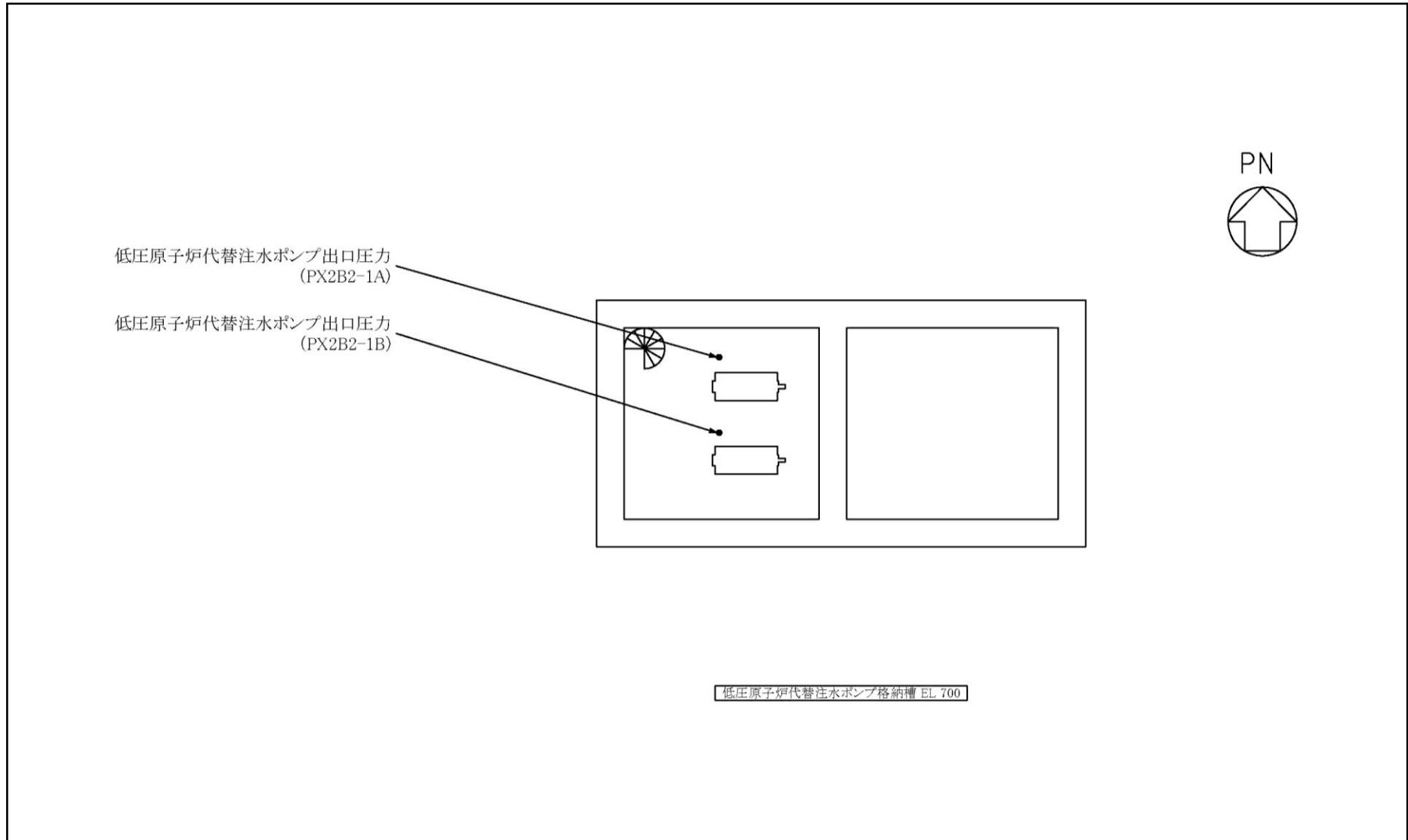


図 3-114 検出器の取付箇所を明示した図面 (低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽 EL 700)

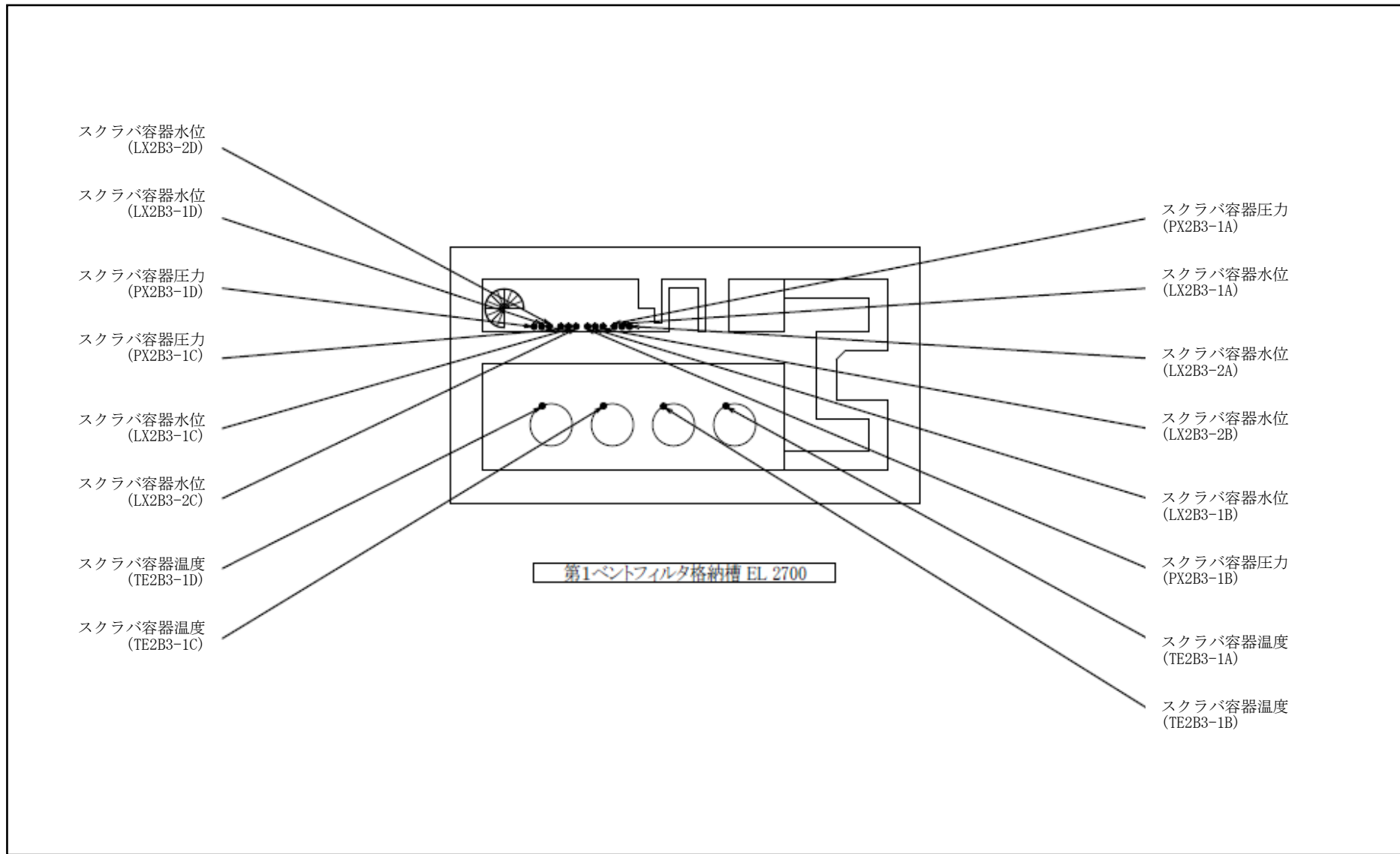


図 3-115 検出器の取付箇所を明示した図面 (第1ベントフィルタ格納槽 EL 2700)

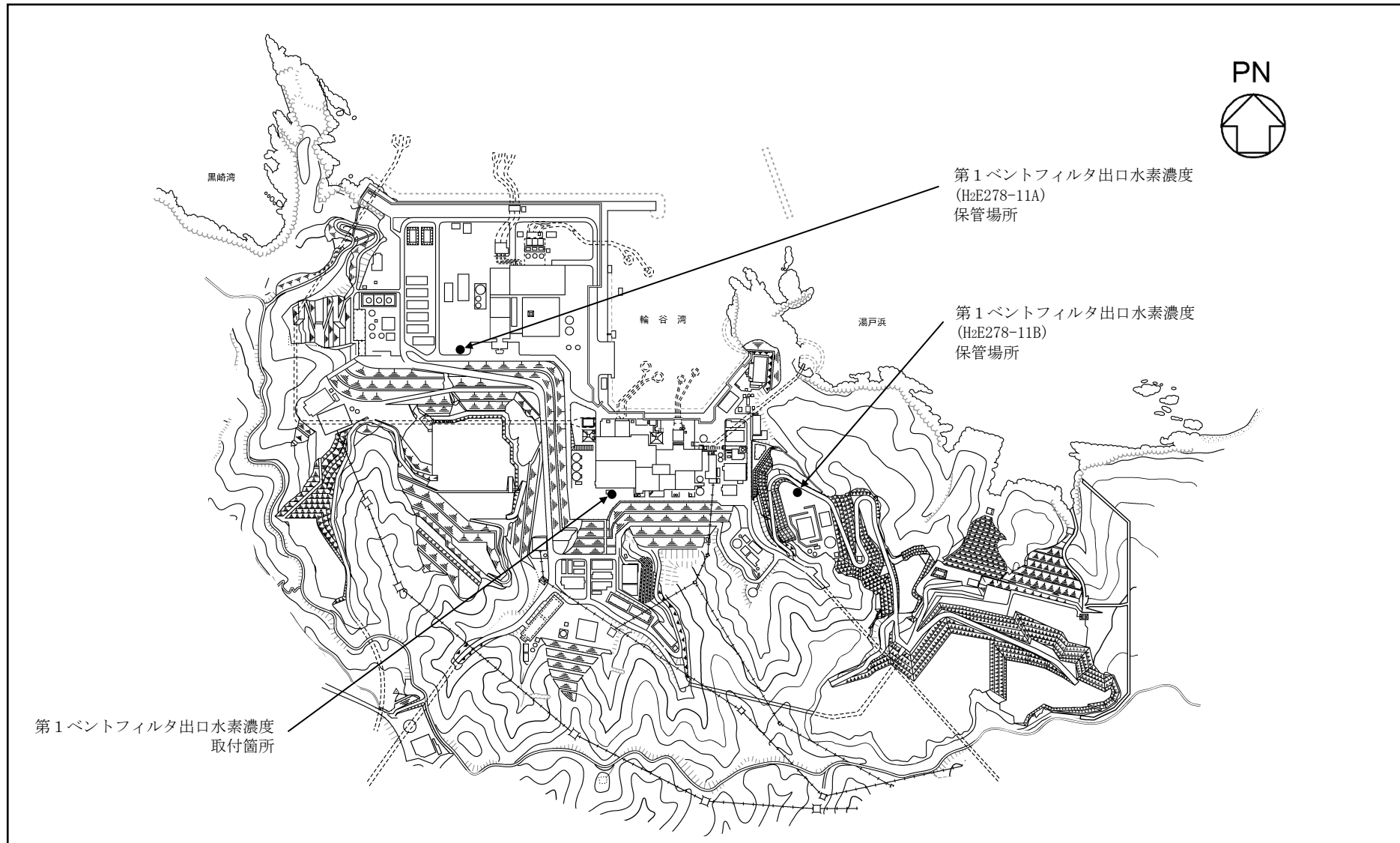


図 3-116 検出器の取付箇所及び保管場所を明示した図面 (屋外)

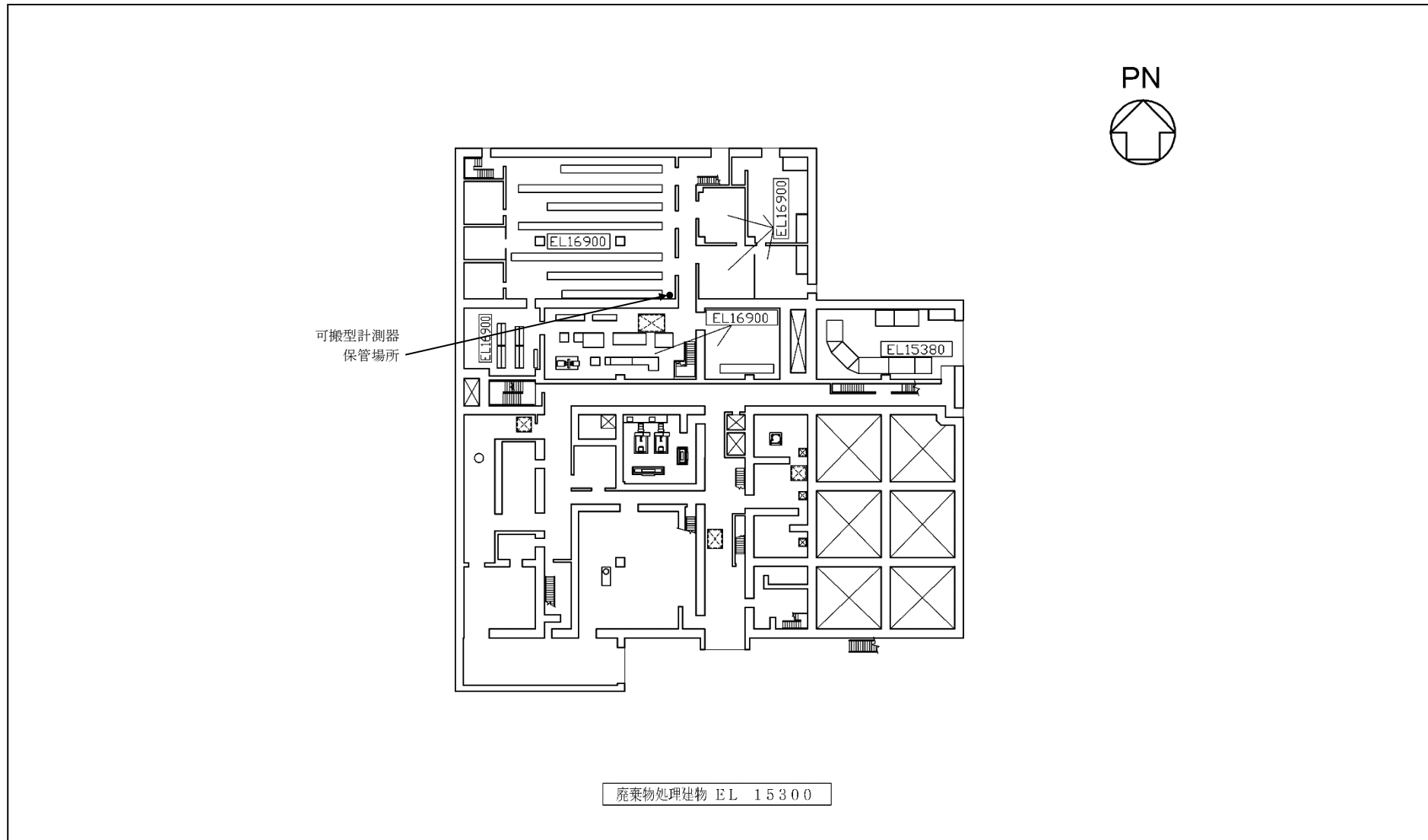


図 3-117 可搬型計測器の保管場所を明示した図面（廃棄物処理建物 EL 15300）

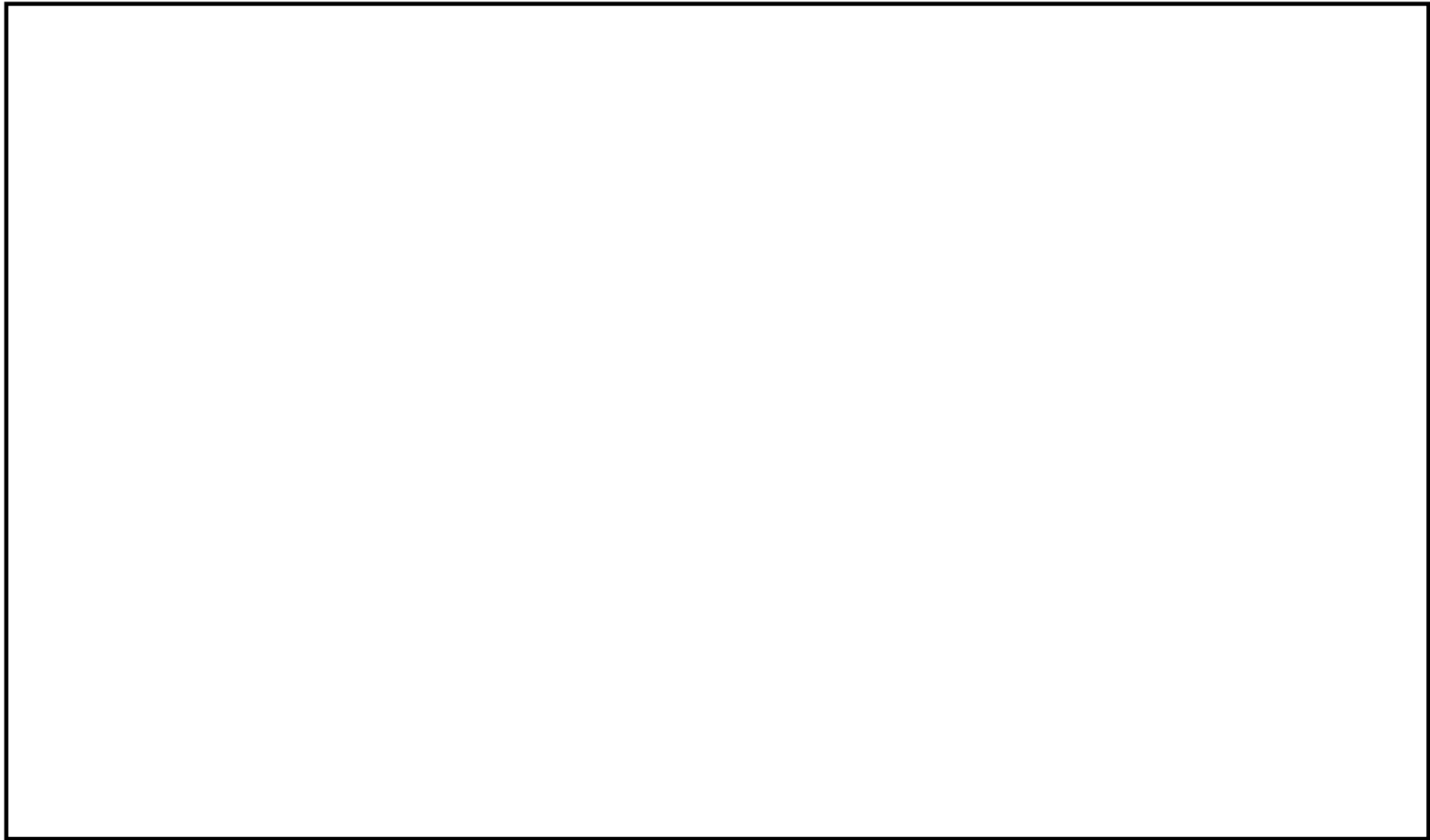


図 3-118 可搬型計測器（予備）の保管場所を明示した図面（緊急時対策所 EL 50250）

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、安全パラメータ表示システム（SPDS）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とする。制御棒の位置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、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
中性子源領域計装 【既設】	中央制御室*1	中央制御室（記録計） 緊急時対策所（安全パラメータ 表示システム（SPDS））
中間領域計装 【既設】	中央制御室*1	中央制御室（記録計） 緊急時対策所（安全パラメータ 表示システム（SPDS））
出力領域計装 【既設】	中央制御室*1	中央制御室（記録計） 緊急時対策所（安全パラメータ 表示システム（SPDS））
残留熱除去ポンプ出口圧力*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ 表示システム（SPDS））
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ 表示システム（SPDS））
残留熱除去系熱交換器入口温度*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ 表示システム（SPDS））
残留熱除去系熱交換器出口温度*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ 表示システム（SPDS））
残留熱除去ポンプ出口流量*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ 表示システム（SPDS））
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ 表示システム（SPDS））
高圧炉心スプレイポンプ出口流量*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ 表示システム（SPDS））
低圧炉心スプレイポンプ出口流量*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ 表示システム（SPDS））
高圧原子炉代替注水流量*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ 表示システム（SPDS））
代替注水流量（常設） 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ 表示システム（SPDS））
低圧原子炉代替注水流量*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ 表示システム（SPDS））
低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ 表示システム（SPDS））
残留熱代替除去系原子炉注水流量*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ 表示システム（SPDS））
原子炉圧力*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ 表示システム（SPDS））
原子炉圧力（SA）*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所（安全パラメータ 表示システム（SPDS））
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） 緊急時対策所（安全パラメータ 表示システム（SPDS））

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
原子炉水位 (燃料域) *2 【既設】	中央制御室*1	中央制御室 (記録計) 緊急時対策所 (安全パラメータ 表示システム (SPDS))
原子炉水位 (SA) *2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ 表示システム (SPDS))
ドライウエル圧力 (SA) *2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ 表示システム (SPDS))
サプレッションチェンバ圧力 (SA) *2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ 表示システム (SPDS))
ドライウエル温度 (SA) *2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ 表示システム (SPDS))
ペDESTAL温度 (SA) *2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ 表示システム (SPDS))
ペDESTAL水温度 (SA) *2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ 表示システム (SPDS))
サプレッションチェンバ温度 (SA) *2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ 表示システム (SPDS))
サプレッションプール水温度 (SA) *2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ 表示システム (SPDS))
格納容器酸素濃度 (B系) 【既設】	中央制御室*1	中央制御室 (記録計) 緊急時対策所 (安全パラメータ 表示システム (SPDS))
格納容器酸素濃度 (SA) 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ 表示システム (SPDS))
格納容器水素濃度 (B系) 【既設】	中央制御室*1	中央制御室 (記録計) 緊急時対策所 (安全パラメータ 表示システム (SPDS))
格納容器水素濃度 (SA) 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ 表示システム (SPDS))
低圧原子炉代替注水槽水位*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ 表示システム (SPDS))
格納容器代替スプレイ流量*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ 表示システム (SPDS))
ペDESTAL代替注水流量*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ 表示システム (SPDS))
ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域) *2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ 表示システム (SPDS))
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ 表示システム (SPDS))
ドライウエル水位*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ 表示システム (SPDS))

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
サプレッションプール水位 (SA) *2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
ペDESTAL水位*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
原子炉建物水素濃度 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
原子炉圧力容器温度 (SA) *2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
スクラバ容器水位*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
スクラバ容器圧力*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
スクラバ容器温度*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
第1 ベントフィルタ出口水素濃度 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
残留熱除去系熱交換器冷却水流量*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力*2 【既設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
残留熱代替除去ポンプ出口圧力*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
静的触媒式水素処理装置入口温度*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))
静的触媒式水素処理装置出口温度*2 【新設】	中央制御室*1	緊急時対策所 (安全パラメータ表示システム (SPDS))

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	中性子源領域計装
	中間領域計装
	出力領域計装
制御棒の位置	制御棒位置
原子炉冷却材の不純物の濃度	原子炉水導電率
原子炉压力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量	給水圧力
	給水流量
	給水温度
	主蒸気圧力
	主蒸気流量
	主蒸気温度
原子炉压力容器内の水位	原子炉水位（燃料域）
	原子炉水位（広帯域）
	原子炉水位（狭帯域）
	原子炉水位（停止域）
原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガス濃度	ドライウエル圧力
	サプレッションチェンバ圧力
	ドライウエル温度
	サプレッションチェンバ温度
	格納容器水素濃度
	格納容器酸素濃度

技術基準規則第 34 条第 4 項及びその解釈に係るその他の計測項目については、添付書類 VI-1-7-1 「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」の「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」及び添付書類 VI-1-3-1 「使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」の「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

3.3 安全保護装置

安全保護装置は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は、アナログ回路で構成している。また安全保護装置とそれ以外の設備との間で用いる信号はアナログ信号（接点信号を含む。）であり、外部ネットワークを介した不正アクセス等による被害を受けることはない。

安全保護装置を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう独立性を確保する設計とする。例として、原子炉保護系の構成例を図3-119「原子炉保護系の構成例」に示す。

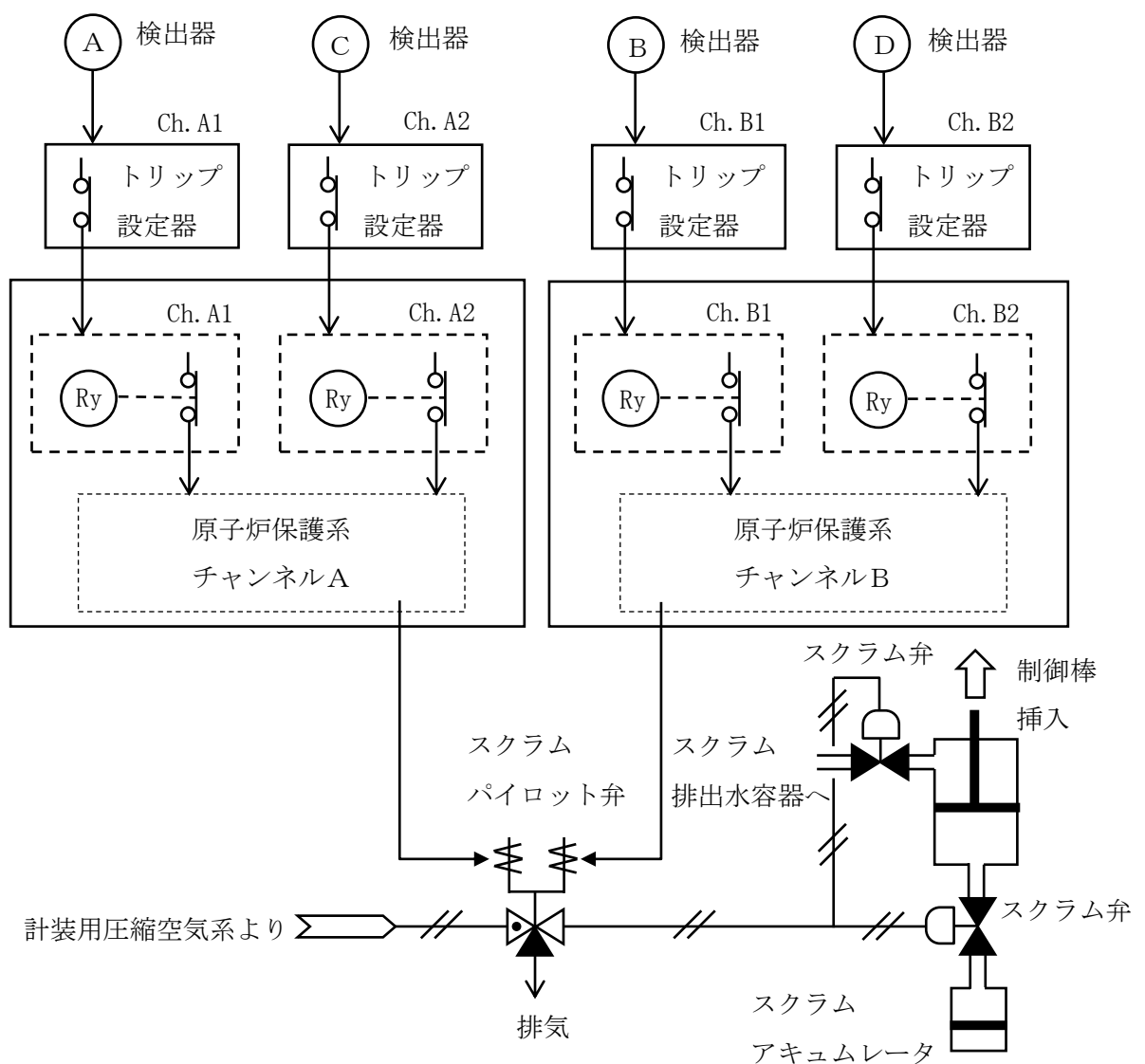


図 3-119 原子炉保護系の構成例

3.3.1 不正アクセス行為等の被害の防止

安全保護装置のうち、アナログ回路で構成する機器は、外部ネットワークとの物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止、物理的及び電氣的アクセスの制限を設けることにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作を防止すること等の措置を講じることで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、外部ネットワークと物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止及びウイルス等の侵入防止、物理的及び電氣的アクセスの制限を設けることにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作及びウイルス等の侵入を防止すること等の措置を講じることで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

(1) 外部ネットワークと物理的な分離

安全保護装置は、盤に対する施錠によりハードウェアを直接接続させないことにより物理的に分離する設計とする。

安全保護装置は、盤の施錠等によりハードウェアを直接接続させない措置を実施することを保安規定に定める。

(2) 外部ネットワークと機能的な分離

安全保護装置は、外部ネットワークに接続されているSPDS伝送サーバ等外部からの侵入に対して、防護装置を介して外部への信号の流れを送信のみに制限することにより機能的に分離する設計とする。(図 3-120「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

安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、計算機固有のプログラム及び言語を使用し一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境となる設計とする。

(4) 物理的及び電氣的アクセスの制限

人的侵入や不正行為が発生しないように、発電所への入域の出入管理、盤の施錠、部屋の施錠等による物理的アクセスを制限する設計とするとともに、安全保護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変更を防ぐ対策
安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」(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 3-121「検証及び妥当性確認(J E A G 4 6 0 9)」及び表 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、更新段階又は試験段階で承認されていない変更を防ぐ対策を行うことにより有線又は無線による外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入を防止できる設計とする。

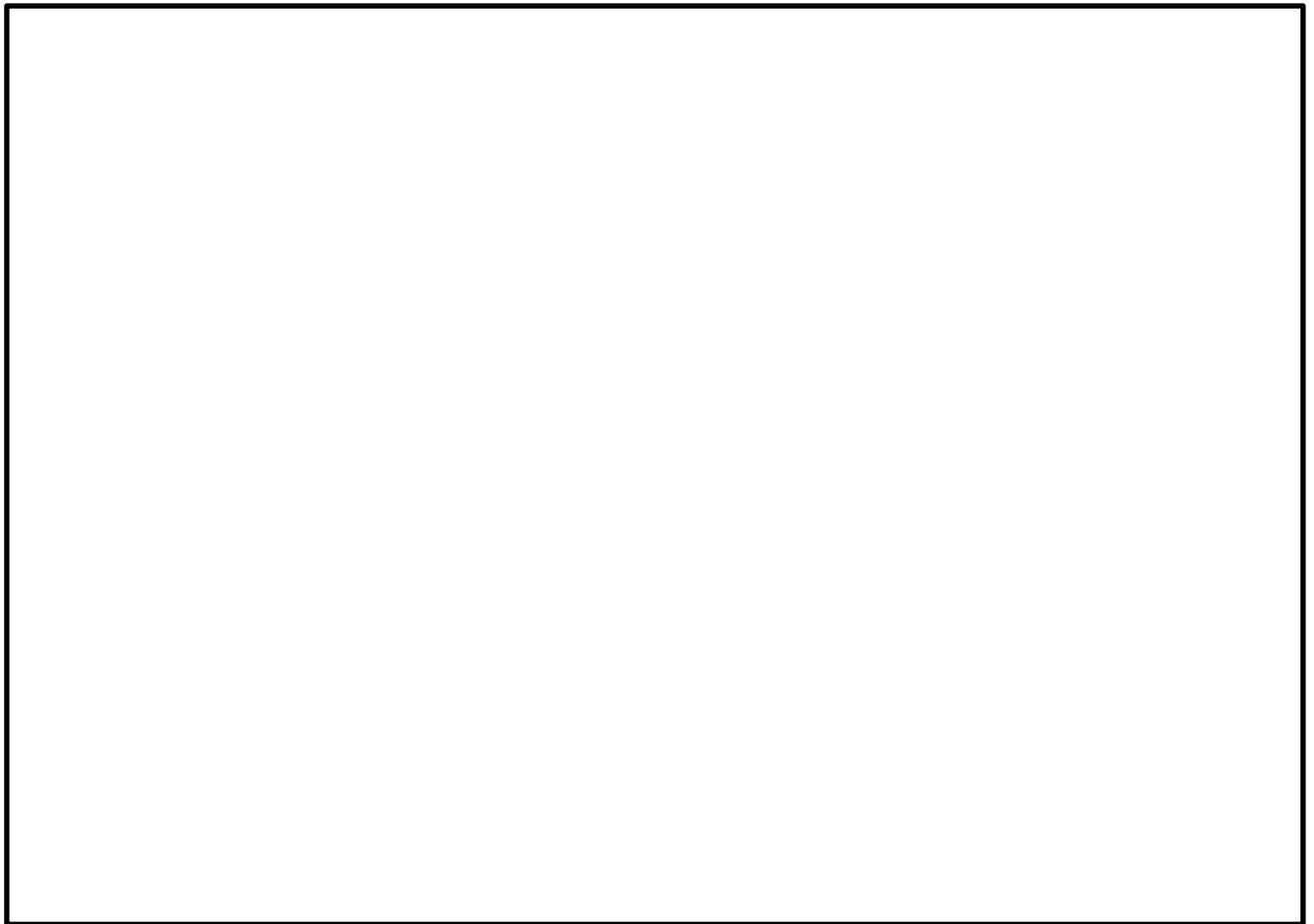
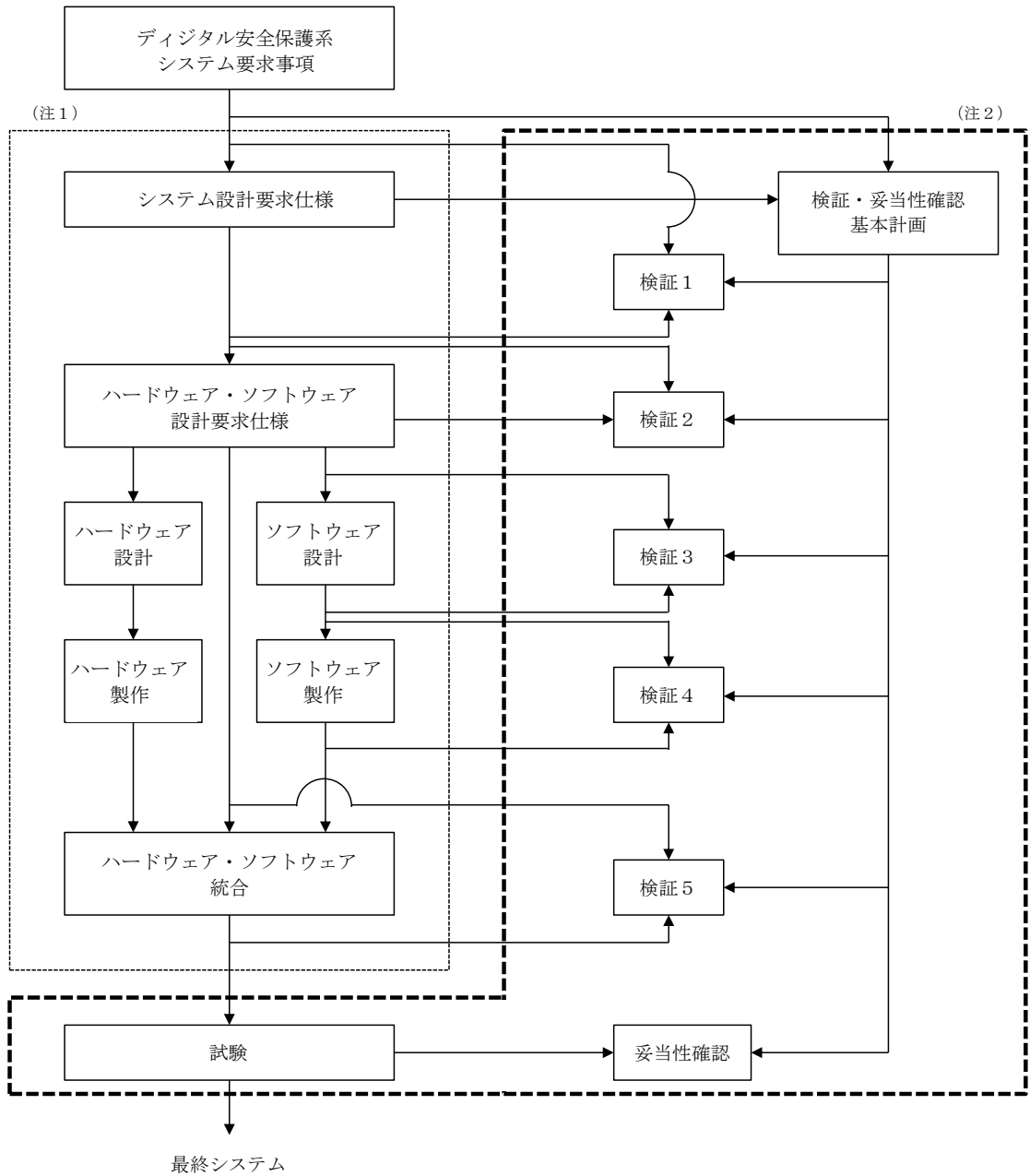


図 3-120 外部ネットワークと物理的又は機能的な分離概略図



- 検証1・・・システム設計要求仕様検証
- 検証2・・・ハードウェア・ソフトウェア
設計要求仕様検証
- 検証3・・・ソフトウェア設計検証
- 検証4・・・ソフトウェア製作検証
- 検証5・・・ハードウェア・ソフトウェア統合検証

(注1) は、設計・製作作業の範囲を示す。

(注2) は、検証・妥当性確認作業の範囲を示す。

図3-121 検証及び妥当性確認 (J E A G 4 6 0 9)

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	ソフトウェアとハード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足していることを確認する。

4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲

計測装置の計測範囲の設定に対する考え方については、共通する基本的な考え方について以下に示し、表 4-1「計測装置の計測範囲」にて当該パラメータの用途に応じた考え方を個別に示す。また、重大事故等が発生し、計測に必要な計器電源が喪失した場合に使用する可搬型計測器の測定範囲を表 4-2「可搬型計測器の計測範囲」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、添付書類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	
中性子源領域計装	$10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	約 $10^2 \sim 10^4 \text{s}^{-1}$ 前後	定格出力の約 21 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 $10^2 \sim 10^4 \text{s}^{-1}$ 前後) を監視可能な設定としている。なお、重大事故等時に原子炉の停止状態を確認可能である。 また、中性子源領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、中性子源領域計装及び平均出力領域計装によって監視可能である。
中間領域計装	*2 0~40% 又は 0~125% ($1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	$10^8 \sim 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$	定格出力の約 21 倍	0~40% 又は 0~125% ($1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	—	中性子源領域計装とのオーバーラップを考慮して、原子炉の停止時から起動時の中性子束を監視可能な設定としている。 また、平均出力領域計装及び中性子源領域計装とあいまって中性子束の変動範囲を監視可能である。
出力領域計装	*3 0~125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	0~100%	定格出力の約 21 倍	0~125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	—	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監視可能な設定としている。 なお、設計基準事故時において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。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、現状の計測範囲で対応が可能である。 また、中間領域計装及び中性子源領域計装とあいまって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 (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	
残留熱除去ポンプ 出口圧力	0～4MPa	0～1.9MPa	最大値： 1.0MPa	最大値： 1.0MPa	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡する残留熱除去ポンプ出口の最大圧力(1.0MPa)を監視可能な設定としている。 なお、通常運転時の残留熱除去ポンプ出口の最大圧力(1.9MPa)を監視可能である。
低圧炉心スプレイ ポンプ出口圧力	0～5MPa	0～2.0MPa	最大値： 2.0MPa	最大値： 2.0MPa	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡する低圧炉心スプレイポンプ出口の最大圧力(2.0MPa)を監視可能な設定としている。
残留熱除去系 熱交換器入口温度	0～200℃	185℃以下	185℃以下	185℃以下	—	残留熱除去系熱交換器入口ラインの最高使用温度(185℃)に余裕を見込んだ設定としている。
残留熱除去系 熱交換器出口温度	0～200℃	185℃以下	185℃以下	185℃以下	185℃以下	残留熱除去系熱交換器出口ラインの最高使用温度(185℃)に余裕を見込んだ設定としている。
残留熱除去ポンプ 出口流量	0～1500m ³ /h	0～1380m ³ /h	0～1380m ³ /h	0～1380m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡する残留熱除去ポンプ出口の最大流量(1380m ³ /h)に余裕を見込んだ設定としている。
原子炉隔離時冷却 ポンプ出口流量	0～150m ³ /h	0～99m ³ /h	0～99m ³ /h	0～99m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡する原子炉隔離時冷却ポンプの最大流量(99m ³ /h)に余裕を見込んだ設定としている。

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	
高圧炉心スプレイ ポンプ出口流量	0～1500m ³ /h	0～1314m ³ /h	0～1314m ³ /h	0～1314m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡する高圧炉心スプレイポンプ出口の最大流量 (1314m ³ /h) に余裕を見込んだ設定としている。
低圧炉心スプレイ ポンプ出口流量	0～1500m ³ /h	0～1314m ³ /h	0～1314m ³ /h	0～1314m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡する低圧炉心スプレイポンプ出口の最大流量 (1314m ³ /h) に余裕を見込んだ設定としている。
高圧原子炉代替 注水流量	0～150m ³ /h	—	—	0～75m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧原子炉代替注水ポンプの容量 (93m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
代替注水流量 (常設)	0～300m ³ /h	—	—	0～200m ³ /h	0～200m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧原子炉代替注水ポンプの容量 (280m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
低圧原子炉代替 注水流量	0～200m ³ /h	—	—	0～70m ³ /h	0～70m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) における最大流量 (70m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
低圧原子炉代替 注水流量 (狭帯域用)	0～50m ³ /h	—	—	0～70m ³ /h	0～70m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) における崩壊熱相当の流量 (12m ³ /h) を監視可能な設定とする。

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
残留熱代替除去系 原子炉注水流量	0~50m ³ /h	—	—	—	0~30m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱代替除去系原子炉注水ラインの最大流量 (30m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉圧力	0~10MPa	6.93MPa	最大値： 8.29MPa	最大値： 8.68MPa (A T W S) *4	最大値： 約 7.8MPa	重大事故等時における原子炉圧力の最大圧力 (8.68MPa) を包絡する設定としている。 なお、逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲も包絡しており監視可能である。
原子炉圧力 (S A)	0~11MPa	6.93MPa	最大値： 8.29MPa	最大値： 8.68MPa (A T W S) *4	最大値： 約 7.8MPa	重大事故等時における原子炉圧力の最大圧力 (8.68MPa) を包絡し、原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa) の 1.2 倍 (10.34MPa) を監視可能な設定とする。 なお、逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲も包絡しており監視可能である。
原子炉水位 (広帯域)	*5 -400~+150cm	+83cm*5	-798~+132cm*5	*5 -798~+132cm	+83cm*5 以下	重大事故等時における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) を監視可能な設定としている。
原子炉水位 (燃料域)	*5 -800~-300cm	+83cm*5	-798~+132cm*5	*5 -798~+132cm	+83cm*5 以下	重大事故等時における炉心の冷却状況を把握する上で、燃料棒有効長底部から頂部まで監視可能な設定としている。

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	
原子炉水位 (S A)	*5 -900～+150cm	+83cm*5	-798～+132cm*5	*5 -798～+132cm	+83cm*5 以下	重大事故等時における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)及び燃料棒有効長底部まで監視可能な設定とする。
ドライウエル圧力 (S A)	0～1000kPa [abs]	5kPa	最大値： 324kPa	最大値： 427kPa	853kPa 以下	重大事故等時における原子炉格納容器内圧の最高使用圧力(0.853MPa)に余裕を見込んだ設定とする。
サプレッション チェンバ圧力 (S A)	0～1000kPa [abs]	5kPa	最大値： 206kPa	最大値： 427kPa	853kPa 以下	重大事故等時における原子炉格納容器内圧の最高使用圧力(0.853MPa)に余裕を見込んだ設定とする。
ドライウエル温度 (S A)	0～300℃	57℃以下	最大値： 145℃	最大値： 133℃	最大値： 197℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、重大事故等時のドライウエル温度(197℃)に余裕を見込んだ設定とする。 なお、重大事故等時における原子炉格納容器(ドライウエル)の最高使用温度(200℃)も監視可能である。
ペDESTAL温度 (S A)	0～300℃	57℃以下	最大値： 145℃	最大値： 133℃	最大値： 197℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、重大事故等時のペDESTALの最大温度(197℃)に余裕を見込んだ設定とする。 なお、重大事故等時における原子炉格納容器(ドライウエル)の最高使用温度(200℃)も監視可能である。

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
ペデスタル水温度 (SA)	0~300℃	—	—	—	最大値： 159℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、重大事故等時のペデスタル水の最大温度 (159℃) に余裕を見込んだ設定とする。 また、原子炉格納容器下部に熔融炉心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損検知が可能である。
サプレッション チェンバ温度 (SA)	0~200℃	35℃以下	最大値： 88℃	最大値： 153℃	最大値： 157℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、重大事故等時のサプレッションチェンバの最大温度 (157℃) に余裕を見込んだ設定とする。 なお、重大事故等時における原子炉格納容器 (サプレッションチェンバ) の最高使用温度 (200℃) も監視可能である。
サプレッション プール水温度 (SA)	0~200℃	35℃以下	最大値： 88℃	最大値： 148℃	最大値： 145℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、重大事故等時のサプレッションプール水の最大温度 (148℃) に余裕を見込んだ設定とする。 なお、重大事故等時における原子炉格納容器内圧の最高使用圧力 (0.853MPa) におけるサプレッションプール水の飽和温度 (約 178℃) も監視可能である。

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	
格納容器酸素濃度	0~10vol%/ 0~25vol%	2.5vol%以下	4.3vol%以下	2.5vol%以下	4.4vol%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(0~4.4vol%*6)を監視可能な設定としている。
格納容器酸素濃度(SA)	0~25vol%	2.5vol%以下	4.3vol%以下	2.5vol%以下	4.4vol%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(0~4.4vol%*6)を監視可能な設定とする。
格納容器水素濃度	0~20vol%/ 0~100vol%	0vol%	0~2.0vol%	0vol%	0~90.4vol%	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(0~90.4vol%*7)を監視可能な設定としている。
格納容器水素濃度(SA)	0~100vol%	0vol%	0~2.0vol%	0vol%	0~90.4vol%	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(0~90.4vol%*7)を監視可能な設定とする。
低圧原子炉代替注水槽水位	0~1500m ³ *8	—	—	0~1495m ³ *8	0~1495m ³ *8	低圧原子炉代替注水槽の底部から上端(0~1495m ³)を監視可能な設定とする。
格納容器代替スプレイ流量	0~150m ³ /h	—	—	0~120m ³ /h	0~120m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、格納容器代替スプレイ系(可搬型)における最大流量(120m ³ /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
ペDESTAL代替 注水流量	0~150m ³ /h	—	—	—	0~120m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、ペDESTAL代替注水系（可搬型）における最大流量（120m ³ /h）に余裕を見込んだ設定とする。
ペDESTAL代替 注水流量 (狭帯域用)	0~50m ³ /h	—	—	—	0~120m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、ペDESTAL代替注水系（可搬型）における崩壊熱相当の流量（12m ³ /h）を監視可能な設定とする。
残留熱代替除去系 格納容器スプレイ 流量	0~150m ³ /h	—	—	—	0~120m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱代替除去系スプレイラインの最大流量（120m ³ /h）に余裕を見込んだ設定とする。
ドライウエル水位	-3.0m* ⁹ , -1.0m* ⁹ , +0.9m* ⁹	—	—	—	+1.0m* ⁹ 以下	熔融炉心の冷却に必要な原子炉格納容器下部への事前注水量を監視可能な設定とする。 また、残留熱代替除去系による代替循環冷却実施時におけるペDESTAL代替注水系（可搬型）による注水の停止の判断基準（原子炉格納容器床面+0.9m）を監視可能な設定とする。

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	
サプレッション プール水位 (S A)	*10 -0.80～+5.50m	0m*10	-0.5～0m*10	0～+1.3m*10	0～+1.3m*10	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、重大事故等時のサプレッションプール水位変動範囲(0～+1.3m)に余裕を見込んだ設定とする。 なお、ウェットウェルベント操作判断基準(+約1.3m)及びサプレッション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水位(-0.5m)も監視可能である。
ペDESTAL水位	+0.1m*11, +1.2m*11, +2.4m*11, +2.4m*11	-	-	-	+2.4m*11以上	原子炉格納容器下部への注水状況を把握するため、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。 なお、操作上+2.4mまで計測できれば問題ない。
原子炉建物 水素濃度	0～10vol%, 0～20vol%	-	-	-	0～4vol%	水素濃度の可燃限界(4vol%)を監視可能な設定とする。 なお、静的触媒式水素処理装置にて、原子炉建物の水素濃度を可燃限界未満に低減する。
原子炉压力容器 温度(S A)	0～500℃	286℃以下	最大値： 302℃	最大値： 302℃	最大値： 300℃	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℃)を監視可能な設定とする。 なお、炉心損傷後において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 4-1 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	
スクラバ容器水位	□ mm*12	—	—	□ mm*12	□ mm*12	第1ベントフィルタスクラバ容器の系統待機時における水位変動範囲(1700~1900mm)及び重大事故等時の系統運転時における下限水位から上限水位(□ mm)を監視可能な設定とする。
スクラバ容器圧力	0~1MPa	—	—	最大値: 0.427MPa	最大値: 0.853MPa	第1ベントフィルタスクラバ容器の最高使用圧力(0.853MPa)を監視可能な設定とする。
スクラバ容器温度	0~300℃	—	—	最大値: 154℃	最大値: 178℃	第1ベントフィルタスクラバ容器の最高使用温度(200℃)を監視可能な設定とする。
第1ベントフィルタ出口水素濃度	0~20vol%/ 0~100vol%	—	—	0vol%	0~1.3vol%	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し、第1ベントフィルタ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な設定とする。
残留熱除去系熱交換器冷却水流量	0~1500m ³ /h	0~1218m ³ /h	0~1218m ³ /h	0~1218m ³ /h	0~600m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡する残留熱除去系熱交換器冷却水流量の最大流量(1218m ³ /h)に余裕を見込んだ設定としている。 なお、移動式代替熱交換設備の最大流量(600m ³ /h)を監視可能である。

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
低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	0～4MPa	—	—	最大値： 3.92MPa	最大値： 3.92MPa	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧原子炉代替注水ポンプ出口の最高使用圧力(3.92MPa)に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱代替除去ポンプ出口圧力	0～3MPa	—	—	最大値： 2.50MPa	最大値： 2.50MPa	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱代替除去ポンプ出口の最高使用圧力(2.50MPa)に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	0～10MPa	0～9.02MPa	最大値： 9.02MPa	最大値： 9.02MPa	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう原子炉隔離時冷却ポンプ出口の最大圧力(9.02MPa)を監視可能な設定としている。
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0～12MPa	0～8.93MPa	最大値： 8.93MPa	最大値： 8.93MPa	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧炉心スプレイポンプ出口の最大圧力(8.93MPa)を監視可能な設定としている。
静的触媒式水素処理装置入口温度	0～100℃	—	—	—	最大値： 100℃	静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度範囲を監視可能な設定とする。
静的触媒式水素処理装置出口温度	0～400℃	—	—	—	最大値： 300℃	静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度範囲を監視可能な設定とする。

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じる異常な状態。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：各測定レンジにおける出力比を示す。

*3：定格出力時の値に対する比率で示す。

*4：ATWS＝発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合

*5：計測範囲の零は、気水分離器下端とする。

*6：格納容器ベント実施の判断基準を記載

*7：有効性評価「水素燃焼」シナリオにおける解析値を記載

*8：計測範囲の零は、低圧原子炉代替注水槽底部とする。0～12542mm相当

*9：原子炉格納容器床面からの高さを示す。

*10：計測範囲の零は、通常水位（EL 5610mm）とする。

*11：コリウムシールド上表面からの高さを示す。

*12：計測範囲の零は、スクラバ容器の液位計用管台（N9）高さとする。

表 4-2 可搬型計測器の計測範囲 (1/3)

監視パラメータ	常設計器の計測範囲	計測範囲等
残留熱除去ポンプ出口圧力	0～4MPa	0～4MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0～5MPa	0～5MPa 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	0～200℃	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。
残留熱除去系熱交換器出口温度	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。
残留熱除去ポンプ出口流量	0～1500m ³ /h	0～1500m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	0～150m ³ /h	0～150m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	0～1500m ³ /h	0～1500m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	0～1500m ³ /h	0～1500m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
高圧原子炉代替注水流量	0～150m ³ /h	0～150m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧原子炉代替注水流量	0～200m ³ /h	0～200m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	0～50m ³ /h	0～50m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
残留熱代替除去系原子炉注水流量	0～50m ³ /h	0～50m ³ /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 (S A)	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)	-400～+150cm ^{*1}	-400～+150cm ^{*1} 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)	-800～-300cm ^{*1}	-800～-300cm ^{*1} に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉水位 (S A)	-900～+150cm ^{*1}	-900～+150cm ^{*1} に相当する検出器からの電気信号を計測。
ドライウエル圧力 (S A)	0～1000kPa [abs]	0～1000kPa [abs] に相当する検出器からの電気信号を計測。
サブプレッションチェンバ圧力 (S A)	0～1000kPa [abs]	0～1000kPa [abs] に相当する検出器からの電気信号を計測。
ドライウエル温度 (S A)	0～300℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 1200℃までの温度計測が可能。

表 4-2 可搬型計測器の計測範囲 (2/3)

監視パラメータ	常設計器の計測範囲	計測範囲等
ペDESTAL温度 (S A)	0~300℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 1200℃までの温度計測が可能。
ペDESTAL水温度 (S A)	0~300℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 1200℃までの温度計測が可能。
サプレッションチェンバ温度 (S A)	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。
サプレッションプール水温度 (S A)	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。
低圧原子炉代替注水槽水位	0~1500m ³ *2	0~1500m ³ *2 に相当する検出器からの電気信号を計測。
格納容器代替スプレイ流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
ペDESTAL代替注水流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	0~50m ³ /h	0~50m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
ドライウエル水位	-3.0m ^{*3} , -1.0m ^{*3} , +0.9m ^{*3}	-3.0m ^{*3} , -1.0m ^{*3} , +0.9m ^{*3} に相当する検出器からの電気信号を計測。
サプレッションプール水位 (S A)	-0.80~+5.50m ^{*4}	-0.80~+5.50m ^{*4} に相当する検出器からの電気信号を計測。
ペDESTAL水位	+0.1m ^{*5} , +1.2m ^{*5} , +2.4m ^{*5} , +2.4m ^{*5}	+0.1m ^{*5} , +1.2m ^{*5} , +2.4m ^{*5} , +2.4m ^{*5} 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 (S A)	0~500℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 1200℃までの温度計測が可能。
スクラバ容器水位	□ mm ^{*6}	□ mm ^{*6} に相当する検出器からの電気信号を計測。
スクラバ容器圧力	0~1MPa	0~1MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
スクラバ容器温度	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冷却水流量	0~1500m ³ /h	0~1500m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	0~4MPa	0~4MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	0~10MPa	0~10MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0~12MPa	0~12MPa 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 (3/3)

監視パラメータ	常設計器の計測範囲	計測範囲等
残留熱代替除去ポンプ出口圧力	0～3MPa	0～3MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
静的触媒式水素処理装置入口温度	0～100℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 1200℃までの温度計測が可能。
静的触媒式水素処理装置出口温度	0～400℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 1200℃までの温度計測が可能。

注記*1：計測範囲の零は、気水分離器下端とする。

*2：計測範囲の零は、低圧原子炉代替注水槽底部とする。0～12542 mm相当

*3：原子炉格納容器床面からの高さを示す。

*4：計測範囲の零は、通常水位 (EL 5610mm) とする。

*5：コリウムシールド上表面からの高さを示す。

*6：計測範囲の零は、スクラバ容器の液位計用管台 (N9) 高さとする。

VI-1-5-2 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する
説明書

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	1
2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	2
3. 施設の詳細設計方針	3
3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	3
3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	3
4. 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠	5
4.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	5
4.2 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	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」（以下「技術基準規則」という。）第 35 条、第 59 条及び第 61 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる、工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠について説明する。

なお、設計基準対象施設に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

重大事故等対処設備に関しては、工学的安全施設等の自動作動信号を発信する設備として、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備を設置したことから、本設備から発信される作動信号の設定値根拠について説明する。

2. 基本方針

2.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

技術基準規則第 59 条及びその解釈に基づき、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させるため、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により、全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界に移行させる。

また、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により、原子炉再循環ポンプを自動停止させ原子炉再循環流量の低下により原子炉出力を抑制する。

(1) ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）

運転時の異常な過渡変化のうち、「主蒸気隔離弁の誤閉止」のような原子炉が隔離される事象においてATWSが発生した場合、原子炉圧力の上昇に伴い、ボイドの減少による正の反応度が印加され、中性子束の上昇により平均表面熱流束が上昇し、燃料棒表面で沸騰遷移が生じることで燃料被覆管温度が上昇する。このような事象に対処するため、原子炉がスクラムする原子炉圧力高信号とは別にATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）用として原子炉圧力高信号を新たに追加する。

また、原子炉水位が低下する過渡変化時においてATWSが発生する事象に対応するため、原子炉がスクラムする原子炉水位低以下にATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）用として原子炉水位低（レベル2）信号を新たに追加する。

ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）のいずれかの信号により作動する。

なお、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉保護系とは別の電磁弁からス

スクラム弁の空気を排出することでスクラム弁を開操作させる。原子炉保護系が動作後にA T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）が動作した場合において、スクラム弁の空気は既に原子炉停止（スクラム）系のスクラムパイロット弁より排出されていることから、A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）の動作による悪影響はない。

(2) A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

運転時の異常な過渡変化のうち、「主蒸気隔離弁の誤閉止」のような原子炉が隔離される事象においてA T W Sが発生した場合、原子炉圧力の上昇に伴い、ボイドの減少による正の反応度が印加され、中性子束の上昇により平均表面熱流束が上昇し、燃料棒表面で沸騰遷移が生じることで燃料被覆管温度が上昇する。このような事象に対処するため、原子炉がスクラムする原子炉圧力高信号とは別にA T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）用として原子炉圧力高信号を新たに追加する。

また、原子炉水位が低下する過渡変化時においてA T W Sが発生する事象に対応するため、原子炉がスクラムする原子炉水位低以下にA T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）用として原子炉水位低（レベル2）信号を新たに追加する。

A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）のいずれかの信号により作動する。

A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉再循環ポンプトリップ機能とは別にトリップ信号を出力することにより原子炉再循環ポンプの遮断器を動作させ、原子炉再循環ポンプをトリップさせる。タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉再循環ポンプトリップ機能が動作後にA T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）が動作した場合において、原子炉再循環ポンプは既にトリップしていることから、A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の動作による悪影響はない。

2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

技術基準規則第 61 条及びその解釈に基づき、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備として代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を設ける。

(1) 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

原子炉減圧機能喪失の要因のひとつとして、高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下し、ドライウエル圧力高が発生しない場合がある。このような事象に対処するため、残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中を条件に原子炉水位低（レベル1）信号を新たに追加する。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中を条件に原子炉水位低（レベル1）の信号により作動する。

3. 施設の詳細設計方針

以下の設定方法により、計装誤差を考慮して規定した設定範囲における各施設の作動が保証される。なお、設定値、セット値等の用語の説明は表 3-1「設定値根拠の用語の説明」のとおりである。

3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

(1) ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）

以下のいずれかの信号によりATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は作動する。

a. 原子炉圧力高

原子炉非常停止信号である原子炉圧力高（7.23MPa 以下）以上及び逃がし安全弁の逃がし弁機能最低吹出し圧力（7.58MPa）以下を考慮し、本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し、かつ、確実に作動するように設定する。

b. 原子炉水位低（レベル2）

原子炉水位低による原子炉非常停止信号発生時の制御棒挿入に失敗した場合において事象を緩和するため、原子炉水位低（レベル2）を設定値とし、本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し、かつ、確実に作動するように設定する。

(2) ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

以下のいずれかの信号によりATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は作動する。

a. 原子炉圧力高

3.1(1)a.と同様。

b. 原子炉水位低（レベル2）

3.1(1)b.と同様。

3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

(1) 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中に、以下の信号により代替自動減圧機能は作動する。

a. 原子炉水位低（レベル1）

自動減圧系の代替として原子炉を減圧させるため、残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中を条件として、自動減圧系と同様の原子炉水位低（レベル1）を設定値とし、本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し、かつ、確実に作動するように設

定する。

表 3-1 設定値根拠の用語の説明

用語	説明
設定値	工学的安全施設等の起動（作動）信号の上限値又は下限値。
設定範囲	工学的安全施設等の起動（作動）信号の許容範囲。 セット値に対して計装誤差を差し引いた値から、セット値に対して計装誤差を加算した値までの範囲。
セット値	計装誤差を含めても設定値内で作動する値。 実機の計装設備にセットする値であり、設定値に計装誤差を加算あるいは差し引いたもの。
計装誤差	検出器の計器誤差に余裕を加算したもの。

4. 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠

4.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

(1) A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

名 称	原 子 炉 圧 力 高
目 的 / 機 能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒挿入を行う。
設 定 値	7.41MPa 以下
設 定 範 囲	7.29MPa 以上かつ、7.41MPa 以下

【設定根拠】

作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し 7.41MPa 以下に設定する。

1. 原子炉非常停止信号である原子炉圧力高設定値より高い圧力であること。
2. 逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションプールへの熱負荷を考慮し、逃がし安全弁の逃がし弁機能最低吹出し圧力（7.58MPa）以下とする。

設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 7.41MPa に計装誤差 0.06MPa を考慮した 7.35MPa とする。

設定範囲はセット値 7.35MPa に対して計装誤差 0.06MPa を差し引いた 7.29MPa から、計装誤差 0.06MPa を加算した 7.41MPa までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉非常停止信号である原子炉圧力高の信号に対して不要な作動を防止するため、原子炉非常停止信号である原子炉圧力高の信号が最も遅れて発信される 7.23MPa 以上、かつ、逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションプールへの熱負荷を考慮し、可能な限り低い値とするため 7.41MPa 以下に設定する。

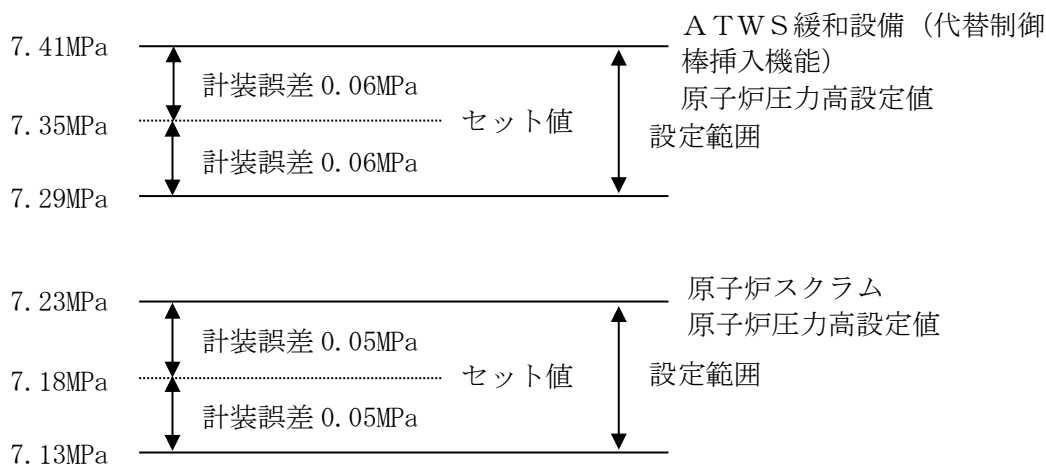


図 4-1 原子炉圧力高設定値の概要図

名 称	原 子 炉 水 位 低 (レベル2)
目 的 / 機 能	<p>運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒挿入を行う。</p>
設 定 値	気水分離器下端*より 112 cm 下以上
設 定 範 囲	気水分離器下端*より 112cm 下以上かつ、104cm 下以下
<p>【設定根拠】</p> <p>作動信号の設定値</p> <p>設定値は、次の事項を考慮し気水分離器下端*より 112cm 下以上に設定する。</p> <p>原子炉水位低による原子炉非常停止信号発生前に本インターロックが動作することなく、事象緩和に有効な値として原子炉水位低（レベル2）を設定値とする。</p> <p>設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。</p> <p>セット値は本設備の設定値 112cm 下に計装誤差 4cm を考慮した 108cm 下とする。</p> <p>設定範囲はセット値 108cm 下に対して計装誤差 4cm を差し引いた 112cm 下から、計装誤差 4cm を加算した 104cm 下までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉非常停止信号である原子炉水位低の信号に対して不要な作動を防止するため、原子炉非常停止信号である原子炉水位低の信号が最も遅れて発信される 16cm 上より低く設定する。</p> <p>注記*：気水分離器下端は、原子炉圧力容器零レベルより 1328cm 上</p>	
<p>The diagram illustrates the setting values and range for the Atomic Reactor Water Level Low (Level 2). It is divided into two parts:</p> <ul style="list-style-type: none"> Top Part: Shows the range from 16.0cm to 17.8cm relative to the steam separator bottom (0.0cm). The setpoint is at 16.9cm. The range is defined by a 0.9cm measurement error margin above and below the setpoint. Bottom Part: Shows the range from -112.0cm to -104.0cm relative to the A T W S relief equipment (Level 2) setting value. The setpoint is at -108.0cm. The range is defined by a 4cm measurement error margin above and below the setpoint. 	
<p>図 4-2 原子炉水位低（レベル2）設定値の概要図</p>	

(2) A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

名 称	原 子 炉 圧 力 高
目 的 / 機 能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉再循環ポンプをトリップさせる。
設 定 値	7.41MPa 以下
設 定 範 囲	7.29MPa 以上かつ、7.41MPa 以下

【設定根拠】

作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し 7.41MPa 以下に設定する。

1. 原子炉非常停止信号である原子炉圧力高設定値より高い圧力であること。
2. 逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションプールへの熱負荷を考慮し、逃がし安全弁の逃がし弁機能最低吹出し圧力（7.58MPa）以下とする。

設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 7.41MPa に計装誤差 0.06MPa を考慮した 7.35MPa とする。

設定範囲はセット値 7.35MPa に対して計装誤差 0.06MPa を差し引いた 7.29MPa から、計装誤差 0.06MPa を加算した 7.41MPa までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉非常停止信号である原子炉圧力高の信号に対して不要な作動を防止するため、原子炉非常停止信号である原子炉圧力高の信号が最も遅れて発信される 7.23MPa 以上、かつ、逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションプールへの熱負荷を考慮し、可能な限り低い値とするため 7.41MPa 以下に設定する。

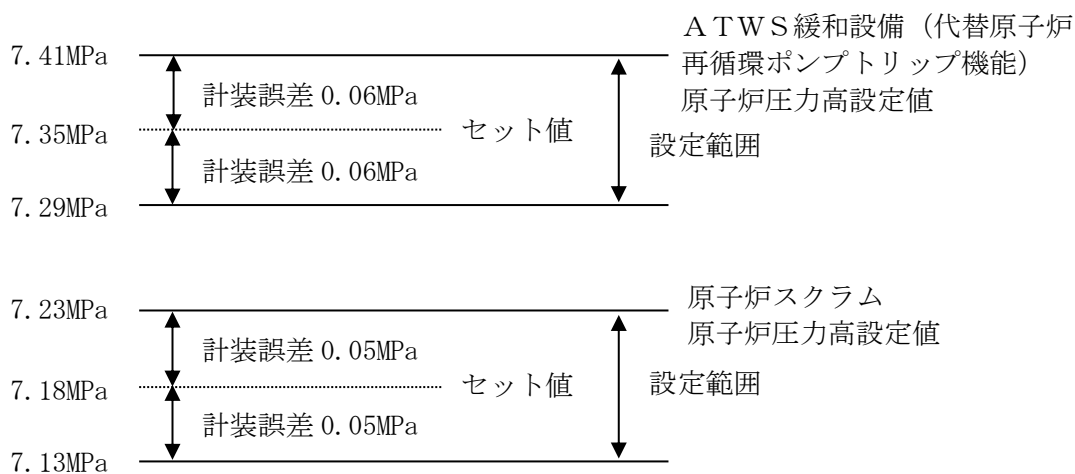


図 4-3 原子炉圧力高設定値の概要図

名 称	原 子 炉 水 位 低 (レベル2)
目 的 / 機 能	<p>運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉再循環ポンプをトリップさせる。</p>
設 定 値	気水分離器下端*より 112 cm下以上
設 定 範 囲	気水分離器下端*より 112cm 下以上かつ、104cm 下以下

【設定根拠】

作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し気水分離器下端*より 112cm 下以上に設定する。

原子炉水位低による原子炉非常停止信号発生前に本インターロックが動作することなく、事象緩和に有効な値として原子炉水位低（レベル2）を設定値とする。

設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 112cm 下に計装誤差 4cm を考慮した 108cm 下とする。

設定範囲はセット値 108cm 下に対して計装誤差 4cm を差し引いた 112cm 下から、計装誤差 4cm を加算した 104cm 下までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉非常停止信号である原子炉水位低の信号に対して不要な作動を防止するため、原子炉非常停止信号である原子炉水位低の信号が最も遅れて発信される 16cm 上より低く設定する。

注記*：気水分離器下端は、原子炉圧力容器零レベルより 1328cm 上

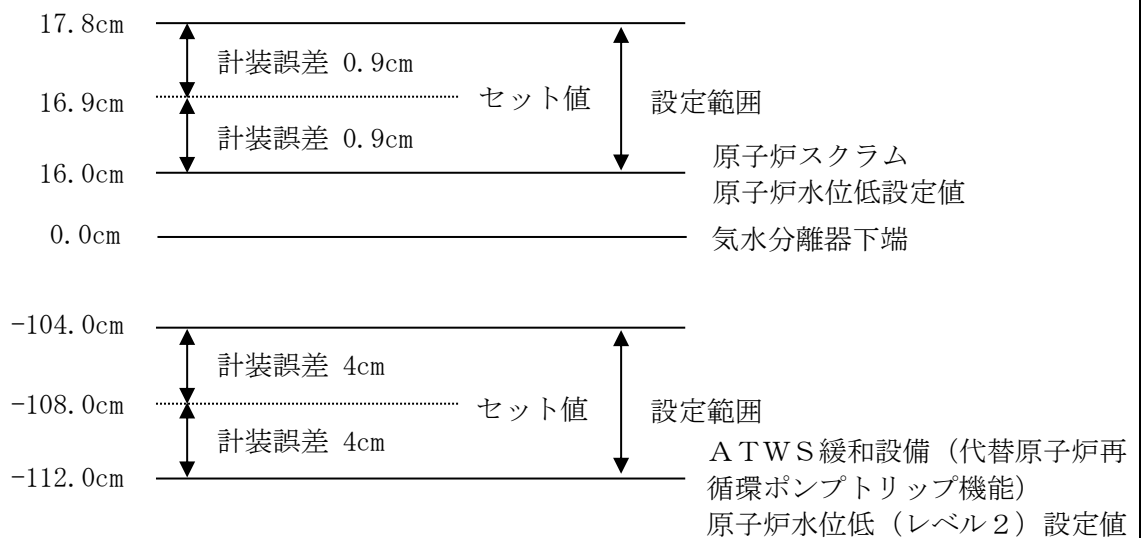


図 4-4 原子炉水位低（レベル2）設定値の概要図

4.2 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

(1) 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

名 称	原 子 炉 水 位 低 （レベル1）
目 的 / 機 能	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止するため、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプが運転している状態で逃がし安全弁を作動させる。
設 定 値	気水分離器下端*より 381cm 下以上
設 定 範 囲	気水分離器下端*より 381cm 下以上かつ、373cm 下以下

【設定根拠】

作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し気水分離器下端*より 381cm 下以上に設定する。

1. 過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、ドライウエル圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、自動減圧系の代替として原子炉を減圧させるため、残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中を条件として、自動減圧系と同様の原子炉水位低（レベル1）を設定値とする。
2. 炉心の著しい損傷を防止するためのシステムであることを考慮し、炉心が露出しないように燃料棒有効長頂部より高い水位とする。

設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 381cm 下に計装誤差 4cm を考慮した 377cm 下とする。

設定範囲はセット値 377cm 下に対して計装誤差 4cm を差し引いた 381cm 下から、計装誤差 4cm を加算した 373cm 下までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉水位低（レベル2）の信号に対して不要な作動を防止するため、原子炉水位低（レベル2）の信号が最も遅れて発信される 112cm 下より低く設定する。

注記*：気水分離器下端は、原子炉圧力容器零レベルより 1328cm 上

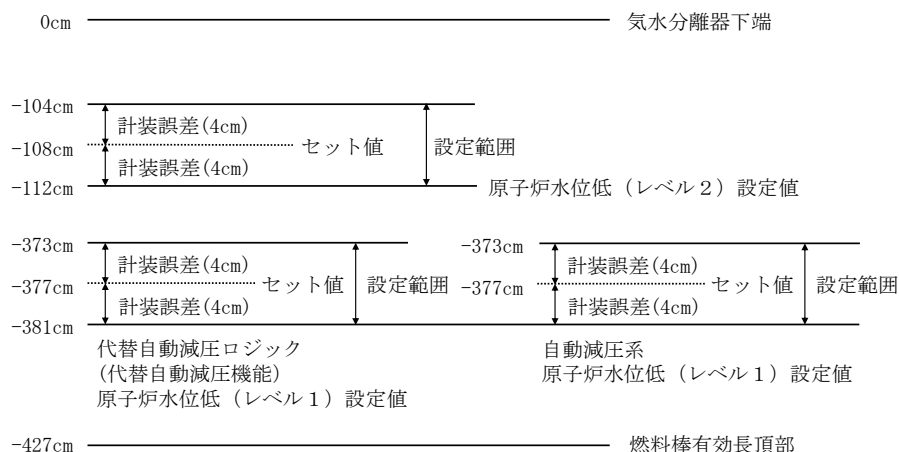


図 4-5 原子炉水位低（レベル1）設定値の概要図

VI-1-5-3 発電用原子炉の運転を管理するための
制御装置に係る制御方法に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 中央制御室に係る制御方法	2
3.1 発電用原子炉の通常運転時の出力制御	2
3.1.1 起動手順	2
3.1.2 停止手順	3
3.2 発電用原子炉の負荷急変時の出力制御	4
3.3 発電用原子炉の緊急停止	4
3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等	4
3.4.1 原子炉出力制御	5
3.4.2 プロセス制御	6
3.4.3 安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の作動設備	7
3.4.4 その他の保護回路	9
4. 中央制御室外原子炉停止装置	28
4.1 制御機能	28
4.2 監視機能	28

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 38 条及び第 74 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる制御方式である中央制御方式による常時監視並びに手動及び自動制御としての発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法について説明するものである。併せて技術基準規則第 33 条, 第 35 条, 第 36 条, 第 37 条, 第 59 条及び第 61 条並びにそれらの解釈に関わる制御方式である発電用原子炉の出力制御（制御棒駆動水圧系等）、プロセス制御（給水制御系等）、安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）、その他の工学的安全施設等の作動設備、発電用原子炉の起動及び停止等の発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法についても説明する。

なお、設計基準対象施設の機能に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法のうち、工学的安全施設等の作動信号を発信する設備（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）の制御方法について説明する。

2. 基本方針

発電用原子炉は、原則として基底負荷用として高負荷運転を行う。また、発電用原子炉の出力変更は、基幹給電制御所（中国電力ネットワーク株式会社）の指令に基づく運転員の操作、又は負荷偏差信号による自動操作で原子炉出力を調整することにより行われる。また、蒸気タービンの出力制御は、電気油圧式制御装置（速度制御、負荷制御、圧力制御、タービンバイパス弁制御及び流量制御）による出力の制御並びに発電用原子炉、蒸気タービン及び発電機の自動あるいは手動トリップによる制御を各制御設備により制御する。

また、発電用原子炉の起動及び停止においては適切な操作手順により制御するとともに、発電用原子炉の出力変更は原子炉再循環流量制御系の主制御器の自動あるいは手動による流量調整及び制御棒位置の調整によって行う。

通常運転時（起動及び停止を含む。）、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等時の常時監視並びに手動及び自動制御に必要な機能として、操作、記録、表示及び警報機能等を有する表示装置及び操作器が、中央制御室（「1, 2号機共用」（以下同じ。））内に配置され集中管理方式による運転が行われる。なお、中央制御室で操作が困難な場合に、発電用原子炉をスクラム後の高温停止状態から低温停止状態に導くための中央制御室外原子炉停止装置を設置する。

また、通常運転時における熱的制限値の監視、炉心性能計算は運転監視用計算機により行う。

なお、その他の中央制御室の機能（中央制御室の制御盤等、外部状況把握、居住性の確保、通信連絡）については、添付書類VI-1-5-4「中央制御室の機能に関する説明書」に示す。

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事

象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させるため、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により、全制御棒を全挿入させる設計とする。

また、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により、原子炉再循環ポンプを自動停止させ原子炉再循環流量の低下により原子炉出力を抑制する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）により、逃がし安全弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する設計とする。

3. 中央制御室に係る制御方法

計測制御系統施設のうちプラント全体に係る制御方法は、様々な制御方式によって制御され、プラントの運転状況に応じた制御方法で自動又は手動操作により発電用原子炉の運転を管理する。

このため、プラントの運転状況に応じた制御方法である通常運転時の出力制御、その他の発電用原子炉の主要な起動手順及び停止手順を「3.1 発電用原子炉の通常運転時の出力制御」、負荷急変時の出力制御を「3.2 発電用原子炉の負荷急変時の出力制御」、発電用原子炉に異常状態が生じた場合の原子炉スクラム及びタービントリップ並びに発電機保護による制御を「3.3 発電用原子炉の緊急停止」に示す。

これらの発電用原子炉の運転を制御するための設備構成等として、発電用原子炉の出力制御（制御棒駆動水圧系等）、プロセス制御（給水制御系等）、安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）並びにその他の工学的安全施設等の制御設備を「3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等」に示す。また、発電用原子炉の出力制御設備を図3-1「発電用原子炉の出力制御設備」に示す。

なお、発電用原子炉の出力制御設備の制御能力については、平成16年11月9日付平成16・08・05原第32号にて認可された工事計画の添付書類IV-2「制御能力についての計算書」による。

3.1 発電用原子炉の通常運転時の出力制御

発電用原子炉の出力制御は、発電用原子炉の起動、停止の場合等の大幅な出力変更、出力分布の調整及び燃料の燃焼に伴う長期の炉心反応度変化の補償は制御棒によって行い、負荷変動に対する出力の追従は原子炉再循環流量制御によって行う。

また、発電用原子炉の主要な起動手順、停止手順は以下に述べるとおりであり、初期条件その他の要因により実際の運転操作に当たっては必ずしも下記手順によらない場合がある。

3.1.1 起動手順

低温停止の状態から所内電源切替（発電機出力100MW）までの起動要領は以下のとおり

である。

- (1) 起動前準備として各系統設備は次のような状態にあること。
 - a. 原子炉水位が、通常運転水位に保持された状態にあり、原子炉再循環系、原子炉浄化系が運転中であること。
 - b. 復水ポンプが運転中であり、発電用原子炉への給水が可能な状態にあること。
 - c. 復水器の真空度が確立された状態にあること。
- (2) 原子炉モードスイッチを「起動」位置にし、制御棒操作シーケンスに従って、制御棒の引き抜きを開始する。
- (3) 発電用原子炉が臨界に達したら、原子炉温度、圧力上昇を開始する。
- (4) 原子炉圧力上昇に伴い、下記の操作を実施する。
 - a. タービン発電機の保護装置をリセットし、タービン暖機を行う。
 - b. タービングランドシールを所内蒸気系蒸気より、グラント蒸気発生器の発生蒸気に切り替える。
 - c. 空気抽出器の駆動蒸気を所内蒸気系蒸気より、主蒸気に切り替える。
 - d. 給水系の電動機駆動原子炉給水ポンプを起動し、給水制御系を単要素で自動運転にする。
 - e. 電気油圧式制御装置の圧力設定値を原子炉圧力の上昇に合わせて上昇させ、最終的に原子炉定格圧力に対応するタービン入口圧力に調整する。
- (5) 引き続き制御棒操作シーケンスに従って制御棒を引き抜き、原子炉圧力を増加させ、主蒸気をタービンバイパス弁を通して復水器にバイパスする。
- (6) 原子炉出力上昇の過程で、平均出力領域計装の監視範囲に入ったら原子炉モードスイッチを「運転」位置に切り替える。
- (7) 蒸気タービンを起動し、蒸気タービン回転数を 1800rpm とする。
- (8) タービン発電機初期負荷に必要な主蒸気流量が得られるまで原子炉出力が増加したらタービン発電機を起動し同期速度まで上昇させる。
- (9) タービン発電機を外部電源系統に併入し、タービンバイパス弁が閉じるまで、タービン発電機の出力を増加させる。
- (10) 蒸気タービンの出力制御機器を負荷制限器から負荷設定器に切り替える。
- (11) 更に制御棒操作シーケンスに従って制御棒を引き抜き原子炉出力、タービン発電機出力を増加させた後、所内電源を起動変圧器側から所内変圧器側に切り替える。

3.1.2 停止手順

所内電源切替（発電機出力 100MW）から低温停止状態までの停止要領は以下のとおりである。

- (1) 所内電源を所内変圧器側から起動変圧器側に切り替える。
- (2) 制御棒操作シーケンスに従って制御棒を挿入し、原子炉出力、タービン発電機出力を減

小させる。

- (3) 負荷制限器を操作しタービンバイパス弁を開させ、タービン発電機出力が最小となった時点で、タービン発電機を外部電源系統より解列する。
- (4) タービン発電機を停止する。
- (5) 原子炉出力減少の過程で中間領域計装の監視範囲に入ったら、原子炉モードスイッチを「起動」位置に切り替える。
- (6) 引き続き制御棒操作シーケンスに従って制御棒を挿入し、全制御棒を全挿入状態にする。全挿入となったら原子炉モードスイッチを「燃料交換」又は「停止」位置に切り替える。
- (7) タービンバイパス弁を使用し、原子炉圧力の減少及び発電用原子炉の冷却を開始する。
- (8) 発電用原子炉の圧力低下に伴い下記の操作を実施する。
 - a. 給水系の電動機駆動原子炉給水ポンプを停止する。
 - b. 空気抽出器の駆動蒸気を主蒸気より、所内蒸気系蒸気に切り替える。
 - c. タービングランドシール蒸気をランド蒸気発生器の発生蒸気より所内蒸気系蒸気に切り替える。
- (9) 引き続きタービンバイパス弁を使用し、原子炉圧力の減少及び発電用原子炉の冷却を行い、原子炉圧力が低下したら残留熱除去系を停止時冷却モードで運転し、発電用原子炉を低温停止状態に移行させる。

3.2 発電用原子炉の負荷急変時の出力制御

タービン出力 40%以上で運転中、例えば系統事故などにより負荷遮断が生じると、パワーロードアンバランス検出回路からの信号によって、蒸気加減弁が急速に閉鎖するとともに、タービンバイパス弁が急開し、蒸気を復水器に放出する。

さらに、原子炉再循環ポンプ 2 台の同時トリップ（タービン出力 80%以上において）、選択制御棒の挿入（タービン出力 45%以上において）により、原子炉出力の低下を行い所内単独運転に移行する。

3.3 発電用原子炉の緊急停止

発電用原子炉の保護装置は、発電用原子炉に異常状態又は故障が生じた場合に、発電用原子炉及び蒸気タービン並びに発電機を緊急停止する。また、必要に応じて運転員の判断によって発電用原子炉及び蒸気タービン並びに発電機を緊急停止させることも可能である。

なお、原子炉スクラム、タービントリップ又は発電機保護が作動した場合、図 3-2「プラントインターロック」に示すように発電所の緊急停止を行う。

3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等

プラントの運転状況に応じた制御方式による制御設備である、制御棒の挿入位置を調節することによって反応度を制御する制御棒駆動水圧系及び制御棒手動操作系、原子炉再循環流量を

調整することによって反応度を制御する原子炉再循環流量制御系，タービンの速度を制御するタービン制御系，原子炉水位を一定に保持するよう制御する給水制御系並びに発電用原子炉の停止等を制御する安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の作動設備について以下に示す。

3.4.1 原子炉出力制御

発電用原子炉の出力は，制御棒駆動水圧系，制御棒手動操作系と原子炉再循環流量制御系によって制御される。

3.4.1.1 制御棒駆動水圧系，制御棒手動操作系

制御棒位置の調整は，中央制御室から手動遠隔操作で行われ，操作スイッチで制御棒駆動水圧系の弁類を操作することによって行う。通常の操作過程では，操作スイッチの1回の操作ごとに，制御棒は1ノッチずつ動くようにする。また，制御棒連続操作スイッチと操作スイッチの引抜又は挿入を同時に操作することにより，連続的に制御棒を動かすことも可能である。

なお，操作すべき制御棒は選択スイッチで選択し，制御棒は一度に1本しか動かさないようなインターロックを有している。

起動時の制御棒引き抜きは，制御棒価値ミニマイザによって監視されており，あらかじめ定められている制御棒引き抜き手順に従わない制御棒引き抜きが行われようとした場合には，その制御棒引き抜きは阻止される。

なお，制御棒の引き抜きは次のような場合に阻止される。

- (1) 原子炉モードスイッチが「停止」位置にある場合
- (2) 原子炉モードスイッチが「燃料交換」位置にある場合で，燃料取替機が原子炉上部にあり，荷重中のとき
- (3) 原子炉モードスイッチが「燃料交換」位置にある場合で，1本制御棒が引き抜かれているとき
- (4) 原子炉モードスイッチが「燃料交換」位置にある場合で，スクラム排出水容器水位高による原子炉非常停止信号をバイパスしているとき
- (5) スクラム排出水容器水位高による制御棒引抜阻止信号のあるとき
- (6) 原子炉モードスイッチが「燃料交換」又は「起動」位置にある場合で，中性子源領域計装又は中間領域計装の指示高，指示低，若しくは動作不能及び同計装の検出器が炉心内の所定の位置にないとき
- (7) 原子炉モードスイッチが「運転」位置にある場合で，平均出力領域計装の指示低のとき
- (8) 平均出力領域計装の指示高又は動作不能のとき
- (9) 制御棒価値ミニマイザによる制御棒引抜阻止信号のあるとき

(10) 制御棒引抜監視装置からの制御棒引抜阻止信号のあるとき（ただし、制御棒引抜阻止機能は任意の出力運転状態からの制御棒引き抜きによって最小限界出力比 (MCPR) が過渡時の限界値を下回らないようにするために設けられており、この制御棒引抜阻止信号の設定点は、炉心流量に対応して自動的に変えられるようになっている。）

負荷遮断時又は原子炉再循環ポンプが1台以上トリップし、低炉心流量かつ、原子炉高出力運転時（原子炉出力 35%以上）である場合に、あらかじめ選択された制御棒を自動的に挿入する選択制御棒挿入機能を設ける。

3.4.1.2 原子炉再循環流量制御系

原子炉再循環流量制御は、手動操作又は自動による原子炉再循環ポンプの速度調整によって行われるが、所要のポンプ速度は流体継手つき原子炉再循環ポンプ可変周波数電源装置を通して、原子炉再循環ポンプ用電動機の電源周波数及び電圧を変化させることにより調整される。原子炉再循環流量を主制御器により自動で制御する場合、負荷設定信号と圧力制御信号との比較による負荷偏差信号で制御される。

また、タービン出力 45%以上におけるタービントリップあるいはタービン出力 80%以上における負荷遮断時には、主蒸気止め弁閉又は蒸気加減弁急速閉の信号により原子炉再循環ポンプ 2 台を同時トリップし、タービントリップ又は負荷遮断直後の原子炉出力の上昇を抑制する。

3.4.2 プロセス制御

発電用原子炉の運転中における原子炉圧力はタービン制御系、原子炉水位は給水制御系により一定になるように制御される。

3.4.2.1 タービン制御系

通常の出力量運転中において、原子炉圧力を一定に自動制御する系統であり、蒸気加減弁とタービンバイパス弁によって手動操作又は自動により制御する。

例えば、原子炉出力が上昇すると原子炉圧力がそれに伴って上昇する。この圧力上昇は、圧力検出器により電気信号に変換され電気油圧式制御装置の一部である圧力制御機能の出力信号増加となり、蒸気加減弁のサーボ弁に伝達され、この弁開度を調整し原子炉圧力を一定にするようにタービン出力を増加させる。したがって、通常運転時には、タービン発電機出力は原子炉出力に従属して制御されている。

なお、電気油圧式制御装置は、速度制御、負荷制御、圧力制御、タービンバイパス弁制御及び流量制御により構成される。

3.4.2.2 給水制御系

原子炉出力に応じ、可変速のタービン駆動原子炉給水ポンプの速度又は電動機駆動

原子炉給水ポンプの出口側に設けた給水調節弁の開度が手動操作又は自動により、原子炉水位を一定に保持するように制御される。

給水制御系が自動の場合、タービン駆動原子炉給水ポンプあるいは給水調節弁は、三要素（原子炉水位、主蒸気流量、給水流量）あるいは単要素（原子炉水位）の信号により制御される。

例えば、原子炉出力が上昇すると主蒸気流量が増大し原子炉水位が低下する。単要素制御の場合には、この水位低下を水位偏差信号として検出し、その偏差に相当する量だけ水位制御器の出力を増加させる。この信号は、タービン駆動原子炉給水ポンプ制御装置又は給水調節弁制御装置に伝達され、タービン駆動原子炉給水ポンプの回転数の増大又は給水調節弁の開度増大となり給水流量が増大し水位を一定に保持する。また、三要素制御の場合には原子炉出力の上昇による主蒸気流量の増大を流量検出器により検出し、主蒸気流量の増大に伴う給水流量との偏差を水位低下分として水位信号に加えることにより、給水流量の制御を行う。

3.4.3 安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の作動設備

運転時の異常な過渡変化が発生する場合、地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生じる場合及び原子炉冷却材喪失その他の設計基準事故時に原子炉停止（スクラム）系を自動的に作動させ、かつ、発電用原子炉内の燃料体の破損又は発電用原子炉の炉心の損傷による多量の放射性物質の放出のおそれがある場合に、工学的安全施設を自動的に作動させる安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）、A T W Sが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させるA T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）及びA T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）並びに原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）について以下に示す。

3.4.3.1 原子炉保護系

原子炉保護系は、2系統のチャンネルによって構成され、各チャンネルには、1つの測定変数に対して、少なくとも2つ以上の独立したトリップ接点があり、いずれかの接点の動作でそのチャンネルがトリップし、両チャンネルの同時トリップに対して制御棒が急速に挿入され、発電用原子炉はスクラムされる。

原子炉非常停止信号一覧表を表3-1「原子炉非常停止信号一覧表」に示すとともに、安全評価の条件である応答時間及びその内訳を表3-2「解析に使用する原子炉非常停

止信号の応答時間」に示す。

3.4.3.2 工学的安全施設等作動回路

工学的安全施設作動回路として、主蒸気隔離弁、その他の原子炉格納容器隔離弁、非常用ガス処理系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、格納容器冷却系、自動減圧系の機器を起動（作動）させる回路を設ける。

なお、A T W S時に自動減圧系が作動すると、低圧注水系等から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇につながるため、自動起動を阻止するための起動阻止スイッチ（2個）を設ける。

工学的安全施設等の起動（作動）信号を表 3-3「工学的安全施設等の起動（作動）信号一覧表」の「1. 工学的安全施設起動（作動）信号」に示すとともに、安全評価の条件である応答時間及びその内訳を表 3-4「解析に使用する工学的安全施設の起動（作動）信号の応答時間」に示す。

3.4.3.3 A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）

A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉保護系とは独立した原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の作動信号により全制御棒を自動で全挿入させる。あるいは、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで作動させる。A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動信号を表 3-3「工学的安全施設等の起動（作動）信号一覧表」の「2. A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動信号」に示す。

3.4.3.4 A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉保護系とは独立した原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の作動信号により原子炉再循環ポンプ2台を自動停止させる。あるいは、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで作動させる。A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の作動信号を表 3-3「工学的安全施設等の起動（作動）信号一覧表」の「3. A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の作動信号」に示す。

3.4.3.5 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ運転又は低圧炉心スプレイポンプ運転の場合に、逃がし安全弁（2個）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させる。代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、自動減圧系が不動作時に期待される機能であるため、自動減圧系本来の安全機能と干渉しないよう、自動減圧系の減圧信号より遅く動作する必要があることから、信号発信後に自動減圧系作動信号が成立する 120 秒に起動阻止スイッチの判

断操作の時間的余裕を考慮し、10分の時間遅れを設ける。

なお、ATWS時に代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）が作動すると、低圧注水系等から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチと同じ盤に自動起動を阻止するための起動阻止スイッチ（1個）を設ける。代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の作動信号を表3-3「工学的安全施設等の起動（作動）信号一覧表」の「4. 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の作動信号」に示す。

3.4.4 その他の保護回路

3.4.4.1 タービン保護装置

タービン保護装置は、タービン設備が異常な状態へ接近するのを検知して、非常用調速機及びマスタートリップ装置を作動し制御遮断油圧を低下させ、主蒸気止め弁、蒸気加減弁、中間蒸気止め弁、インターセプト弁及び抽気逆止め弁を閉止することにより、蒸気タービンへの蒸気流入を絶ちタービンを停止させる。

タービントリップ信号を表3-5「タービントリップ信号一覧表」に示す。

なお、表3-6「タービントリップ信号（原子炉起因）一覧表」に示す発電用原子炉からの信号により、主蒸気止め弁を閉じることでタービンをトリップする。

3.4.4.2 発電機保護装置

発電機保護装置は、発電機設備が異常な状態へ接近することを検知して、発電機ロックアウトリレー86-1/2G及び86-2/2Gにより220kV主変圧器用遮断器及び界磁遮断器を開くことにより、発電機を系統より自動遮断させる。

発電機トリップ信号を表3-7「発電機トリップ信号一覧表」に示す。

表 3-1 原子炉非常停止信号一覧表 (1/2)

原子炉非常停止信号の種類	検出器及び作動条件				原子炉非常停止信号を発信させない条件
	検出器の種類	個数	原子炉非常停止に要する信号の個数	設定値	
原子炉圧力高	原子炉圧力検出器	4	2* ¹	7.23MPa* ² 以下	—
原子炉水位低	原子炉水位検出器	4	2* ¹	気水分離器下端* ³ より16cm以上	—
ドラム圧力高	ドラム圧力検出器	4	2* ¹	13.7kPa* ² 以下	—
中性子束高	出力領域中性子束検出器	6* ⁴	2* ⁵	原子炉モードスイッチ「運転」* ⁶ 位置で定格出力の120%以下	—
				原子炉モードスイッチ「運転」位置以外で定格出力の15%以下	
	自動可変設定* ⁷				
	中間領域中性子束検出器	8	2* ⁸	選択レンジ目盛りの95%以下	原子炉モードスイッチ「運転」位置
スクラム排水容器水位高	スクラム排水容器水位検出器	4	2* ⁹	70ℓ/個に相当するレベル以下	原子炉モードスイッチ「燃料交換」又は「停止」位置, かつスクラム排水容器水位高バイパススイッチ「バイパス」位置
	スクラム排水容器水位検出器	4			

表 3-1 原子炉非常停止信号一覧表 (2/2)

原子炉非常停止信号の種類	検出器及び作動条件				原子炉非常停止信号を発信させない条件
	検出器の種類	個数	原子炉非常停止に要する信号の個数	設定値	
中性子束計装 不 作 動	出力領域 中性子束 検 出 器	6*4	2*5	—	—
	中間領域 中性子束 検 出 器	8	2*8	—	原子炉モードスイッチ「運転」位置
主 蒸 気 管 放 射 能 高	主 蒸 気 管 放 射 線 検 出 器	4	2*1	正常時の 6 倍 以下	—
主 蒸 気 隔 離 弁 閉	主 蒸 気 隔 離 弁 位 置 検 出 器	16	4*10	90%開度以上	原子炉圧力 4.11MPa 以下, かつ原子炉モード スイッチ「運転」位 置以外
主 蒸 気 止 め 弁 閉	主 蒸 気 止 め 弁 位 置 検 出 器	8	4*11	90%開度以上	タービン出力 45%以 下
蒸 気 加 減 弁 急 速 閉	蒸 気 加 減 弁 制 御 油 圧 検 出 器*12	4	2*1	4.12MPa*2 以 上	タービン出力 45%以 下又は, 蒸気加減弁急 速閉の信号発生後, 0.2秒以内にタービン バイパス弁が開した 場合
原 子 炉 モ ー ド ス イ ッ チ 「 停 止 」	原 子 炉 モ ー ド ス イ ッ チ	1	1	—	—
手 動	押しボタン ス イ ッ チ	2	2	—	—
地 震 大 加 速 度	水 平 方 向 加 速 度 検 出 器	4	2*9	水平方向 (EL 1.3m) 140Gal 以下	—
		4		水平方向 (EL 34.8m) 350Gal 以下	
	鉛 直 方 向 加 速 度 検 出 器	4		鉛直方向 (EL 1.3m) 70Gal 以 下	

注：原子炉保護系は2系統の独立したチャンネルで構成し、両チャンネルが同時動作した場合に発電用原子炉は緊急停止する。両チャンネルの電源が喪失したときには、フェイルセーフ機能により発電用原子炉は緊急停止する。

注記*1：原子炉保護系の各チャンネルは検出器2個で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低1個の動作でチャンネルは動作する。

*2：SI単位に換算したものである。

*3：気水分離器下端は、原子炉圧力容器零レベルより1328cm上

*4：原子炉非常停止信号は6チャンネルの平均出力領域計装からの信号であり、個数はチャンネル数を示す。

*5：原子炉保護系の各チャンネルは検出器3個で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低1個の動作でチャンネルは動作する。

*6：原子炉モードスイッチには「停止」、「燃料交換」、「起動」及び「運転」の位置がある。

*7：原子炉非常停止信号の設定値と再循環流量との関係を図3-3に示す。

*8：原子炉保護系の各チャンネルは検出器4個で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低1個の動作でチャンネルは動作する。

*9：原子炉保護系の各チャンネルは検出器各2個で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低1個の動作でチャンネルは動作する。

*10：原子炉保護系の各チャンネルは検出器8個で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低2個の動作でチャンネルは動作する。

*11：原子炉保護系の各チャンネルは検出器4個で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低2個の動作でチャンネルは動作する。

*12：蒸気加減弁のディスクダンプ弁下部油圧を検出

表 3-2 解析に使用する原子炉非常停止信号の応答時間

原子炉非常停止信号	応答時間 (秒)			
	T 1 *1	T 2 *2	合計 (T 1 + T 2)	
原子炉圧力高			0.55	
原子炉水位低			1.05	
中性子束高			出力領域 中性子束 検出器	0.09
			中間領域 中性子束 検出器	0.09
主蒸気隔離弁閉			0.06	
主蒸気止め弁閉			0.06	

注記*1: プロセス量が設定値に達してから検出器が検知し, アナログ回路の信号がスクラム論理回路に発信されるまでの検出遅れ時間

*2: スクラム論理回路及び原子炉スクラム用電磁接触器での信号処理遅れ時間

表 3-3 工学的安全施設等の起動（作動）信号一覧表（1/6）

1. 工学的安全施設起動（作動）信号

工学的安全施設等の 起動信号の種類		検出器及び作動条件				工学的安全施設等 の起動信号を発信 させない条件
		検出器 の種類	個数	工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	設定値	
主 蒸 気 隔 離 弁	原子炉 水位低 (レベル2)	原子炉 水位 検出器	4	2* ¹	気水分離器 下端* ² より 112cm下以上	—
	主蒸気管 圧力低	主蒸気管 圧力 検出器	4	2* ¹	5.87MPa* ³ 以 上	原子炉モードスイ ッチ「運転」位置 以外
	主蒸気管 放射能高	主蒸気管 放射線 検出器	4	2* ¹	正常時の6 倍以下	—
	主蒸気管 トンネル 温度高	主蒸気管 トンネル 温度 検出器	24	2* ⁴	93℃以下	—
	主蒸気管 流量大	主蒸気管 流量 検出器	16	2* ⁵	定格流量の 140%以下	—
	復水器 真空度低	復水器 真空度 検出器	4	2* ¹	真空度 28.8kPa* ³ 以 上	主蒸気止め弁開度 90%以下、かつ原 子炉圧力 4.11MPa 以下、かつ復水器 真空度低バイパス スイッチ「バイパ ス」位置、かつ原 子炉モードスイッ チ「運転」位置以 外
	手動	—	—	—	—	—

表 3-3 工学的安全施設等の起動（作動）信号一覧表（2/6）

工学的安全施設等の 起動信号の種類			検出器及び作動条件				工学的安全施設等 の起動信号を発信 させない条件
			検出器 の種類	個数	工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	設定値	
その他の原子炉格納容器隔離弁	(1)	ド ラ イ ウ エ ル 圧 力 高	ド ラ イ ウ エ ル 圧 力 検 出 器	4	2*7	13.7kPa*3以 下	—
		原 子 炉 水 位 低 (レベル3)	原 子 炉 水 位 検 出 器	4		気水分離器 下端*2より 16cm上以上	—
	(2)	原 子 炉 水 位 低 (レベル3)	原 子 炉 水 位 検 出 器	4	2*9	気水分離器 下端*2より 16cm上以上	—
	手 動	—	—	—	—	—	
非常用ガス処理系		原 子 炉 棟 放 射 能 高	原子炉棟 放 射 線 検 出 器	4	2*10	正常時の 6 倍以下	—
		燃 料 取 替 階 放 射 能 高	燃 料 取 替 階 放 射 線 検 出 器	4	2*10		
		ド ラ イ ウ エ ル 圧 力 高	ド ラ イ ウ エ ル 圧 力 検 出 器	4	2*11	13.7kPa*3以 下	—
		原 子 炉 水 位 低 (レベル3)	原 子 炉 水 位 検 出 器	4		気水分離器 下端*2より 16cm上以上	—
	手 動	—	—	—	—	—	—
高圧炉心スプレイス		ド ラ イ ウ エ ル 圧 力 高	ド ラ イ ウ エ ル 圧 力 検 出 器	4	2*12	13.7kPa*3以 下	—
		原 子 炉 水 位 低 (レベル1H)	原 子 炉 水 位 検 出 器	4	2*12	気水分離器 下端*2より 261cm下以 上	—
	手 動	—	—	—	—	—	—

表 3-3 工学的安全施設等の起動（作動）信号一覧表（3/6）

工学的安全施設等の 起動信号の種類		検出器及び作動条件				工学的安全施設等 の起動信号を発信 させない条件	
		検出器 の種類	個数	工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	設定値		
低圧炉心 スプレイ系	ドライ ウエル 圧力高	ドライ ウエル 圧力 検出器	2	2*13	13.7kPa*3 以下	—	
	原子炉 水位低 (レベル1)	原子炉 水位 検出器	2		気水分離器 下端*2より 381cm 下以 上	—	
	手動	—	—	—	—	—	
残留熱除去系	低圧注水系	ドライ ウエル 圧力高	ドライ ウエル 圧力 検出器	4	2*14	13.7kPa*3 以下	—
		原子炉 水位低 (レベル1)	原子炉 水位 検出器	4		気水分離器 下端*2より 381cm 下以 上	—
		手動	—	—	—	—	—
	格納容器冷却系	手動	—	—	—	—	—
自動減圧系	原子炉水位低 (レベル1) とドライウエル 圧力高の同時 信号*15	ドライ ウエル 圧力 検出器	4	2*16	13.7kPa*3 以下	—	
		原子炉 水位 検出器	4	2*17	気水分離器 下端*2より 381cm 下以 上	—	
	手動	—	—	—	—	—	

注：主蒸気隔離弁の作動回路は2系統の独立したチャンネルで構成し、両チャンネルが同時動作した場合に主蒸気隔離弁が閉鎖する。両チャンネルの電源が喪失したときには、フェイルセーフ機能により主蒸気隔離弁が閉鎖する。

- 注記*1：主蒸気隔離弁作動回路の各チャンネルは検出器2個で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低1個の動作でチャンネルは動作する。
- *2：気水分離器下端は原子炉圧力容器零レベルより1328cm上
- *3：SI単位に換算したものである。
- *4：主蒸気隔離弁作動回路の各チャンネルは検出器12個で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低1個の動作でチャンネルは動作する。
- *5：主蒸気隔離弁作動回路の各チャンネルは検出器8個で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低1個の動作でチャンネルは動作する。
- *6：本信号により、残留熱除去系、可燃性ガス濃度制御系、液体廃棄物処理系、窒素ガス制御系に属する格納容器隔離弁が作動する。
- *7：その他の格納容器隔離弁作動回路は内側及び外側隔離弁が、各々、検出器各1個からなるチャンネル2系統で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低1個の動作でチャンネルが動作、両チャンネル同時動作で各隔離弁は閉鎖する。
- *8：本信号により、残留熱除去系、原子炉浄化系に属する格納容器隔離弁が作動する。
- *9：その他の格納容器隔離弁作動回路は内側及び外側隔離弁が、各々、検出器1個からなるチャンネル2系統で構成され、検出器1個の動作でチャンネルが動作、両チャンネル同時動作で各隔離弁は閉鎖する。
- *10：2系統の非常用ガス処理系作動回路は、各々、検出器1個からなるチャンネル2系統で構成され、検出器1個の動作でチャンネルが動作、両チャンネル同時動作で1系統の非常用ガス処理系が起動する。
- *11：2系統の非常用ガス処理系作動回路は、各々、検出器各1個からなるチャンネル2系統で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低1個の動作でチャンネルが動作、両チャンネル同時動作で1系統の非常用ガス処理系が起動する。
- *12：高圧炉心スプレイ系作動回路は、検出器2個からなる論理和2個の直列回路で構成され、最低2個の検出器の同時動作で高圧炉心スプレイ系が起動する。
- *13：低圧炉心スプレイ系作動回路は、検出器各1個からなる論理和2個の直列回路で構成され、最低2個の検出器の同時動作で低圧炉心スプレイ系が起動する。
- *14：2系統の低圧注水系作動回路は、各々、検出器各1個からなる論理和2個の直列回路で構成され、最低2個の検出器の同時動作で1系統以上の低圧注水系が起動する。
- *15：残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中のみ
- *16：自動減圧系作動回路は、検出器2個の直列回路からなるチャンネル2系統で構成され、同じチャンネルに属する検出器2個及び原子炉水位低（レベル1）信号の同時動作で自動減圧系が作動する。
- *17：自動減圧系作動回路は、検出器2個の直列回路からなるチャンネル2系統で構成され、同じチャンネルに属する検出器2個及びドライウェル圧力高信号の同時動作で自動減圧系が作動する。

表 3-3 工学的安全施設等の起動（作動）信号一覧表（4/6）

2. A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動信号

工学的安全施設等の 起動信号の種類		検出器及び作動条件				工学的安全施設等 の起動信号を発信 させない条件
		検出器 の種類	個数	工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	設定値	
A T W S 緩 和 設 備 （ 代 替 制 御 棒 挿 入 機 能 ）	原 子 炉 圧 力 高	原 子 炉 圧 力 検 出 器	4	2* ¹	7.41MPa 以 下	—
	原 子 炉 水 位 低 （レベル 2）	原 子 炉 水 位 検 出 器	4		気水分離器 下端* ² より 112cm 下 以 上	—
	手 動	—	—	—	—	—

注記*1：A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）作動回路は、検出器各 2 個からなる論理和 2 個の直列回路からなるチャンネル 2 系統で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低 2 個の動作でチャンネルが動作、両チャンネル同時動作で A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）が作動する。

*2：気水分離器下端は原子炉圧力容器零レベルより 1328cm 上

表 3-3 工学的安全施設等の起動（作動）信号一覧表（5/6）

3. A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の作動信号

工学的安全施設等の 起動信号の種類		検出器及び作動条件				工学的安全施設等 の起動信号を発信 させない条件
		検出器 の種類	個数	工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	設定値	
A T W S 緩 和 設 備 （ 代 替 原 子 炉 再 循 環 ポ ン プ ト リ ッ プ 機 能 ）	原 子 炉 圧 力 高	原 子 炉 圧 力 検 出 器	4	2*1	7.41MPa 以 下	—
	原 子 炉 水 位 低 （レベル2）	原 子 炉 水 位 検 出 器	4		気水分離器 下端*2 より 112cm 下以 上	—
	手 動	—	—	—	—	—

注記*1：A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）作動回路は，検出器各 2 個からなる論理和 2 個の直列回路からなるチャンネル 2 系統で構成され，同じチャンネルに属する検出器最低 2 個の動作でチャンネルが動作，A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）が作動する。

*2：気水分離器下端は原子炉圧力容器零レベルより 1328cm 上

表 3-3 工学的安全施設等の起動（作動）信号一覧表（6/6）

4. 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の作動信号

工学的安全施設等の 起動信号の種類		検出器及び作動条件				工学的安全施設等 の起動信号を発信 させない条件
		検出器 の種類	個数	工学的安全施設 等の起動に要す る信号の個数	設定値	
代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)	*1 原子炉 水位低 (レベル1)	原子炉 水位 検出器	4	2*2	気水分離器 下端*3より 381cm 下以 上	—

注記*1：残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中のみ

*2：代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）作動回路は、検出器2個の直列回路からなる2系統のチャンネルで構成され、同じチャンネルに属する2個の検出器の同時動作でチャンネルが動作、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）が作動する。

*3：気水分離器下端は原子炉圧力容器零レベルより1328cm上

表 3-4 解析に使用する工学的安全施設の起動（作動）信号の応答時間

工学的安全施設の 起動（作動）信号		応答時間（秒）		
		T 1 *1	T 2 *2	合計 (T 1 + T 2)
主蒸気 隔離弁	主蒸気管流量大			0.50
	主蒸気管放射能高			0.50

注記*1：プロセス量が設定値に達してから検出器が検知し，アナログ回路の信号がロジック回路に発信されるまでの検出遅れ時間

*2：ロジック回路部での信号処理遅れ時間

表 3-5 タービントリップ信号一覧表

タービントリップ信号	検出器
バックアップ過速度	バックアップ過速度検出装置
復水器真空度低	真空トリップ検出装置
スラスト軸受摩耗	スラスト軸受摩耗検出装置
軸振動大	軸振動検出装置
タービン排気室温度高	タービン排気室温度検出装置
湿分分離器ドレンタンク水位高	湿分分離器ドレンタンク水位検出装置
主油ポンプ出口圧力低	主油ポンプ出口圧力検出装置
制御油圧低	制御油圧検出装置
電気油圧式制御装置故障	—
原子炉水位高	原子炉水位検出器
発電機保護	発電機保護継電器

表 3-6 タービントリップ信号（原子炉起因）一覧表

タービントリップ 信号の種類	検出器及び作動条件				タービントリップ 信号を発信させない条件
	検出器 の種類	個数	タービント リップに要 する信号の 個数	設定値	
原子炉水位高	原子炉 水位 検出器	3	2	気水分離器 下端*より 132cm 上以 上	—
主蒸気隔離弁閉	主蒸気 隔離弁 位置検出器	8	4	10%開度以 下	—

注記*：気水分離器下端は原子炉压力容器零レベルより 1328cm 上

表 3-7 発電機トリップ信号一覧表

発電機トリップ信号	検出器
発電機比率差動	発電機比率差動継電器
発電機地絡	発電機接地過電圧継電器
発電機界磁喪失	発電機界磁喪失継電器
発電機逆相	発電機逆相過電流継電器
発電機後備保護	距離継電器
発電機逆電力	発電機逆電力継電器
発電機過励磁	低周波過励磁継電器
タービントリップ	主蒸気止め弁位置検出器 中間蒸気止め弁位置検出器 インターセプト弁位置検出器

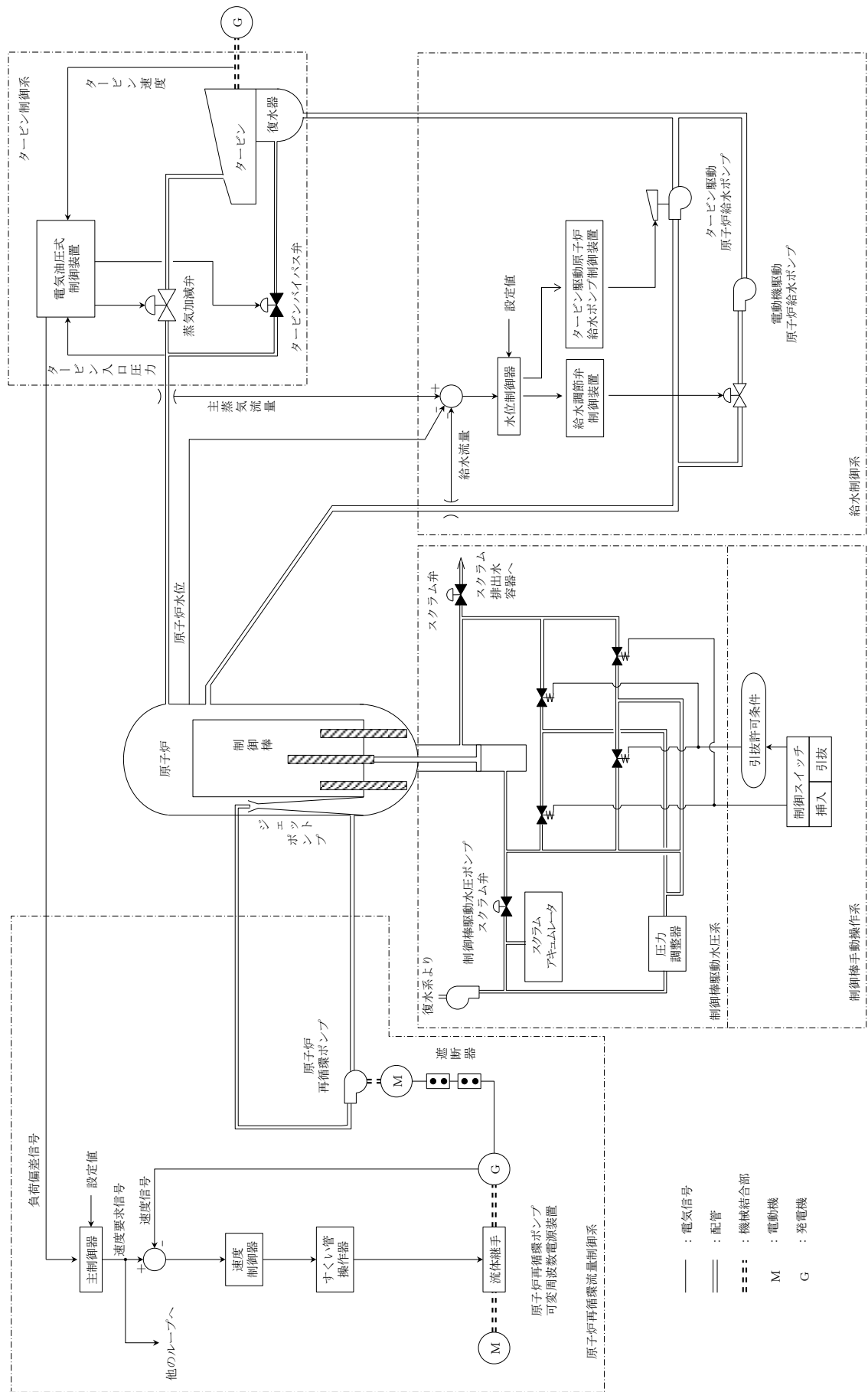


図3-1 発電用原子炉の出力制御設備

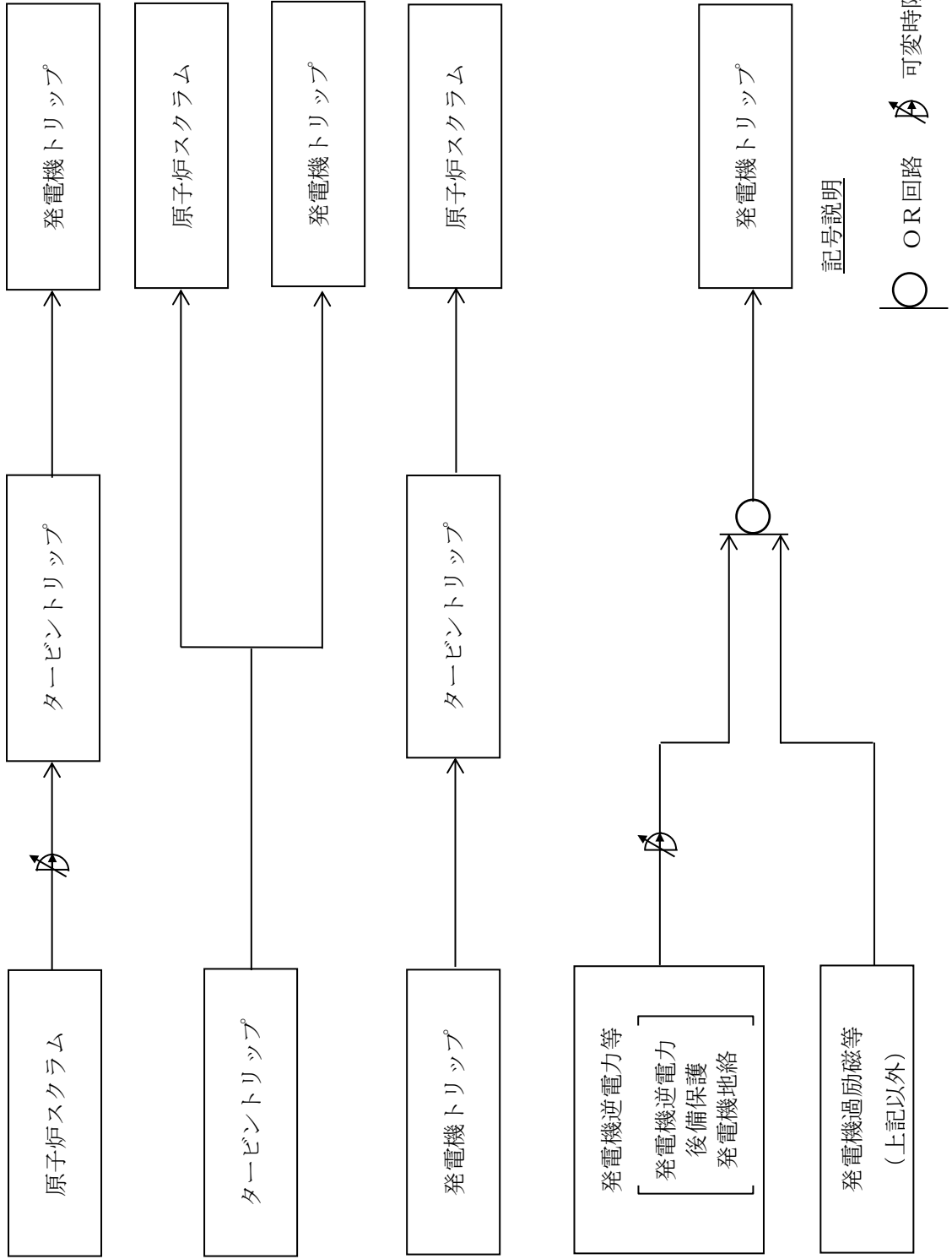


図3-2 プラントインタローック

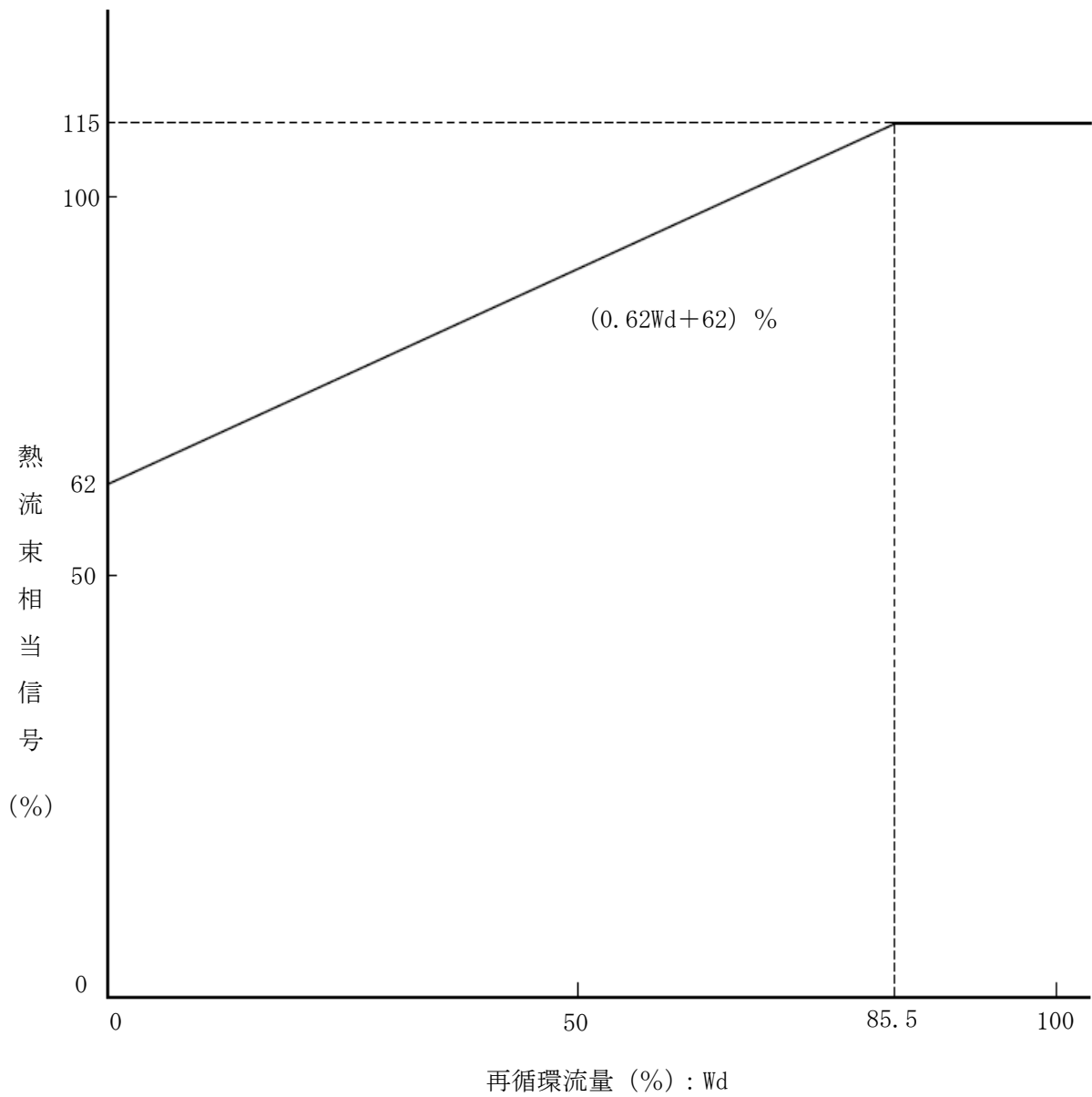


図 3-3 中性子束高一自動可変設定（熱流束相当）の原子炉非常停止信号の設定値

4. 中央制御室外原子炉停止装置

中央制御室外原子炉停止装置は、中央制御室から十分離れた場所に設置し、中央制御室で操作が困難な場合に、発電用原子炉をスクラム後の高温停止状態から低温停止状態に安全かつ容易に導くためのものである。なお、原子炉スクラムは、中央制御室外において、原子炉保護系の電源を遮断することや蒸気タービンの手動トリップ等により行うことができる。

4.1 制御機能

発電用原子炉をスクラム後の高温停止状態から、その後の低温停止状態に導くため、原子炉冷却系統設備による残留熱除去、減圧、水位の保持を行うが、それらに必要な系統及び操作場所を表 4-1「中央制御室外原子炉停止装置系統一覧表」に示す。

4.2 監視機能

発電用原子炉をスクラム後の高温停止状態から、その後の低温停止状態に導くために必要な計装及び指示場所を表 4-2「中央制御室外原子炉停止装置計装一覧表」に示す。

表 4-1 中央制御室外原子炉停止装置系統一覧表

系統	系統数	操作場所	機能
原子炉隔離時冷却系 主蒸気系 逃がし安全弁 残留熱除去系	1 3 弁 1	中央制御室外原子炉停止 盤室	発電用原子炉をスクラム 後の高温停止状態からそ の後の低温停止状態に導 く
原子炉補機冷却系	一部	中央制御室外原子炉停止 盤室	補機冷却
非常用ディーゼル発電機系	1	中央制御室外原子炉停止 盤室	外部電源喪失時の非常用 電源確保

表 4-2 中央制御室外原子炉停止装置計装一覧表

計装	指示場所	機能
原子炉圧力指示計	中央制御室外原子炉 停止盤室	発電用原子炉をスクラム後の 高温停止状態から、その後の 低温停止状態に導く場合の主 要変数の監視
原子炉水位指示計		
サプレッションプール水位指示計		
サプレッションプール水温指示計		
ドライウエル圧力指示計		
ドライウエル温度指示計		
R C I C * ¹ 流量指示調節計		
R C I C * ¹ 駆動蒸気タービン速度指示計		
R H R * ² 流量指示計		
R H R * ² 熱交換器入口温度指示計		
6.9kV 母線 2 D 電圧計		
非常用ディーゼル発電機電圧計		

注記*1：原子炉隔離時冷却系

*2：残留熱除去系

VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書

- (1) 中央制御室の機能に関する説明書
(中央制御室の有毒ガス防護について除く。)
- (2) 中央制御室の機能に関する説明書
(中央制御室の有毒ガス防護について)

(1) 中央制御室の機能に関する説明書
(中央制御室の有毒ガス防護について除く。)

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 中央制御室の共用	1
2.2 中央制御室の制御盤等	1
2.3 外部状況把握	2
2.4 居住性の確保	2
2.5 通信連絡	3
3. 中央制御室の機能に係る詳細設計	3
3.1 中央制御室の共用	3
3.2 中央制御室の制御盤等	4
3.2.1 中央制御室の制御盤等の構成	4
3.2.2 誤操作防止	4
3.2.3 試験及び検査	5
3.2.4 信頼性	5
3.3 外部状況把握	5
3.3.1 監視カメラ	5
3.3.2 気象観測設備等	6
3.3.3 公的機関からの気象情報入手	6
3.4 居住性の確保	6
3.4.1 換気設備	6
3.4.2 生体遮蔽装置	8
3.4.3 照明	8
3.4.4 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	8
3.4.5 チェンジングエリア	9
3.4.6 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）	9
3.4.7 衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）	9
3.5 通信連絡	9

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第 38 条及び第 74 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「解釈」という。）」に関わる原子炉制御室（以下「中央制御室」という。）のうち中央制御室の機能について説明するものである。併せて技術基準規則第 47 条第 4 項及び第 5 項、第 77 条及びそれらの解釈に関わる中央制御室の通信連絡設備について説明する。

なお、技術基準規則第 38 条及びその解釈に関わる発電用原子炉施設の外部の状況を把握する機能、中央制御室に施設する酸素濃度計及び中央制御室の有毒ガス防護以外は要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、中央制御室の機能のうち、中央制御室の共用に関する機能、中央制御室の制御盤等に関する機能、外部状況把握に関する機能、居住性を確保する機能及び通信連絡に関する機能について説明する。また、中央制御室の機能のうち有毒ガス防護については「(2) 中央制御室の機能に関する説明書（中央制御室の有毒ガス防護について）」にて説明する。

2. 基本方針

2.1 中央制御室の共用

中央制御室は、制御室建物内に設置し、基準地震動 S_s による地震力に対して機能を喪失しない設計とする。また、中央制御室は 1 号機及び 2 号機で共用とするが、1 号機が廃止措置段階であることを踏まえ、各号機で必要な人員を確保した上で、共用により 1 号機及び 2 号機の中央制御室を自由に行き来できる空間とすることによりプラントの状況に応じた、運転員の相互融通を可能とすることで 2 号機の安全性が向上する設計とする。また、共用によって悪影響を及ぼさないとともに他号機のプラント監視機能が喪失しない設計とする。

具体的な中央制御室の共用については、添付書類 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。

2.2 中央制御室の制御盤等

中央制御室の制御盤は、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する機能、非常用炉心冷却設備等非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する機能、発電用原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要な機器の動作状態を表示する機能、主要計測装置の計測結果を表示する機能及びその他の発電用原子炉を安全に運転するために必要な機能を有し、当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失又は全交流動力電源喪失並びに中央制御室外の火災等により発生した燃焼ガスやばい煙、有毒ガス、降下火砕物及び凍結による操作雰囲気悪化）を想定しても、誤操作することなく容易に運転操作することができる設計とする。

また、中央制御室の火災への防護としては、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないように火災の発生防止、火災の感知及び消火対策並びに火災の影響軽減対策を講じるとともに、内部溢水への防護としては、内部溢水により安全機能を損なわないために溢水源となる機器を設けない設計とする。

具体的な、火災に対する防護措置については、添付書類VI-1-1-8「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」、内部溢水に対する防護措置については、添付書類VI-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」に示す。

2.3 外部状況把握

中央制御室は、発電用原子炉施設に迫る津波等の自然現象を監視カメラの映像により昼夜にわたり監視できる装置、気象観測設備（「1号機設備、1, 2, 3号機共用」（以下同じ。））等及び公的機関から地震、津波、竜巻情報等を入手することにより発電用原子炉施設の外部の状況を把握できる機能を有する設計とする。

なお、津波監視カメラ及び構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は、地震荷重等を考慮し必要な強度を有する設計とするとともに非常用電源（無停電交流電源）又は代替交流電源設備から給電できる設計とする。

2.4 居住性の確保

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、中央制御室の気密性、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質並びに中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じる。

炉心の著しい損傷が発生した場合において運転員がとどまるため、以下の設備により居住性を確保する。

- a. 中央制御室空調換気系
 - (a) 中央制御室送風機
 - (b) 中央制御室非常用再循環送風機
 - (c) 中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ
 - (d) 中央制御室空調換気系ダクト
- b. 中央制御室空気供給系
 - (a) 中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）
 - (b) 中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）配管
- c. 中央制御室差圧計
- d. 待避室差圧計

- e. 中央制御室遮蔽（「1号機設備，1，2号機共用」（以下同じ。））
- f. 中央制御室待避室遮蔽
- g. 酸素濃度計
- h. 二酸化炭素濃度計
- i. LEDライト（三脚タイプ）
- j. プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）
- k. 無線通信設備（固定型）（「1号機設備，1，2，3号機共用」（以下同じ。））
- l. 衛星電話設備（固定型）（「1，2，3号機共用」（以下同じ。））

また，中央制御室の居住性を確保するために，原子炉建物原子炉棟内に設置された原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放した場合に，容易かつ確実に原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置により閉止できる設計とするとともに，現場においても人力により閉止操作が可能な設計とする。

中央制御室への汚染の持込みを防止するための身体の汚染検査，作業服の着替え等を行うための区画（以下「チェンジングエリア」という。）を設ける。

2.5 通信連絡

中央制御室の機能に関する通信連絡設備として，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常の際に，操作等の指示，連絡を行うことができる警報装置及び多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）並びに重大事故等が発生した場合において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うことができる通信連絡設備（発電所内）により，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できる機能を有する設計とする。

また，設計基準事故その他の異常の際において，発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡を行うことができる通信連絡設備（発電所外）により，発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができる機能を有する設計とする。

3. 中央制御室の機能に係る詳細設計

3.1 中央制御室の共用

中央制御室は，1号機及び2号機で共用とするが，1号機が廃止措置段階であることを踏まえ，各号機必要な人員を確保した上で，共用により1号機及び2号機の中央制御室を自由に行き来できる空間とすることによりプラントの状況に応じた運転員の相互融通を可能とすることで，2号機の安全性が向上する設計とする。

また，各号機の監視・操作盤は共用によって悪影響を及ぼさないよう，1号機，2号機でそれぞれ分離して設置すること，それぞれの監視，操作に必要なスペースを確保すること，また，共通設備である送電系統等の監視・操作盤が機能喪失しても各号機の安全性確保に必要な監視・運転操作に影響を与えないことで，監視や操作に支障を来すことなく，プラント監視機能への悪影響を及ぼさない設計とする。

3.2 中央制御室の制御盤等

3.2.1 中央制御室の制御盤等の構成

中央制御室の制御盤は、発電用原子炉及び主要な関連設備の監視操作を可能とした中央監視操作盤（原子炉制御盤、原子炉補機制御盤、安全設備制御盤、タービン補機制御盤、タービン発電機制御盤、所内電気盤）及びその他制御盤で構成する。

中央監視操作盤及びその他制御盤は、プラントの起動／停止、トリップ等に関連する運転上重要な設備の監視操作及び通常運転時において監視操作の頻度が高い設備についての監視及び操作ができる設計とする。

その他制御盤は、放射線モニタの監視や換気空調系（常用及び非常用）等の監視及び操作ができる設計とする。

主要な監視及び操作の対象を表 3-1 に示す。

また、重大事故等対処設備の遠隔監視及び操作を行うための SA 用制御盤として、重大事故操作盤及び重大事故監視盤を中央制御室内に設置する。対象となる補機・弁などの制御を行うとともに、監視及び操作できる設計とする。

重大事故等時の主要な監視及び操作の対象（設計基準事故対処設備と兼用する中央制御室の制御盤を含む。）を表 3-2 に示す。

3.2.2 誤操作防止

中央制御室の環境条件^{*1}、中央制御室の配置及び作業空間に留意するとともに中央制御室の制御盤の盤面機器（操作器、指示計、警報表示、記録計、表示装置）をシステムごとにグループ化した配列及び色分けによる識別や操作器のコーディング（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）等を行うことで、通常運転、運転時の異常な過渡変化、設計基準事故時及び重大事故等時において運転員の誤操作を防止するとともに容易に操作ができる設計とする。

また、地震による中央制御室の制御盤及び SA 用制御盤への誤接触を防止し、安全を確保できるよう中央監視操作盤及び重大事故操作盤に手摺を設ける設計とするとともに緊急時対策所との情報伝達に不備が生じないよう、必要な情報を運転員を介さずとも確認できる装置（安全パラメータ表示システム（SPDS）（1, 2, 3号機共用（SPDSデータ収集サーバは1, 2号機共用）））を緊急時対策所に設ける設計とする。

なお、SA 用制御盤のうち、重大事故操作盤は、VDU^{*2}を使用したタッチオペレーション方式とし、タッチ方式を一貫（弁・補機の操作は、2 タッチ（選択＋操作指令）方式）することにより、運転員の誤操作を防止するとともに容易に操作できる設計とする。

現場盤の盤面機器も中央制御室の制御盤及び SA 用制御盤と同様に、システムごとにグループ化した配列及び色分けによる識別や操作器のコーディング等を行うことで、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止し、容易に操作ができる設計とするとともに、設計基準事故時に操作が必要な箇所は環境条件を想定し、

操作環境及び照明の確保を行うことにより容易に操作することができる設計とする。

誤操作することなく適切に運転操作するための対策を表 3-3 に示す。

注記*1：通常運転時の環境条件，当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震，内部火災，内部溢水，外部電源喪失又は全交流動力電源喪失並びに中央制御室外の火災等により発生した燃焼ガスやばい煙，有毒ガス，降下火砕物及び凍結による操作雰囲気悪化）

*2：ビジュアルディスプレイユニット（Visual Display Unit）

3.2.3 試験及び検査

中央制御室の制御盤，SA 用制御盤及び現場盤は，中央制御室の制御盤，SA 用制御盤及び現場盤で監視又は操作を行う試験及び検査ができる設計とする。

3.2.4 信頼性

中央制御室の制御盤，SA 用制御盤及び現場盤に設置する警報機能は，一部の機能が故障した場合においても，その機能がすべて喪失しない設計とする。また，その機能が喪失したことを把握できる設計とするとともに，現場盤の警報は中央制御室に一括警報を発する設計とする。

3.3 外部状況把握

3.3.1 監視カメラ

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象や発電所構内の状況（海側，山側）等を監視するため，屋外に暗視機能等をもった監視カメラを設置し，中央制御室にて遠隔操作することにより昼夜にわたり監視することができる設計とする。

監視カメラのうち津波監視カメラは，遠方からの津波の接近及び敷地前面における津波の来襲状況を適切に監視できる位置・方向に設置している。また，津波監視カメラは基準津波の影響を受けることがない高所に 3 台（2 号機排気筒，3 号機北側防波壁上部（東）及び 3 号機北側防波壁上部（西））設置しており，監視に必要な要件を満足する仕様としている。

津波監視カメラは耐震 S クラスの設備とし，地震荷重，風荷重，積雪荷重を適切に考慮し必要な強度を有する設計とするとともに非常用電源（無停電交流電源）又は代替交流電源設備から給電できる設計とする。

監視カメラのうち構内監視カメラは，自然現象等の監視強化のため 2 号機原子炉建物屋上，3 号機原子炉建物屋上，通信用無線鉄塔，固体廃棄物貯蔵所 C 棟屋上，一矢谷及びガスタービン発電機建物屋上に設置し，津波監視カメラとともに発電所構内を監視する。

また，構内監視カメラのうちガスタービン発電機建物屋上に設置する構内監視カメラ（ガ

スタービン発電機建物屋上)は、想定される重大事故等が発生した場合において、中央制御室及び緊急時対策所から輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)周辺の監視が可能な設計とする。

監視カメラで把握可能な自然現象等を表3-4、監視カメラの仕様を表3-5、監視カメラの配置を図3-1に示す。

具体的な津波監視カメラの強度及び給電の機能は、添付書類VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」に示す。

構内監視カメラ(ガスタービン発電機建物屋上)は、基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しない設計とし、地震荷重、風荷重、積雪荷重を適切に考慮し必要な強度を有する設計とするとともに、非常用電源(無停電交流電源)又は代替交流電源設備から給電できる設計とする。

3.3.2 気象観測設備等

発電所構内の状況の把握に有効なパラメータは、気象観測設備等で測定し中央制御室にて確認できる設計とする。

中央制御室で入手できる外部状況把握可能なパラメータ及び計測範囲を表3-6に示す。

なお、その他重大事故等時の対応として、第1保管エリア及び第4保管エリアに保管している可搬式気象観測装置により風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設計とする。

3.3.3 公的機関からの気象情報入手

中央制御室に電話、ファックス等を設置し、公的機関からの地震、津波、竜巻情報等を入手できる設計とする。

3.4 居住性の確保

3.4.1 換気設備

中央制御室空調換気系は、設計基準事故が発生した場合においては、チャコールフィルタを通る系統隔離運転とし、運転員を放射線被ばくから防護する設計とするとともに、運転操作に適した室温(21℃~26℃)に調節可能な設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合においては、中央制御室空調換気系により、中央制御室を正圧化することで、インリークを防止可能な設計とする。また、炉心の著しい損傷後に格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、中央制御室空調換気系は中央制御室外気取入調節弁を閉操作することで、外気との連絡を遮断し、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通る系統隔離運転モードとすることにより、中央制御室バウンダリを外気から隔離可能な設計とする。

中央制御室外の火災等により発生した燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対

しても系統隔離運転に切り替えることにより、外部雰囲気から隔離できる設計とする。また、系統隔離運転による酸欠防止を考慮して外気取入れの再開が可能な設計とするが、設計基準事故時 30 日間空気の取込みを一時的に停止した場合においても、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない濃度を確保できる設計とするとともに、中央制御室の気密性及び中央制御室遮蔽の機能とあいまって、居住性に係る判断基準 100mSv を超えない設計とする。

さらに、炉心の著しい損傷発生時に、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタにより放射性物質を低減した外気を用いて中央制御室を正圧化した場合や、炉心の著しい損傷後に格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時に、中央制御室を中央制御室空調換気系の系統隔離運転により隔離する場合においても、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない濃度を確保できるとともに、中央制御室の気密性及び中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽の機能とあいまって、居住性に係る判断基準 100mSv を超えない設計とする。

また、炉心の著しい損傷後に格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時に、中央制御室待避室を中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）で正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とするとともに、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため非常用ガス処理系を設ける設計とする。

外気と中央制御室との間の正圧化に必要な差圧を監視できる計測範囲として 0～200Pa 以上を有する中央制御室差圧計を 1 個設置する設計とする。また、中央制御室と中央制御室待避室との間の正圧化に必要な差圧を監視できる計測範囲として 0～200Pa 以上を有する待避室差圧計を 1 個設置する設計とする。

原子炉建物原子炉棟に設置された原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、開放した場合に容易かつ確実に原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置により閉止できる設計とするとともに、現場においても人力により閉止操作が可能な設計とする。

これらにより、中央制御室の居住性を確保する設計とする。

具体的な換気系の機能については、添付書類 VI-1-7-3 「中央制御室の居住性に関する説明書」に示す。また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の機能・設計については、添付書類 VI-1-1-7-別添 4 「ブローアウトパネル関連設備の設計方針」に示す。

中央制御室空調換気系は、地震、竜巻、風（台風）、積雪、落雷、外部火災、降下火砕物の降下に伴い外部電源が喪失した場合に、非常用ディーゼル発電機が起動することにより電源が確保される設計とする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合においても必要な換気系は、中央制御室空調換気系により確保できる設計とするとともに、全交流動力電源喪失時においても、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電できる設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、全交流動力電源喪失時において

も、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電できる設計とする。

具体的な中央制御室空調換気系への給電の機能は、添付書類VI-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」に示す。

3.4.2 生体遮蔽装置

中央制御室遮蔽は、設計基準事故が発生した場合においては事故後30日間とどまっても、中央制御室の気密性及び中央制御室空調換気系の機能とあいまって、居住性に係る判断基準100mSvを超えない設計とする。また、中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室の気密性、中央制御室空調換気系及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）の機能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。

具体的な中央制御室遮蔽設計、その他の適切な防護の妥当性評価は、添付書類VI-4-2-1「中央制御室の生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」に示す。

3.4.3 照明

操作に必要な照明は、地震、竜巻、風（台風）、積雪、落雷、外部火災、降下火砕物の降下に伴い外部電源が喪失した場合、非常用ディーゼル発電機が起動することにより照明用電源が確保されるとともに、全交流動力電源喪失時から重大事故等時に対処するために必要な電力の供給が、ガスタービン発電機から開始されるまでの間においても、中央制御室の直流非常灯及び電源内蔵型照明により、運転操作に必要な照明を確保できる設計とする。

重大事故等時においても、必要な照明はLEDライト（三脚タイプ）により確保できる設計とするとともに、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電できる設計とする。

具体的な中央制御室照明及び中央制御室用可搬型照明の機能については、添付書類VI-1-1-13「非常用照明に関する説明書」に示す。

3.4.4 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

設計基準事故時及び重大事故等時の対応として、中央制御室及び中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度を確認する電池式の可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、活動に支障がない範囲にあることの測定が可能なものを、それぞれ1個を1セットとし、2セット使用する。保有数は2セットに加えて故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として1セットを加えた合計3セットを分散して保管する設計とする。また、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、付属のスイッチにより容易かつ確実に操作が可能な

設計とする。

可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の仕様を表 3-7 に示す。

具体的な中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価については、添付書類 VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」に示す。

3.4.5 チェンジングエリア

炉心の著しい損傷が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下において、中央制御室への汚染の持込みを防止することができるよう身体の汚染検査、作業服の着替え等を行うための区画を設けることができる設計とする。

具体的なチェンジングエリアの機能については、添付書類 VI-1-7-2「管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」に示す。

3.4.6 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）

炉心の著しい損傷が発生した場合においても、中央制御室待避室に待避した運転員が、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）により中央制御室待避室の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うことができる設計とする。

また、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、中央制御室待避室に 1 台及び中央制御室にバックアップ用として 1 台を保管する設計とする。

プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、全交流動力電源喪失時においても、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電できる設計とする。

3.4.7 衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために、衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）により、中央制御室待避室に待避した運転員が、緊急時対策所（対策本部）と通信連絡できる設計とする。

衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、全交流動力電源喪失時においても、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電できる設計とする。

3.5 通信連絡

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常の際に、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建物、タービン建物等の建物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及び音声により行う警報装置及び音声等により行う多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できる設計とする。

重大事故等が発生した場合において、衛星電話設備（固定型）等の通信連絡設備（発電所内）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できる設計とする。

設計基準事故その他の異常の際において、発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡を行うことができる通信連絡設備（発電所外）により、発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができる設計とする。

具体的な通信連絡設備については、添付書類VI-1-1-11「通信連絡設備に関する説明書」に示す。

表 3-1 通常運転, 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の主要な監視及び操作の対象 (1/2)

機能	監視及び操作の対象
反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備の操作機能	制御棒駆動系の手動操作, 原子炉スクラムの手動操作
非常用炉心冷却設備, 非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備の操作機能	非常用炉心冷却設備の手動操作, 原子炉格納容器スプレイ設備の手動操作, 主蒸気隔離弁の手動操作, 原子炉格納容器隔離弁の手動操作, 低温停止への移行の手動操作等
発電用原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要な機器又は器具の動作状態の表示機能	発電用原子炉の制御棒の動作状態, 発電用原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要なポンプの起動・停止状態, 発電用原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要な弁の開閉状態
主要計測装置の計測結果表示機能	中性子束, 制御棒位置, 原子炉圧力, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), サプレッションプール水位, サプレッションプール水温度, 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量, 高圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱除去ポンプ出口流量, 低圧炉心スプレイポンプ出口流量, ドライウエル圧力, サプレッションチェンバ圧力, 格納容器水素濃度, 格納容器酸素濃度, 格納容器雰囲気放射線モニタ, 非常用ガス処理系系統流量, 可燃性ガス濃度制御系流量等
発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが生じた場合, 放射性物質の濃度若しくは線量当量率が著しく上昇した場合又は流体上の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じた場合に当該異常状態を警報表示する機能	原子炉水位の低及び高警報, 原子炉圧力の高警報, 中性子束レベルの高警報, プロセスモニタリング設備の高警報, エリアモニタリング設備の高警報, ドレンサンプの水位警報, 燃料プール水位の低及び水温の高警報等
安全保護装置及びそれにより駆動又は制御される機器の状態表示機能	原子炉非常停止信号の各チャンネルの状態表示* ¹ , 工学的安全施設作動信号の各チャンネルの状態表示* ¹ , 原子炉非常停止信号により動作する機器の状態表示* ² , 工学的安全施設作動信号により動作する機器の状態表示

表 3-1 通常運転, 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の主要な監視及び操作の対象 (2/2)

機能	監視及び操作の対象
発電用原子炉施設の外部の状況の把握機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等 (地震, 津波, 風 (台風), 竜巻, 降水, 積雪, 落雷, 地滑り・土石流, 火山, 生物学的事象, 外部火災 (森林火災, 近隣工場等の火災を含む), 船舶の衝突) の影響や発電用原子炉施設の外部状況 ・ 津波, 風 (台風), 竜巻, 凍結, 降水等による発電用原子炉施設内の状況の把握に有効なパラメータ (取水槽水位, 風向, 風速, 気温, 降水量等) ・ 公的機関からの地震, 津波, 竜巻, 落雷等の気象情報

注記*1: バイパス状態を含む。

*2: 使用不能状態を含む。

表 3-2 重大事故等時の主要な監視及び操作の対象

機能	監視及び操作の対象
重大事故等対処設備の表示機能	原子炉圧力容器温度（SA）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、原子炉水位（SA）、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、ペDESTAL代替注水流量、ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）、格納容器代替スプレイ流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量、ドライウエル温度（SA）、ペDESTAL温度（SA）、ペDESTAL水温度（SA）、サブプレッションチェンバ温度（SA）、サブプレシヨンプール水温度（SA）、ドライウエル圧力（SA）、サブプレッションチェンバ圧力（SA）、ドライウエル水位、サブプレシヨンプール水位（SA）、ペDESTAL水位、格納容器水素濃度（B系）、格納容器水素濃度（SA）、格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）、格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッションチェンバ）、中性子源領域計装、中間領域計装、出力領域計装、スクラバ容器水位、スクラバ容器圧力、スクラバ容器温度、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）、第1ベントフィルタ出口水素濃度、残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、残留熱除去系熱交換器冷却水流量、高圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱除去ポンプ出口圧力、低圧原子炉代替注水槽水位、低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力、原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱代替除去ポンプ出口圧力、原子炉建物水素濃度、静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度、格納容器酸素濃度（B系）、格納容器酸素濃度（SA）、燃料プール水位（SA）、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）、燃料プール監視カメラ（SA）
重大事故等対処設備の操作機能	ATWS緩和設備、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系、ペDESTAL代替注水系、残留熱代替除去系、格納容器フィルタベント系、格納容器代替スプレイ系、常設代替交流電源設備等

表 3-3 誤操作することなく適切に運転操作するための対策 (1/3)

項目	対策
環境条件	(1) 中央制御室空調換気系により、運転操作に適した室温(約 21~26℃)、湿度(約 50%RH)に調整可能な設計とする。 (2) 中央制御室の照明は、運転操作に必要な照度として、中央監視操作盤の操作部エリアにおいて 700lx を確保するとともに、照明反射によるインターフェイス機器監視の阻害要因を排除する。 (3) 運転員同士の会話が阻害されるような騒音を防止する。
配置及び作業空間	(1) 中央制御室の運転・操作エリアは、すべての運転状態において、運転員がそれぞれの運転タスクを適切に行えるよう、区分等を考慮する。 (2) 中央制御室は、運転員相互の視認性及び運転員間のコミュニケーションを考慮して配置する。 (3) 動作範囲としては、運転員動線と運転員同士の輻輳回避を考慮する。
制御盤の盤面配置	(1) 警報表示灯は、運転・操作エリアから監視できるようにする。 (2) 操作頻度の高い制御機器及び緊急時に操作を必要とする制御機器は、容易に手の届く範囲に配置する。操作に関連する指示計及び表示装置は、操作を行う位置から監視できるようにする。 (3) 機器は、左右逆となる鏡対称とならないよう配置する。 (4) 表示装置及び制御機器は、系統区分に従ったグルーピングにまとめる。 (5) 系統区分に従ったグルーピングと異なるグルーピングを同時に用いる場合は、異なるグルーピングが混乱の原因とならないよう配慮する。 (6) コーディングの考え方を中央制御室全体で統一する。 (7) ラベリングは、同一プラント内で整合性をもつようにする。
表示システム	(1) 情報機能 運転員への情報提供として以下を考慮する。 a. 通常時及び事故時の運転に必要な情報や、安全上必要な情報は、網羅して表示する。また、事故時においても、あらかじめ定められた精度及び範囲で表示する。 b. 情報の表示は、理解し易い適切な表示方法とする。 (a) 指示計、記録計を用いる場合 イ. 系統区分に従ったグループにまとめる。 ロ. 系統区分に従ったグルーピングと異なるグルーピングを同時に用いる場合は、異なるグルーピングが混乱の原因とならないよう配慮する。 ハ. コーディングの考え方を中央制御室全体で統一する。 ニ. ラベリングは、同一プラント内で整合性をもつようにする。

表 3-3 誤操作することなく適切に運転操作するための対策 (2/3)

項目	対策
表示システム (続き)	<p>(b) CRT 等を用いる場合</p> <ul style="list-style-type: none"> イ. 安全上重要な設備や、重大事故等対処設備に関する監視機能を適切な場所に設置する。 ロ. 情報の配置、形状などの設定を一貫して適用し、個々の表示目的にふさわしい表示形式を選定する。また、タスク分析などに基づいて情報の適切な使われ方を考慮した形式で表示する。 ハ. 運転員の慣習に適した情報表示を行う。 <p>ニ. 機能分析及びタスク分析から必要とされる情報のまとまりを、極力一つの画面に表示する。</p> <p>ホ. 情報は、表示機能又は情報のまとまりごとにグループ分けする。</p> <ul style="list-style-type: none"> c. 制御盤や表示装置にミミックを用いる場合は、プロセスの流れ、事象の流れと整合をとる。 d. 検出器などの不作動又は除外により、情報を提供できない場合は運転員がそのことを知ることができる。 e. データ収集及び処理において、入力信号のサンプリング周期及び処理速度が、プロセスの変化速度に十分追従できる。 f. 表示データの更新が、運転操作に対して十分な速度で行われる。 <p>(2) 警報機能</p> <p>運転員への警報提供として以下を考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 警報発生に伴い、その確認と操作が運転員の負荷を過度に増加させないように考慮する。 b. プラント運転状態に応じた不要な警報の発生を防止し、新たに発生した警報の確認を阻害しないようにする。 c. 警報は、警報原因の速やかな運転対応操作ができるような場所に表示する。 d. 新たに発生した警報が音、点滅光等で認識できるようにする。 e. 警報は、確認操作により、点滅光から連続点灯等、点灯状況が変わる。 f. 警報原因が消滅した場合は、警報は、元の状態に復帰できる。

表 3-3 誤操作することなく適切に運転操作するための対策 (3/3)

項目	対策
制御機能	<p>(1) 制御機器の大きさ，操作に要する力，触覚フィードバック等を考慮する。</p> <p>(2) 制御機器の操作方法は，運転員の慣習に基づく動作・方向感覚に合致したものとす。</p> <p>(3) 制御機器の色，形，大きさのコーディング方法や操作方法について一貫性を持たせる。また，安全上の重要な制御機器は，他の制御機器と識別する。</p> <p>(4) タッチオペレーション方式による制御の場合は，以下とする。</p> <p>a. タッチ領域は，枠などを表示することにより，その領域がタッチ領域であることが区別された表示とする。</p> <p>b. タッチを受け付けたことを示す打ち返し表示を行う。また，その打ち返し表示は，運転員の認知的特性に対して長すぎない時間内に行う。</p> <p>c. プラント設備の操作にかかわるタッチ領域には，タッチミスが発生しないような大きさ及び間隔を確保する。</p> <p>d. 原則として，一貫したタッチ方式を用いる。</p> <p>e. タッチ操作器の呼び出しによって表示される制御器及び操作器の数は，原則として1つとする。</p> <p>f. 画面上にあらかじめ制御器及び操作器を配置しておく場合には，タッチ領域の大きさ及びタッチ領域間の距離を考慮して制御器及び操作器を配置する。</p> <p>(5) 情報の表示が制御の結果生じる状態と符合する。</p> <p>(6) 一つの制御機器とそれに関連する情報表示は近接して設置するか，対の関係がわかるグルーピングとする。</p> <p>(7) シーケンシャルな運転・操作では，操作とその結果の関係がわかり易いよう，制御機器と情報表示を構成する。</p> <p>(8) 非安全な操作ができないための対応</p> <p>a. 操作器は，不安全な操作や運転員の意図しない操作を防止するよう，操作器の適切な配置（操作時に対象外の操作器に触れることがないよう配置），保護カバーの設置，キー付きスイッチの設置，押釦スイッチを配置する。</p> <p>b. 操作器の操作方法は，運転員の慣習に基づく動作・方向感覚に合致させる。</p> <p>c. 操作器は，大きさ，形状等，操作性を考慮して選定し，操作器の色，形状，操作方法は一貫性を持ち，用途に応じて統一性を持たせた設計とする。また，安全上の重要な操作器は他の操作器と色分けによる識別が可能な設計とする。</p>

表 3-4 監視カメラで把握可能な自然現象等

自然現象等	把握できる発電用原子炉施設の外の状況
地震	地震発生後の発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
津波	津波来襲の状況や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
風（台風） 竜巻	風（台風）・竜巻（飛来物含む。）による発電所及び原子炉施設への被害状況や設備周辺における影響の有無
降水	発電所構内の排水状況や原子炉施設への影響の有無
積雪	降雪の有無や発電所構内及び屋外施設への積雪状況
落雷	発電所構内及び原子炉施設周辺の落雷の有無
地滑り・土石流	豪雨や地下水の浸透に伴う地滑り及び土石流の有無や原子炉施設への影響の有無
火山	降下火砕物の有無や堆積状況
生物学的事象	海生生物（クラゲ等）の襲来による原子炉施設への影響
外部火災*	火災状況，ばい煙の方向確認や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
船舶の衝突	発電所港湾施設等に衝突した船舶の状況確認及び原子炉施設への影響の有無

注記*：外部火災は「森林火災」，「近隣工場等の火災」，「航空機墜落による火災」を含む。

表 3-5 監視カメラの仕様

名称	仕様等	
構内監視カメラ	設置場所	通信用無線鉄塔 1 台 2号機原子炉建物屋上 1 台 3号機原子炉建物屋上 1 台 固体廃棄物貯蔵所C棟屋上 1 台 一矢谷 1 台 ガスタービン発電機建物屋上 1 台
	暗視機能	可能（赤外線カメラ）
	ズーム機能	可視カメラ：2倍以上 赤外線カメラ：デジタルズーム2倍以上
	遠隔上下左右可動	水平可動：360° 上下可動：±90°
津波監視カメラ	設置場所	2号機排気筒 1 台 3号機北側防波壁上部（東） 1 台 3号機北側防波壁上部（西） 1 台
	暗視機能	可能（赤外線カメラ）
	ズーム機能	可視カメラ：ズームなし 赤外線カメラ：デジタルズーム2倍以上
	遠隔可動上下左右可動	水平可動：360° 上下可動：±90°

表 3-6 中央制御室で入手できる外部状況把握可能なパラメータ及び計測範囲

設備名	パラメータ			計測範囲
気象観測設備	気温			-10~40°C
	雨量			0~80mm/h
	風向 (超音波) (EL 28.5m)			全方位 (0~540°)
	風速 (超音波) (EL 28.5m)			0~60m/s (10分間平均値)
	風向 (ドップラーソーダ) (EL 65m, EL 130m)			全方位 (0~540°)
	風速 (ドップラーソーダ) (EL 65m, EL 130m)			0~30m/s (10分間平均値)
	日射量			0~1.429kW/m ²
	放射収支量			-0.257~0.1kW/m ²
津波監視設備	取水槽水位			EL -9.3~10.7m
固定式周辺モニタリング設備	モニタリングポスト	空間線量率	低レンジ (NaI(Tl)シンチレーション)	10~10 ⁵ nGy/h
			高レンジ (電離箱)	10~10 ⁸ nGy/h

表 3-7 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の仕様

名称	仕様等	
酸素濃度計	検知原理	ガルバニ電池式
	測定範囲	0.0～25.0vol%*
	精度	±0.5vol%
	電源	電池式(交換により容易に電源が確保できるもの) 測定可能時間：約 15000 時間
	個数	2 個 (予備 1 個)
二酸化炭素濃度計	検知原理	赤外線式
	測定範囲	0～10000ppm*
	精度	±500ppm
	電源	電池式(交換により容易に電源が確保できるもの) 測定可能時間：約 7 時間
	個数	2 個 (予備 1 個)

注記*：中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が、設計基準事故時及び重大事故等時の対策のための活動に支障がない範囲（酸素濃度：18vol%以上、二酸化炭素濃度：1vol% (=10000ppm) 以下）であることが把握できる測定範囲

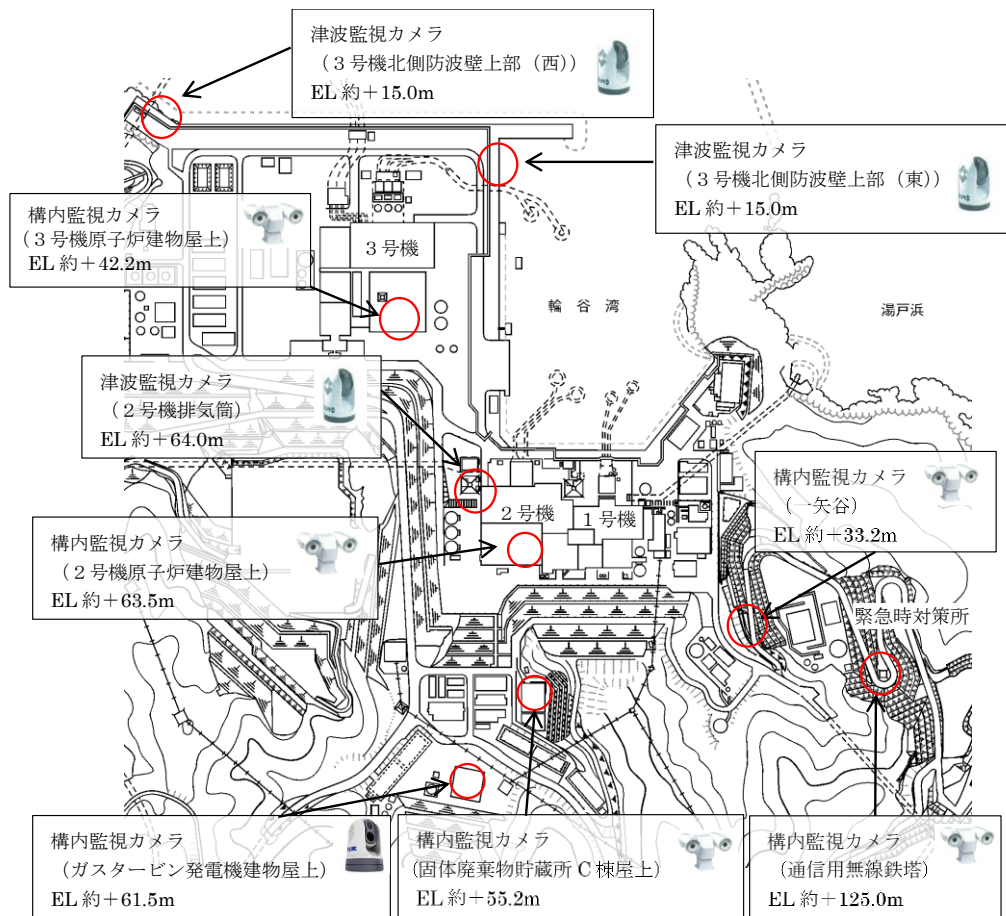


図 3-1 監視カメラの配置

(2) 中央制御室の機能に関する説明書
(中央制御室の有毒ガス防護について)

目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 有毒ガスに対する防護措置	1
2.2 適用基準及び適用規格等	1
3. 中央制御室の機能に係る詳細設計	2
3.1 有毒ガスに対する防護措置	2
3.1.1 固定源に対する防護措置	2
3.1.2 可動源に対する防護措置	2
4. 中央制御室の有毒ガス濃度評価	3
4.1 評価条件	3
4.1.1 評価の概要	3
4.1.2 評価事象の選定	4
4.1.3 有毒ガス到達経路の選定	4
4.1.4 有毒ガス放出率の計算	4
4.1.5 大気拡散の評価	6
4.1.6 有毒ガス濃度評価	8
4.1.7 有毒ガス防護のための判断基準値	8
4.1.8 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合	8
4.1.9 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の合算及び判断基準値との比較	9
4.2 評価結果	9
4.3 有毒ガス濃度評価のまとめ	9

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 38 条及び第 74 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる原子炉制御室（以下「中央制御室」という。）のうち、中央制御室の機能について説明するものである。

本資料は、中央制御室の機能のうち、有毒ガスに対する防護措置について説明する。

2. 基本方針

2.1 有毒ガスに対する防護措置

中央制御室は、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないように、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行うことができる設計とする。

敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）及び敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）それぞれに対して有毒ガスが発生した場合の影響評価（以下「有毒ガス防護に係る影響評価」という。）を実施する。

有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」（以下「有毒ガス評価ガイド」という。）を参照して評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。

固定源に対しては、固定源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる防液堤等の設置状況を踏まえ評価条件を設定し、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、運転員を防護できる設計とする。

可動源に対しては、中央制御室空調換気系の隔離等の対策により、運転員を防護できる設計とする。

2.2 適用基準及び適用規格等

中央制御室の機能に適用する基準及び規格等は、以下のとおりとする。

- ・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の解釈（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号）
- ・有毒ガス防護に係る影響評価ガイド（平成 29 年 4 月 5 日原規技発第 1704052 号）
- ・原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（平成 21・07・27 原院第 1 号（平成 21 年 8 月 12 日原子力安全・保安院制定））
- ・発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定）
- ・毒物及び劇物取締法（昭和 25 年法律第 303 号）
- ・消防法（昭和 23 年法律第 186 号）

・ 高圧ガス保安法（昭和 26 年法律第 204 号）

3. 中央制御室の機能に係る詳細設計

3.1 有毒ガスに対する防護措置

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、次のような対策により中央制御室内の運転員に対し、有毒ガスによる影響により、対処能力が著しく低下することがないように考慮し、運転員が中央制御室内にとどまり、事故対策に必要な各種の操作、措置を行うことができる設計とする。

中央制御室は、固定源に対しては、貯蔵容器すべてが損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回る設計とする。

可動源に対しては、通信連絡設備による連絡、中央制御室空調換気系の隔離、防護具の着用等により運転員を防護できる設計とする。

なお、有毒化学物質は、有毒ガス評価ガイドを参照して、有毒ガス防護に係る影響評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の揮発性等の性状、貯蔵量、建物内保管、換気等の貯蔵状況等を踏まえ、敷地内及び中央制御室から半径 10km 以内にある敷地外の固定源並びに敷地内の可動源を特定し、特定した有毒化学物質に対して有毒ガス防護のための判断基準値を設定する。固定源及び可動源の特定方法及び特定結果については、別添「固定源及び可動源の特定について」に示す。

3.1.1 固定源に対する防護措置

固定源に対しては、貯蔵容器すべてが損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回することで、技術基準規則別記-9 に規定される「有毒ガスの発生」はなく、同規則に基づく有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に自動的に警報するための装置の設置を不要とする設計とする。

固定源の有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤は、構造上更地となるような壊れ方はしないことから、現場の設置状況を踏まえ、評価条件を設定する。

運転員の吸気中の有毒ガス濃度が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることの評価については、「4. 中央制御室の有毒ガス濃度評価」に示す。

3.1.2 可動源に対する防護措置

可動源に対しては、立会人の随行、通信連絡設備による連絡、中央制御室空調換気系の隔離、防護具の着用等により運転員を防護することで、技術基準規則別記-9 に基づく有毒ガ

スの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に自動的に警報するための装置の設置を不要とする設計とする。

また、可動源から有毒ガスが発生した場合においては、漏えいに対する希釈等の終息活動により有毒ガスの発生を低減するための活動を実施する。

3.1.2.1 立会人の随行

発電所敷地内に可動源が入構する場合には、立会人を随行させることで、可動源から有毒ガスが発生した場合に認知可能な体制を整備する。

3.1.2.2 通信連絡

可動源から有毒ガス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の通信連絡設備（発電所内）による連絡体制を整備する。

具体的な通信連絡設備については、添付書類VI-1-1-11「通信連絡設備に関する説明書」に従う。

3.1.2.3 換気設備

可動源から発生した有毒ガスに対して、中央制御室空調換気系の外気取入れを手動で遮断し、系統隔離運転に切り替えることにより、外部雰囲気から隔離できる設計とする。

具体的な換気設備の機能については、添付書類VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」に従う。

3.1.2.4 防護具の着用

可動源から発生した有毒ガスから運転員を防護するため、全面マスクを配備する。全面マスクの配備予定場所を図3-1に示す。可動源から有毒ガスが発生した場合には、当直長の指示により、運転員は全面マスクを着用する。

4. 中央制御室の有毒ガス濃度評価

4.1 評価条件

中央制御室の有毒ガス濃度評価に当たって、評価手順及び評価条件を本項において示す。

4.1.1 評価の概要

固定源から放出される有毒ガスにより、中央制御室にとどまる運転員の吸気中の有毒ガス濃度が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることを評価する。

評価に当たっては、受動的に機能を発揮する設備として、固定源の有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤の開口部を評価上考慮する。

具体的な手順は以下のとおり。

- (1) 評価事象は、評価対象となる固定源から有毒化学物質が防液堤内に流出し、有毒ガスが発生することを想定する。

なお、固定源について、中央制御室にとどまる運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が厳しくなるよう評価条件を選定する。

- (2) 評価事象に対して、固定源から発生した有毒ガスが、中央制御室空調換気系の外気取入口に到達する経路を選定する。

- (3) 発電所敷地内の気象データを用いて、有毒ガスの放出源から大気中への蒸発率及び大気拡散を計算し、中央制御室空調換気系の外気取入口における有毒ガス濃度を計算する。

4.1.2 評価事象の選定

評価対象とする貯蔵容器から防液堤内に有毒化学物質の全量が流出し、有毒ガスが発生することを想定する。

4.1.3 有毒ガス到達経路の選定

固定源から発生した有毒ガスについては、中央制御室空調換気系の外気取入口に到達する経路を選定する。

有毒ガス到達経路を図4-1に示す。

4.1.4 有毒ガス放出率の計算

評価対象とする貯蔵容器すべてが損傷し、貯蔵されている有毒化学物質が全量防液堤内に流出することによって発生した有毒ガスが大気中に放出されることを想定し、大気中への有毒ガスの放出率を評価する。

この際、運転員の吸気中の有毒ガス濃度への影響を考慮して、固定源の物性、保管状態、放出形態及び気象データ等の評価条件を適切に設定する。

具体的には、気体の有毒化学物質については、容器に貯蔵されている有毒化学物質が1時間かけて全量放出されるものとして評価する。また、液体の有毒化学物質の単位時間当たりの大気中への放出率は、文献「Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in ALOHA」及び「伝熱工学資料 改訂5版 日本機械学会」に従って、「(2) 有毒ガス放出率評価式」により計算する。

固定源の評価条件を表4-1に、有毒化学物質に係る評価条件を表4-2及び図4-2にそれぞれ示す。

- (1) 事象発生直前の状態

事象発生直前まで貯蔵容器に有毒化学物質が貯蔵されているものとする。

(2) 有毒ガス放出率評価式

a. 蒸発率 E

$$E = A \cdot K_M \cdot \left(\frac{M_{Wm} \cdot P_v}{R \cdot T} \right) \quad (\text{kg/s})$$

b. 物質移動係数 K_M

$$K_M = 0.0048 \cdot U^{\frac{7}{9}} \cdot Z^{-\frac{1}{9}} \cdot S_c^{-\frac{2}{3}} \quad (\text{m/s})$$

$$S_c = \frac{\nu}{D_M}$$

$$D_M = D_{H_2O} \cdot \sqrt{\frac{M_{WH_2O}}{M_{Wm}}} \quad (\text{m}^2/\text{s})$$

$$D_{H_2O} = D_0 \cdot \left(\frac{T}{273.15} \right)^{1.75} \quad (\text{m}^2/\text{s})$$

c. 補正蒸発率 E_C

$$E_C = - \left(\frac{P_a}{P_v} \right) \ln \left(1 - \frac{P_v}{P_a} \right) \cdot E \quad (\text{kg/s})$$

ここで,

E : 蒸発率 (kg/s)

 E_C : 補正蒸発率 (kg/s)A : 防液堤開口部面積 (m^2) K_M : 化学物質の物質移動係数 (m/s) M_{Wm} : 化学物質の分子量 (kg/kmol) P_a : 大気圧 (Pa) P_v : 化学物質の分圧 (Pa)

R : ガス定数 (J/kmol · K)

T : 温度 (K)

U : 風速 (m/s)

Z : 防液堤開口部面積の等価直径 (m) ($= \sqrt{4A/\pi}$) S_c : 化学物質のシュミット数 ν : 動粘性係数 (m^2/s) D_M : 化学物質の分子拡散係数 (m^2/s) D_{H_2O} : 温度 T (K), 圧力 P_v (Pa) における水の分子拡散係数 (m^2/s) M_{WH_2O} : 水の分子量 (kg/kmol) D_0 : 水の拡散係数 ($= 2.2 \times 10^{-5} \text{m}^2/\text{s}$)

(3) 評価の対象とする固定源

有毒ガス評価ガイドに従って選定した敷地内外における固定源を対象とする。評価の対象

とする敷地内外の固定源を図 4-3 及び図 4-4 に示す。

4.1.5 大気拡散の評価

発電所敷地内の気象データを用い、大気拡散を計算して相対濃度を求める。

固定源の大気拡散計算の評価条件を表 4-3 に示す。

(1) 大気拡散評価モデル

固定源から放出された有毒ガスが、大気中を拡散して評価点に到達するまでの計算は、ガウスプルームモデルを適用する。

相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに、評価点ごとに次式のとおり計算する。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \cdot {}_d\delta_i$$

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \sigma_{yi} \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_{zi}^2}\right) \quad (\text{建物影響を考慮しない場合})$$

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \Sigma_{yi} \cdot \Sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\Sigma_{zi}^2}\right) \quad (\text{建物影響を考慮する場合})$$

χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m^3)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi/Q)_i$: 時刻*i*における相対濃度 (s/m^3)

${}_d\delta_i$: 時刻*i*において風向が当該方位*d*にあるとき ${}_d\delta_i = 1$

時刻*i*において風向が当該方位*d*にないとき ${}_d\delta_i = 0$

σ_{yi} : 時刻*i*における濃度分布の*y*方向の拡がりのパラメータ (m)

σ_{zi} : 時刻*i*における濃度分布の*z*方向の拡がりのパラメータ (m)

U_i : 時刻*i*における風速 (m/s)

H : 放出源の有効高さ (m)

$$\Sigma_{yi} : \left(\sigma_{yi}^2 + \frac{cA}{\pi}\right)^{\frac{1}{2}}$$

$$\Sigma_{zi} : \left(\sigma_{zi}^2 + \frac{cA}{\pi}\right)^{\frac{1}{2}}$$

A : 建物等の風向方向の投影面積 (m^2)

C : 形状係数

上記のうち、気象項目（風向、風速及び σ_{yi} 、 σ_{zi} を求めるために必要な大気安定度）については「(2) 気象データ」に示すデータを、建物の投影面積については「(5) 建物投影面積」に示す値を、形状係数については「(6) 形状係数」に示す値を用いることとする。

σ_{yi} 及び σ_{zi} については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定）における相関式を用いて計算する。

(2) 気象データ

2009 年 1 月～2009 年 12 月の 1 年間における気象データを使用する。なお、当該データの使用に当たっては、風向風速データが不良標本の棄却検定により、10 年間（2008 年 1 月～2008 年 12 月、2010 年 1 月～2018 年 12 月）の気象状態と比較して特に異常でないことを確認している。

(3) 相対濃度の評価点

相対濃度の評価点は、中央制御室空調換気系の外気取入口とする。

(4) 評価対象方位

固定源について、放出点から比較的近距离の場所では、建物の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。巻き込みを生じる代表建物としては、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建物を選定する。そのため、評価対象とする方位は、放出された有毒ガスが巻き込みを生じる代表建物の影響を受けて拡散すること、及び巻き込みを生じる代表建物の影響を受けて拡散された有毒ガスが評価点に届くことの両方に該当する方位とする。具体的には、全 16 方位のうち以下の a. ～c. の条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。

- a. 放出点が評価点の風上にあること。
- b. 放出点から放出された有毒ガスが、巻き込みを生じる代表建物の風下側に巻き込まれるような範囲に評価点が存在すること。
- c. 巻き込みを生じる代表建物の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

評価対象とする方位は、巻き込みを生じる代表建物の周辺に 0.5L（L：建物の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方）だけ幅を広げた部分を見込む方位を仮定する。

上記選定条件 b. に該当する方位の選定には、放出点が評価点の風上となる範囲が対象となるが、放出点が巻き込みを生じる代表建物に近接し、0.5L の拡散領域の内部にある場合は、放出点が風上となる 180° を対象とする。その上で、選定条件 c. に該当する方位の選定として、評価点から巻き込みを生じる代表建物+0.5L を含む方位を選択する。

以上により、固定源が選定条件 a. ～c. にすべて該当する方位を評価対象方位と設定する。

具体的な固定源の評価対象方位は、図 4-3 及び図 4-4 に示す。

(5) 建物投影面積

建物投影面積は小さい方が厳しい結果となるため、表 4-3 に示すとおり建物投影面積を保守的に設定するものとする。

(6) 形状係数

建物の形状係数は 1/2* とする。

注記* : 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定)

4.1.6 有毒ガス濃度評価

有毒ガス濃度評価においては, 中央制御室空調換気系の外気取入口における濃度を用いる。中央制御室空調換気系の外気取入口に到達する有毒ガスの濃度は, 「4.1.4 有毒ガス放出率の計算」及び「4.1.5 大気拡散の評価」の結果を用いて, 次式を用いて算出する。

$$C_{\text{ppm(out)}} = \frac{C}{M} \cdot 22.4 \cdot \frac{T}{273.15} \cdot 10^6 \quad (\text{ppm})$$

$$C = E \cdot \frac{\chi}{Q} \quad (\text{kg/m}^3) \quad (\text{液体状有毒化学物質の評価})$$

$$C = q_{\text{GW}} \cdot \frac{\chi}{Q} \quad (\text{kg/m}^3) \quad (\text{ガス状有毒化学物質の評価})$$

$C_{\text{ppm(out)}}$: 外気濃度 (ppm)

C : 外気濃度 (kg/m^3) = (g/L)

M : 物質の分子量 (g/mol)

T : 気温 (K)

E : 蒸発率 (kg/s)

q_{GW} : 質量放出率 (kg/s)

$\frac{\chi}{Q}$: 相対濃度 (s/m^3)

4.1.7 有毒ガス防護のための判断基準値

有毒ガス防護のための判断基準値については, 有毒ガス評価ガイドの考え方に従い, NIOSH (米国国立労働安全衛生研究所) で定められている IDLH 値 (急性の毒性限度), 日本産業衛生学会が定める最大許容濃度等を用いて, 有毒化学物質ごとに設定する。

固定源の有毒ガス防護のための判断基準値を表 4-4 に示す。

4.1.8 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合

固定源について, 「4.1.6 有毒ガス濃度評価」の計算結果を「4.1.7 有毒ガス防護のための判断基準値」で除して求めた値について, 毎時刻の濃度を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度 97%* に当たる値を用いる。

注記* : 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全

委員会決定)

4.1.9 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の合算及び判断基準値との比較

固定源と評価点とを結んだラインが含まれる 1 方位及びその隣接方位に固定源が複数ある場合、隣接方位の固定源からの有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合も合算し、合算値が 1 を超えないことを評価する。

$$\text{有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合} = \frac{C_1}{T_1} + \frac{C_2}{T_2} + \dots + \frac{C_i}{T_i} + \dots + \frac{C_n}{T_n}$$

C_i : 有毒ガス i の濃度

T_i : 有毒ガス i の有毒ガス防護のための判断基準値

4.2 評価結果

中央制御室空調換気系の外気取入口における、固定源から放出される有毒ガスによる有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果を表 4-5 に示す。

なお、各固定源と評価点とを結んだラインが含まれる 1 方位及びその隣接方位に固定源は複数存在しないため、各固定源の評価においては、有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合は合算しない。

有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の最大値は 0.24 であり、判断基準値である 1 を下回る。

4.3 有毒ガス濃度評価のまとめ

有毒ガスに対する防護措置を考慮して、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価を行い、固定源に対して有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることを確認した。

表 4-1 固定源の評価条件 (1/2)

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類 (設備名)	敷地内固定源 (排水中和用 塩酸タンク)	有毒ガスを発生する おそれのある有毒化 学物質である塩酸を 貯蔵する施設であ り、大気中に有毒ガ スを多量に放出させ るおそれがあること から選定	有毒ガス評価ガイド 3.1 固定源及び可動源の調査 (3) 調査対象としている固定源 及び可動源に対して、次の項目 を確認する。 - 有毒化学物質の名称 - 有毒化学物質の貯蔵量 - 有毒化学物質の貯蔵方法
有毒化学物質 の種類 (濃度)	塩酸 (35%)	有毒化学物質濃度の 運用値	- 原子炉制御室等及び重要操作 地点と有毒ガスの発生源との 位置関係 (距離, 高さ, 方位 を含む。)
防液堤 開口部面積	16.5m ²	有毒化学物質の貯蔵 施設が設置された防 液堤の開口部面積に 余裕を見込んだ値と して設定	- 防液堤の有無 (防液堤がある 場合は, 防液堤までの最短距 離, 防液堤の内面積及び廃液 処理槽の有無) (解説-5) - 電源, 人的操作等を必要とせ ずに, 有毒ガス発生抑制等 の効果が見込める設備 (例え ば, 防液堤内のフロート等) (解説-5)

表 4-1 固定源の評価条件 (2/2)

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類 (設備名)	敷地外固定源 (アンモニア (冷媒))	有毒ガスを発生する おそれのある有毒化 学物質であるアンモ ニアを貯蔵する施設 であり、大気中に有 毒ガスを多量に放出 させるおそれがある ことから選定	有毒ガス評価ガイド 3.1 固定源及び可動源の調査 (3) 調査対象としている固定源 及び可動源に対して、次の項目 を確認する。 - 有毒化学物質の名称 - 有毒化学物質の貯蔵量 - 有毒化学物質の貯蔵方法
有毒化学物質 の種類 (濃度)	アンモニア (100%)	情報が得られなかつ たことから保守的に 設定	- 原子炉制御室等及び重要操作 地点と有毒ガスの発生源との 位置関係 (距離, 高さ, 方位 を含む。)
防液堤 開口部面積	-	敷地外固定源は、1 時間で全量放出され るとしているため、 防液堤開口部面積の 設定は不要	- 防液堤の有無 (防液堤がある 場合は、防液堤までの最短距 離, 防液堤の内面積及び廃液 処理槽の有無) (解説-5) - 電源, 人的操作等を必要とせ ずに、有毒ガス発生抑制等 の効果が見込める設備 (例え ば、防液堤内のフロート等) (解説-5)

表 4-2 有毒化学物質に係る評価条件

項目		評価条件	選定理由	備考
動粘性係数		文献と気象条件 (温度)に基づき設定	Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in ALOHA	有毒ガス評価ガイド 4.3 有毒ガスの放出の評価
分子拡散係数		文献と気象条件 (温度)に基づき設定	Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in ALOHA	3) 次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、有毒ガスの放出量評価モデルが適切に用いられていること。
化学物質の分圧*	塩酸	文献と気象条件 (温度)に基づき設定	Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in ALOHA	<ul style="list-style-type: none"> - 有毒化学物質の漏えい量 - 有毒化学物質及び有毒ガスの物性値 (例えば、蒸気圧、密度等) - 有毒ガスの放出率 (評価モデルの技術的妥当性を含む。)
気象資料		島根原子力発電所における1年間の気象資料 (2009.1~2009.12) <ul style="list-style-type: none"> ・地上風を代表する観測点 (標高約 28.5m) の気象データ ・露場の温度 	風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間の気象状態と比較して特に異常ではないことが確認された発電所において観測された1年間の気象データを使用	

注記* : 評価に用いた化学物質の分圧の詳細については、図 4-2 に示す。

表 4-3 大気拡散計算の評価条件 (1/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
大気拡散評価モデル	ガウス プルーム モデル	気象指針*を参考として、 プルームは風下方向に直線的に流され、プルームの軸のまわりに正規分布に拡がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用	有毒ガス評価ガイド 4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 2) 次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、大気拡散モデルが適切に用いられていること。 -大気拡散の解析モデルは、検証されたものであり、かつ適用範囲内で用いられていること（選定した解析モデルの妥当性、不確かさ等が試験解析、ベンチマーク解析等により確認されていること。）。
気象資料	島根原子力発電所における1年間の気象資料 (2009.1 ~ 2009.12) ・地上風を代表する観測点（標高約28.5m）の気象データ	地上風（標高約28.5m）の気象データを使用 風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間の気象状態と比較して特に異常ではないことが確認された発電所において観測された1年間の気象資料を使用	有毒ガス評価ガイド 4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 1) 次の項目から判断して、評価に用いる大気拡散条件（気象条件を含む。）が適切であること。 -気象データ（年間の風向、風速、大気安定度）は評価対象とする地理的範囲を代表していること。 -評価に用いた観測年が異常年でないという根拠が示されていること。

注記*：発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定）

表 4-3 大気拡散計算の評価条件 (2/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
実効放出継続時間	1 時間	保守的な結果が得られるように、実効放出継続時間を最短の1時間と設定	被ばく評価手法 (内規) *2 解説5.13(3) 実効放出継続時間(T)は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値を用いることも一つの方法である。
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針*1を参考として、年間の有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合を昇順に並び替え、累積出現頻度が97%に当たる値を設定	有毒ガス評価ガイド 4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 6) 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度は、年間の気象条件を用いて計算したもののうち、厳しい値が評価に用いられていること (例えば、毎時刻の原子炉制御室等外評価点での濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値が用いられていること等)。 被ばく評価手法 (内規) *2 5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。

注記*1: 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針 (昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定)

*2: 原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規) (平成 21・07・27 原院第 1 号 (平成 21 年 8 月 12 日原子力安全・保安院制定))

表 4-3 大気拡散計算の評価条件 (3/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
建物の影響	<p>(敷地内固定源)</p> <ul style="list-style-type: none"> 排水中和用塩酸タンク : 1号機タービン建物 <p>(敷地外固定源)</p> <ul style="list-style-type: none"> アンモニア : 考慮しない 	放出点から近距離の建物の影響を受ける場合は、建物による巻き込み現象を考慮	<p>有毒ガス評価ガイド</p> <p>4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価</p> <p>3) 地形及び建屋等の影響を考慮する場合には、そのモデル化の妥当性が示されていること (例えば、三次元拡散シミュレーションモデルを用いる場合等)。</p> <p>被ばく評価手法 (内規) *</p> <p>5.1.2(1)a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。</p>

注記* : 原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規) (平成 21・07・27 原院第 1 号 (平成 21 年 8 月 12 日原子力安全・保安院制定))

表 4-3 大気拡散計算の評価条件 (4/6)

項目	評価条件	選定理由	備考									
巻き込みを生じる代表建物	1号機タービン建物	巻き込みの影響が最も大きいと考えられる1つの建物として選定 また、建物投影面積が小さい方が保守的な結果を与えるため、単独建物として選定	被ばく評価手法 (内規) * 5.1.2(3)a)3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表 5.1 に示す建屋を選定することは適切である。 表 5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例 <table border="1"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>BWR型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋(建屋影響がある場合) 原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)</td> </tr> <tr> <td>PWR型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失 蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋 原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断	原子炉建屋(建屋影響がある場合) 原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)	PWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋 原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋
原子炉施設	想定事故	建屋の種類										
BWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断	原子炉建屋(建屋影響がある場合) 原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)										
PWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋 原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋										
評価点	中央制御室 外気取入口	評価対象は中央制御室内の運転員の有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合であるため、外気取入口の設置位置を評価点と設定	有毒ガス評価ガイド 4.4.1 原子炉制御室等外評価点 原子炉制御室等の外気取入口が設置されている位置を原子炉制御室等外評価点としていることを確認する。									
発生源と評価点の距離	(敷地内固定源) ・排水中和用塩酸 タンク： 約 150m (敷地外固定源) ・アンモニア： 約 2760m	固定源と評価点の位置から保守的に設定	有毒ガス評価ガイド 3.1 固定源及び可動源の調査 (3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 - 有毒化学物質の名称 - 有毒化学物質の貯蔵量 - 有毒化学物質の貯蔵方法 - 原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係(距離、高さ、方位を含む。) - 防液堤の有無(防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無) (解説-5) - 電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備(例えば、防液堤内のフロート等) (解説-5)									

注記*：原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規) (平成 21・07・27 原院第 1 号(平成 21 年 8 月 12 日原子力安全・保安院制定))

表 4-3 大気拡散計算の評価条件 (5/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
着目方位 ^{*1}	(敷地内固定源) ・排水中和用塩酸タンク： 8 方位：S, SSW, SW, WSW, W ^{*2} , WNW, NW, NNW (敷地外固定源) ・アンモニア： 1 方位：ENE ^{*2}	・建物風下側の巻込みによる拡がりを考慮し、以下の i)～iii) の条件に該当する方位を選定し、建物の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を選定 i) 放出点が評価点の風上にあること ii) 放出点から放出された有毒ガスが、建物の風下側に巻き込まれるような範囲に評価点が存在すること iii) 建物の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること ・建物の影響がない場合には、放出点から評価点を結ぶ風向を含む 1 方位のみを評価対象方位とする	被ばく評価手法 (内規) ^{*3} 5.1.2(3)c)1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく、図 5.4 に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。 5.1.2(4)b) 建屋の影響がない場合は、放出点から評価点を結ぶ風向を含む 1 方位のみについて計算を行う。

注記*1：着目方位は、固定源からの評価点の方位であり、評価対象とする風向とは 180° 向きが異なる。

*2：固定源と評価点とを結ぶラインが含まれる方位

*3：原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規) (平成 21・07・27 原院第 1 号 (平成 21 年 8 月 12 日原子力安全・保安院制定))

表 4-3 大気拡散計算の評価条件 (6/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
建物投影面積	・排水中和用塩酸タンク 1号機タービン建物 S (1200m ²) SSW (1200m ²) SW (1200m ²) WSW (1200m ²) W (1200m ²) WNW (1200m ²) NW (1200m ²) NNW (1200m ²)	保守的に巻き込みによる影響が最も大きいと考えられる1つの建物を代表とし、着目方位ごとの垂直な投影面積のうち最小の面積を、保守的に着目方位全てに設定	被ばく評価手法 (内規) * ² 5.1.2(3)d)1) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。
形状係数	1/2	気象指針* ¹ を参考として設定	被ばく評価手法 (内規) * ² 5.1.1(2)b) 形状係数 c の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として 1/2 を用いる。

注記*1: 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針 (昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定)

*2: 原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規) (平成 21・07・27 原院第 1 号 (平成 21 年 8 月 12 日原子力安全・保安院制定))

表 4-4 有毒ガス防護のための判断基準値

項目	評価条件	選定理由	備考
塩酸	50 ppm	IDLH 値に基づき設定	有毒ガス評価ガイド 3.2 有毒ガス防護判断 基準値の設定 1)～6)の考えに基づ き、発電用原子炉設置 者が有毒ガス防護判断 基準値を設定している ことを確認する。
アンモニア	300 ppm		

表 4-5 固定源による有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果 (1/2)

固定源		評価条件				
		外気取入口 濃度 (ppm)	有毒ガス防護 判断基準値に 対する割合	相対濃度 (s/m ³)	放出率 (kg/s)	放出継続 時間 (h)
敷地内	排水中和用 塩酸タンク	1.2×10^1	0.24	1.1×10^{-3}	1.7×10^{-2}	6.0×10^0
敷地外	アンモニア (冷媒)	2.4×10^{-1}	<0.01	4.0×10^{-7}	4.2×10^{-1}	1.0×10^0

表 4-5 固定源による有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果 (2/2)

(影響が最大となる着目方位 : NNW)

固定源		着目 方位	評価結果		
			外気取入口 濃度 (ppm)	判断基準値 との比	評価
敷地内	排水中和用 塩酸タンク	S	2.0×10^0	0.04	影響なし
		SSW	2.4×10^0	0.05	
		SW	1.8×10^0	0.04	
		WSW	2.1×10^0	0.05	
		W	2.1×10^0	0.05	
		WNW	1.9×10^0	0.04	
		NW	9.1×10^0	0.19	
		NNW	1.2×10^1	0.24	
敷地外	アンモニア (冷媒)	ENE	2.4×10^{-1}	<0.01	

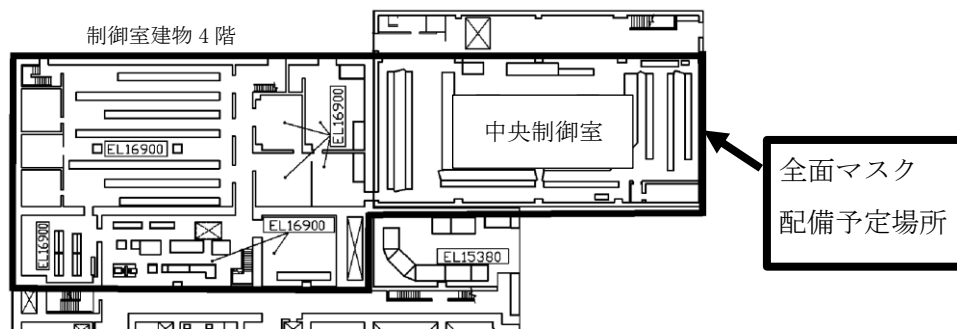


図 3-1 全面マスク 配備予定場所 (中央制御室)

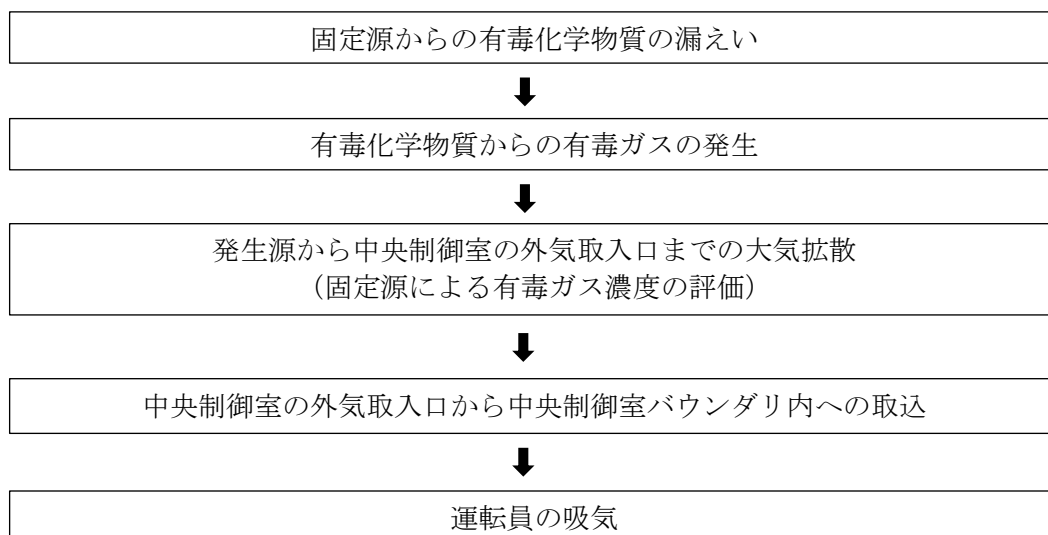
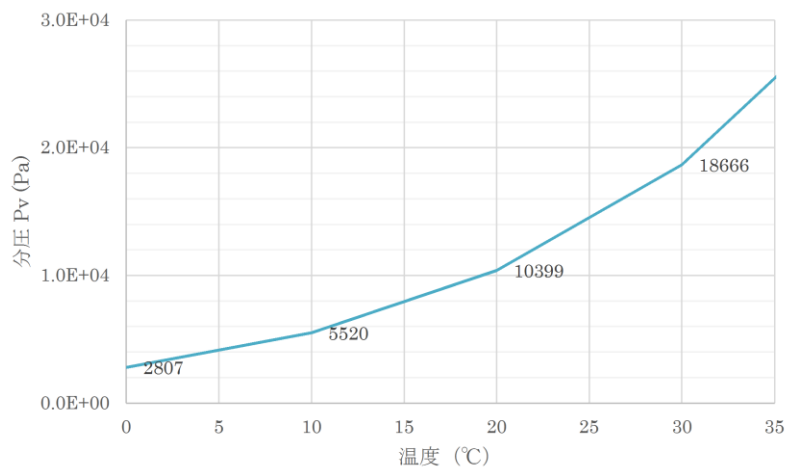


図 4-1 中央制御室の有毒ガスの到達経路



塩酸 (35wt%) の分圧曲線*

注記* : 「Mary Evans, Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in ALOHA, USDOC (1993)」

図 4-2 有毒化学物質に係る評価条件 (化学物質の分圧)

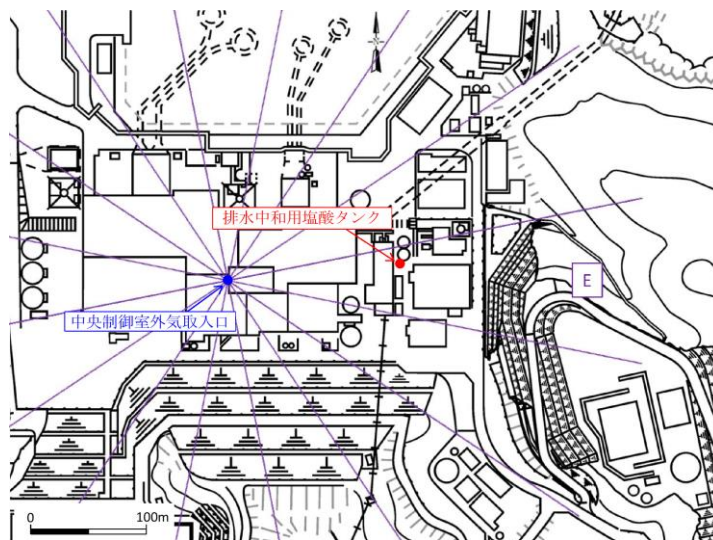


図 4-3 敷地内固定源



図 4-4 敷地外固定源 (アンモニア)

別添 固定源及び可動源の特定について

1. 概要

有毒ガス防護に係る妥当性確認に当たっては、有毒ガス評価ガイドを参照して、有毒ガス防護に係る影響評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の揮発性等の性状、貯蔵量、建物内保管、換気等の貯蔵状況等を踏まえ、敷地内及び中央制御室等から半径 10 km以内にある敷地外の固定源並びに敷地内の可動源を特定し、特定した有毒化学物質に対して有毒ガス防護のための判断基準値を設定している。

有毒ガス防護に係る妥当性確認のフローを図 1-1 に示す。

本資料は、有毒ガス防護措置対象とした固定源及び可動源の特定並びに有毒ガス防護のための判断基準値の設定について説明するものである。

2. 固定源及び可動源の特定

2.1 固定源及び可動源の調査

島根原子力発電所の敷地内の有毒化学物質の調査に当たっては、図 2-1 及び図 2-2 のフローに従い、調査対象とする敷地内固定源及び可動源を特定した。

敷地内の有毒化学物質の調査対象の特定に当たっては、別紙 1 に示すとおり対象となる有毒化学物質を選定し、該当するものを整理したうえで、生活用品及び潤滑油やセメント固化の廃棄物のように製品性状等により運転員の対処能力に影響を与える観点で考慮不要と考えられるものについては類型化して整理し、有毒化学物質の性状、貯蔵量、貯蔵方法等から大気中に多量に放出されるおそれがあるか、又は、性状により悪影響を与える可能性があるかを確認した。

敷地外固定源の特定に当たっては、地方公共団体の定める地域防災計画に基づく調査を行った。さらに、別紙 2 に示す検討を踏まえ、法令に基づく届出情報の開示請求により敷地外の貯蔵施設に貯蔵された有毒化学物質を調査対象とした。

2.2 敷地内固定源

国際化学物質安全性カード等をもとに有毒化学物質を特定し、敷地内のすべての有毒化学物質を含む可能性のあるものを整理した。そして、生活用品のように日常に存在しているものや、セメント固化の廃棄物のように製品性状等により運転員の対処能力に影響を与える観点で考慮不要と考えられるものについては、調査対象外とし、有毒ガス評価ガイド解説-4 の考え方を参考に、図 2-1 及び表 2-1 のとおり整理し、有毒化学物質の性状、貯蔵量、貯蔵方法等から大気中に多量に放出されるおそれがあるか、又は、性状として密閉空間にて人体に悪影響があるものかを確認した。

敷地内固定源の調査結果を表 2-2 に示す。また、敷地内固定源と中央制御室等の外気取入口の位置関係を図 2-3 に、調査した敷地内固定源から有毒ガスが発生した際に受動的に機能を発揮する設備を表 2-3 及び図 2-4 に示す。

また、建物内保管により調査対象外とする際に考慮した設備を表 2-4 に示す。

2.3 敷地内可動源

国際化学物質安全性カード等をもとに有毒化学物質を特定し、敷地内のすべての有毒化学物質を含む可能性のあるものを整理した。そして、生活用品のように日常に存在しているものや、セメント固化の廃棄物のように製品性状等により運転員の対処能力に影響を与える観点で考慮不要と考えられるものについては、調査対象外とし、有毒ガス評価ガイド解説-4 の考え方を参考に、図 2-2 及び表 2-1 のとおり整理し、有毒化学物質の性状、貯蔵量、貯蔵方法等から大気中に多量に放出されるおそれがあるか、又は、性状として密閉空間にて人体に悪影響があるものかを確認した。

敷地内可動源を抽出した結果を表 2-5 に示す。また、敷地内可動源の輸送ルートと中央制御室等の外気取入口の位置関係を図 2-5 に示す。評価点からの距離は、評価点から最も近い輸送ルートまでの距離を調査した。

2.4 敷地外固定源

島根原子力発電所における敷地外固定源の特定に当たっては、地方公共団体の定める地域防災計画を確認する他、法令に基づく届出情報の開示請求により敷地外の貯蔵施設に貯蔵された化学物質を調査し、貯蔵が確認された化学物質の性状から有毒ガスの発生が考えられるものを敷地外固定源とした。

調査対象とする法令は、化学物質の規制に係る法律のうち、化学物質の貯蔵量等に係る届出義務のある以下の法律とした。(別紙 2 参照)

- ・毒物及び劇物取締法
- ・消防法
- ・高圧ガス保安法

調査結果から得られた化学物質を、「2.2 敷地内固定源」の考えをもとに整理し、流出時に多量に放出されるおそれがあるかを確認した。

敷地外固定源を抽出した結果を表 2-6 に示す。また、島根原子力発電所と敷地外固定源との位置関係を図 2-6 に示す。

なお、中央制御室等から半径 10km 以内及び近傍には、多量の有毒化学物質を保有する化学工場はないことを確認している。

3. 有毒ガス防護のための判断基準値の設定

固定源又は敷地内可動源として考慮すべき有毒化学物質である塩酸及びアンモニアについて、有毒ガス防護のための判断基準値を設定した。有毒ガス防護のための判断基準値を表 3-1 に示す。

有毒ガス防護のための判断基準値は、図 3-1 に示す考え方にに基づき設定した。固定源又は敷地

内可動源の有毒ガス防護のための判断基準値の設定に関する考え方を表 3-2 に示す。

表 2-1 調査対象外とする考え方

グループ		理由	物質の例
調査対象		調査対象として、貯蔵量、発生源と評価点の位置関係、受動的に機能を発揮する設備の有無など必要な情報を整理する。	塩酸 (35%)
調査対象外	固体あるいは揮発性が乏しい液体であること	揮発性がないことから、有毒ガスとしての影響を考慮しなくてもよいため、調査対象外とする。	硫酸、水酸化ナトリウム、低濃度薬品等
	ボンベ等に保管された有毒化学物質	容器は高圧ガス保安法に基づいて設計されており、少量漏えいが想定されることから、調査対象外とする。	プロパン、ブタン、二酸化炭素等
	試薬類	少量であり、使用場所も限られることから、防護対象者に対する影響はなく、調査対象外とする。	分析用薬品
	建物内保管される薬品タンク	屋外に多量に放出されるおそれがないことから、調査対象外とする。	屋内のタンク
	密閉空間で人体に影響を与える性状	評価地点との関係が密閉空間でないことから調査対象外と整理する。	六フッ化硫黄

表 2-2 敷地内固定源の調査結果

敷地内固定源	有毒化学物質		貯蔵量 (m ³)	貯蔵 方法
	種類	濃度 (%)		
排水中和用 塩酸タンク	塩酸	35	0.3	タンクに貯蔵

表 2-3 受動的に機能を発揮する設備 (敷地内固定源)

敷地内固定源	受動的に機能を 発揮する設備	防液堤開口部面積 (m ²)
排水中和用 塩酸タンク	防液堤	16.5

表 2-4 建物内保管により調査対象外とする際に考慮した設備

建物内薬品タンク	機能を発揮する設備
補助ボイラー 低圧薬注タンク	3号機補助ボイラー建物*
濃縮ヒドラジンタンク	所内ボイラー・純水装置建物 (3号)*

注記*：貯蔵量が少なく、薬品が漏えいしても速やかに排水ピットに流下する。

表 2-5 敷地内可動源の調査結果 (1/2)

有毒化学物質	輸送先*		
	設備名称	場所	貯蔵量 (m ³)
塩酸	排水中和用 塩酸タンク	排水中和装置	0.3

注記*：輸送先については、代表例を記載

表 2-5 敷地内可動源の調査結果 (2/2)

有毒化学物質	最大輸送量 (m ³)	濃度 (%)	質量 換算 (t)	荷姿
塩酸	0.9	35	1.08	大型 ポリタンク

表 2-6 敷地外固定源の調査結果

関係法令	有毒化学物質	施設数	合計貯蔵量 (kg)
高圧ガス保安法	アンモニア	1	1.5×10 ³ *

注記*：事業所の業種等を考慮して推定

表 3-1 有毒ガス防護のための判断基準値

有毒化学物質	有毒ガス防護判断基準値	設定根拠
塩酸	50 ppm	IDLH 値
アンモニア	300 ppm	IDLH 値

表 3-2 有毒ガス防護のための判断基準値設定の考え方 (1/2)
(塩酸)

		記載内容
国際化学物質安全性カード (短期ばく露の影響) (ICSC: 0163, 11月2016)		この液体が急速に気化すると、凍傷を引き起こすことがある。本物質は眼、皮膚および気道に対して、腐食性を示す。本ガスを吸入すると、喘息様反応(RADS)を引き起こすことがある。曝露すると、のどが腫れ、窒息を引き起こすことがある。高濃度で吸入すると、眼や上気道に腐食の影響が現れてから、肺水腫を引き起こすことがある。高濃度を吸入すると、肺炎を引き起こすことがある。 肺水腫の症状は、2~3時間経過するまで現れない場合が多く、安静を保たないと悪化する。したがって、安静と経過観察が不可欠である。
IDLH (1994)	基準値	50 ppm
	致死 (LC) データ	1時間のLC ₅₀ 値 (マウス) 1108ppm等 (Wohlslagel et al. 1976)
	人体のデータ	IDLH 値 50ppm はヒトの急性吸入毒性データに基づいている。 (Flury and Zernik 1931: Henderson and Haggard 1943: Tab Biol Per 1933) IDLH 値があるが、中枢神経に対する影響が明示されていない。



IDLH 値の 50ppm を有毒ガス防護判断基準値とする。

[- - -] : 有毒ガス防護判断基準値設定の直接的根拠

表 3-2 有毒ガス防護のための判断基準値設定の考え方 (2/2)
(アンモニア)

		記載内容
国際化学物質安全性カード (短期ばく露の影響) (ICSC: 0414, 10月2013)		この液体が急速に気化すると、凍傷を引き起こすことがある。本物質は眼、皮膚および気道に対して、腐食性を示す。曝露すると、のどが腫れ、窒息を引き起こすことがある。吸入すると、眼や気道に腐食の影響が現れてから肺水腫を引き起こすことがある。
IDLH (1994)	基準値	300 ppm
	致死 (LC) データ	1時間のLC ₅₀ 値 (マウス) 4230ppm等 (Kapeghian et al. 1982)
	人体のデータ	IDLH値300ppmはヒトの急性吸入毒性データに基づいている。 (Henderson and Haggard 1943; Silverman et al. 1946) 最大短時間曝露許容値は0.5-1時間で300-500ppmであると報告されている。 (Henderson and Haggard 1943) 500ppmに30分間曝露された7人の被験者において、呼吸数の変化及び中等度から重度の刺激が報告されている。 (Silverman et al. 1946) IDLH値があるが、中枢神経に対する影響が明示されていない。



IDLH値の300ppmを有毒ガス防護判断基準値とする。

 : 有毒ガス防護判断基準値設定の直接的根拠

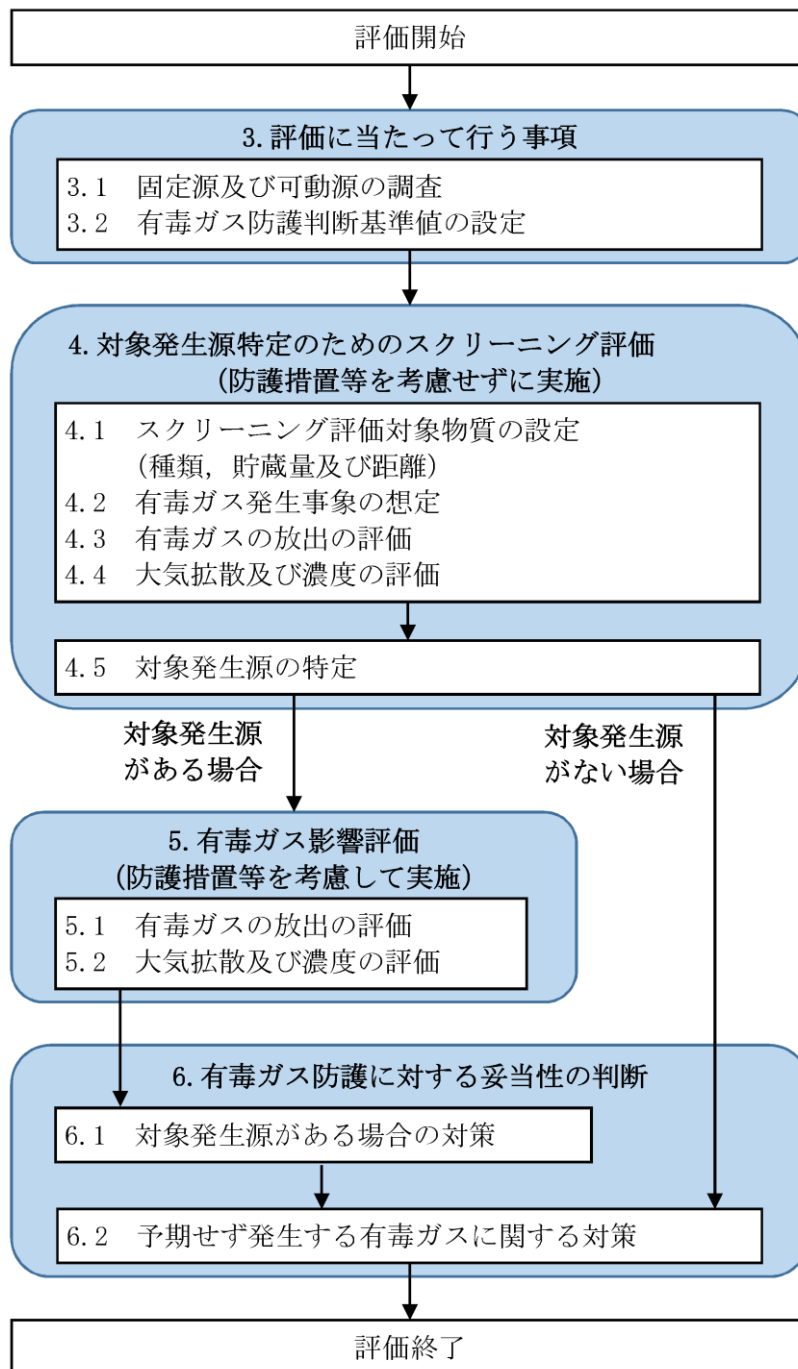


図 1-1 有毒ガス防護に係る妥当性確認のフロー

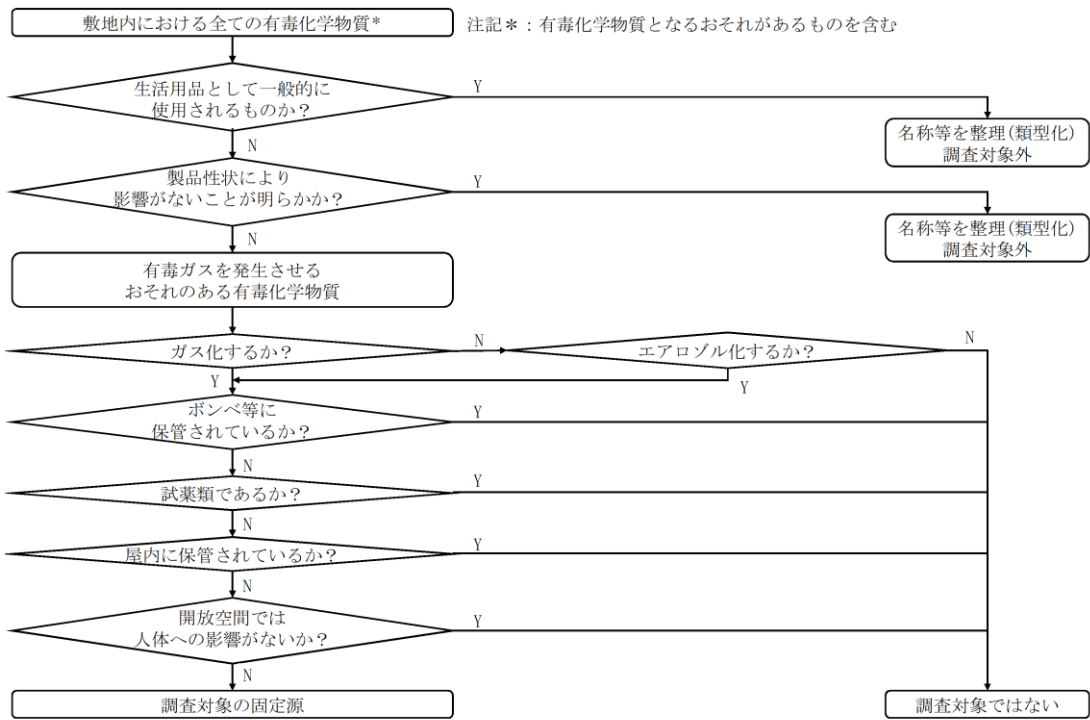


図 2-1 固定源の特定フロー

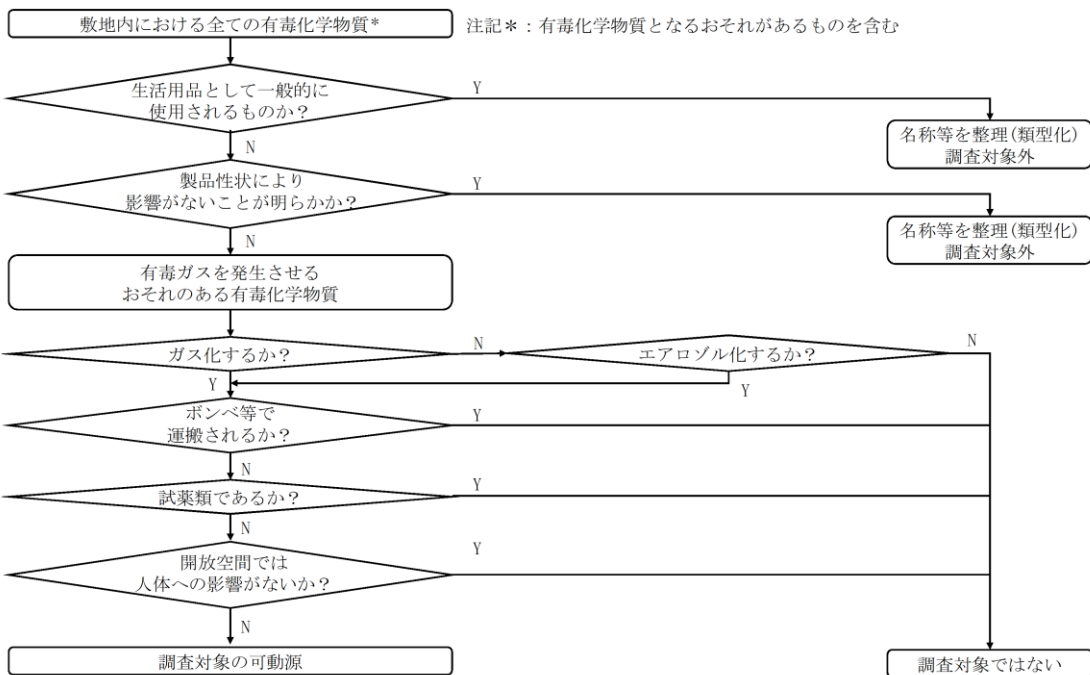


図 2-2 可動源の特定フロー

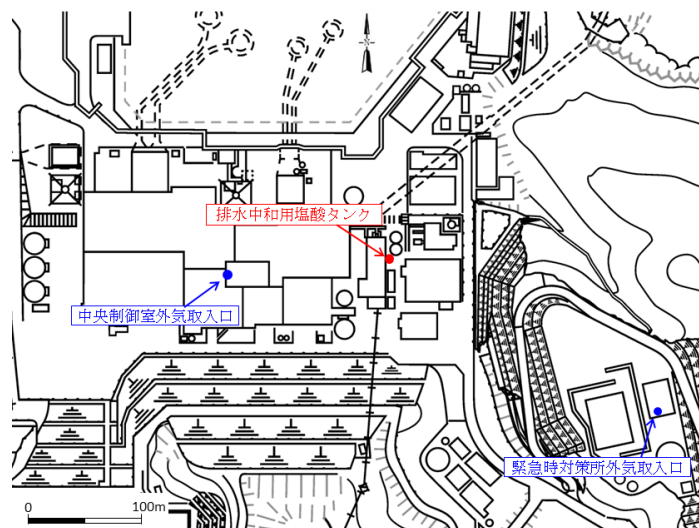
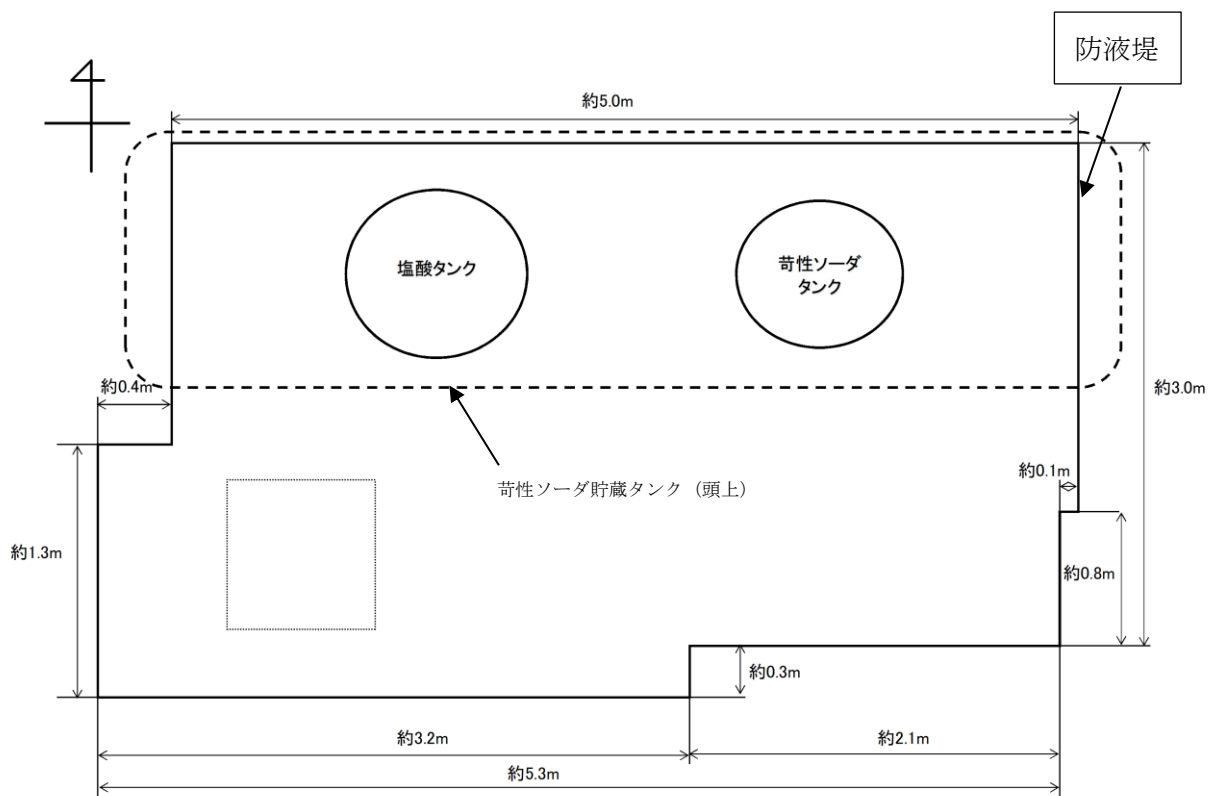


図 2-3 中央制御室等の外気取入口と敷地内固定源との位置関係

S2 補 VI-1-5-4(2) R1



防液堤開口部面積：約 16.5m²

中和槽等：有

図 2-4 受動的に機能を発揮する設備（敷地内固定源）

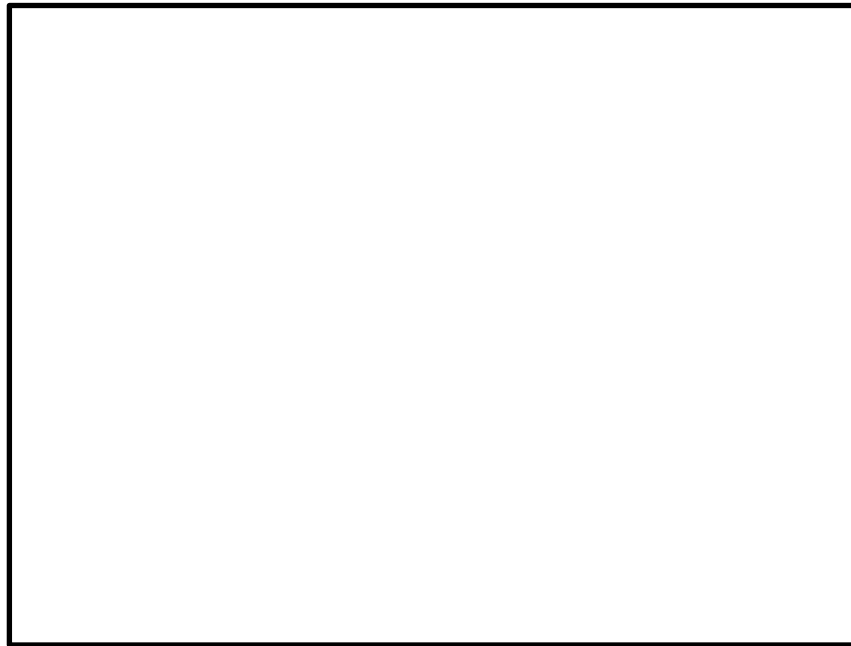


図 2-5 中央制御室等と敷地内可動源の輸送ルートとの位置関係



図 2-6 島根原子力発電所と敷地外固定源の位置関係

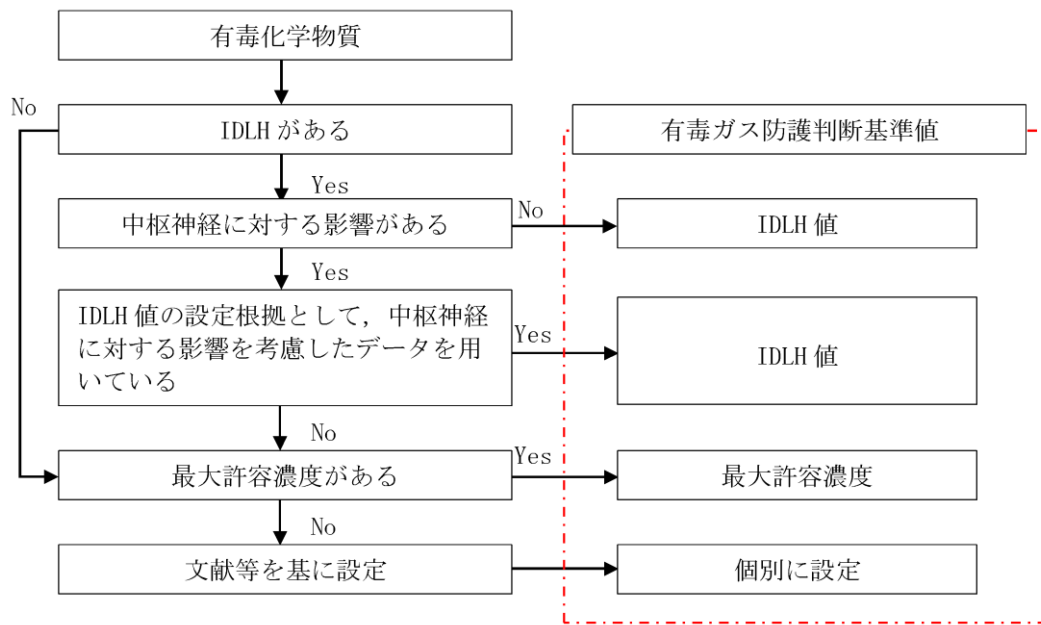


図 3-1 有毒ガス防護のための判断基準値設定の考え方

別紙 1 調査対象とする有毒化学物質について

1. 有毒化学物質の設定

固定源及び可動源の調査において、有毒ガス評価ガイド 3.1 (1) では、調査対象とする有毒化学物質を示すことが求められている。一方、有毒ガス評価ガイド 3.1 (2) で調査対象外の説明を求めている。

よって、有毒ガス評価ガイド 3.1 で調査対象とする有毒化学物質は、有毒ガス評価ガイド 1.3 の有毒化学物質の定義に基づき、人に対する悪影響を考慮した上で参照する情報源を整理し、以下のとおり定義し、有毒化学物質を設定した。

【有毒ガス評価ガイド記載】 1.3

有毒化学物質：国際化学安全性カード等において、人に対する悪影響が示されている物質

(1) 設定方法

a. 人に対する悪影響

「人に対する悪影響」については、有毒ガス評価ガイドにて定義されていないが、有毒ガス防護判断基準値の定義及びその参照情報として採用されている IDLH や最大許容濃度の内容は、以下のとおりである。

- ・有毒ガス防護判断基準値：有毒ガスの急性ばく露に関し、中枢神経等への影響を考慮し、運転・対処要員の対処能力に支障を来たさないと想定される濃度限度値をいう。(有毒ガス評価ガイド 1.3(13))
- ・IDLH 値：米国 NIOSH が定める急性の毒性限度 (有毒ガス評価ガイド 1.3(1))
- ・最大許容濃度：短時間で発現する刺激、中枢神経抑制等の生体影響を主とすることから勧告されている値。(有毒ガス評価ガイド脚注 12)

上記内容を勘案し、有毒化学物質とは、以下のような「人に対する悪影響」を与えるものとし、設定した。

- ① 中枢神経影響物質
- ② 急性毒性 (致死) 影響物質
- ③ 呼吸器障害の原因となるおそれがある物質

b. 参照する情報源

有毒化学物質の選定のための情報源として、以下の 3 種類のものとした。

- ① 国際化学安全性カード(ICSC)による情報を主たる情報源とする。

ICSC にない有毒化学物質を補完するために、以下の 2 種類の情報源を追加し、網羅性を確保した。

- ② 急性毒性の観点で国内法令で規制されている物質

③ 化学物質の有害性評価等の世界調和システム（GHS）で作成されたデータベース

(2) 設定範囲

参照する各情報源において、「人に対する悪影響」（急性毒性影響）のある有毒化学物質として、急性毒性（致死）影響物質，中枢神経影響物質，呼吸器障害の原因となるおそれがある物質を，図 1-1 のように網羅的に抽出し，設定の対象とした。

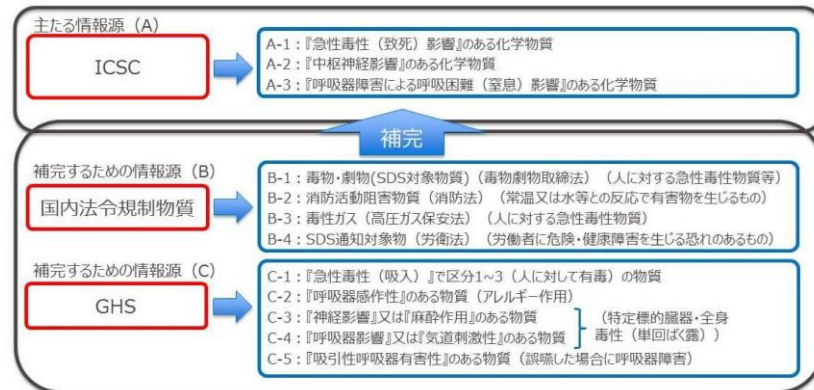


図 1-1 各情報源における急性毒性影響

【出典元】

それぞれの情報源の出典等は以下のとおりである。

- A. ICSC カード：医薬品食品衛生研究所『国際化学物質安全性カード（ICSC）日本語版』
 - ・最終更新：平成 29 年 12 月 5 日
- B. 各法令
 - ① 消防法：危険物の規制に関する政令及びその関連省令
 - ・最新改正：平成 30 年 11 月 30 日総務省令第 65 号
 - ② 毒物及び劇物取締法：医薬品食品衛生研究所『毒物および劇物取締法（毒劇法）(2) 毒劇物検索用ファイル』
 - ・最終更新：平成 30 年 12 月 25 日
 - ③ 高圧ガス保安法：一般高圧ガス保安規則
 - ・最新改正：平成 31 年 1 月 11 日経済産業省令第 2 号
 - ④ 労働安全衛生法：厚生労働省『職場のあんぜんサイト：表示・通知対象物質の一覧・検索』
 - ・最終更新：平成 30 年 12 月 18 日
- C. GHS 分類：経済産業省『政府による GHS 分類結果』
 - ・最終更新：平成 30 年 12 月

(3) 設定結果

上記の方法により，各情報源から抽出された有毒化学物質の例を表 1-1 に示す。

また、窒素及び水素については、表 1-2 に示すとおり ICSC 及び GHS のデータベースにおいていずれも急性毒性に関する記載はないものの、ICSC の吸入の危険性において、「閉ざされた場所では窒息を起こすことがある。」との記載があることから、窒息性ガスも「人に対する悪影響」のある物質として抽出した。

表 1-1 各情報源から抽出された有毒化学物質の調査結果 (例)

情報源	影響による分類	代表例	
I C S C	A-1:『急性毒性(致死)影響』のある化学物質	・塩酸 ・ヒドラジン ・硫酸	・ジエチルアミン ・塩素 ・二酸化窒素
	A-2:『中枢神経影響』のある化学物質	・ヒドラジン ・メタノール ・エタノールアミン	・ほう酸 ・酸素 ・プロパン
	A-3:『呼吸器障害による呼吸困難(窒息)影響』のある化学物質	・塩酸 ・硫酸 ・リン酸	・プロパン ・硝酸 ・二酸化窒素
国内法令規制物質	B-1:毒物・劇物(SDS対象物質)(毒物及び劇物取締法)(人に対する急性毒性物質等)	・アンモニア ・塩酸 ・ヒドラジン	・メタノール ・エタノールアミン ・水酸化ナトリウム
	B-2:消防活動阻害物質(消防法)(常温又は水等との反応で有害物を生じるもの)	・アセチレン ・生石灰 ・無水硫酸	・水銀 ・ヒ素 ・フッ化水素
	B-3:毒性ガス(高压ガス保安法)(人に対する急性毒性物質)	・ジエチルアミン ・ベンゼン ・塩素	・一酸化炭素 ・硫化水素 ・フッ素
	B-4:SDS通知対象物(労衛法)(労働者に危険・健康障害を生じる恐れのあるもの)	・塩酸 ・ヒドラジン ・メタノール	・エタノールアミン ・水酸化ナトリウム ・硫酸
G H S	C-1:『急性毒性(吸入)』で区分1~3(人に対して有毒)の物質	・塩酸 ・ヒドラジン ・硫酸	・リン酸 ・一酸化炭素 ・硫化水素
	C-2:『呼吸器感作性』のある物質(アレルギー作用)	・塩酸 ・亜硫酸水素ナトリウム ・エタノールアミン	・ホルムアルデヒド ・ベリリウム ・酢酸
	C-3:『神経影響』又は『麻酔作用』のある物質	・アンモニア ・ヒドラジン ・メタノール	・エタノールアミン ・ほう酸 ・炭酸ガス
	C-4:『呼吸器影響』又は『気道刺激性』のある物質	・アンモニア ・塩酸 ・ヒドラジン	・メタノール ・エタノールアミン ・水酸化ナトリウム
	C-5:『吸引力呼吸器有害性』のある物質(誤嚥した場合に呼吸器障害)	・テトラクロロエチレン ・ベンゼン ・トルエン	・硝酸 ・生石灰 ・水酸化カリウム

表 1-2 ICSC 及び GHS における窒素及び水素の記載

	ICSC	GHS
窒素 (気体)	<p>【吸入の危険性】 容器を開放すると、閉ざされた場所では空気中の酸素濃度が低下して、窒息を起こすことがある。</p> <p>【短期ばく露の影響】 記載無し。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・急性毒性（吸入）：区分外 ・呼吸器感作性：データなし ・特定標的臓器・全身毒性（単回ばく露）：データなし ・吸引力呼吸器有害性：分類対象外
窒素 (液化)	<p>【吸入の危険性】 容器を開放すると、閉ざされた場所では窒息の危険を生じる。</p> <p>【短期ばく露の影響】 液体は、凍傷を引き起こすことがある。</p>	
水素	<p>【吸入の危険性】 容器を開放すると、閉ざされた場所では空気中の酸素濃度が低下して、窒息を起こすことがある。</p> <p>【短期ばく露の影響】 窒息性ガスに曝露すると、凍傷を引き起こすことがある。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・急性毒性（吸入）：区分外 ・呼吸器感作性：データなし ・特定標的臓器・全身毒性（単回ばく露）：データなし ・吸引力呼吸器有害性：分類対象外

2. 有毒化学物質の抽出

固定源及び可動源の調査では、有毒ガス評価ガイド 3.1 のとおり、敷地内に保管、輸送されるすべての有毒化学物質を調査対象とする必要があることから、以下のとおり、調査を行い島根原子力発電所内で使用される有毒化学物質を抽出した。抽出フローを図 2-1 に示す。

(1) 有毒化学物質を含むおそれがある化学物質の抽出

島根原子力発電所において使用される有毒化学物質が含まれるおそれがある化学物質を調査対象範囲とし、以下のとおり実施した。

① 設備、機器類

図面類、法令に基づく届出情報等により、対象設備、機器類を抽出した。

② 資機材、試薬類

購買記録、点検記録、現場確認等により、対象物品を抽出した。

③ 生活用品

生活用品については、運転員の対処能力に影響を与える観点で考慮不要と考えられることから名称等を整理（類型化）し、抽出した。

(2) 有毒化学物質との照合

2. (1)で抽出した①, ②の化学物質について, CAS 番号等をもとに, 1. (3)で設定した有毒化学物質リストとの照合を行い, 有毒化学物質か否か判定を行った。

(3) 抽出した有毒化学物質のリスト化

2. (1), (2)をとりまとめ, 発電所で使用するすべての有毒化学物質としてリスト化した。

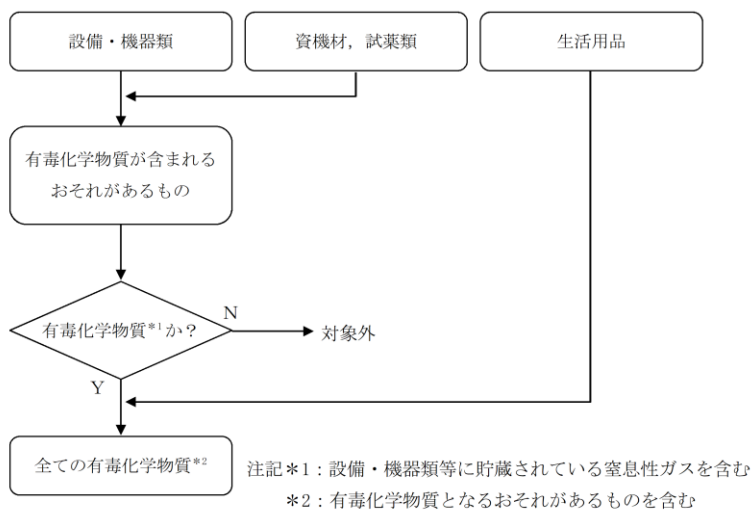


図 2-1 有毒化学物質の抽出フロー

別紙2 敷地外固定源の特定に係る調査対象法令の選定について

対象とする法令は、環境省の「化学物質情報検索支援システム」にて、化学物質の管理に係る主要な法律として示された法律及び「化学物質の審査及び製造等の規制に関する法律 逐条解説」に示された化学物質に関連する法律の内容を調査し、化学物質の貯蔵を規制している法律を選定した。

また、多量の化学物質を貯蔵する施設として化学工場等の産業施設が想定されることから、経済産業省に関連する法律のうち、特にガスの貯蔵を規制する法律についても選定した。

具体的には、上記の法律のうち貯蔵量等に係る届出義務のある法律を対象として開示請求を実施した。届出情報の開示請求を実施する法律の選定結果を表1-1に示す。

表 1-1 届出情報の開示請求を実施する法律の選定結果

法律名	貯蔵量等に 係る届出義務	開示請求の 対象選定
化学物質の審査及び製造等の規制に関する法律	×	×
特定化学物質の環境への排出量の把握等及び管理の改善の促進に関する法律	×	×
毒物及び劇物取締法	○	○
環境基本法	×	×
大気汚染防止法	×	×
水質汚濁防止法	×	×
土壌汚染対策法	×	×
農薬取締法	×	×
悪臭防止法	×	×
廃棄物の処理及び清掃に関する法律	×	×
下水道法	×	×
海洋汚染等及び海上災害の防止に関する法律	×	×
ダイオキシン類対策特別措置法	×	×
ポリ塩化ビフェニル廃棄物の適正な処理の推進に関する特別措置法	×	×
特定物質の規制等によるオゾン層の保護に関する法律	×	×
フロン類の使用の合理化及び管理の適正化に関する法律	×	×
地球温暖化対策の推進に関する法律	×	×
食品衛生法	×	×
水道法	×	×
医薬品、医療機器等の品質、有効性及び安全性の確保等に関する法律	×	×
建築基準法	×	×
有害物質を含有する家庭用品の規制に関する法律	×	×
労働安全衛生法	×	×
肥料取締法	×	×
麻薬及び向精神薬取締法	○	×*1
覚せい剤取締法	○	×*1
消防法	○	○
飼料の安全性の確保及び品質の改善に関する法律	×	×
放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律	○	×*2
高圧ガス保安法	○	○
液化石油ガスの保安の確保及び取引の適正化に関する法律	○	×*3
ガス事業法	○	×*4
石油コンビナート等災害防止法	○	×*5

注記*1：貯蔵量の届出義務はあるが、化学物質の使用禁止を目的とした法令であり、主に医療用、研究用などに限定され、取扱量は少量と想定されるため対象外とした。

*2：貯蔵量の届出義務はあるが、放射性同位元素の数量に係るものであることから対象外とした。

*3：貯蔵量の届出義務はあるが、人の健康の保護を目的とした法令ではなく、急性毒性に係る情報もないことから対象外とした。

*4：都市ガスに係る法律。発電所から10km 圏内に都市ガスはないため対象外とした。

*5：島根原子力発電所の最寄りの石油コンビナート等特別防災区域は水島臨海地区、福山・笠岡地区であるが、敷地外固定源に係る調査対象範囲外であることから対象外とした。

VI-1-6 放射性廃棄物の廃棄施設の説明書

VI-1-6-1 排気筒の基礎に関する説明書

本計算書の評価結果については、添付書類VI-2-2-15「排気筒の基礎の耐震性についての計算書」による。