

12. 【重大事故等対処設備の事故後 8 日以降の  
放射線に対する評価について】

## 1. 概要

重大事故等対処設備の放射線による影響は、V-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」にて記載しており、想定される重大事故等が発生した場合における放射線の条件下において、その機能が有効に発揮できるよう耐放射線性を有する設計とすることとしている。

本資料では、重大事故等対処設備について、事故後8日以降の放射線に対する評価について説明する。

## 2. 事故後8日以降の放射線に対する評価を実施する重大事故等対処設備の選定方法

事故後8日以降に期待する機能及び当該機能に必要な重大事故等対処設備について、添付12-1のとおり整理を行った。添付12-1の表では、格納容器破損防止対策の有効性評価にて機能に期待している設備のうち、事故後8日以降においても使用が想定される対策を「格納容器破損防止対策」の欄に記載した。事故後8日以降に必要な機能は、溶融炉心の冷却機能、格納容器の除熱機能及び格納容器内の酸素濃度監視機能であり、溶融炉心の冷却については、代替循環冷却系（代替原子炉補機冷却系含む）、低圧代替注水系（常設）及び格納容器下部注水（常設）により実施し、格納容器の除熱については、代替循環冷却系（代替原子炉補機冷却系含む）又は格納容器圧力逃がし装置により実施し、格納容器内の酸素濃度監視は、格納容器内酸素濃度にて監視する。

また、添付12-1に示した事故後8日以降で機能を期待する設備のうち、添付12-2に示す選定の考え方に基づき、事故後8日以降の放射線に対して評価を実施する原子炉格納容器内設備を選定する。なお、原子炉格納容器外の設備については、事故後8日以降の放射線による影響により機能喪失した際には、外部支援により取替え可能であることを確認する。

## 3. 事故後8日以降の放射線に対する評価を実施する重大事故等対処設備の選定結果

前項の重大事故等対処設備のうち事故後8日以降でその機能を期待する原子炉格納容器内設備の選定方法に基づき、設備の選定を行った。選定した結果を添付12-3に示す。選定された設備は以下のとおり。なお、③及び④については、無機物で構成されており耐放射線性を有するため、事故後長期にわたって健全性は維持されると考えられる。従って、次項で示す事故後8日以降の放射線に対する評価の対象外とする。

- ① ドライウェル雰囲気温度
- ② 格納容器下部水位
- ③ コリウムシールド
- ④ サプレッションチェンバ

## 4. 事故後8日以降の放射線に対する評価

事故後8日以降の放射線に対する評価を実施する重大事故等対処設備として前項で示したドライウェル雰囲気温度及び格納容器下部水位について評価を実施する。

## ① ドライウェル雰囲気温度

ドライウェル雰囲気温度については、原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータの主要パラメータである。ドライウェル雰囲気温度の設置場所は、T.M.S.L.-3000mm, T.M.S.L. 24500mm であり、局所的に温度が上昇する場所ではないことから、検出器の健全性維持が可能\*である。(添付 12-4, 添付 12-5)

ドライウェル雰囲気温度は、一部に有機材料を使用しているため放射線による劣化を考慮する必要があるが、中長期にわたり（少なくとも□日程度）耐放射線性を有している。(添付 12-6, 添付 12-9)

ドライウェル雰囲気温度の 1 個が機能喪失した場合でも、他のドライウェル雰囲気温度により監視を継続できる。

ドライウェル雰囲気温度が期待できない状況を想定した場合の対応は、代替パラメータである格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C) による推定が可能である。推定方法としては、保守的に原子炉格納容器内が飽和蒸気環境であると仮定し、飽和温度／圧力の関係を利用して推定を行う。

なお、格納容器内圧力 (D/W) 等については、伝送器の設置場所が原子炉建屋原子炉区域内であることから、事故後 8 日以降の放射線による影響を考慮しても少なくとも事故後 100 日以上の健全性維持が期待できる。事故後 100 日後の原子炉建屋原子炉区域内の線量率は十分低下しており、外部支援により伝送器の取替えが可能となるため、代替手段により監視機能を維持可能である。

注記\*：これらの監視装置は、配置設計上輻射熱により直接加熱されることではなく、局所的に温度が上昇する場所ではない。重大事故等時の原子炉格納容器内の限界温度である 200 °C を包絡する温度にて健全性を確認していることから、耐熱性を有している。

## ② 格納容器下部水位

格納容器下部水位については、原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータの主要パラメータである。格納容器下部水位の設置場所は、T.M.S.L.-5600mm, T.M.S.L.-4600mm, T.M.S.L.-3600mm であり、局所的に温度が上昇する場所ではないことから、検出器の健全性維持が可能\*である。(添付 12-4, 添付 12-7)

格納容器下部水位は、一部に有機材料を使用しているため放射線による劣化を考慮する必要があるが、中長期にわたり（少なくとも□日程度）耐放射線性を有している。(添付 12-8, 添付 12-9)

格納容器下部水位の 1 個が機能喪失した場合でも、他の格納容器下部水位により監視を継続できる。

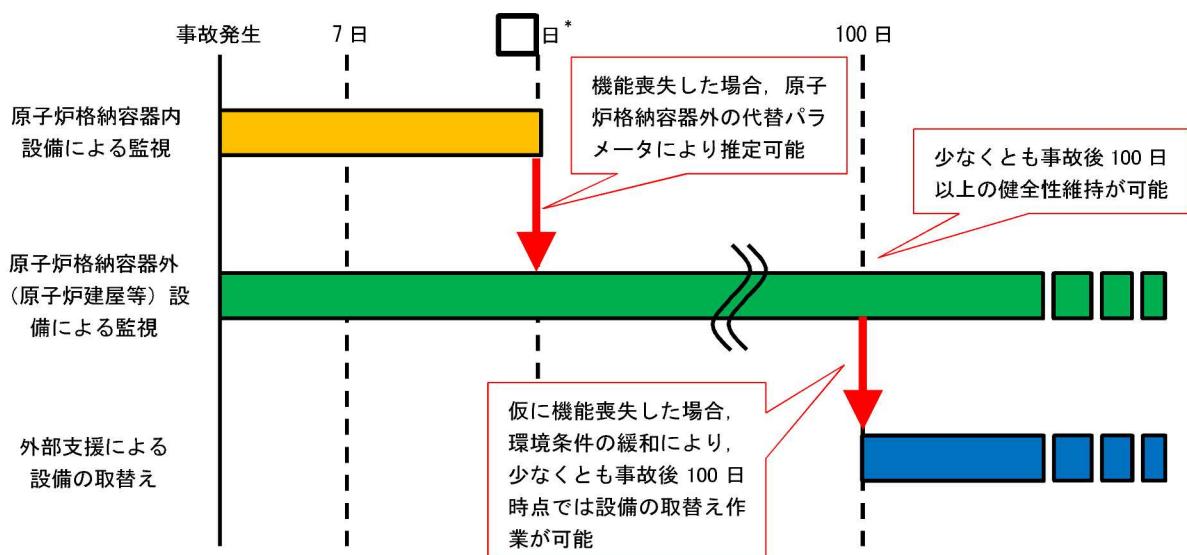
格納容器下部水位が期待できない状況を想定した場合の対応は、代替パラメータである復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）及び復水貯蔵槽水位 (SA) による推定が可能である。推定方法としては、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）で推定を行う場合は原子炉格納容器下部への注水量、復水貯蔵槽水位 (SA) で推定を行う場合は復水貯蔵槽の水位の

変化量からそれぞれ推定を行う。

なお、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）については、伝送器の設置場所が原子炉建屋原子炉区域内であることから、事故後 8 日以降の放射線による影響を考慮しても少なくとも事故後 100 日以上の健全性維持が期待できる。事故後 100 日後の原子炉建屋原子炉区域内の線量率は十分低下しており、外部支援により伝送器の取替えが可能となるため、代替手段により監視機能を維持可能である。また、復水貯蔵槽水位（SA）については、伝送器の設置場所がその他の建屋内（廃棄物処理建屋）であり、線量率は原子炉建屋原子炉区域内よりも低いことから、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の場合と同様に外部支援により伝送器の取替えが可能であり、代替手段により監視機能を維持可能である。

注記＊：これらの監視装置は、配置設計上輻射熱により直接加熱されることではなく、局的に温度が上昇する場所ではない。重大事故等時の原子炉格納容器内の限界温度である 200 °C を包絡する温度にて健全性を確認していることから、耐熱性を有している。

以上より、事故後 8 日以降の放射線による影響を考慮しても、原子炉格納容器内の計器は中長期にわたり耐放射線性を有しており、機能喪失したとしても原子炉建屋原子炉区域等の原子炉格納容器外の計器による推定が可能である。原子炉格納容器外の計器については、少なくとも事故後 100 日以上の健全性維持が期待され、仮に機能喪失したとしても事故後 100 日時点では外部支援による設備の取替えが可能であることから、長期的な監視機能の維持は可能であると考えられる。図 1 に、長期的な監視機能維持の概念図を示す。



注記＊：有効性評価の各評価事故シーケンスを包絡する保守的な条件での評価結果であり、各評価事故シーケンスを想定すると機能期待できる日数は更に長くなる

図 1 長期的な監視機能維持の概念図

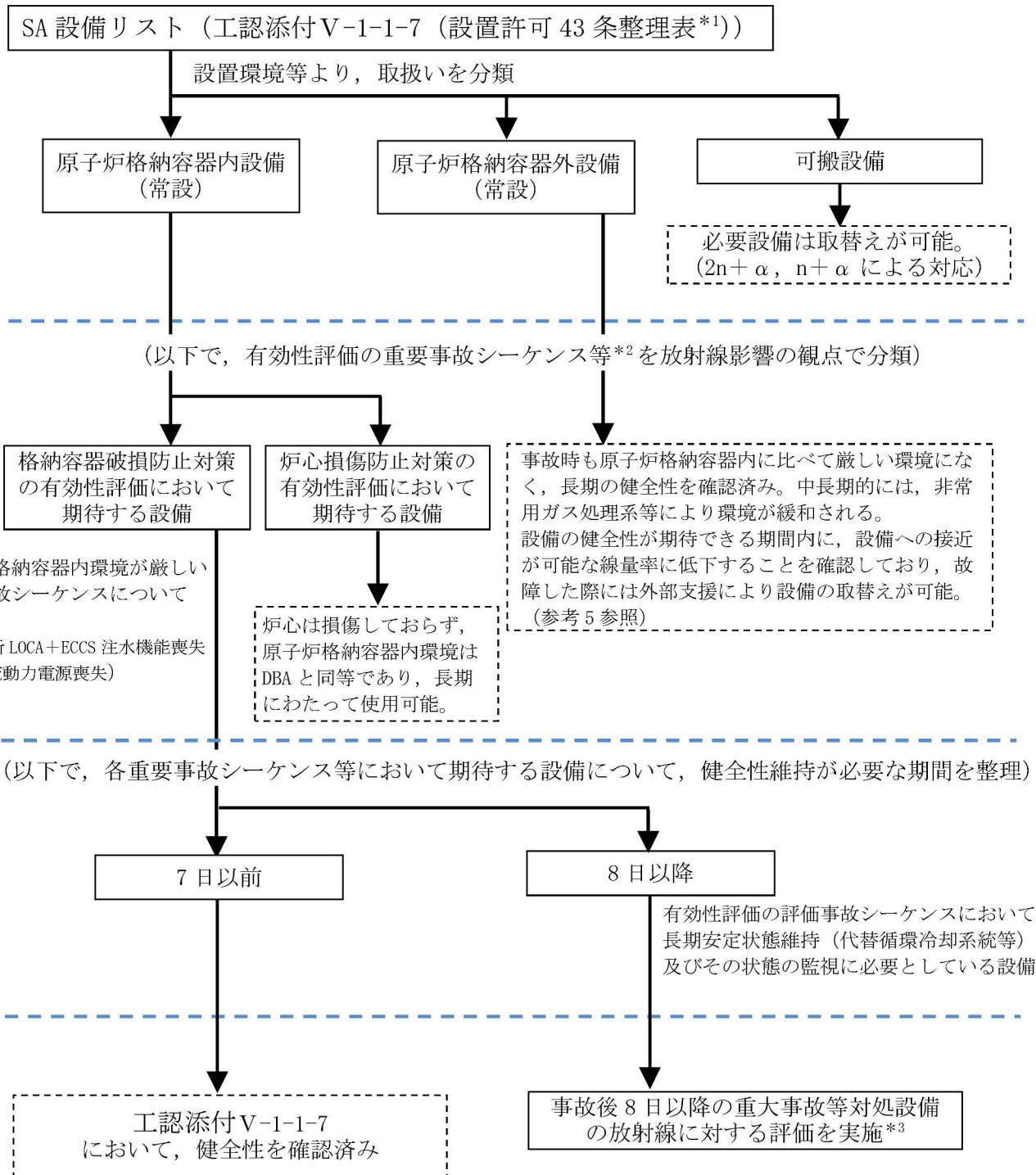
## 事故後 8 日以降に期待する機能の整理

格納容器破損防止対策の有効性評価にて機能に期待している設備のうち、事故後 8 日以降においても使用が想定される設備を以下に整理する。

格納容器破損 防止対策	対応操作	設備・計器	設置場所
代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）又は格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心冷却	・原子炉への注水 ・格納容器下部への注水*	・復水移送ポンプ ・コリウムシールド ・代替原子炉補機冷却系 ・サプレッションチェンバ ・復水貯蔵槽 ・代替貯水池 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） ・格納容器内圧力（D/W） ・格納容器内圧力（S/C） ・復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流 量） ・復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流 量） ・復水補給水系流量（格納容器下部注水流 量） ・ドライウェル雰囲気温度 ・サプレッションチェンバプール水位 ・格納容器下部水位 ・復水貯蔵槽水位（SA）	廃棄物処理建屋 原子炉格納容器 屋外 原子炉格納容器 廃棄物処理建屋 屋外 原子炉格納容器 廃棄物処理建屋 屋外 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域 廃棄物処理建屋
代替循環冷却系による格納容器除熱	・格納容器（ドライウェル）へのスプレイ	・復水移送ポンプ ・代替原子炉補機冷却系 ・サプレッションチェンバ ・格納容器内圧力（D/W） ・格納容器内圧力（S/C） ・復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流 量） ・復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流 量） ・復水補給水系流量（格納容器下部注水流 量） ・ドライウェル雰囲気温度 ・サプレッションチェンバプール水位 ・格納容器下部水位	廃棄物処理建屋 屋外 原子炉格納容器 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱	・格納容器圧力が 0.62MPa [gage] に接近した場合、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施	・格納容器圧力逃がし装置 ・格納容器内圧力（D/W） ・格納容器内圧力（S/C） ・ドライウェル雰囲気温度 ・サプレッションチェンバプール水位 ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置入口圧力 ・フィルタ装置出口放射線モニタ ・フィルタ装置金属フィルタ差圧	屋外 原子炉建屋原子炉区域 原子炉建屋原子炉区域 原子炉格納容器 原子炉建屋原子炉区域 屋外 原子炉建屋原子炉区域外 屋外 原子炉建屋原子炉区域 屋外 屋外
格納容器内酸素濃度による格納容器内の酸素濃度監視	・酸素濃度の監視	・格納容器内酸素濃度	原子炉建屋原子炉区域

注記\*：評価の前提として重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水を考慮していないことや原子炉圧力容器破損と地震動が重畳する頻度が十分小さいことから、事故後の荷重の組合せ評価においては原子炉圧力容器が破損する事故シナリオを考慮していないが、格納容器破損防止対策の有効性評価に対する成立性を確認する観点から、ここでは考慮対象とする。

### 評価対象設備の選定フロー



注記 \*1 : 設置許可基準第 43 条から第 62 条及びその他の設備に整理する各設備。

\*2 : 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。なお、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価の想定事故では、原子炉格納容器内設備には期待しない。運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価の重要事故シーケンスでは、炉心は損傷しておらず、原子炉格納容器内環境は DBA と同等であり、原子炉格納容器内設備は長期にわたって使用可能である。

\*3 : 事故後 8 日以降に期待する原子炉格納容器内の重大事故等対処設備について、放射線により機能喪失すると考えられるタイミング以降も代替手段により機能を維持可能なことを評価する。

## 43 条 重大事故等対処設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別  常設 可搬型	設備分類		PCV 内 : ○ PCV 外 : × 可搬 : —	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
アクセスルート確保	ホイールローダ	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—

#### 44条 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

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス				
代替制御棒挿入機能 による制御棒緊急挿 入	ATWS 緩和設備（代替 制御棒挿入機能）	原子炉緊急停止系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—	
	制御棒			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	○	×	—	
	制御棒駆動機構（水 圧駆動）			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	○	×	—	
	制御棒駆動系水圧制 御ユニット			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—	
原子炉冷却材再循環 ポンプ停止による原 子炉出力抑制	ATWS 緩和設備（代替 冷却材再循環ポン プ・トリップ機能）	原子炉緊急停止系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—	
ほう酸水注入	ほう酸水注入系ポン プ	原子炉緊急停止系	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—	
	ほう酸水注入系貯蔵 タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—	
出力急上昇の防止	原子炉圧力容器〔注 入先〕	その他の設備に記載						—*1	—*1	
	自動減圧系の起動阻 止スイッチ	46 条に記載						×	—	

注記\*1：その他設備にてまとめて記載する。

## 45 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内 : ○ PCV 外 : × 可搬 : —	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
高圧代替注水系によ る原子炉の冷却	高圧代替注水系ポン プ	高圧炉心注水系、 原子炉隔離時冷却系 —	S —	常設	常設耐震重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—
	腹水貯蔵槽〔水源〕	56 条に記載						×	—
	原子炉圧力容器〔注 水先〕	その他の設備に記載						—*1	—*1
原子炉隔離時冷却系 による原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系 ポンプ	(原子炉隔離時冷却系) 高圧炉心注水系	S	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	—	—
	復水貯蔵槽〔水源〕	56 条に記載 (うち、重大事故防止設備)						×	—
	サブレッショング・チ エンバ〔水源〕							—*2	—*2
高圧炉心注水系によ る原子炉の冷却	原子炉圧力容器〔注 水先〕	その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)						—*1	—*1
	高圧炉心注水系ポン プ	(高圧炉心注水系) 原子炉隔離時冷却系	S	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	—	—
	復水貯蔵槽〔水源〕	56 条に記載 (うち、重大事故防止設備)						×	—
ほう酸水注入系によ る進展抑制	サブレッショング・チ エンバ〔水源〕							—*2	—*2
	原子炉圧力容器〔注 水先〕	その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)						—*1	—*1
ほう酸水注入系によ る進展抑制	ほう酸水注入系	44 条に記載 (うち、重大事故防止設備)						×	—

注記\*1：その他設備にてまとめて記載する。

\*2：56 条にてまとめて記載する。

## 46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内 : ○ PCV 外 : × 可搬 : —	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
逃がし安全弁	逃がし安全弁〔操作 対象弁〕	(逃がし安全弁) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	○	○	×*1
	逃がし弁機能用アキ ュムレータ	(アキュムレータ)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	○	×	—
	自動減圧機能用アキ ュムレータ	(アキュムレータ) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	○	○	×*1
原子炉減圧の自動化	代替自動減圧ロジッ ク (代替自動減圧機 能)	自動減圧系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	自動減圧系の起動阻 止スイッチ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
可搬型直流電源設備 による減圧	可搬型直流電源設備	57 条に記載 (うち、重大事故防止設備)					×	—	—
	AM 用切替装置 (SRV)	直流 125V 蓄電池 A, 直 流 125V 蓄電池 A-2, 直 流 125V 蓄電池 B	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	逃がし安全弁用可搬 型蓄電池による減圧	逃がし安全弁用可搬 型蓄電池	S	可搬	可搬型重大事故防止設備	—	—	—	—
高圧窒素ガス供給系 による作動窒素ガス 確保	高圧窒素ガスポンベ	(アキュムレータ)	(S)	可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3	—	—	—
インターフェイスシ ステム LOCA 隔離弁	高圧炉心注水系注入 隔離弁	(高圧炉心注水系注入隔 離弁)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	—	—
プローアウトパネル	原子炉建屋プローア ウトパネル	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—

注記\*1 : PCV 破損防止のために、原子炉圧力容器破損までに原子炉圧力を 2.0 MPa[gage] 以下とするための機能が必要であるが、8 日までに原子炉注水に成功し原子炉圧力容器の破損を防止している場合は、8 日以降に原子炉注水機能の喪失による原子炉圧力容器破損が生じることは考えにくい (8 H 以降は外部支援により原子炉注水が可能) ため、本設備は必須ではない。また、8 日までに原子炉注水に失敗する場合は、既に原子炉圧力容器が破損した状態であるため、本設備は必須ではな  
い。

#### 47 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内:○ PCV 外:× 可搬:—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス				
低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却	復水移送ポンプ	残留熱除去系（低圧注水モード） —	S —	常設	常設耐震重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—	
	復水貯蔵槽〔水源〕	56 条に記載						×	—	
	原子炉圧力容器〔注水先〕	その他の設備に記載						—*1	—*1	
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	残留熱除去系（低圧注水モード） —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	防火水槽〔水源〕	56 条に記載 ※水源としては海も使用可能						×	—	
	淡水貯水池〔水源〕	その他の設備に記載						×	—	
	原子炉圧力容器〔注水先〕	その他の設備に記載						—*1	—*1	
低圧注水	残留熱除去系ポンプ	（残留熱除去系（低圧注水モード））	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	—	—	
	サブレッショング・チャンバー〔水源〕	56 条に記載						—*2	—*2	
	原子炉圧力容器〔注水先〕	その他の設備に記載（うち、重大事故防止設備）						—*1	—*1	
原子炉停止時冷却	残留熱除去系ポンプ	（残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)）	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	—	—	
	残留熱除去系熱交換器			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	—	—	
	原子炉圧力容器〔注水先〕	その他の設備に記載（うち、重大事故防止設備）						—*1	—*1	
原子炉補機冷却系 ※水源は海を使用	原子炉補機冷却水ポンプ	48 条に記載（うち、重大事故防止設備）						×	—	
	原子炉補機冷却海水ポンプ							×	—	
	原子炉補機冷却水系 熱交換器							×	—	
非常用取水設備	海水貯留槽	その他の設備に記載 (ただし、本条文においては、海水貯留槽、スクリーン室、取水路は常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)である補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽に海水を供給する ための流路)						×	—	
	スクリーン室							×	—	
	取水路							×	—	
	補機冷却用海水取水路							×	—	
	補機冷却用海水取水槽							×	—	
低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	低圧代替注水系（常設）	低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却に記載（うち、重大事故緩和設備）						×	—	
低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	低圧代替注水系（可搬型）	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却に記載（うち、重大事故緩和設備）						—	—	

注記\*1：その他設備にてまとめて記載する。

\*2：56 条にてまとめて記載する。

## 48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備(1/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内 : ○ PCV 外 : × 可搬 : —	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
代替原子炉補機冷却系による除熱  ※水源は海を使用	熱交換器ユニット	原子炉補機冷却系	S	可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3	—	—	—
	大容量送水車（熱交換器ユニット用）			可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3	—	—	—
	代替原子炉補機冷却海水ストレーナ			可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3	—	—	—
	海水貯留槽		その他の設備に記載（うち、重大事故防止設備）	—	—	—	×	—	—
	スクリーン室			—	—	—	×	—	—
	取水路			—	—	—	×	—	—
耐圧強化ベンチ系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	遠隔手動弁操作設備	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、 原子炉補機冷却系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	—	—	—
	遠隔空気駆動弁操作用ポンベ			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	原子炉格納容器（サブレッション・チャンバ、真空破壊弁を含む）【排出元】		その他の設備に記載	—	—	—	—*1	—*1	—*1
	—	—		—	—	—	—	—	—
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置	—		—	—	—	—	—	
	よう素フィルタ	—		—	—	—	—	—	
	ラブチャーディスク	—		—	—	—	—	—	
	ドレン移送ポンプ	—		—	—	—	—	—	
	ドレンタンク	—		—	—	—	—	—	
	遠隔手動弁操作設備	—		—	—	—	—	—	
	遠隔空気駆動弁操作用ポンベ	—		—	—	—	—	—	
	可搬型窒素供給装置	50 条に記載（うち、重大事故防止設備） 代替する機能を有する設計基準対象施設は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系であり、耐震重要度分類はいずれも S	—	—	—	—	—	—	
	スクラバ水 pH 制御設備		—	—	—	—	—	—	
	フィルタベント遮蔽壁		—	—	—	—	—	—	
	配管遮蔽		—	—	—	—	—	—	
	原子炉格納容器（サブレッション・チャンバ、真空破壊弁を含む）【排出元】	その他の設備に記載（うち、重大事故防止設備）	—	—	—	—*1	—*1	—*1	
	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）		—	—	—	—	—	—	
	防火水槽〔水源〕		—	—	—	—	—	—	
	淡水貯水池〔水源〕	56 条に記載（うち、重大事故防止設備）	—	—	—	—	—	—	

注記\*1：その他設備にてまとめて記載する。

48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備(2/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内 : ○ PCV 外 : × 可搬 : —	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備				
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス							
原子炉停止時冷却	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	47 条に記載（うち、重大事故防止設備）											
格納容器スプレイ冷却	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）	49 条に記載（うち、重大事故防止設備）											
サブレッショング・チャンバ・ブルーワ冷却	残留熱除去系（サブレッショング・チャンバ・ブルーワ冷却モード）												
原子炉補機冷却系 ※水源は海を使用	原子炉補機冷却水ポンプ	(原子炉補機冷却系)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	—	—				
	原子炉補機冷却海水ポンプ			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	—	—				
	原子炉補機冷却水系 熱交換器			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	—	—				
非常用取水設備	海水貯留堰	その他の設備に記載											
	スクリーン室												
	取水路												
	補機冷却用海水取水路												
	補機冷却用海水取水槽												

## 49 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内 : ○ PCV 外 : × 可搬 : —	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス				
代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード) —	S —	常設	常設耐震重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—	
	復水貯蔵槽〔水源〕	56 条に記載						×	—	
	原子炉圧力容器〔注水先〕	その他の設備に記載						—*1	—*1	
代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード) —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	防火水槽〔水源〕	56 条に記載						×	—	
	淡水貯水池〔水源〕							×	—	
	原子炉圧力容器〔注水先〕	その他の設備に記載						—*1	—*1	
格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却	残留熱除去系ポンプ	(残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード))	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	—	—	
	残留熱除去系熱交換器			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	—	—	
	サブレッショング・チエンバ〔水源〕	56 条に記載						—*2	—*2	
	原子炉圧力容器〔注水先〕	その他の設備に記載(うち、重大事故防止設備)						—*1	—*1	
サブレッショング・チエンバ・プール水の冷却	残留熱除去系ポンプ	(サブレッショング・チエンバ・プール水冷却モード)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	—	—	
	残留熱除去系熱交換器			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	—	—	
	サブレッショング・チエンバ〔水源〕	56 条に記載						—*2	—*2	
	原子炉圧力容器〔注水先〕	その他の設備に記載(うち、重大事故防止設備)						—*1	—*1	
原子炉補機冷却系 ※水源は海を使用	原子炉補機冷却水ポンプ	48 条に記載(うち、重大事故防止設備)						×	—	
	原子炉補機冷却水系熱交換器							×	—	
	原子炉補機冷却海水ポンプ							×	—	
非常用取水設備	海水貯留槽	その他の設備に記載 (ただし、本条文においては、海水貯留槽、スクリーン室、取水路は常設重大事故防止設備(設計基準拡張)である補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽に海水を供給するための流路)						×	—	
	スクリーン室							×	—	
	取水路							×	—	
	補機冷却用海水取水路							×	—	
	補機冷却用海水取水槽							×	—	

注記\*1：その他の設備にてまとめて記載する。

\*2：56 条にてまとめて記載する。

## 50 条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		PCV 内 : ○ PCV 外 : × 可搬 : —	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス				
格納容器圧力逃がし 装置による原子炉格 納容器内の減圧及び 除熱	フィルタ装置	—	常設 可搬型	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—	
	よう素フィルタ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—	
	ラブチャーディスク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	ドレン移送ポンプ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—	
	ドレンタンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—	
	遠隔手動弁操作設備			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	遠隔空気駆動弁操作 用ポンペ			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	可搬型窒素供給装置			52 条に記載				—	—	
代替循環冷却系によ る原子炉格納容器内 の減圧及び除熱	スクラバ水 pH 制御 設備	—	可搬	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	フィルタベント遮蔽 壁			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	配管遮蔽			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	原子炉格納容器（サ ブレッショング・チュ ンバ、真空破壊弁を 含む）〔排出元〕	その他の設備に記載						—*1	—*1	
	可搬型代替注水ポン プ (A-2 級)	56 条に記載						—	—	
	防火水槽〔水源〕							×	—	
	淡水貯水池〔水源〕							×	—	
	復水移送ポンプ	※水源は海を使用	常設 可搬	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—	
	残留熱除去系熱交換 器			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—	
	熱交換器ユニット			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	大容量送水車（熱交 換器ユニット用）			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	代替原子炉補機冷却 海水ストレーナ			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	可搬型代替注水ポン プ (A-2 級)			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
代替循環冷却系によ る原子炉格納容器内 の減圧及び除熱	サブレッショング・チ エンバ〔水源〕	56 条に記載						—*2	—*2	
	防火水槽〔水源〕							×	—	
	淡水貯水池〔水源〕							×	—	
	海水貯留槽	その他の設備に記載（うち、重大事故緩和設備）						×	—	
	スクリーン室							×	—	
	取水路							×	—	
	原子炉圧力容器〔注 水先〕							—	—	
	原子炉格納容器〔注 水先〕							—	—	

注記\*1：その他設備にてまとめて記載する。

\*2：56 条にてまとめて記載する。

## 51 条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内 : ○ PCV 外 : × 可搬 : —	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス				
格納容器下部注水系 (常設)による原子炉 格納容器下部への注 水	復水移送ポンプ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—	
	コリウムシールド			常設	常設重大事故緩和設備	—	○	○	○*1	
	復水貯蔵槽〔水源〕	56 条に記載 (うち、重大事故緩和設備)								
	原子炉格納容器〔注 水先〕	その他の設備に記載 (うち、重大事故緩和設備)								
格納容器下部注水系 (可搬型)による原子 炉格納容器下部への 注水	可搬型代替注水ポン プ (A-2 級)	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	コリウムシールド			常設	常設重大事故緩和設備	—	○	○	○*1	
	防火水槽〔水源〕	56 条に記載 ※水源としては海も使用可能								
	淡水貯水池〔水源〕									
溶融炉心の落下遅延 及び防止	原子炉格納容器〔注 水先〕	その他の設備に記載 (うち、重大事故緩和設備)								
	高圧代替注水系	45 条に記載 (うち、重大事故緩和設備)								
	ほう酸水注入系	44 条に記載 (うち、重大事故緩和設備)								
	低圧代替注水系 (常 設)	47 条に記載 (うち、重大事故緩和設備)								
溶融炉心の落下遅延 及び防止	低圧代替注水系 (可 搬型)									

注記\*1：コリウムシールドは無機物であるジルコニア製であり耐放射線性を有するため、事故後長期にわたって健全性は維持されると考えられる。

\*2：その他設備にてまとめて記載する。

## 52条 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

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内 : ○ PCV 外 : × 可搬 : —	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 (代替循環冷却系使用時の格納容器内の可燃性ガスの排出を含む)	フィルタ装置	50 条に記載 (うち、重大事故緩和設備) (なお、重大事故緩和設備であるが、代替する機能を有する設計基準対象施設として、可燃性ガス濃度制御系がある (耐震重要度分類は S))		—	—	—	×	—	—
	よう素フィルタ			—	—	—	×	—	—
	ラブチャーディスク			—	—	—	×	—	—
	フィルタ装置出口放射線モニタ			—	—	—	×	—	—
	フィルタ装置水素濃度			—	—	—	×	—	—
	ドレン移送ポンプ			—	—	—	×	—	—
	ドレンタンク			—	—	—	×	—	—
	遠隔手動弁操作設備			—	—	—	×	—	—
	遠隔空気駆動弁操作用ポンベ			—	—	—	—	—	—
	可搬型窒素供給装置	耐圧強化ペント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出に記載		—	—	—	—	—	—
耐圧強化ペント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 (代替循環冷却系使用時の格納容器内の可燃性ガスの排出を含む)	スクラバ水 pH 制御設備	50 条に記載 (うち、重大事故緩和設備) 56 条に記載 (うち、重大事故緩和設備) その他の設備に記載 (うち、重大事故緩和設備)		—	—	—	—	—	—
	フィルタペント遮蔽壁			—	—	—	×	—	—
	配管遮蔽			—	—	—	×	—	—
	原子炉格納容器 (サブレッショ・チャンバー、真空破壊弁を含む) [排出元]			—	—	—	—	—	—
	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)			—	—	—	—	—	—
	防火水槽 [水源]			—	—	—	×	—	—
	淡水貯水池 [水源]			—	—	—	×	—	—
水素濃度及び酸素濃度の監視	可搬型窒素供給装置	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	サブレッショ・チャンバー	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2	—*2	—*2	—*2
	耐圧強化ペント系放射線モニタ	58 条に記載 (うち、重大事故緩和設備) 48 条に記載 (うち、重大事故緩和設備) (なお、重大事故緩和設備であるが、代替する機能を有する設計基準対象施設として、可燃性ガス濃度制御系がある (耐震重要度分類は S))		—	—	—	×	—	—
	フィルタ装置水素濃度			—	—	—	×	—	—
	遠隔手動弁操作設備			—	—	—	×	—	—
	遠隔空気駆動弁操作用ポンベ			—	—	—	—	—	—
	原子炉格納容器 (真空破壊弁を含む) [排出元]			—	—	—	—	—	—
格納容器内水素濃度 (SA)	格納容器内水素濃度 (SA)	格納容器内水素濃度	S	常設	常設重大事故緩和設備	—	○	○	×
	格納容器内水素濃度	(格納容器内水素濃度)	(S)	常設	常設重大事故緩和設備	—	×*3	—	—
	格納容器内酸素濃度	(格納容器内酸素濃度)	(S)	常設	常設重大事故緩和設備	—	×*3	—	—

注記 \*1 : その他の設備にてまとめて記載する。

\*2 : 56 条にてまとめて記載する。

\*3 : 一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要のある部位 (伝送器等) は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

53 条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内 : ○ PCV 外 : × 可搬 : —	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置			常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	原子炉建屋原子炉区域〔流路〕	その他の設備に記載				—	×	—	—
原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—

## 54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別 耐震重要 度分類	設備分類		PCV 内 : ○ PCV 外 : × 可搬 : —	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備	
		設備	常設 可搬型		分類	機器 クラス				
燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ	可搬型代替注水ポンブ (A-1 級)	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及 び補給) 燃料プール冷却浄化系 —	S B —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	可搬型代替注水ポンブ (A-2 級)			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	常設スプレイヘッダ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—	
	防火水槽 [水源]	56 条に記載 ※水源としては海も使用可能						×	—	
	淡水貯水池 [水源]	56 条に記載 ※水源としては海も使用可能						×	—	
	使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む) [注水先]	その他の設備に記載						×	—	
	可搬型代替注水ポンブ (A-1 級)	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及 び補給) 燃料プール冷却浄化系 —	S B —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	可搬型代替注水ポンブ (A-2 級)			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	可搬型スプレイヘッダ			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	防火水槽 [水源]	56 条に記載 ※水源としては海も使用可能						×	—	
	淡水貯水池 [水源]	56 条に記載 ※水源としては海も使用可能						×	—	
	使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む) [注水先]	その他の設備に記載						×	—	
大気への放射性物質の拡散抑制 ※水源は海を使用	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)	55 条に記載						×	—	
	放水砲	55 条に記載						×	—	
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	使用済燃料貯蔵プール水位 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度 使用済燃料貯蔵プール温度 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ	C C C S	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視用空冷装置を含む)			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	燃料取替エリア排気放射線モニタ、原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	燃料取替エリア排気放射線モニタ			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
重大事故等時における使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系ポンプ	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及 び補給) (燃料プール冷却浄化系)	(B)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—	
	燃料プール冷却浄化系熱交換器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—	
	熱交換器ユニット			可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3	—	—	—	
	大容量送水車 (熱交換器ユニット用)			可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3	—	—	—	
	代替原子炉補機冷却海水ストレーナ			可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3	—	—	—	
	海水貯留堰	その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)						×	—	
	スクリーン室	その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)						×	—	
	取水路	その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)						×	—	

55 条 工場等外への放射線物質の拡散を抑制するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内 : ○ PCV 外 : × 可搬 : —	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
大気への放射性物質 の拡散抑制  ※水源は海を使用	大容量送水車（原子 炉建屋放水設備用）	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	放水砲			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
海洋への放射性物質 の拡散抑制  ※水源は海を使用	放射性物質吸着材	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	汚濁防止膜			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	小型船舶（汚濁防止 膜設置用）			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
航空機燃料火災への 泡消火  ※水源は海を使用	大容量送水車（原子 炉建屋放水設備用）	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	放水砲			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	泡原液搬送車			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	泡原液混合装置			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—

## 56 条 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内 : ○ PCV 外 : × 可搬 : —	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
重大事故等収束のための水源  ※水源としては海も使用可能	復水貯蔵槽	(サプレッショ n・チ ンバ) (復水貯蔵槽)	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—
	サプレッショ n・チ ンバ			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2	○	○	○ *1
	ほう酸水注入系貯蔵 タンク	44 条に記載						×	—
	防火水槽	(同上)		常設	— (代替淡水源) *2	—	×	—	—
	淡水貯水池			常設	— (代替淡水源) *2	—	×	—	—
水の供給	可搬型代替注水ポン プ (A-2 級)	—	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	海水貯留堰	その他の設備に記載						×	—
	スクリーン室							×	—
	取水路							×	—

注記 \*1 : 8 日以降も水源として使用可能である。

\*2 : 重大事故等対処設備ではなく代替淡水源（措置）であるが、本条文において必要なため記載。

## 57 条 電源設備(1/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内 : ○ PCV 外 : × 可搬 : —	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
常設代替交流電源設備による給電	第一ガスターイン発電機	非常用交流電源設備 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	軽油タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	タンクローリー (16kL)			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	第一ガスターイン発電機用燃料タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	第一ガスターイン発電機用燃料移送ポンプ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
可搬型代替交流電源設備による給電	電源車	非常用交流電源設備 —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	軽油タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	タンクローリー (4kL)			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
可搬型代替交流電源設備による代替原子炉補機冷却系への給電	電源車	非常用交流電源設備 —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
号炉間電力融通ケーブルによる給電	号炉間電力融通ケーブル (常設)	非常用所内電気設備 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	号炉間電力融通ケーブル (可搬型)			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
所内蓄電式直流電源設備による給電	直流 125V 蓄電池 A	非常用直流電源設備 (B 系, C 系及び D 系) —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	直流 125V 蓄電池 A-2			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	AM 用直流 125V 蓄電池			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	直流 125V 充電器 A			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	直流 125V 充電器 A-2			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	AM 用直流 125V 充電器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
常設代替直流電源設備による給電	AM 用直流 125V 蓄電池	非常用直流電源設備 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	AM 用直流 125V 充電器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
可搬型直流電源設備による給電	電源車	非常用直流電源設備 —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	AM 用直流 125V 充電器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	軽油タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	タンクローリー (4kL)			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型 重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
代替所内電気設備による給電	緊急用断路器	非常用所内電気設備 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急用電源切替箱断路器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急用電源切替箱接続装置			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	AM 用動力変圧器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	AM 用 MCC			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	AM 用操作盤			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	AM 用切替盤	非常用所内電気設備 (E 系) —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	非常用高圧母線 C 系			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	非常用高圧母線 D 系			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—

## 57 条 電源設備(2/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内 : ○ PCV 外 : × 可搬 : —	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
非常用交流電源設備	非常用ディーゼル発電機	(非常用ディーゼル発電機)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	燃料移送ポンプ	(燃料移送ポンプ)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	軽油タンク	(軽油タンク)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	燃料ディタンク	(燃料ディタンク)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
非常用直流電源設備	直流 125V 蓄電池 A	直流 125V 蓄電池 B, 直流 125V 蓄電池 C, 直流 125V 蓄電池 D	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	直流 125V 蓄電池 A-2	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	直流 125V 蓄電池 B	(直流 125V 蓄電池 B)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	直流 125V 蓄電池 C	(直流 125V 蓄電池 C)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	直流 125V 蓄電池 D	(直流 125V 蓄電池 D)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	直流 125V 充電器 A	直流 125V 充電器 B, 直流 125V 充電器 C, 直流 125V 充電器 D	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	直流 125V 充電器 A-2	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	直流 125V 充電器 B	(直流 125V 充電器 B)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	直流 125V 充電器 C	(直流 125V 充電器 C)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	直流 125V 充電器 D	(直流 125V 充電器 D)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
燃料補給設備	軽油タンク	(軽油タンク)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	タンククローリー (4kl)	—	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—

## 58 条 計装設備(1/6)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内:○ PCV 外:× 可搬:—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	主要パラメータの他チャ ンネル 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 残留熱除去系熱交換器入 口温度	— S — S S — C	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	○	○	×*1
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	主要パラメータの他チャ ンネル 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度	S — S S — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×*2	—	—
	原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度	S S S — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×*2	—	—
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他チャ ンネル 原子炉水位 (SA) 高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RIIR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RIIR B 系代替注水流量) 原子炉離離時冷却系系統 流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 格納容器内圧力 (S/C)	S — — — — S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×*2	—	—
	原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RIIR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RIIR B 系代替注水流量) 原子炉離離時冷却系系統 流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 格納容器内圧力 (S/C)	S S — — — S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×*2	—	—

注記\*1: 原子炉圧力容器温度は原子炉圧力容器の破損兆候検知のための設備であるが、8日までに原子炉注水に成功し原子炉圧力容器の破損を防止している場合は、8日以降に原子炉注水機能の喪失による原子炉圧力容器破損兆候が発生することは考えにくい（8日以降は外部支援により原子炉注水が可能）ため、本設備は必須ではない。また、8日までに原子炉注水に失敗する場合は、既に原子炉圧力容器が破損した状態であるため、本設備は必須ではない。

\*2: 一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要のある部位（伝送器等）は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

## 58 条 計装設備(2/6)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内:○ PCV 外:× 可搬:—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	— S S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	— S S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	— S S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	高压炉心注水系系統流量	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	— S S —	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	残留熱除去系系統流量	サブレッシュン・チャン バ・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	— S S —	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	復水貯蔵槽水位 (SA) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	— — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	復水貯蔵槽水位 (SA) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器下部水位	— — — —	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	ドライウェル雰囲気温度	主要パラメータの他チャ ンネル 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	— — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	○	○	○
	サブレッシュン・チャンバ気体温度	サブレッシュン・チャン バ・プール水温度 格納容器内圧力 (S/C)	— —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	○	○	×*1
原子炉格納容器内の温度	サブレッシュン・チャンバ・プール水温度	主要パラメータの他チャ ンネル サブレッシュン・チャン バ・プール水温度	— —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	○	○	×*1
	格納容器内圧力 (D/W)	格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル雰囲気温度	— —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内圧力 (D/W) サブレッシュン・チャン バ・プール水温度	— —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
原子炉格納容器内の水位	サブレッシュン・チャンバ・プール水位	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	— — — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	格納容器下部水位	主要パラメータの他チャ ンネル 復水補給水系流量 (格納 容器下部注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA)	— — —	常設	常設重大事故緩和設備	—	○	○	○

注記\*1：代替循環冷却系による格納容器の除熱時は、ドライウェル雰囲気温度及び格納容器内圧力 (D/W) により運転状態を確認可能。また、格納容器圧力逃がし装置による格納容器の除熱時は、格納容器内圧力 (S/C) により運転状態を確認可能であり、本設備は必須ではない。

\*2：一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要のある部位（伝送器等）は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

## 58 条 計装設備(3/6)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内:○ PCV 外:× 可搬:—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	主要パラメータの他チャ ンネル 格納容器内水素濃度 (SA)	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×*1	—	—
	格納容器内水素濃度 (SA)	主要パラメータの他チャ ンネル 格納容器内水素濃度	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	○	○	×
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内霧閉気放 射線レベル (D/W)	主要パラメータの他チャ ンネル	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	格納容器内霧閉気放 射線レベル (S/C)	主要パラメータの他チャ ンネル	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
未臨界の維持又は監 視	起動領域モニタ	主要パラメータの他チャ ンネル 平均出力領域モニタ	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	○	×	—
	平均出力領域モニタ	主要パラメータの他チャ ンネル 起動領域モニタ	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	○	×	—
最終ヒートシンクの確 保 (代替循環冷却系)	サブレッション・チ エンバ・プール水温 度	主要パラメータの他チャ ンネル サブレッション・チエン バ・プール水温度	— —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	○	○	×*2
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	サブレッション・チエン バ・プール水温度	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水 流量)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度	S S — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水 流量)	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (格納 容器下部注水流) 復水移送ポンプ吐出圧力 格納容器内圧力 (S/C) サブレッション・チエン バ・プール水位 サブレッション・チエン バ・プール水温度 ドライウェル券閉気温度 サブレッション・チエン バ・プール水温度	— — — — — — — — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水 流量)	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 復水移送ポンプ吐出圧力 格納容器内圧力 (S/C) サブレッション・チエン バ・プール水位 格納容器下部水位	— — — — —	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水 流量)								

注記\*1:一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要のある部位（伝送器等）は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

\*2: 代替循環冷却系による格納容器の除熱時は、ドライウェル券閉気温度及び格納容器内圧力 (D/W) により運転状態を確認可能。また、格納容器圧力逃がし装置による格納容器の除熱時は、格納容器内圧力 (S/C) により運転状態を確認可能であり、本設備は必須ではない。

## 58 条 計装設備(4/6)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内:○ PCV 外:× 可搬:—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
最終ヒートシンクの確保 (格納容器圧力逃がし装置)	フィルタ装置水位	主要パラメータの他チャ ンネル	—	常設	常設耐震重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	フィルタ装置入口圧 力	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	—	常設	常設耐震重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	フィルタ装置出口放 射線モニタ	主要パラメータの他チャ ンネル	—	常設	常設耐震重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	フィルタ装置水素濃 度	主要パラメータの他チャ ンネル 格納容器内水素濃度 (SA)	—	常設	常設耐震重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	フィルタ装置金属フ ィルタ差圧	主要パラメータの他チャ ンネル	—	常設	常設耐震重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	フィルタ装置スクラ バ水 pH	フィルタ装置水位	—	常設	常設耐震重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
最終ヒートシンクの 確保 (耐圧強化ペント系)	耐圧強化ペント系放 射線モニタ	主要パラメータの他チャ ンネル	—	常設	常設耐震重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	フィルタ装置水素濃 度	格納容器内水素濃度 (SA)	—	常設	常設耐震重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
最終ヒートシンクの 確保 (残留熱除去系)	残留熱除去系熱交換 器入口温度	原子炉圧力容器温度 サブレッシュ・チャン バ・ブル水温度	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	残留熱除去系熱交換 器出口温度	C	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		—	×	—	—
	残留熱除去系熱交換器入 口温度	C	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		—	×	—	—
	残留熱除去系系統流 量	C	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)		—	×	—	—
格納容器バイパスの 監視 (原子炉圧力容器内 の状態)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他チャ ンネル 原子炉水位 (SA)	S —	常設	常設耐震重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×* <sup>1</sup>	—	—
	原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	S —	常設	常設耐震重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×* <sup>1</sup>	—	—
	原子炉圧力	主要パラメータの他チャ ンネル 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度	S — S — —	常設	常設耐震重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×* <sup>1</sup>	—	—
	原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度	S — S — —	常設	常設耐震重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×* <sup>1</sup>	—	—
格納容器バイパスの 監視 (原子炉格納容器内 の状態)	ドライウェル旁開気 温度	主要パラメータの他チャ ンネル 格納容器内圧力 (D/W)	—	常設	常設耐震重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	○	○	○
格納容器バイパスの 監視 (原子炉建屋内の状 態)	格納容器内圧力 (D/W)	格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル旁開気温度	—	常設	常設耐震重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×* <sup>1</sup>	—	—
格納容器バイパスの 監視 (原子炉建屋内の状 態)	高圧炉心注水系ポン プ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	S —	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	残留熱除去系ポンプ 吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	S —	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—

注記\*1：一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要のある部位（伝送器等）は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

## 58 条 計装設備(5/6)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内:○ PCV 外:× 可搬:—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 原子炉隔壁時冷却系系統 流量	— — S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	— — — — — —	× — — — — —	— — — — — —	— — — — — —
		高圧炉心注水系系統流量 復水補給水系流量 (格納 容器下部注水流量) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 復水移送ポンプ吐出圧力	S — S S — —						
		復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 残留熱除去系系統流量 復水移送ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出 圧力	— — S — C						
		主要パラメータの他チャ ンネル 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	— —						
		主要パラメータの他チャ ンネル 格納容器内空開気放射線 レベル (D/W) 格納容器内空閉気放射線 レベル (S/C) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	S S S — —						
		使用済燃料貯蔵プー ル水位・温度 (SA 広 域)	— — —						
		使用済燃料貯蔵プー ル水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール放 射線モニタ (高レンジ・ 低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監 視カメラ	— — —						
		使用済燃料貯蔵プー ル水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放 射線モニタ (高レンジ・ 低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監 視カメラ	C — —						
使用済燃料プールの 監視	使用済燃料貯蔵プー ル水位・温度 (SA)	使用済燃料貯蔵プー ル水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放 射線モニタ (高レンジ・ 低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監 視カメラ	C — —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	— — — —	× — — —	— — — —	— — — —
		使用済燃料貯蔵プー ル水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水 位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール監 視カメラ	C — —						
	使用済燃料貯蔵プー ル放射線モニタ (高 レンジ・低レンジ)	使用済燃料貯蔵プー ル水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール水 位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール監 視カメラ	C — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	— — — —	× — — —	— — — —	— — — —
		使用済燃料貯蔵プー ル監視カメラ (使用 済燃料貯蔵プール監 視カメラ用空冷装置 を含む)	使用済燃料貯蔵プー ル水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール水 位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール放 射線モニタ (高レンジ・ 低レンジ)						
発電所内の通信連絡	安全パラメータ表示 システム (SPDS)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
温度、圧力、水位、注 水量の計測・監視	可搬型計測器	各計器	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—

注記\*1：一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要のある部位（伝送器等）は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

## 58 条 計装設備(6/6)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内:○ PCV 外:× 可搬:—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
その他	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ出口 圧力	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	RCW サージタンク水 位	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	原子炉補機冷却水系 熱交換器出口冷却水 温度	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	ドレンタンク水位	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	遠隔空気駆動弁操作 用ポンベ出口圧力	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	M/C C 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	M/C D 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	第一 GTG 発電機電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	非常用 D/G 発電機電 圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	非常用 D/G 発電機電 力	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	非常用 D/G 発電機周 波数	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	P/C C-1 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	P/C D-1 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	直流 125V 主母線盤 A 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	直流 125V 上母線盤 B 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	直流 125V 充電器盤 A-2 帯電池電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	AM 用直流 125V 充電 器盤帯電池電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	第一 GTG 帯電機周波 数	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	電源車電圧	—	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大 事故緩和設備	—	—	—	—
	電源車周波数	—	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	M/C E 電圧	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	P/C E-1 電圧	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	直流 125V 主母線盤 C 電圧	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—

59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内 : ○ PCV 外 : × 可搬 : —	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス				
居住性の確保	中央制御室	(中央制御室) —	(S) —	常設	(重大事故等対処施設)	—	×	—	—	
	中央制御室待避室	—	—	常設	(重大事故等対処施設)	—	×	—	—	
	中央制御室遮蔽	(中央制御室遮蔽) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	中央制御室待避室遮蔽(常設)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	中央制御室待避室遮蔽(可搬型)	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	
	中央制御室可搬型陽圧化空調機	中央制御室換気空調系 —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	
	中央制御室待避室陽圧化装置(空気ポンベ)			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	無線連絡設備(常設)	62 条に記載						×	—	
	衛星電話設備(常設)	62 条に記載						×	—	
	データ表示装置(待避室)	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	×	—	—	
	差圧計	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—	
	酸素濃度・二酸化炭素濃度計	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—	
照明の確保	可搬型蓄電池内蔵型 照明	中央制御室照明	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—	
被ばく線量の低減	非常用ガス処理系排風機	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	

## 60 条 監視測定設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内 : ○ PCV 外 : × 可搬 : —	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
放射線量の代替測定	可搬型モニタリング ポスト	モニタリング・ポスト	C	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
放射能観測車の代替 測定装置	可搬型ダスト・よう 素サンプラー	放射能観測車	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	NaI シンチレーションサー ベイメータ			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	GM 汚染サーべイメー タ			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
気象観測設備の代替 測定	可搬型気象観測装置	気象観測設備	C	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
放射線量の測定	可搬型モニタリング ポスト	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	電離箱サーべイメー タ			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	小型船舶（海上モニ タリング用）			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
放射性物質濃度（空気 中・水中・土壤中）及 び海上モニタリング	可搬型ダスト・よう 素サンプラー	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	NaI シンチレーションサー ベイメータ			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	GM 汚染サーべイメー タ			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	ZnS シンチレーションサー ベイメータ			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	小型船舶（海上モニ タリング用）			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
モニタリング・ポスト の代替交流電源から の給電	モニタリング・ポス ト用発電機	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	×	—	—

## 61 条 緊急時対策所 (1/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		PCV 内 : ○ PCV 外 : × 可搬 : —	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
居住性の確保(対策本部)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)	—	—	常設	(重大事故等対処施設)	—	×	—	—
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)高気密室			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)遮蔽			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取り送風機			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ポンベ)			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)二酸化炭素吸収装置			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	酸素濃度計(対策本部)			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	二酸化炭素濃度計(対策本部)			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	差圧計(対策本部)			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	可搬型エリアモニタ(対策本部)			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
居住性の確保(待機場所)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)	—	—	常設	(重大事故等対処施設)	—	×	—	—
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)遮蔽			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)室内遮蔽			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ポンベ)			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	酸素濃度計(待機場所)			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	二酸化炭素濃度計(待機場所)			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	差圧計(待機場所)			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	可搬型エリアモニタ(待機場所)			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—

60 条に記載

## 61 条 緊急時対策所 (2/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内 : ○ PCV 外 : × 可搬 : —	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備		
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス					
必要な情報の把握	安全パラメータ表示 システム (SPDS)	62 条に記載							×	—	—
通信連絡 (5 号炉原子 炉建屋内緊急時対策 所)	無線連絡設備 (常設)	62 条に記載		—	—	—	—	—	—		
	無線連絡設備 (可搬 型)			—	—	—	—	—	—		
	携帯型音声呼出電話 設備			—	—	—	—	—	—		
	衛星電話設備 (常設)			—	—	—	—	—	—		
	衛星電話設備 (可搬 型)			—	—	—	—	—	—		
	統合原子力防災ネット ワークを用いた通 信連絡設備			—	—	—	—	—	—		
	5 号炉屋外緊急連絡 用インターフォン			—	—	—	—	—	—		
電源の確保 (5 号炉原 子炉建屋内緊急時対 策所)	5 号炉原子炉建屋内 緊急時対策所用可搬 型電源設備	57 条に記載		可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—		
	可搬ケーブル			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—		
	負荷変圧器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—		
	交流分電盤			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—		
	軽油タンク			—	—	—	—	—	—		
	タンクローリ (4kl.)			—	—	—	—	—	—		

## 62 条 通信連絡を行うために必要な設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内 : ○ PCV 外 : × 可搬 : —	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
発電所内の通信連絡	携帯型音声呼出電話 設備	送受話器, 電力保安通信用電話設備 —	C —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	無線連絡設備（常設）			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	無線連絡設備（可搬 型）			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	衛星電話設備（常設）			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	衛星電話設備（可搬 型）			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	5 号炉屋外緊急連絡 用インターフォン			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	安全パラメータ表示 システム (SPDS)			常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
発電所外の通信連絡	衛星電話設備（常設）	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	衛星電話設備（可搬 型）			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	統合原子力防災ネットワークを用いた通 信連絡設備			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	×	—	—
	データ伝送設備			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	×	—	—

## その他の設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内 : ○ PCV 外 : × 可搬 : —	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
重大事故等時に対処 するための流路、注水 先、注入先、排出元等	原子炉圧力容器	(原子炉圧力容器) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	○	○	○*1
	原子炉格納容器	(原子炉格納容器) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	○	○	○*2
	使用済燃料プール	(使用済燃料プール) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—
	原子炉建屋原子炉区域	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
非常用取水設備	海水貯留堰	(海水貯留堰) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	スクリーン室	(スクリーン室) —	(C(Ss)) —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	取水路	(取水路) —	(C(Ss)) —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	補機冷却用海水取水路	(補機冷却用海水取水路)	(C(Ss))	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	補機冷却用海水取水槽	(補機冷却用海水取水槽)	(C(Ss))	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—

注記\*1：原子炉圧力容器は無機物である低合金鋼、炭素鋼等が使用されており耐放射線性を有するため、事故後長期にわたって健全性は維持されると考えられる。

\*2：原子炉格納容器は無機物である炭素鋼等が使用されており耐放射線性を有するため、事故後長期にわたって健全性は維持されると考えられる。また、トップヘッジフランジ等に用いられる改良 E PDM 製シール材についても、累積放射線照射量の増加に対して基礎特性の有意な変化がないことを試験により確認している。

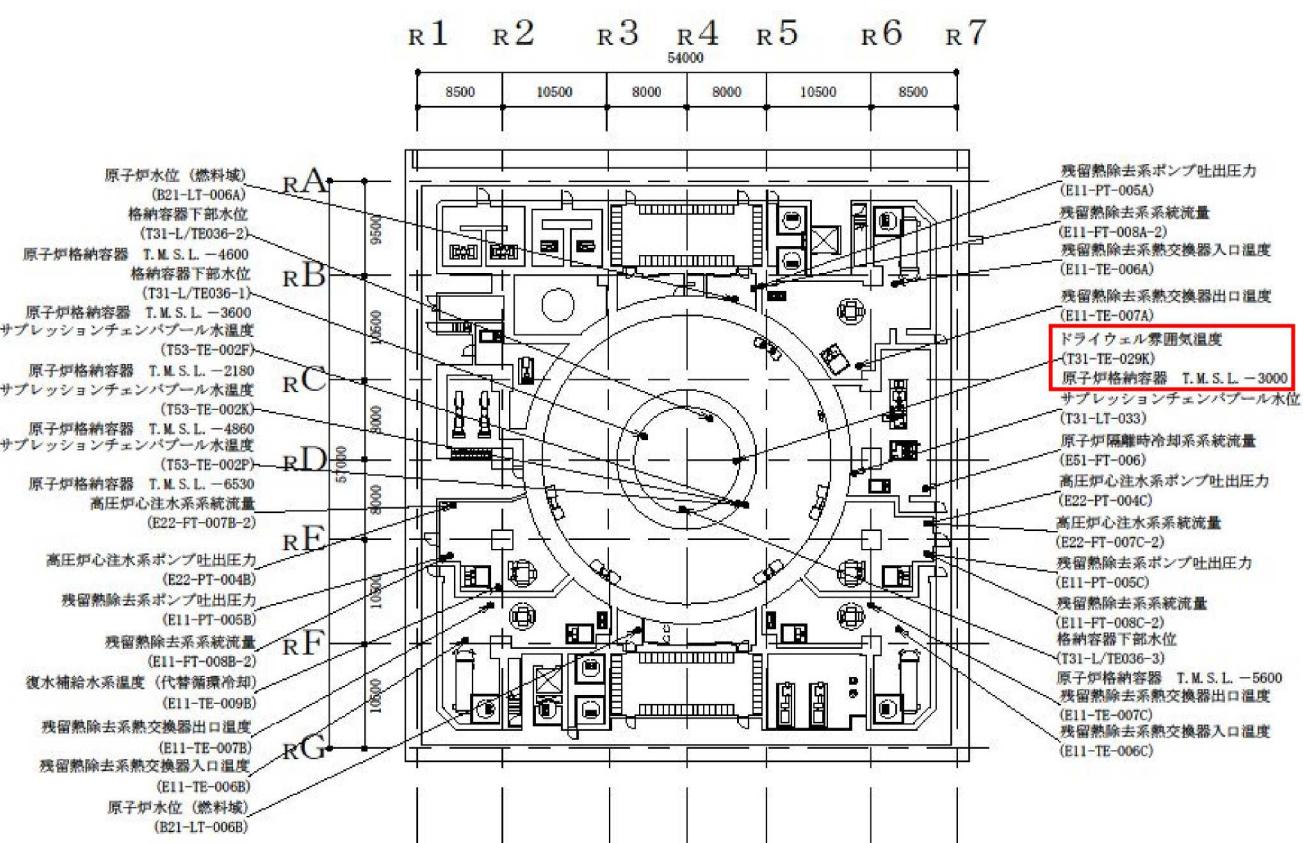
#### 「4. 事故後 8 日以降の放射線に対する評価」で抽出されたパラメータ

① ドライウェル雰囲気温度
・ドライウェル雰囲気温度は、「原子炉格納容器内の温度」を監視する主要パラメータ。
・ドライウェル雰囲気温度は一部に有機材料を使用しているため放射線による劣化を考慮する必要があるが、少なくとも□日程度の耐放射線性を有する。
・ドライウェル雰囲気温度の 1 個が機能喪失した場合でも、他のドライウェル雰囲気温度により監視を継続できる。
・ドライウェル雰囲気温度が期待できない状況を想定した場合は、格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C) による推定が可能である。推定方法としては、保守的に原子炉格納容器内が飽和蒸気環境であると仮定し、飽和温度／圧力の関係を利用して推定を行う。
・格納容器内圧力 (D/W) 等については、伝送器の設置場所が原子炉格納容器外であることから、事故後 8 日以降の放射線による影響を考慮しても中長期にわたり耐放射線性を有しており、故障した際には外部支援により設備の取替えが可能である。
② 格納容器下部水位
・格納容器下部水位は、「原子炉格納容器内の水位」を監視する主要パラメータ。
・格納容器下部水位は一部に有機材料を使用しているため放射線による劣化を考慮する必要があるが、少なくとも□日程度の耐放射線性を有する。
・格納容器下部水位の 1 個が機能喪失した場合でも、他の格納容器下部水位により監視を継続できる。
・格納容器下部水位が期待できない状況を想定した場合は、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）及び復水貯蔵槽水位 (SA) による推定が可能である。推定方法としては、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）で推定を行う場合は原子炉格納容器下部への注水量、復水貯蔵槽水位 (SA) で推定を行う場合は復水貯蔵槽の水位の変化量からそれぞれ推定を行う。
・復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）等については、伝送器の設置場所が原子炉格納容器外であることから、事故後 8 日以降の放射線による影響を考慮しても中長期にわたり耐放射線性を有しており、故障した際には外部支援により設備の取替えが可能である。

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	8 日以降の監視		
			抽出されたパラメータの健全性評価	外部支援手段等により監視を期待するパラメータ	外部支援手段（例）
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力 (D/W) ③格納容器内圧力 (S/C)	主要パラメータであるドライウェル雰囲気温度は、一部に有機材料を使用しているため放射線による劣化を考慮する必要があるが、少なくとも□日程度の耐放射線性は有している。 ドライウェル雰囲気温度が機能喪失した場合には、代替パラメータである格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C) による推定が可能である。格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C) は、伝送器の設置場所が原子炉格納容器外であることから、事故後 8 日以降の放射線による影響を考慮しても中長期にわたり耐放射線性を有している。 なお、格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C) の計装配管は原子炉格納容器内にあるが、計装配管は無機物であることから、事故後 8 日以降の耐放射線性は有している。	・格納容器内圧力 (D/W) ・格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C) は、伝送器の設置場所が原子炉建屋原子炉区域であり、少なくとも 100 日以上の耐放射線性を有しており、事故後 100 日以降の作業環境としては□以下であることから、故障した際には外部支援により設備の取替えが可能である。(参考 5 参照)
原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル ②復水補給水系流量(格納容器下部注水流量) ③復水貯蔵槽水位 (SA)	主要パラメータである格納容器下部水位は、一部に有機材料を使用しているため放射線による劣化を考慮する必要があるが、少なくとも□日程度の耐放射線性は有している。 格納容器下部水位が機能喪失した場合には、代替パラメータである復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)及び復水貯蔵槽水位 (SA) による推定が可能である。復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)及び復水貯蔵槽水位 (SA) は、伝送器の設置場所が原子炉格納容器外であることから、事故後 8 日以降の放射線による影響を考慮しても中長期にわたり耐放射線性を有している。	・復水補給水系流量(格納容器下部注水流量) ・復水貯蔵槽水位 (SA)	復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)は、伝送器の設置場所が原子炉建屋原子炉区域であり、少なくとも 100 日以上の耐放射線性を有しており、事故後 100 日以降の作業環境としては□以下であることから、故障した際には外部支援により設備の取替えが可能である。(参考 5 参照) なお、復水貯蔵槽水位 (SA) は、伝送器の設置場所がその他の建屋内(廃棄物処理建屋)であり、線量率は原子炉建屋原子炉区域内よりも低いことから、故障した際には復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)の場合と同様に外部支援により設備の取替えが可能である。

注記\* : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

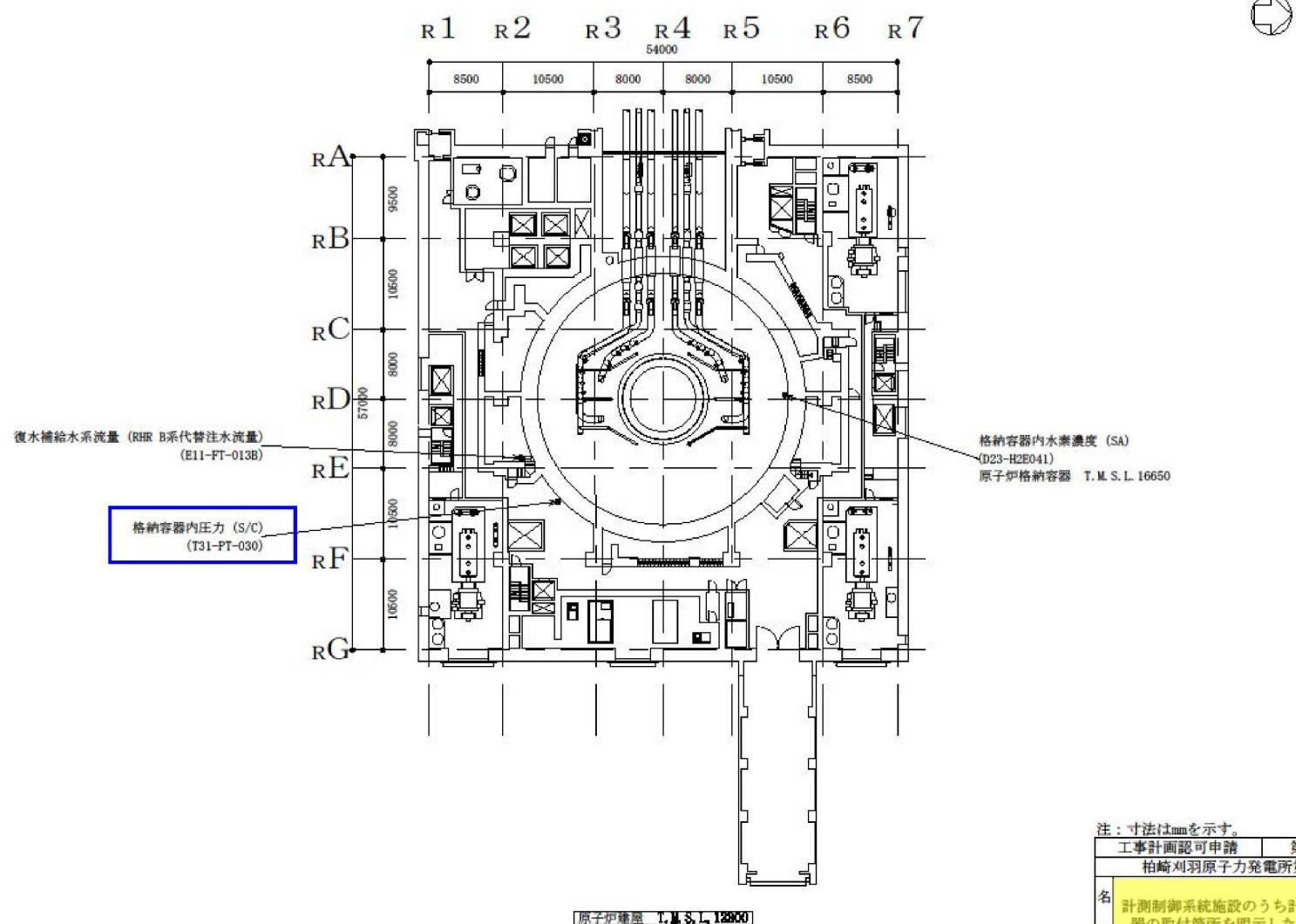
注記：赤枠で囲んだ計測装置は主要パラメータ、青枠で囲んだ計測装置は代替パラメータを示す。



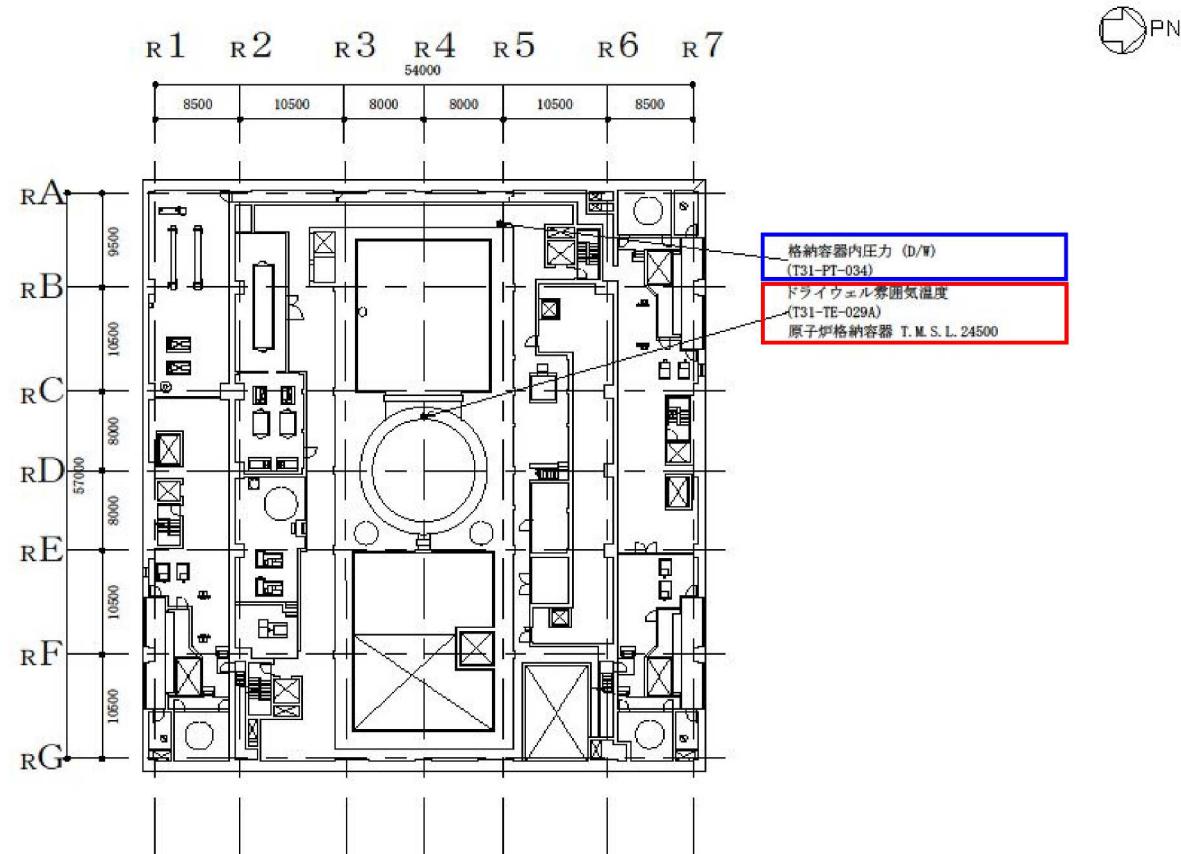
原子炉建屋 T.M.S.L. -3000

注：寸法はmmを示す。
工事計画認可申請 第5-4-2-1図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機
名 称 計測制御系統施設のうち計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面（その1）
東京電力ホールディングス株式会社

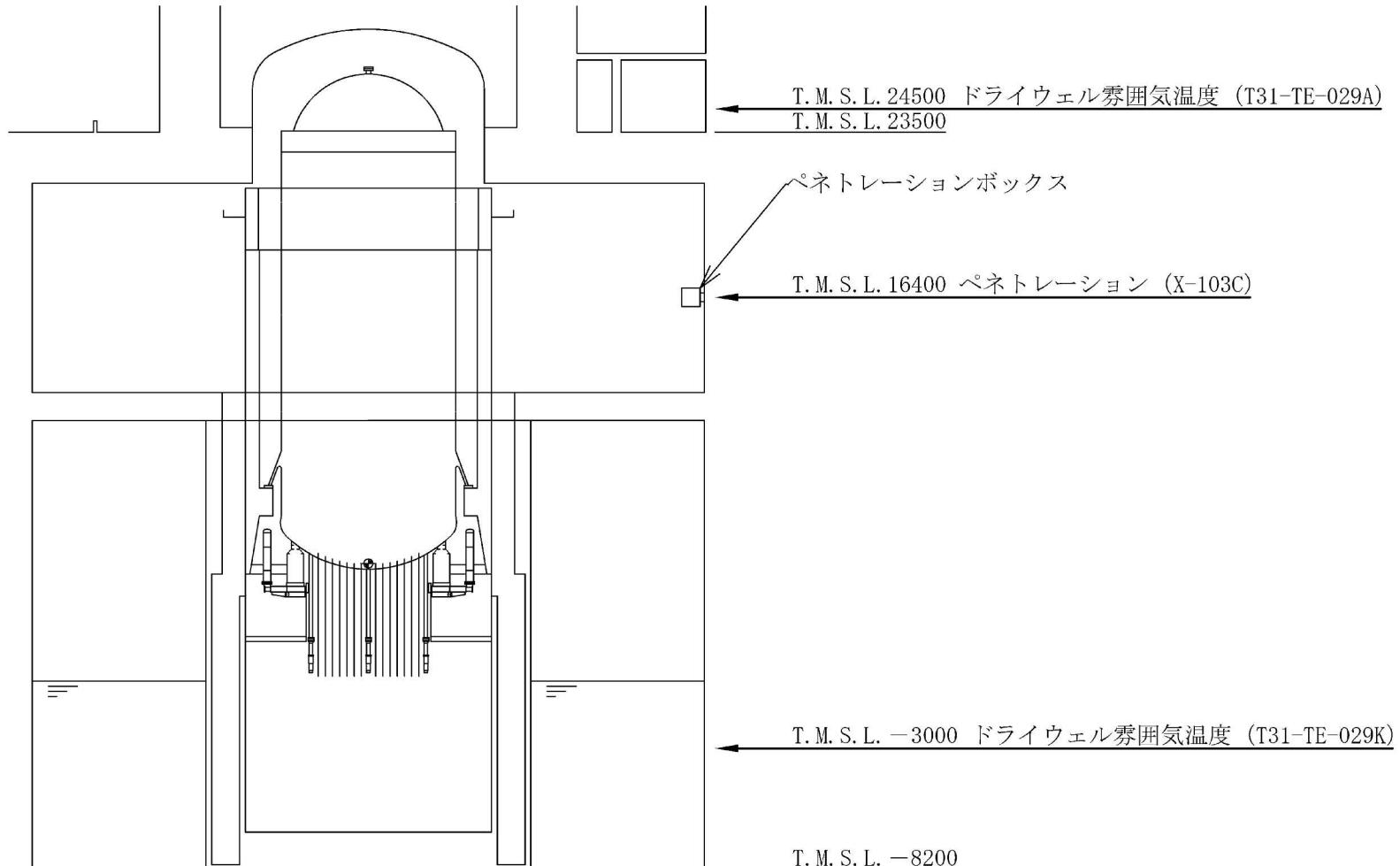
注記：赤枠で囲んだ計測装置は主要パラメータ、青枠で囲んだ計測装置は代替パラメータを示す。



注記：赤枠で囲んだ計測装置は主要パラメータ、青枠で囲んだ計測装置は代替パラメータを示す。

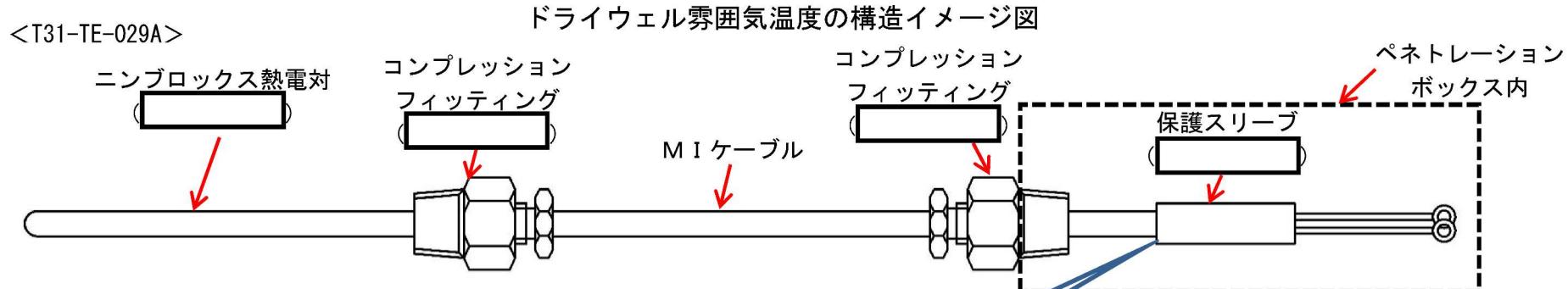


注：寸法はmmを示す。
工事計画認可申請 第5-4-2-6図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機
名 称 計測制御系統施設のうち計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面（その6）
東京電力ホールディングス株式会社

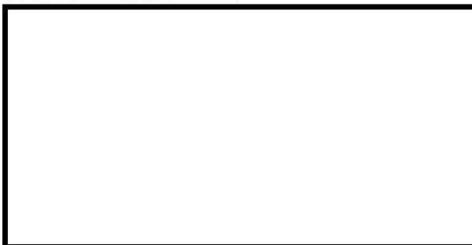


注：寸法はmmを示す。

ドライウェル雰囲気温度のペネトレーションボックス設置位置図



保護スリーブ詳細イメージ



■ : 有機材料使用箇所  
(材質 [REDACTED])

注記\* : 電線保護を目的としている。  
熱や放射線による劣化としては、熱収縮チューブの硬化等  
が考えられるが、熱収縮チューブが劣化しても絶縁性が保  
たれていれば温度測定は可能

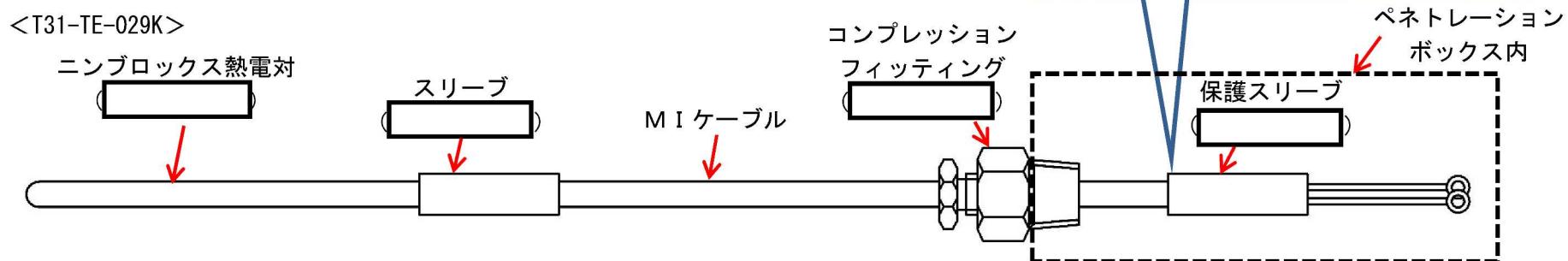
保護スリーブ詳細イメージ



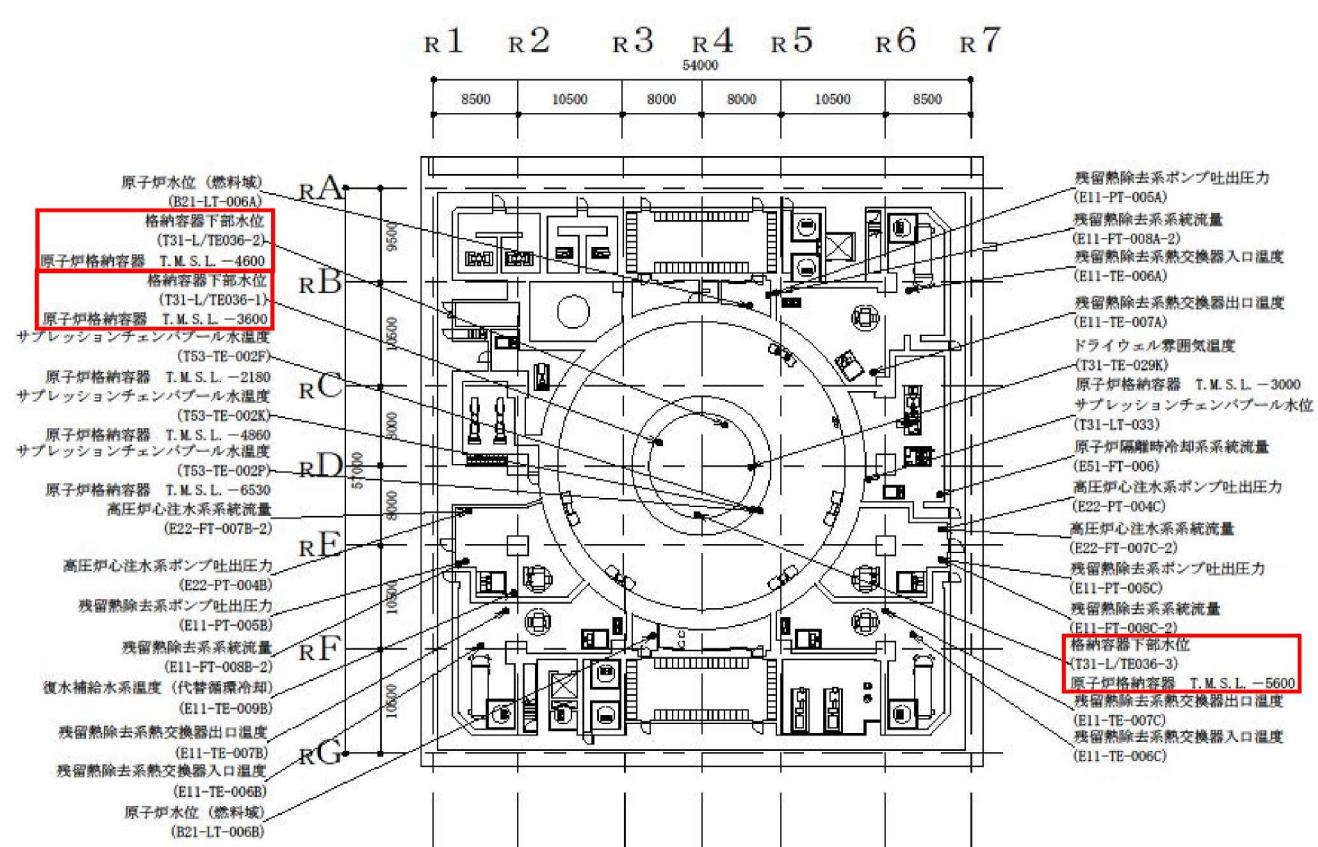
■ : 有機材料使用箇所  
(材質 [REDACTED] \*)

注記\* : 電線保護を目的としている。  
熱や放射線による劣化としては、熱収縮チューブの硬化等  
が考えられるが、熱収縮チューブが劣化しても絶縁性が保  
たれていれば温度測定は可能

40

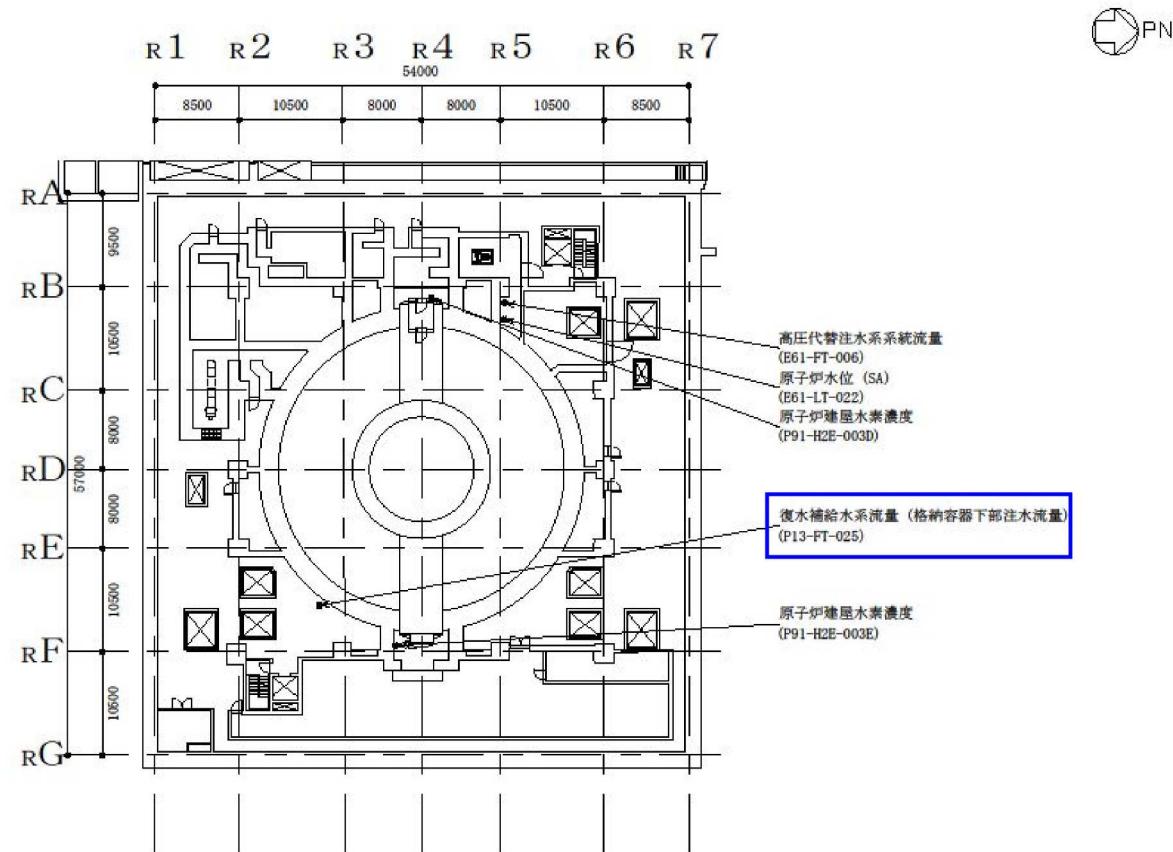


注記：赤枠で囲んだ計測装置は主要パラメータ、青枠で囲んだ計測装置は代替パラメータを示す。



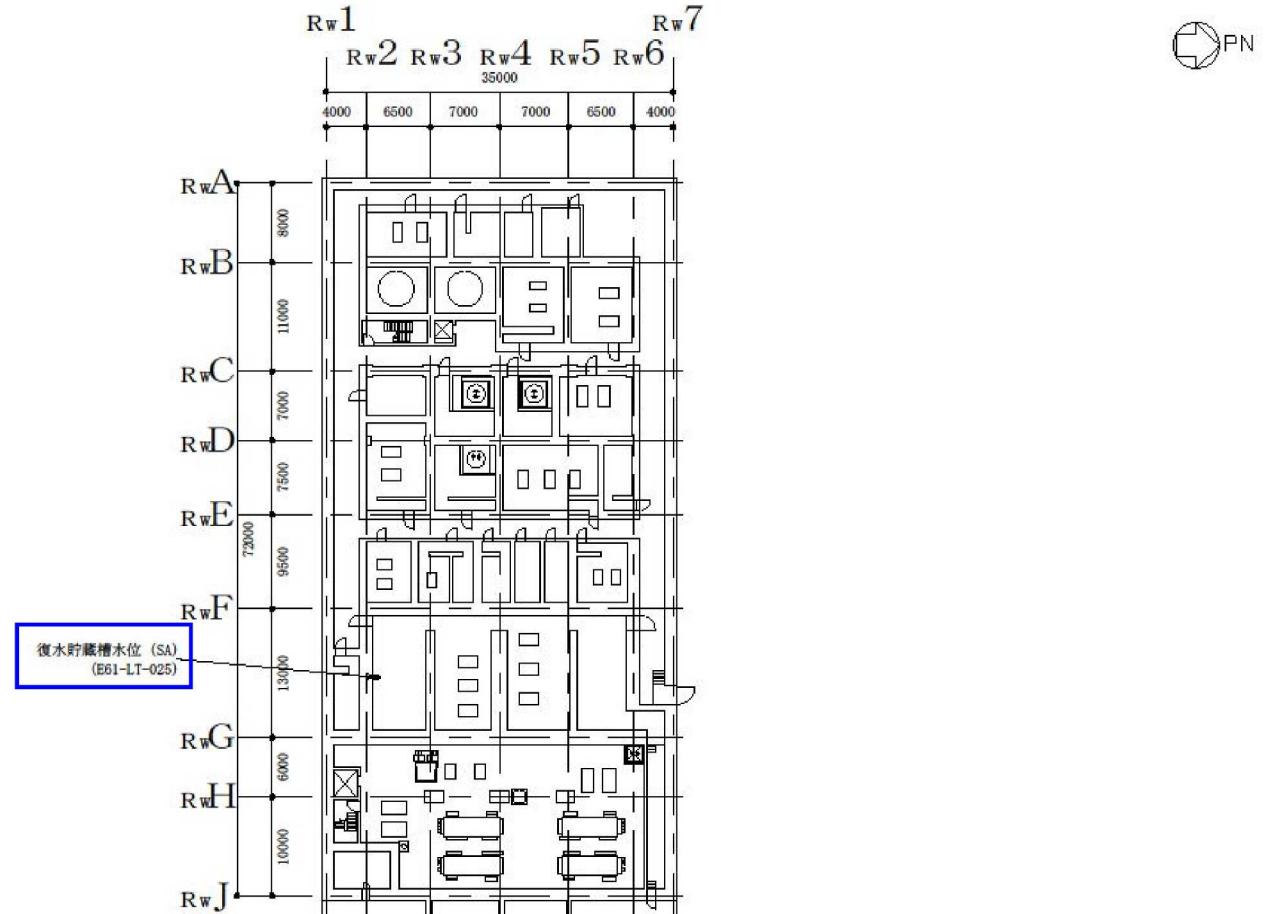
注：寸法はmmを示す。	
工事計画認可申請	第5-4-2-1図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名 称	
計測制御系統施設のうち計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面（その1）	
東京電力ホールディングス株式会社	
0517	

注記：赤枠で囲んだ計測装置は主要パラメータ、青枠で囲んだ計測装置は代替パラメータを示す。



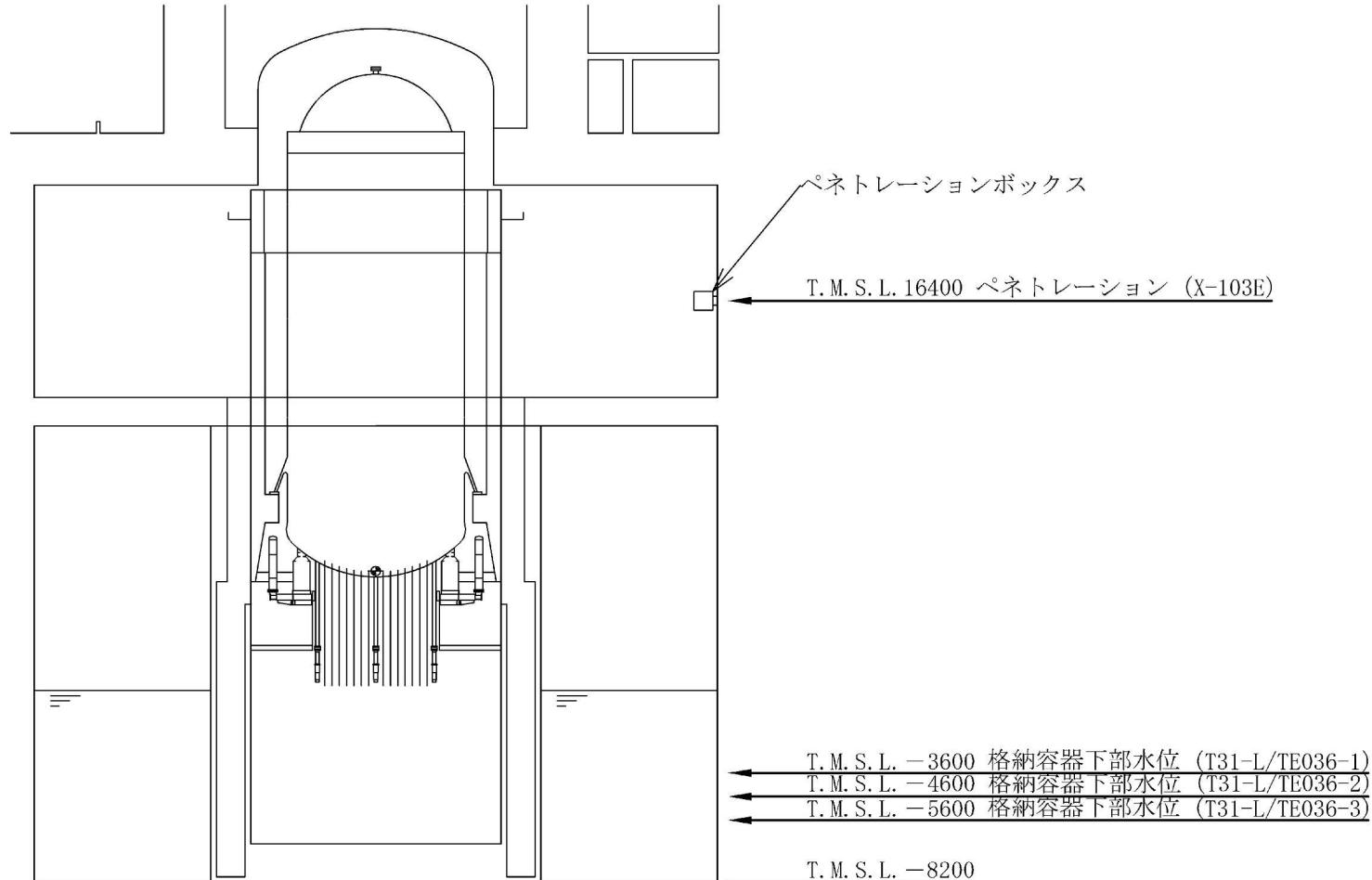
注：寸法はmmを示す。	
工事計画認可申請	第5-4-2-2図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名 称	
計測制御系統施設のうち計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面（その2）	
東京電力ホールディングス株式会社	
0317	

注記：赤枠で囲んだ計測装置は主要パラメータ、青枠で囲んだ計測装置は代替パラメータを示す。



廃棄物処理棟屋 TML-L-6109

注：寸法はmmを示す。
工事計画認可申請 第5-4-2-9図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機
名 称 計測制御系統施設のうち計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面（その9）
東京電力ホールディングス株式会社

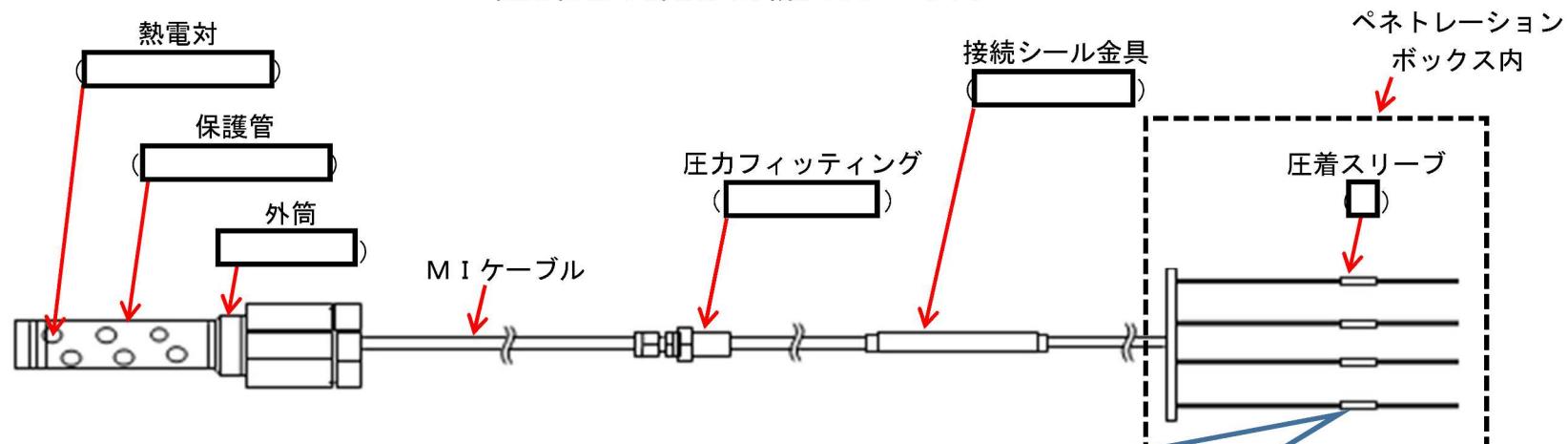


注：寸法はmmを示す。

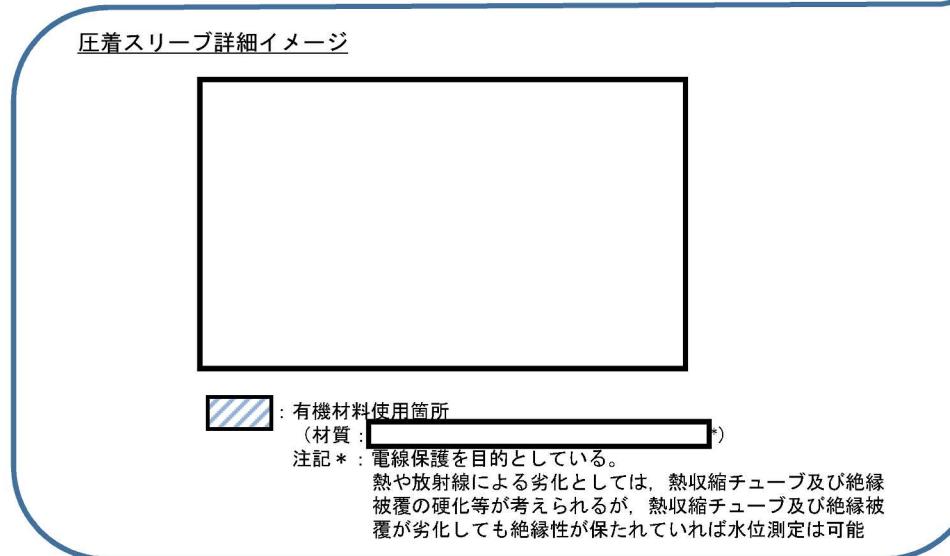
格納容器下部水位のペネトレーションボックス設置位置図

<T31-L/TE036-1, 2, 3>

### 格納容器下部水位の構造イメージ図



圧着スリーブ詳細イメージ



## ドライウェル雰囲気温度及び格納容器下部水位の耐放射線性について

格納容器破損防止対策の有効性評価におけるドライウェル雰囲気温度及び格納容器下部水位の耐放射線性の日数については、以下に示すとおりである。なお、下記のとおり、③の積算線量及び④の1日当たりの線量率は有効性評価の各評価事故シーケンスを十分包絡する値となっており、有効性評価の各評価事故シーケンスを想定すると、機能を期待できる日数は□日程度よりも更に長くなる。

### ○ドライウェル雰囲気温度

機能を期待できる日数としては、□日程度と算出している。

#### ▼算出根拠

$$(① \boxed{\phantom{00}} - ② 17.5 \text{ kGy} - ③ 430 \text{ kGy}) \div ④ 34 \text{ kGy/日} + 7 \text{ 日} = \boxed{\phantom{00}} \text{ 日}$$

- ①環境認定試験により健全性を確認した積算線量 : □
- ②通常運転中の10年間の積算線量 : 17.5 kGy<sup>\*1</sup>
- ③重大事故等発生から7日間の積算線量 : 430 kGy (格納容器破損防止対策の有効性評価の各評価事故シーケンスを考慮して、保守的な条件とした場合の積算線量)
- ④7日時点の線量率から算出した1日当たりの線量率(解析値) : 34 kGy/日 (格納容器破損防止対策の有効性評価の各評価事故シーケンスを考慮して、保守的な条件とした場合の1日当たりの線量率) \*2

### ○格納容器下部水位

機能を期待できる日数としては、□日程度と算出している。

#### ▼算出根拠

$$(① \boxed{\phantom{00}} - ② 17.5 \text{ kGy} - ③ 430 \text{ kGy}) \div ④ 34 \text{ kGy/日} + 7 \text{ 日} = \boxed{\phantom{00}} \text{ 日}$$

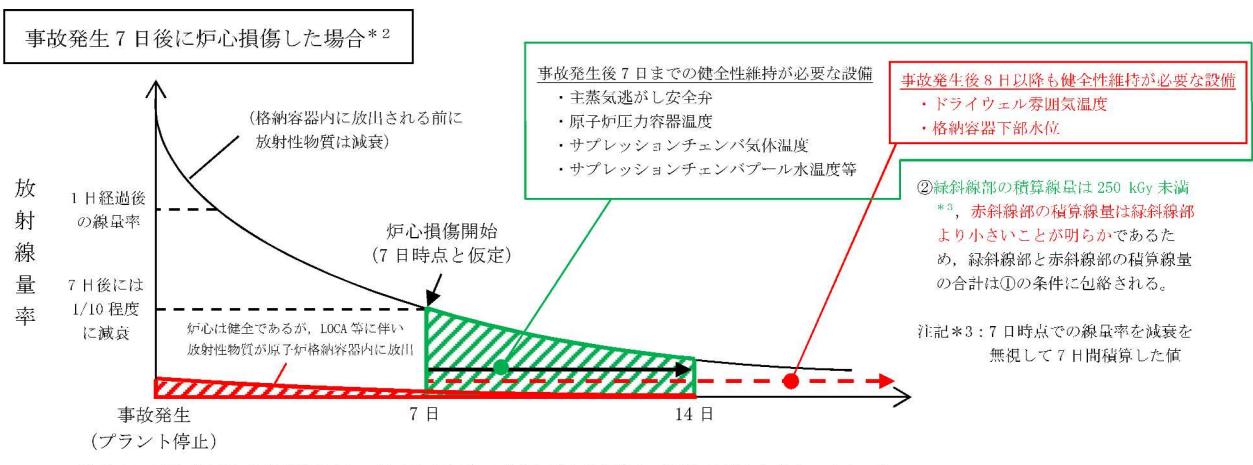
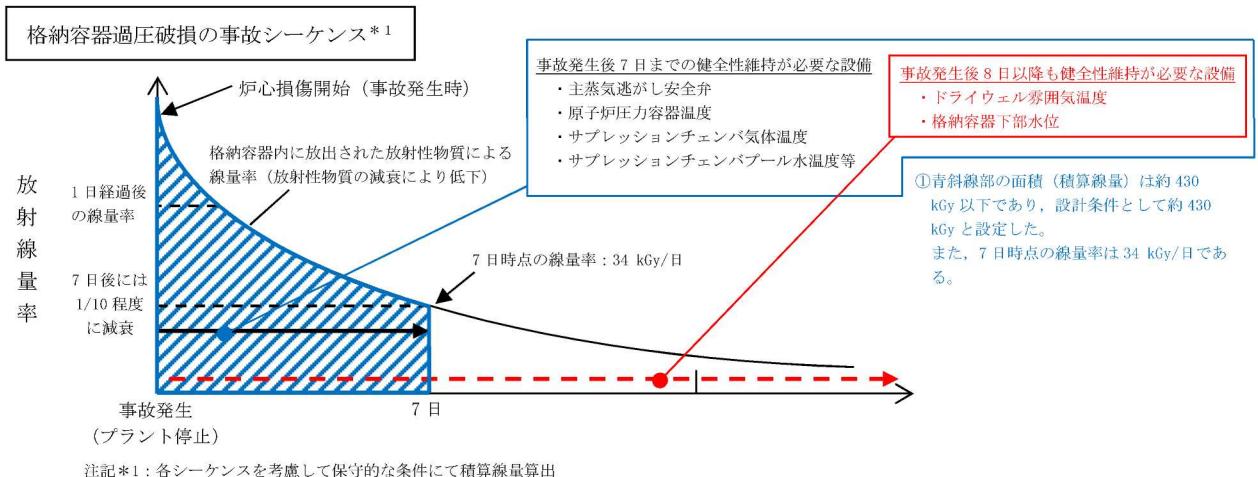
- ①環境認定試験により健全性を確認した積算線量 : □
- ②通常運転中の10年間の積算線量 : 17.5 kGy<sup>\*1</sup>
- ③重大事故等発生から7日間の積算線量 : 430 kGy (格納容器破損防止対策の有効性評価の各評価事故シーケンスを考慮して、保守的な条件とした場合の積算線量)
- ④7日時点の線量率から算出した1日当たりの線量率(解析値) : 34 kGy/日 (格納容器破損防止対策の有効性評価の各評価事故シーケンスを考慮して、保守的な条件とした場合の1日当たりの線量率) \*2

注記\*1：放射線による劣化を考慮する必要のある有機材料はペネトレーションボックス内のアダプタ部のみに使用していることから、原子炉格納施設内のペネトレーションボックス設置エリアの通常運転中の環境条件の設計値を示している。

設計値については、柏崎刈羽原子力発電所第7号機の機器設計環境仕様書に記載の線量(通常運転時: 70kGy/40年)を引用し、設備の取替え周期である10年間における積算線量として17.5kGyを設定している。

\*2：事故後8日以降は減衰しないものと保守的に仮定している。

## 重大事故等時の条件として考慮した原子炉格納容器内の積算線量について



事象が緩やかに進展する場合は、プラント停止から炉心損傷までの時間が長くなり、  
放射線量率は低減するため、積算線量は、設計条件 (430 kGy) に包絡される。

主パラメータである計器（ドライウェル雰囲気温度及び格納容器下部水位）の事故時の健全性や  
計測する上での代表性及び使っている有機材料及びその耐熱温度について

ドライウェル雰囲気温度及び格納容器下部水位については基本的に金属材料で構成されているが、  
検出部の一部については有機材料である [ ]

[ ] を使用している。

熱耐性としては、環境認定試験において、有機材料部である [ ]

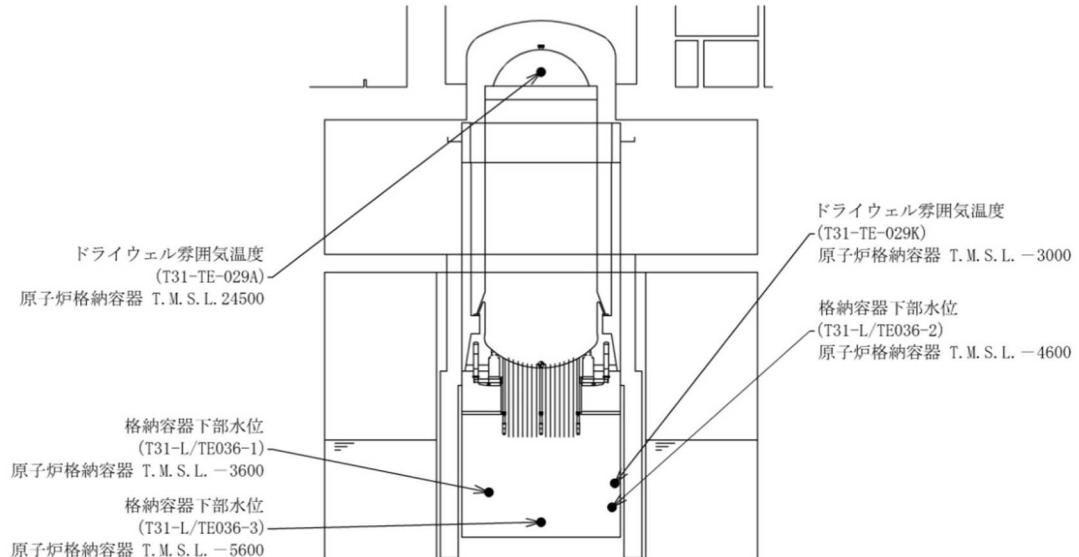
[ ] も含めて試験供試体を作成し、最高温度 [ ] °Cにて試験を実施  
し健全性を確認している。重大事故等時における最高温度は 200 °Cであることから、耐熱性に問題  
ないと考えている。

## ドライウェル雰囲気温度及び格納容器下部水位の配置について

ドライウェル雰囲気温度については、格納容器内の上部（T.M.S.L. 24500mm），下部（T.M.S.L. -3000mm）にそれぞれ1台ずつ設置されており、原子炉格納容器内の雰囲気温度を計測することが可能である。

格納容器下部水位については、ペデスタル内に3台（T.M.S.L. -3600mm, -4600mm, -5600mm）設置されており、原子炉格納容器内の水位を計測することが可能である。

ドライウェル雰囲気温度及び格納容器下部水位の設置場所について、図1,2に示す。



注：寸法はmmを示す。

図1 ドライウェル雰囲気温度及び格納容器下部水位の設置場所(概略図)

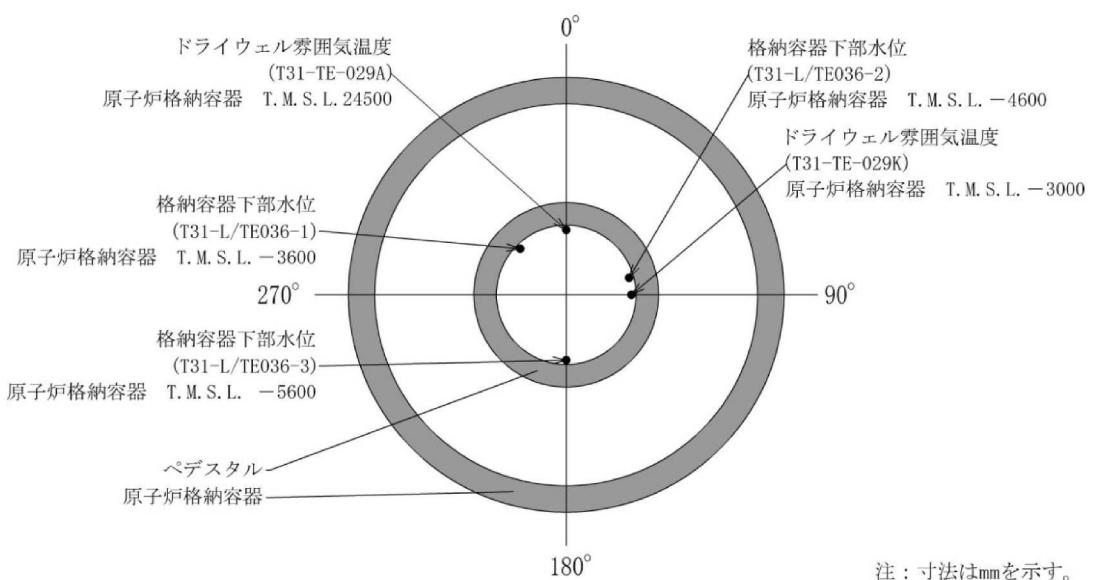


図2 ドライウェル雰囲気温度及び格納容器下部水位の設置場所(概略平面図)

一部の部位が原子炉格納容器内にある計装設備の系統構成、設置場所及び個数について

一部の部位が原子炉格納容器内にある計装設備の系統構成、設置場所及び個数について、以下に示す。

設備	設置場所	個数	系統構成
原子炉圧力	図 13 に示す	3	原子炉格納容器内に凝縮槽及び計装配管が設置されており、凝縮槽及び計装配管を通じて原子炉格納容器外の弾性圧力検出器にて圧力を検出している。凝縮槽及び計装配管は、無機物で構成されている。(構成図を図 1, 2 に示す。)
原子炉圧力 (SA)	図 13 に示す	1	
原子炉水位 (広帯域)	図 13 に示す	3	原子炉格納容器内に凝縮槽及び計装配管が設置されており、凝縮槽及び計装配管を通じて原子炉格納容器外の差圧式水位検出器にて水位を検出している。凝縮槽及び計装配管は、無機物で構成されている。(構成図を図 3~5 に示す。)
原子炉水位 (燃料域)	図 11 に示す	2	
原子炉水位 (SA)	図 12, 13 に示す	2	
格納容器内圧力 (D/W)	図 15 に示す	1	
格納容器内圧力 (S/C)	図 14 に示す	1	
サプレッションチャンバープール水位	図 11 に示す	1	原子炉格納容器内に計装配管が設置されており、計装配管を通じて原子炉格納容器外の検出器にて圧力、水位等を検出している。計装配管は、無機物で構成されている。(構成図を図 6~10 に示す。)
格納容器内水素濃度	図 16 に示す	2	
格納容器内酸素濃度	図 16 に示す	2	

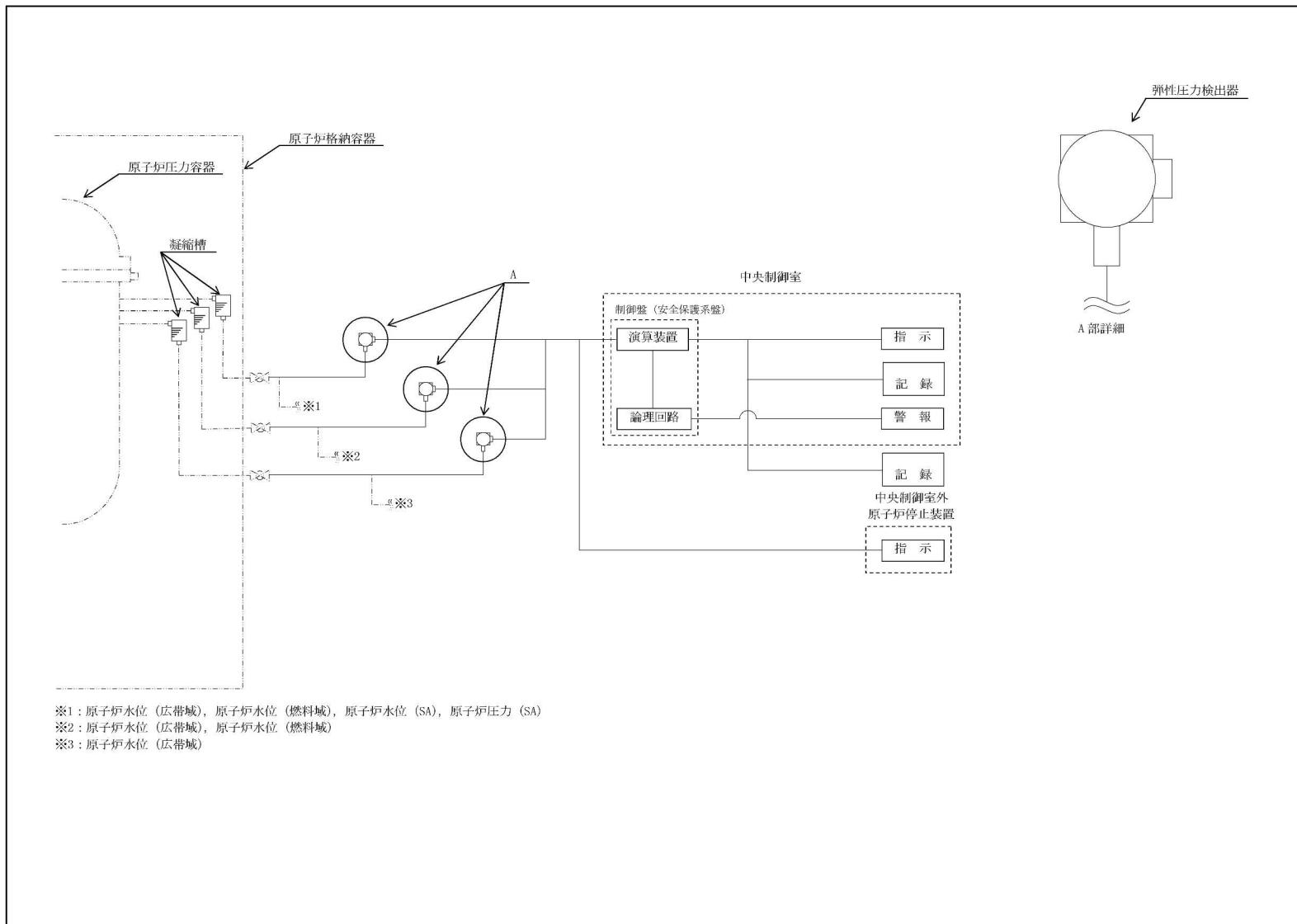


図1 検出器の構成図（原子炉圧力）

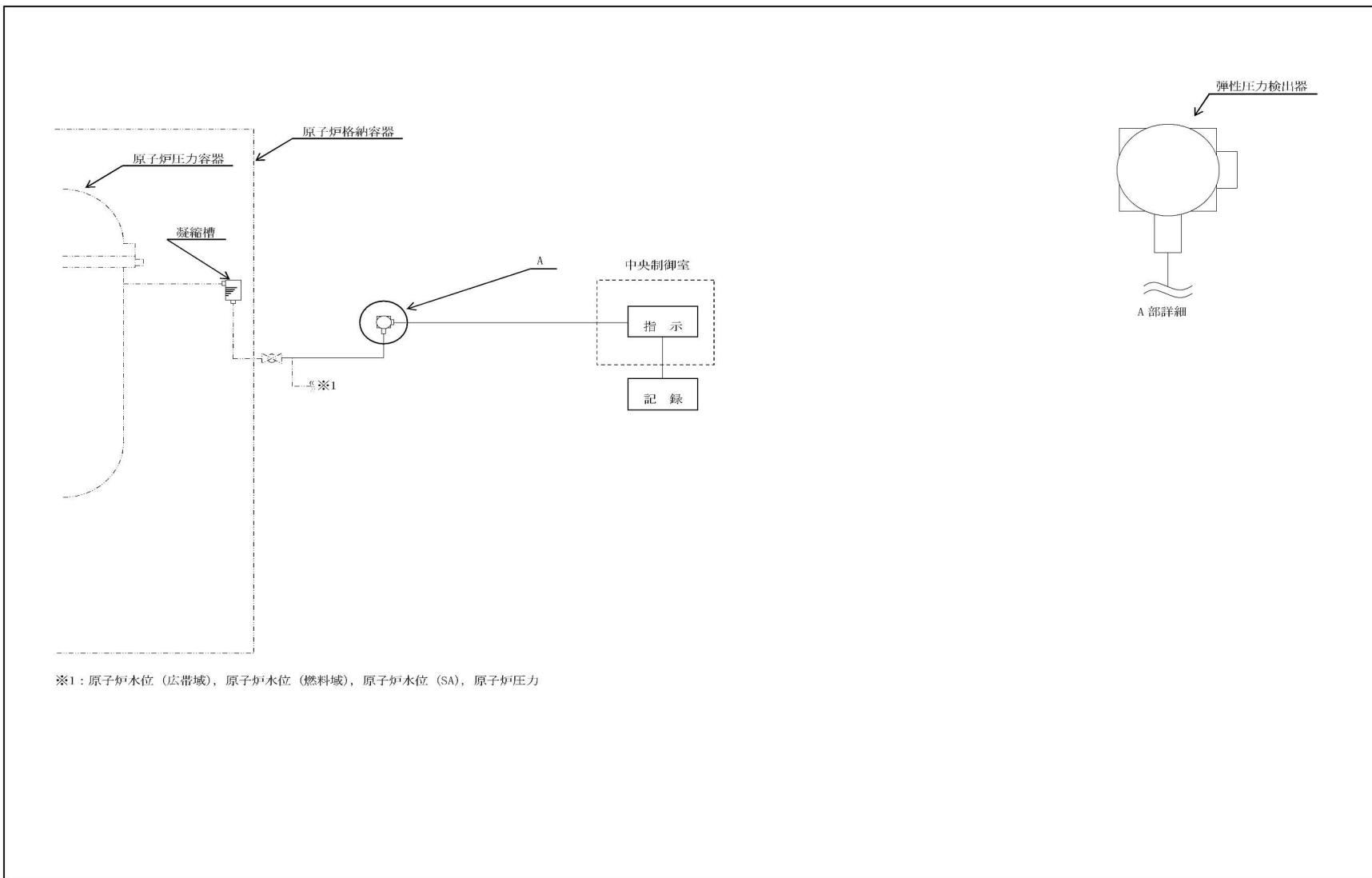


図2 検出器の構成図（原子炉圧力（SA））

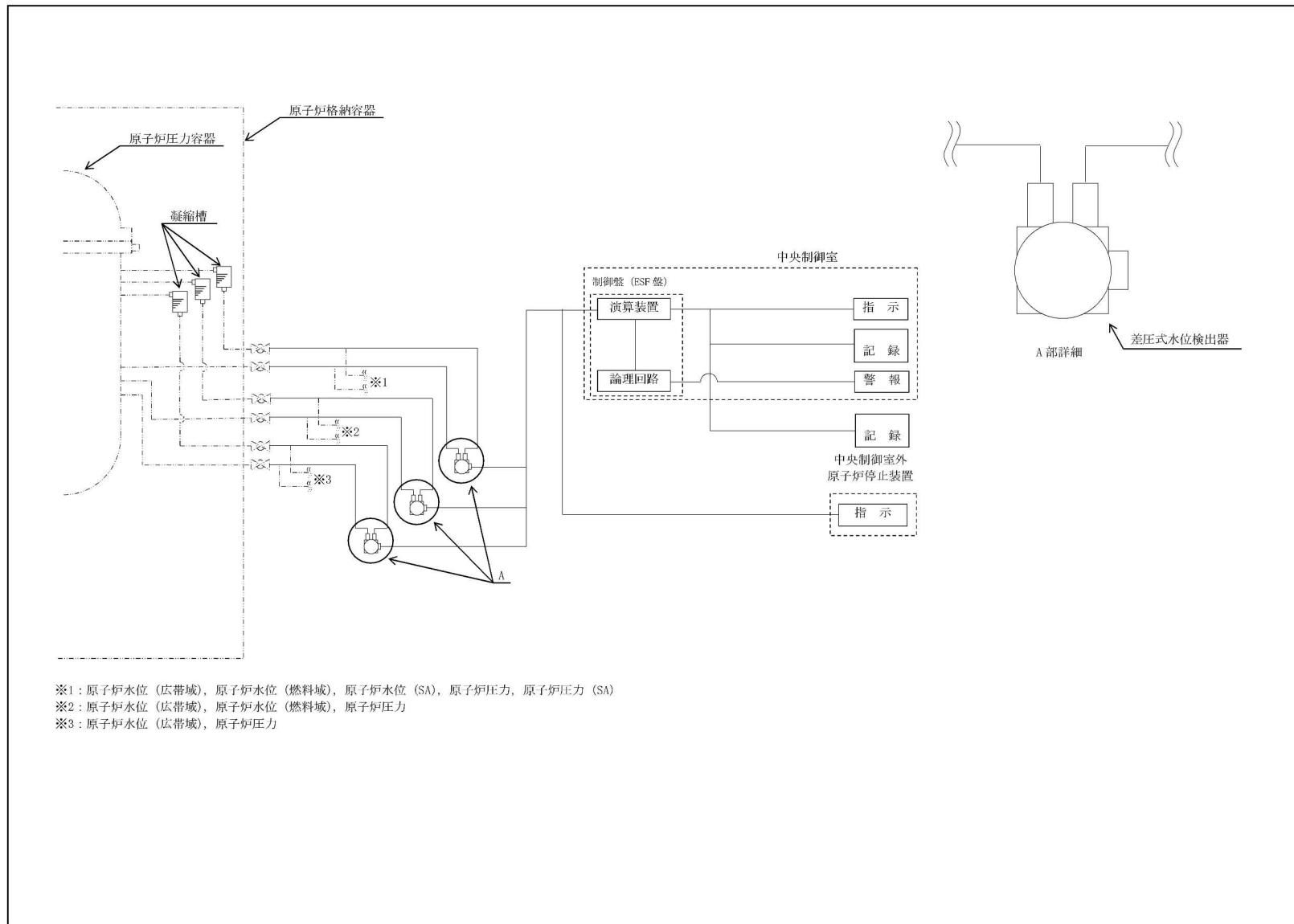


図3 検出器の構成図（原子炉水位（広帯域））

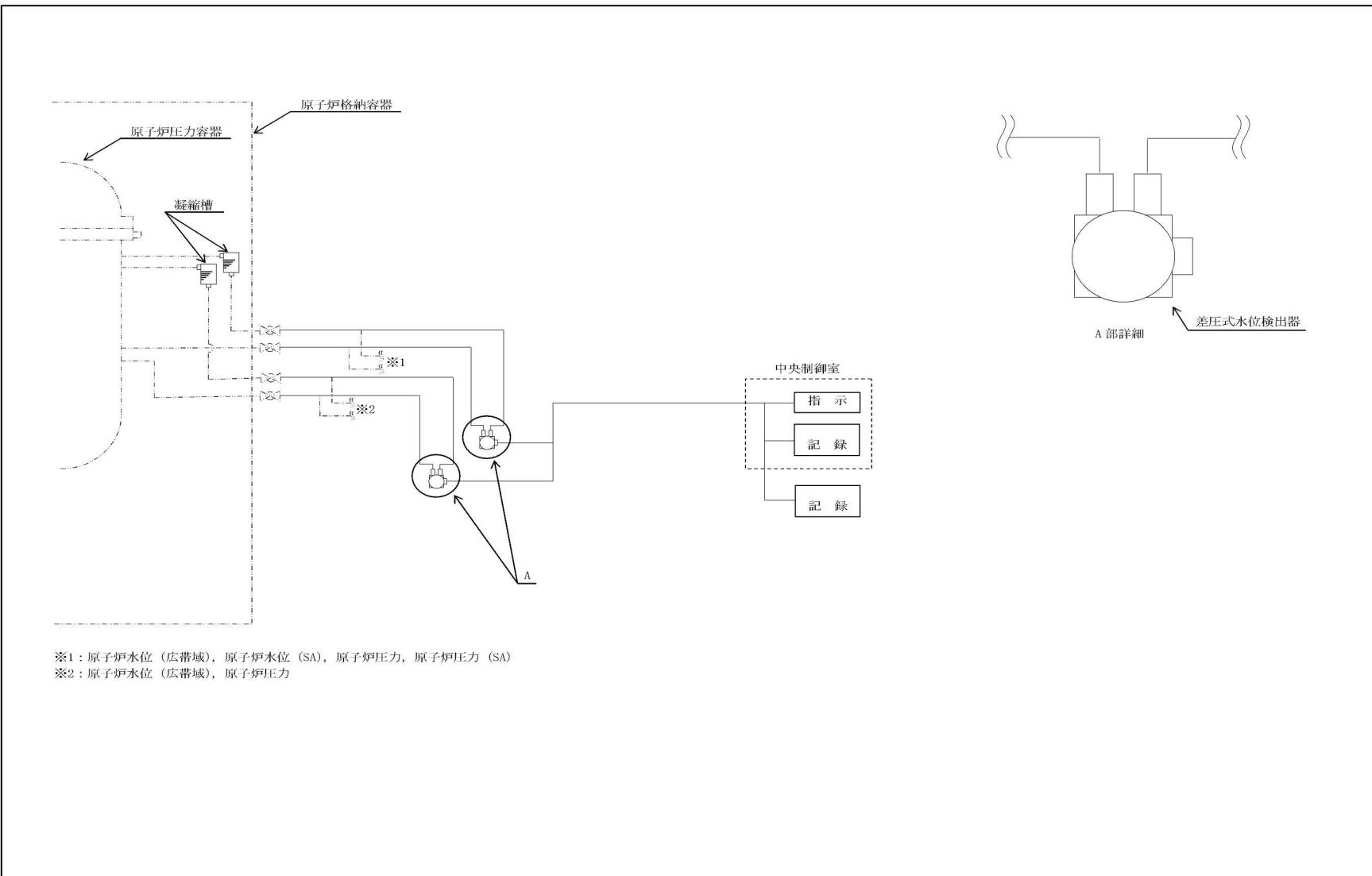


図4 検出器の構成図（原子炉水位（燃料域））

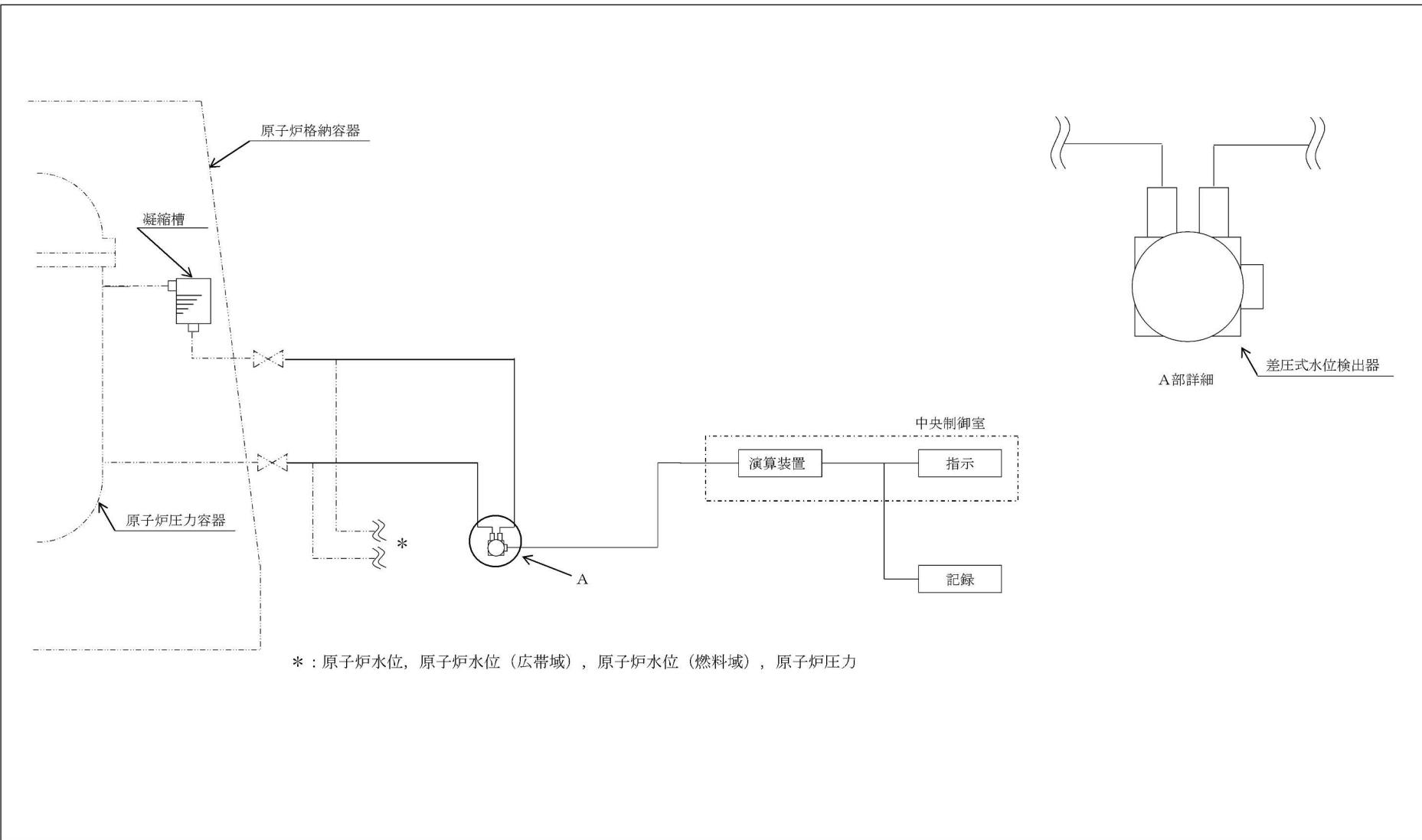


図5 検出器の構成図（原子炉水位（SA））

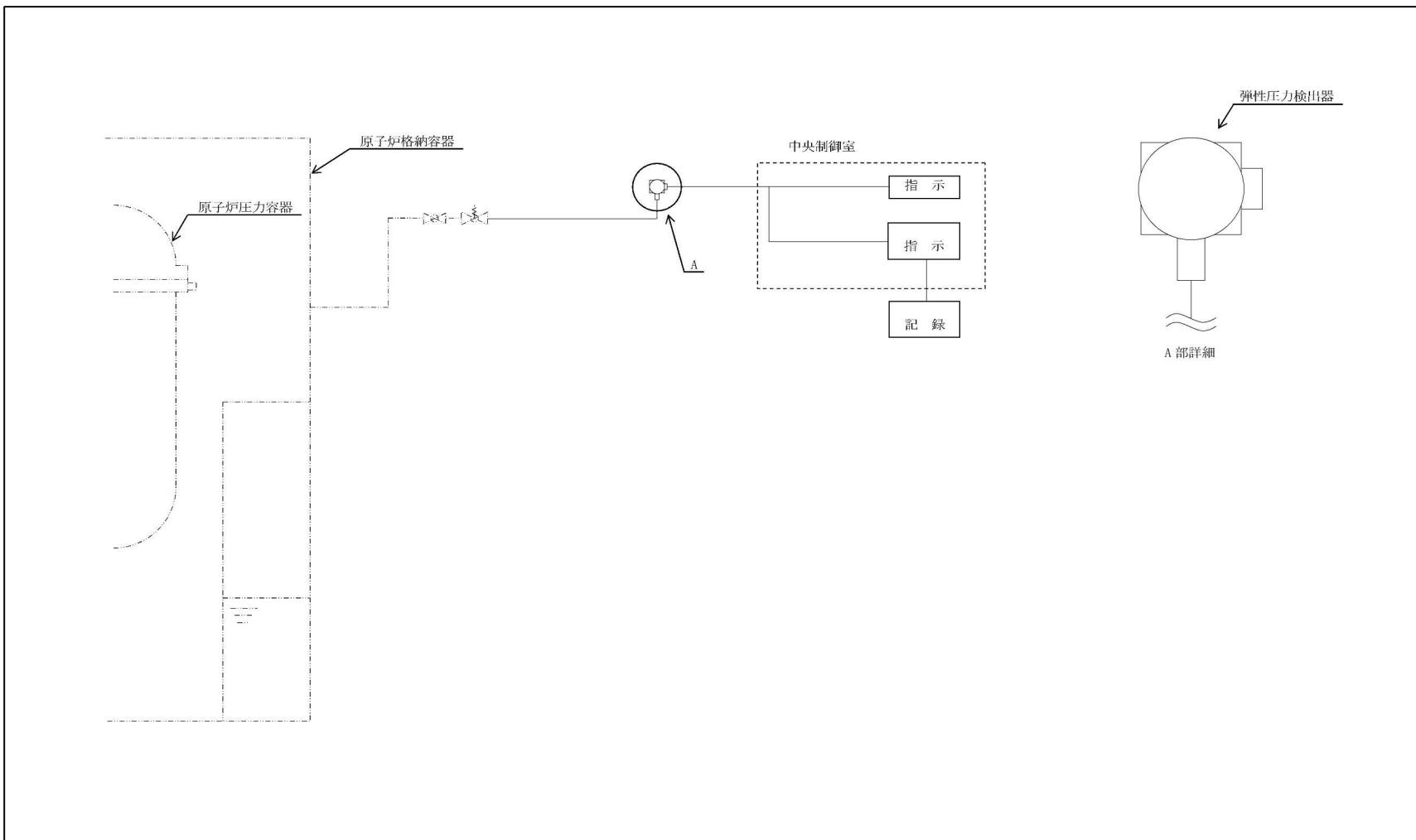


図 6 検出器の構成図 (格納容器内圧力 (D/W))

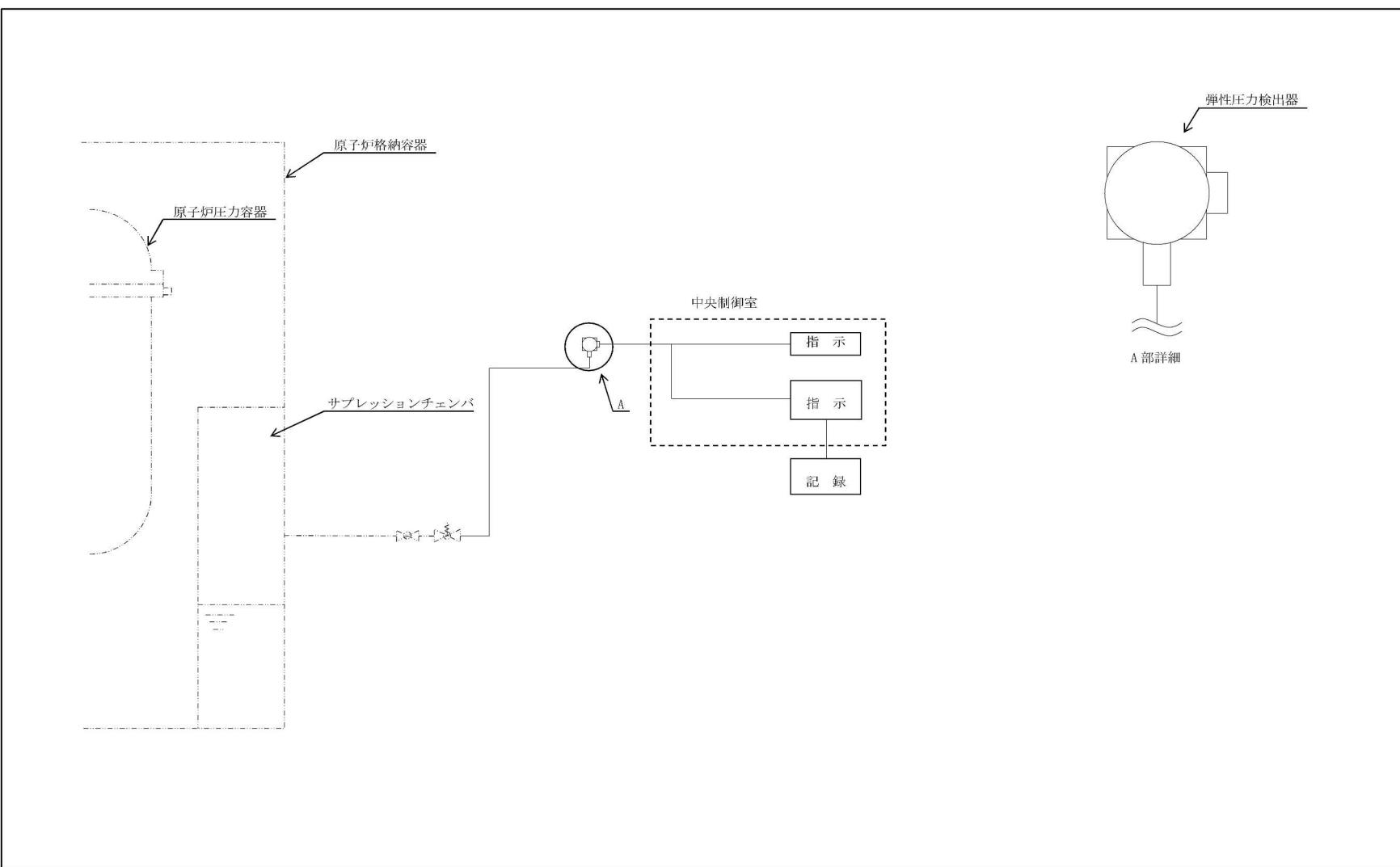


図 7 検出器の構成図 (格納容器内圧力 (S/C))

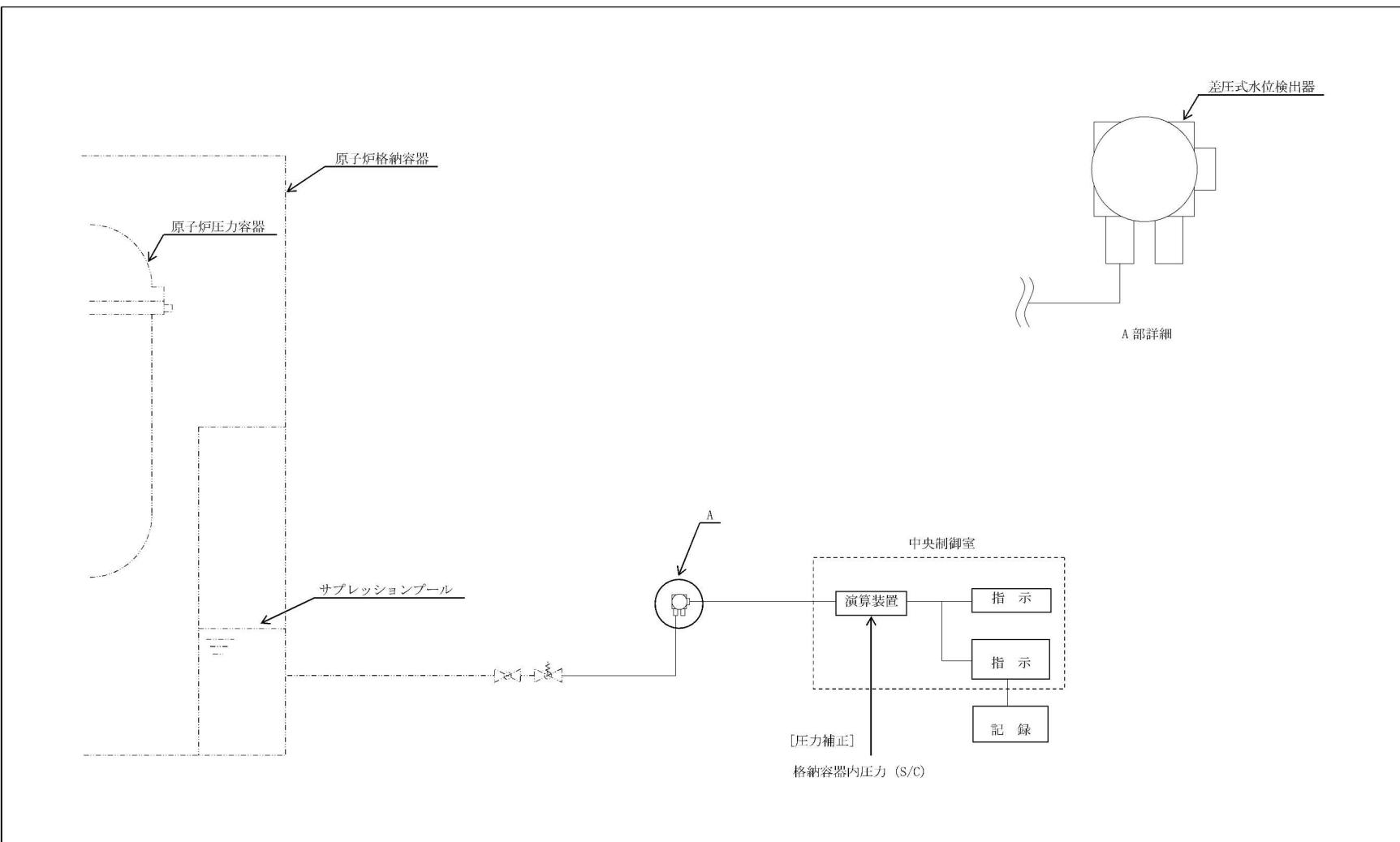


図8 検出器の構成図 (サプレッションチャンバーポール水位)

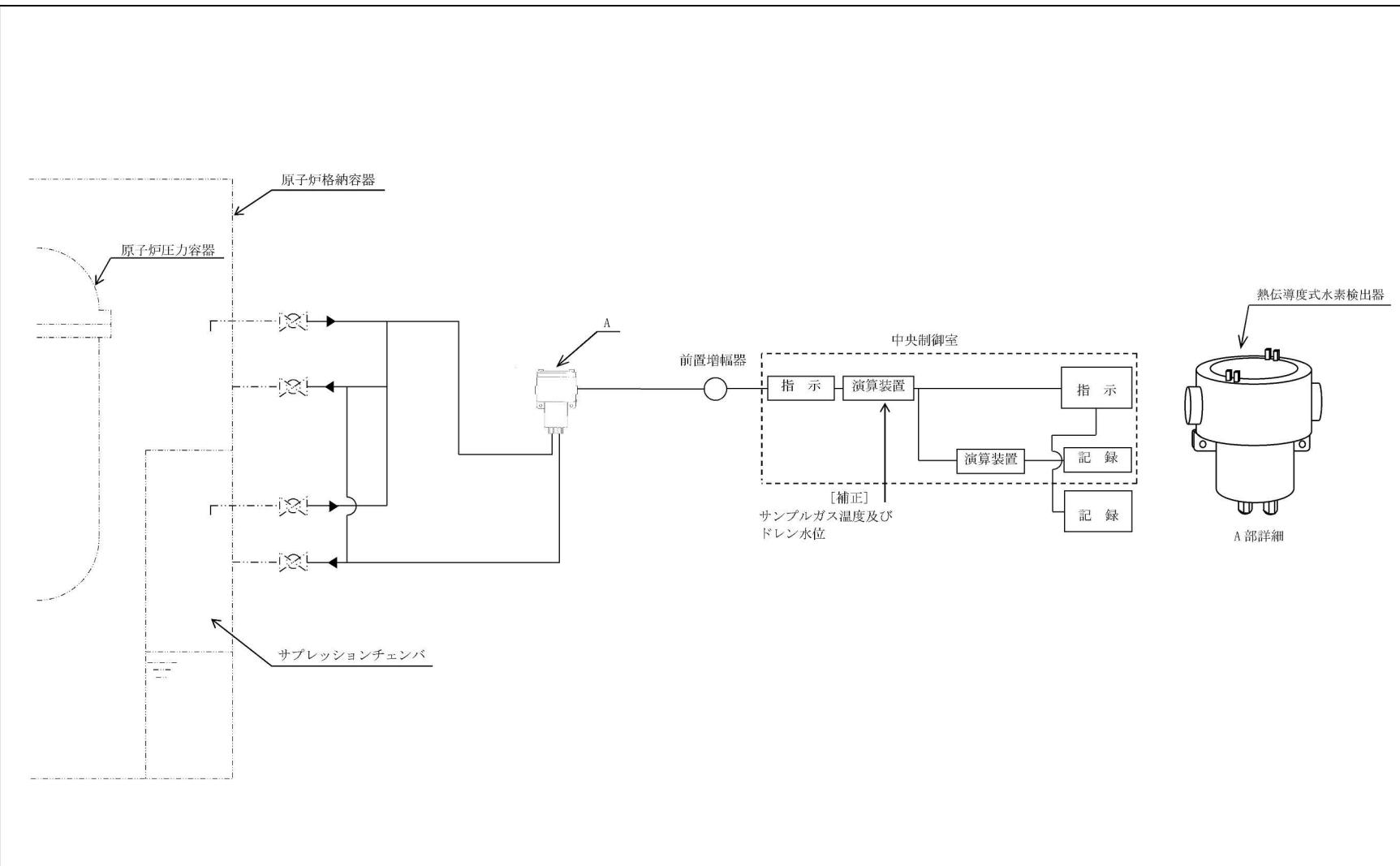


図9 検出器の構成図（格納容器内水素濃度）

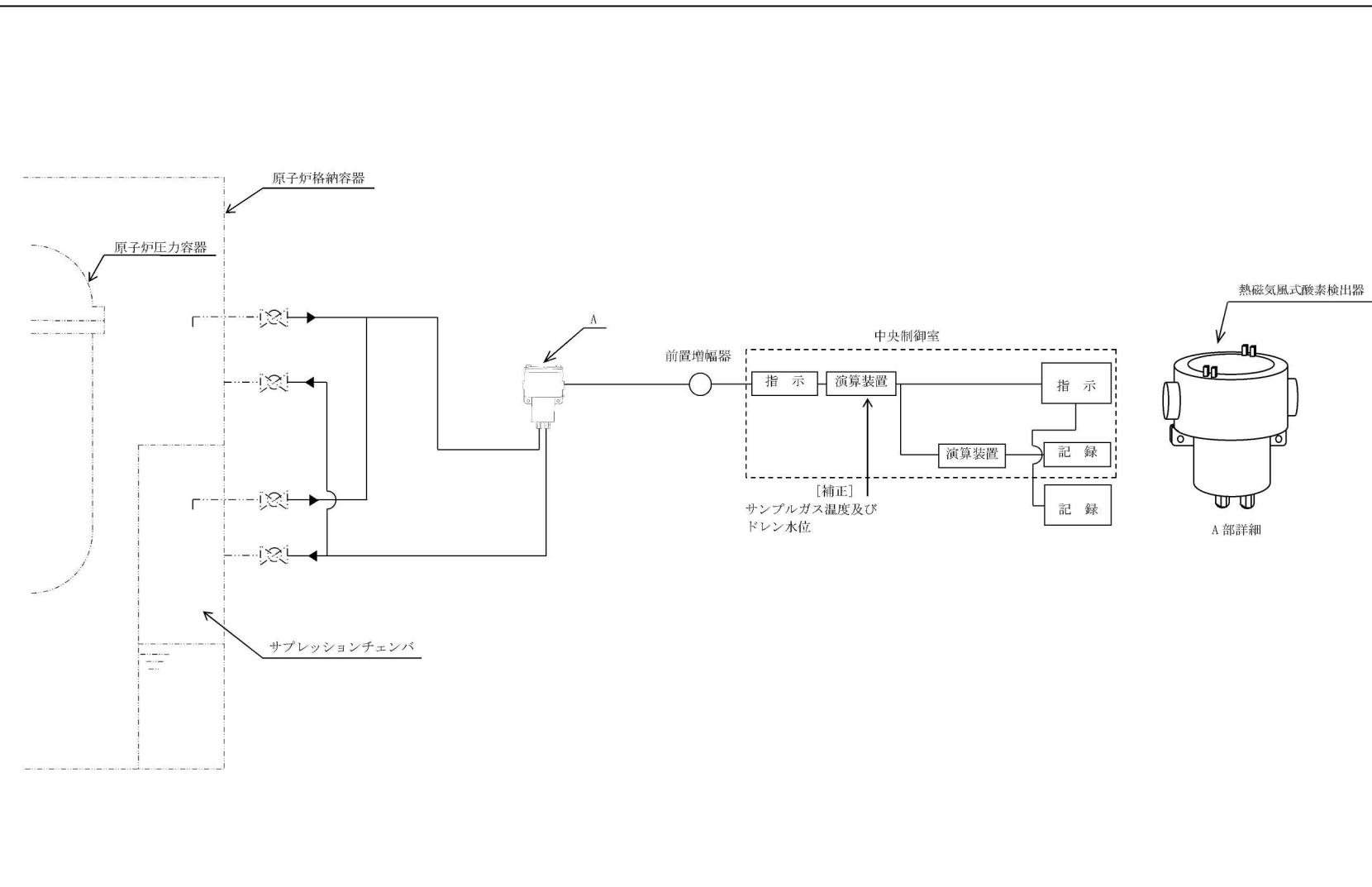


図 10 検出器の構成図（格納容器内酸素濃度）

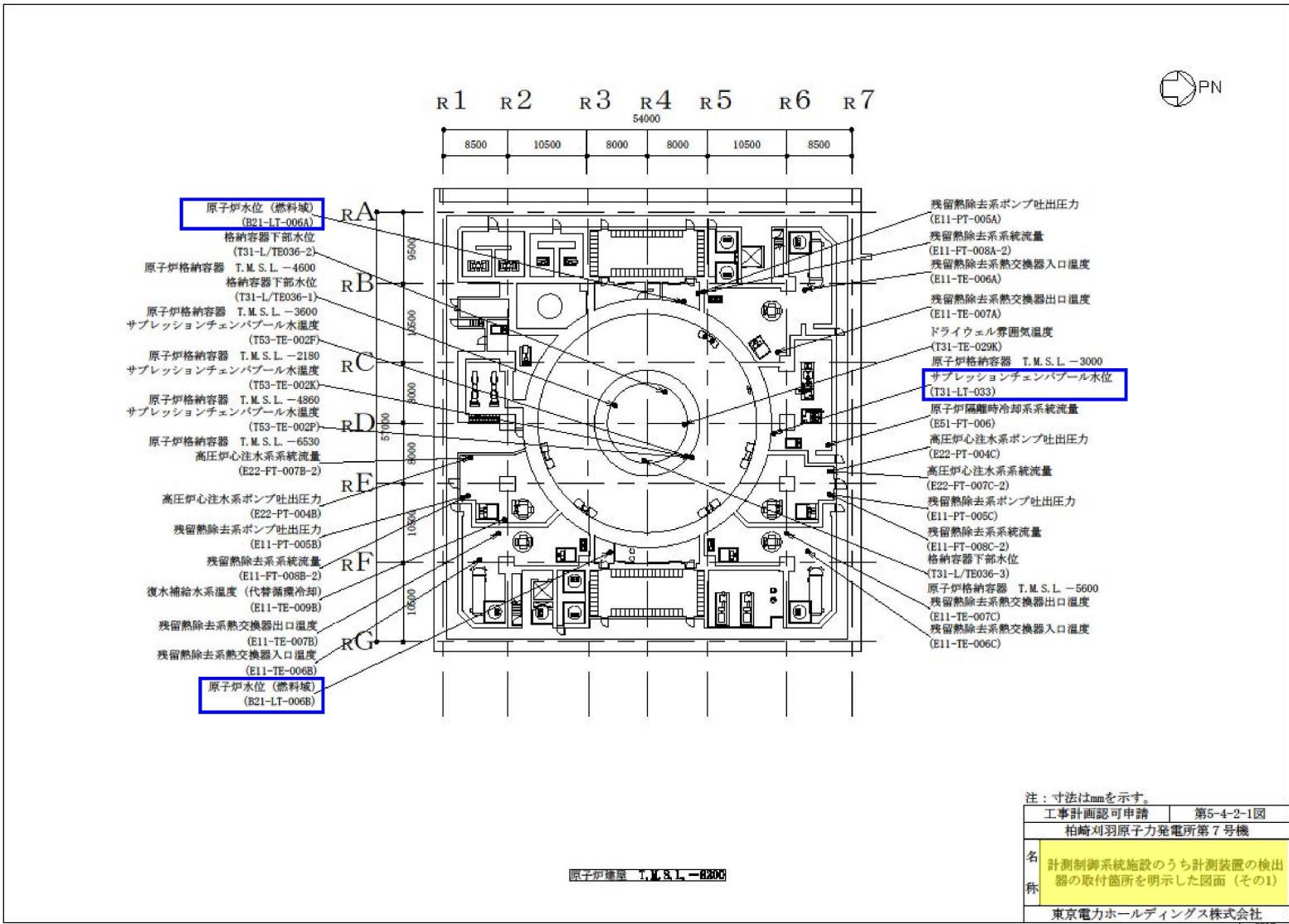


図 11 配置図(1/6)

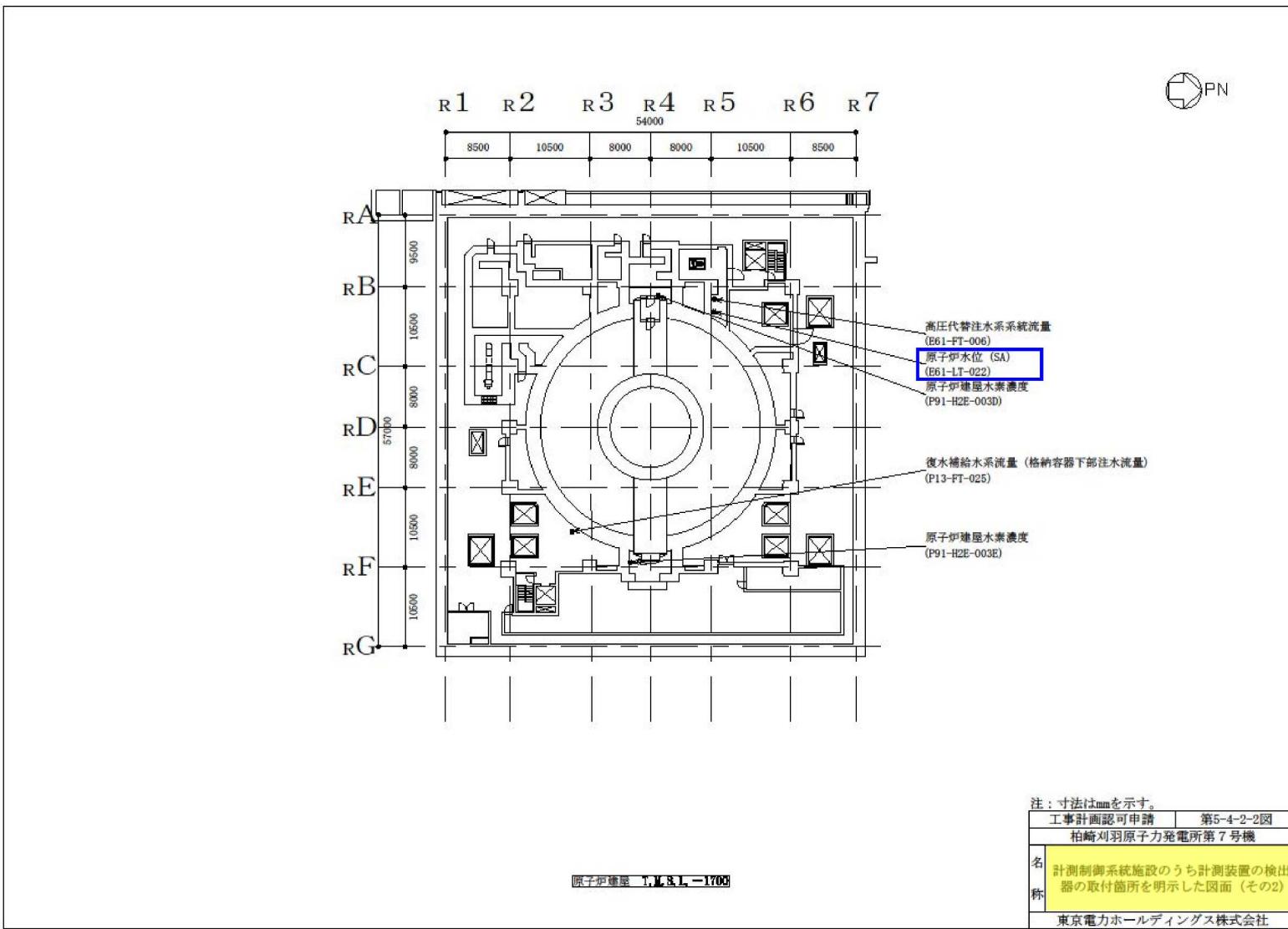


図 12 配置図(2/6)

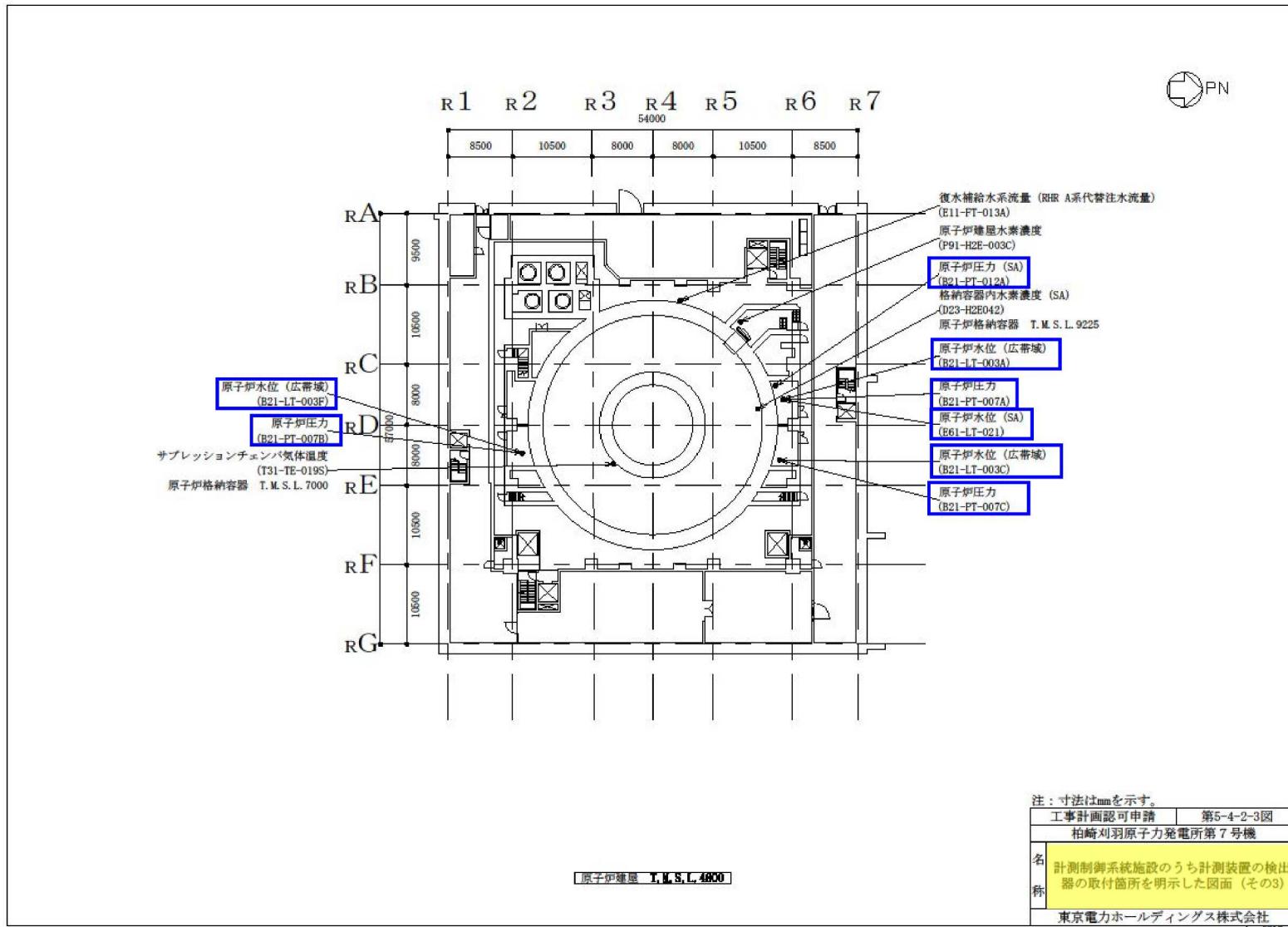


図 13 配置図(3/6)

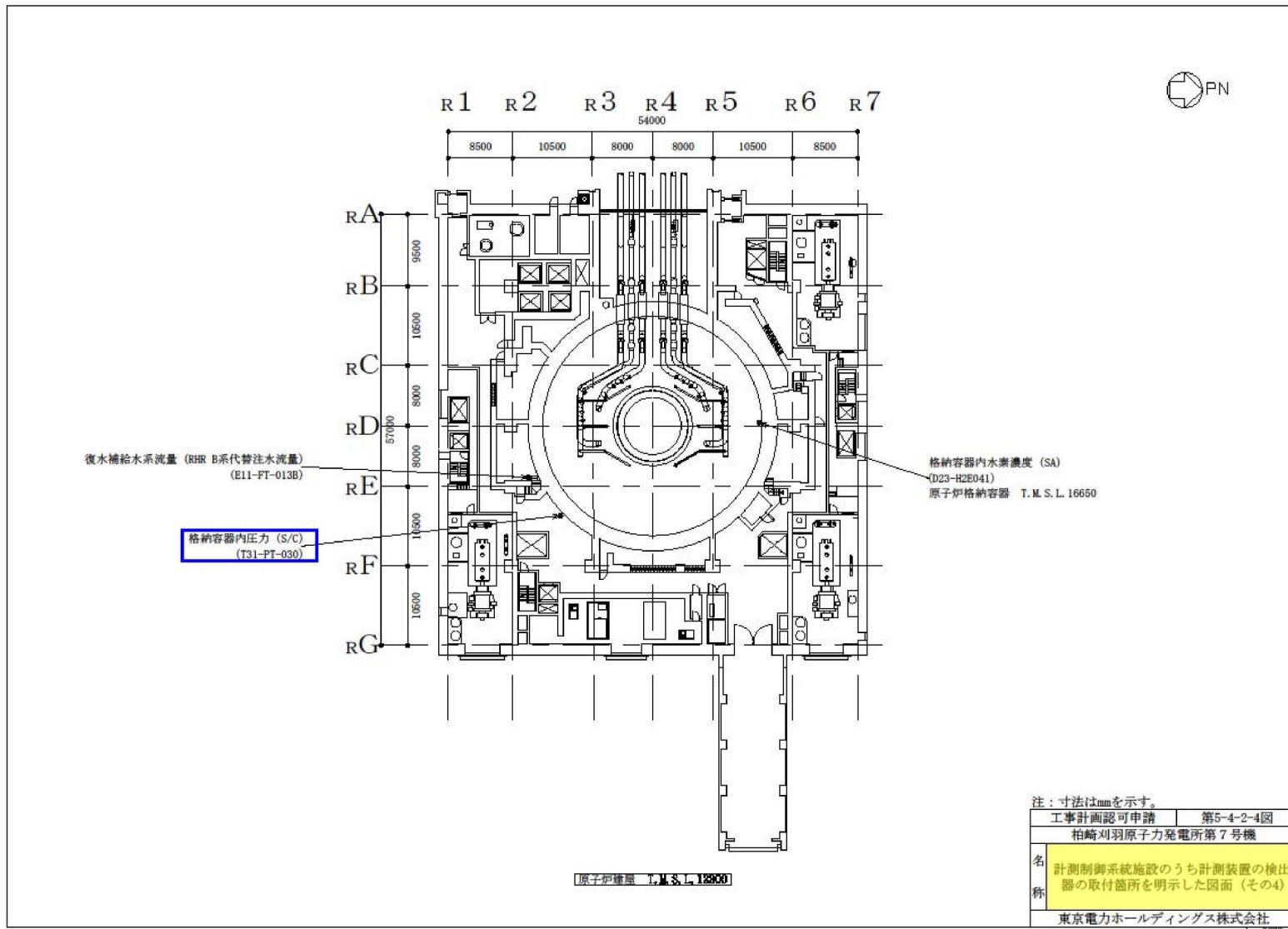


図 14 配置図(4/6)

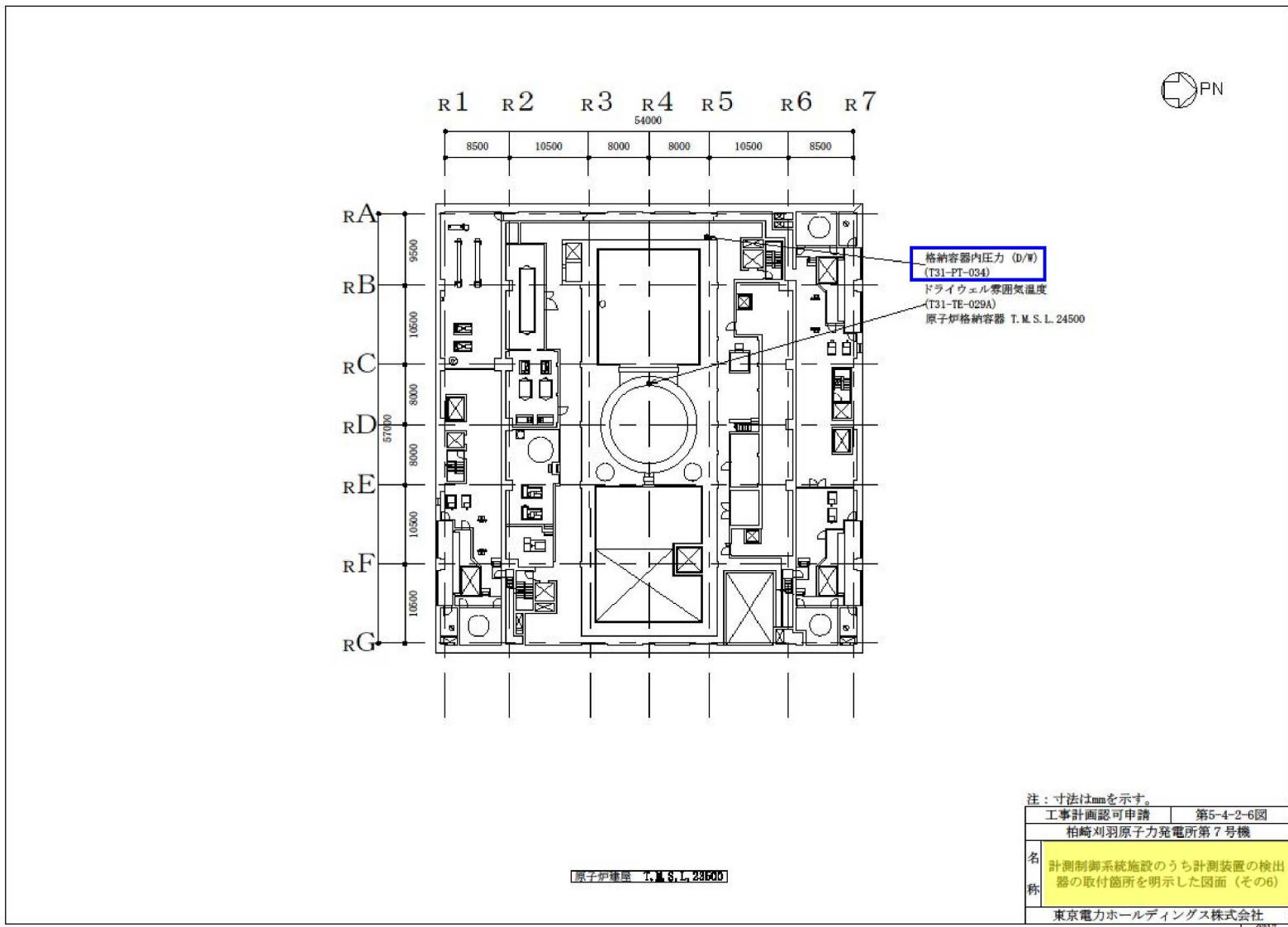


図 15 配置図(5/6)

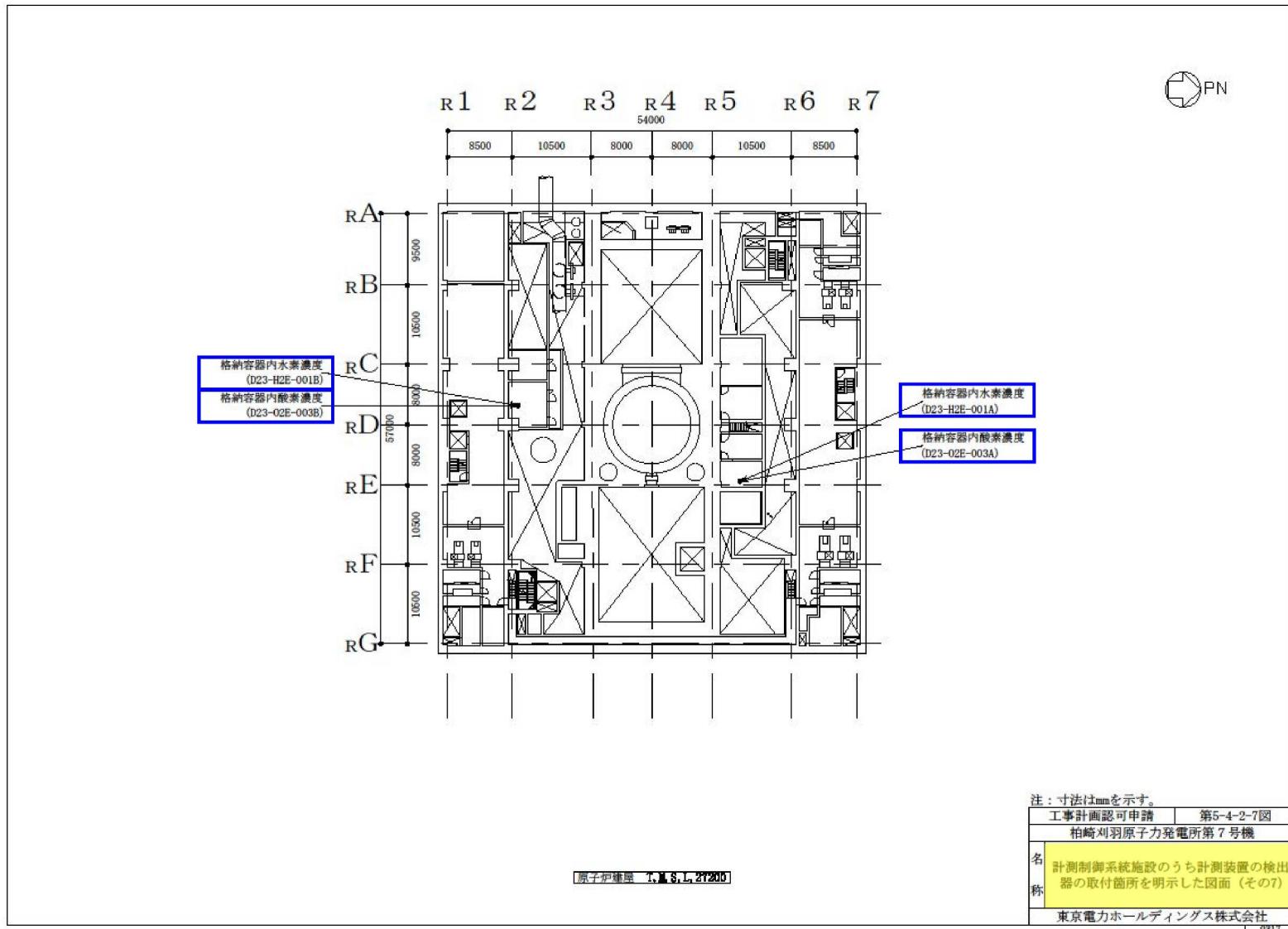


図 16 配置図(6/6)

## 原子炉建屋原子炉区域内の伝送器の耐放射線性及び事故時の線量率について

原子炉格納容器外において事故後の放射線量が大きくなる場所として原子炉建屋原子炉区域内が考えられ、ここにはドライウェル雰囲気温度及び格納容器下部水位の代替パラメータである格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) 及び復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の伝送器<sup>\*1</sup>が設置されている。

これに対して、格納容器破損防止対策の有効性評価の評価事故シーケンスのうち、「大破断 LOCA +ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」<sup>\*2</sup>の事故後 100 日までの原子炉建屋原子炉区域内の放射線量評価結果に基づき、上記伝送器の健全性に期待できる期間内に、設備の取替えが可能となる程度まで線量率が低下することを確認している。その内容は以下のとおり。

注記\*1：原子炉建屋原子炉区域内の関連設備のうち放射線影響を受けやすい設備として、伝送器を評価対象に選定

注記\*2：保守的に、事故後 100 日時点で原子炉建屋原子炉区域内の線量率が最も高くなる事故シーケンスを選定

### ○事故後 100 日時点までの積算線量

原子炉建屋原子炉区域内の放射線線量評価は、「原子炉格納容器内からの漏えいに起因する線量」及び「局所線源からの直接線による線量」の寄与を合わせて考慮する。

事故後 8 日以降に期待するドライウェル雰囲気温度及び格納容器下部水位の代替パラメータである格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C)、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の伝送器は、原子炉格納容器内からの漏えいに起因する線量（事故後 100 日時点までの積算線量：約 900 Gy）及び局所線源からの直接線による線量の寄与を考慮しても環境認定試験により健全性を確認している [ ] の線量を超過しないことを確認していることから、事故後 100 日以上の健全性維持に期待できる。

### ○事故後 100 日時点での原子炉建屋原子炉区域内の線量率

事故後 100 日時点での原子炉格納容器内からの漏えいに起因する原子炉建屋原子炉区域内の線量率は、図 1 に示すとおり、約 [ ] であり、少なくとも事故後 100 日時点では設備の取替え作業が可能となる線量率になる。

一方、局所線源からの直接線による線量率は、作業時に当該線源と作業場所との間に必要な遮蔽対策（鉛遮蔽壁の設置等）を実施することにより、作業に支障のない線量率に低減可能である。また、必要に応じて線源配管となる代替循環冷却系配管について、図 2 に示すとおり、外部水源から洗浄用水を系統内に供給（可搬型代替注水ポンプによる淡水供給）することにより、配管内部のフラッシングを行うことで、線量を更に低減させることが可能である。これらの対応を行うことにより、線源配管からの直接線による線量率を作業に支障のない範囲まで低減させ、少なくとも事故後 100 日時点では設備の取替え作業が可能である環境を整えることが可能である。

### ○計装設備に対する放射線耐性

上述した格納容器内圧力 (D/W) や格納容器内圧力 (S/C)、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）に限らず、原子炉格納容器外に設置している計装設備であって、事故後 8 日以降にその機能に期待している設備は、取替え作業が実施可能になる事故後 100 日又は当該設備の機能維持が必要とされる期間以上の健全性を有していることを確認している。対象設備及び健全性確認結果については参考 6 に示す。

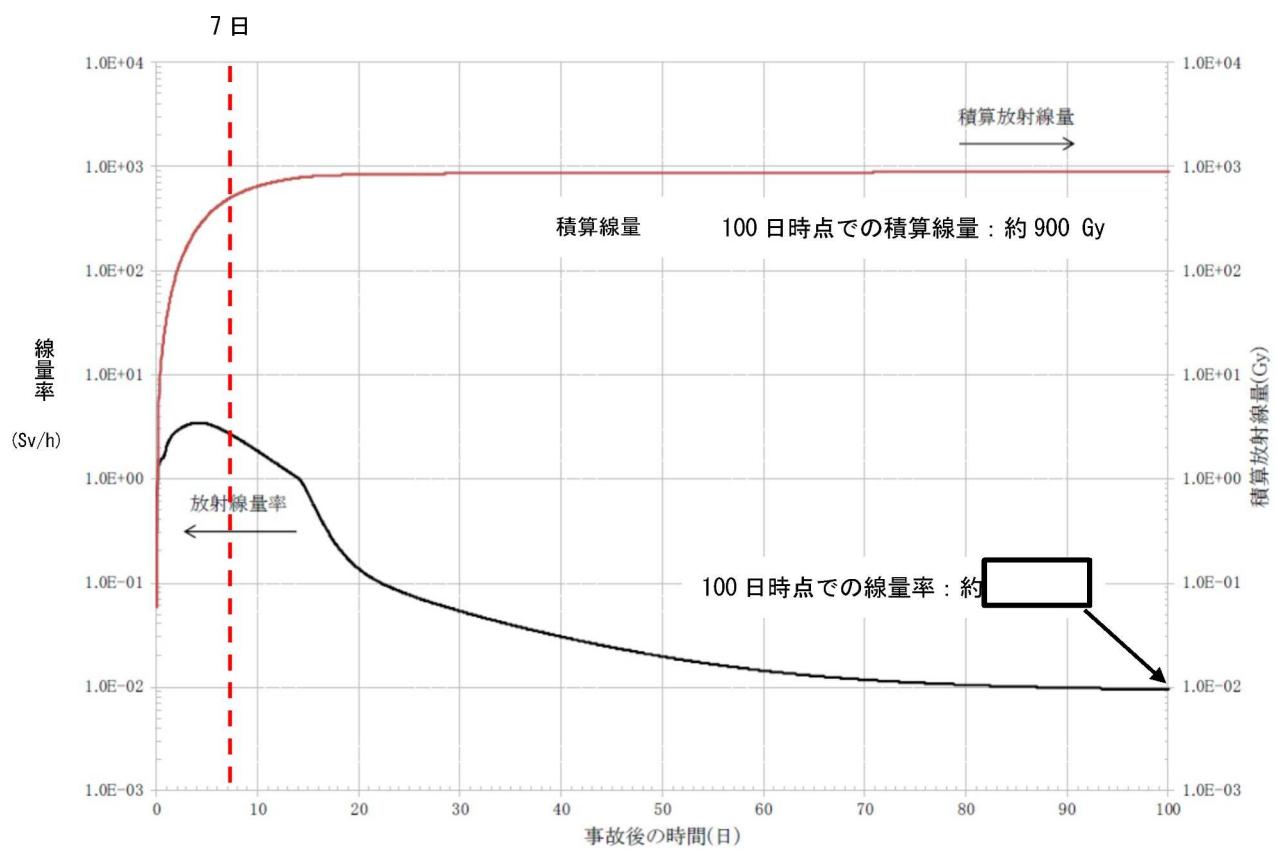
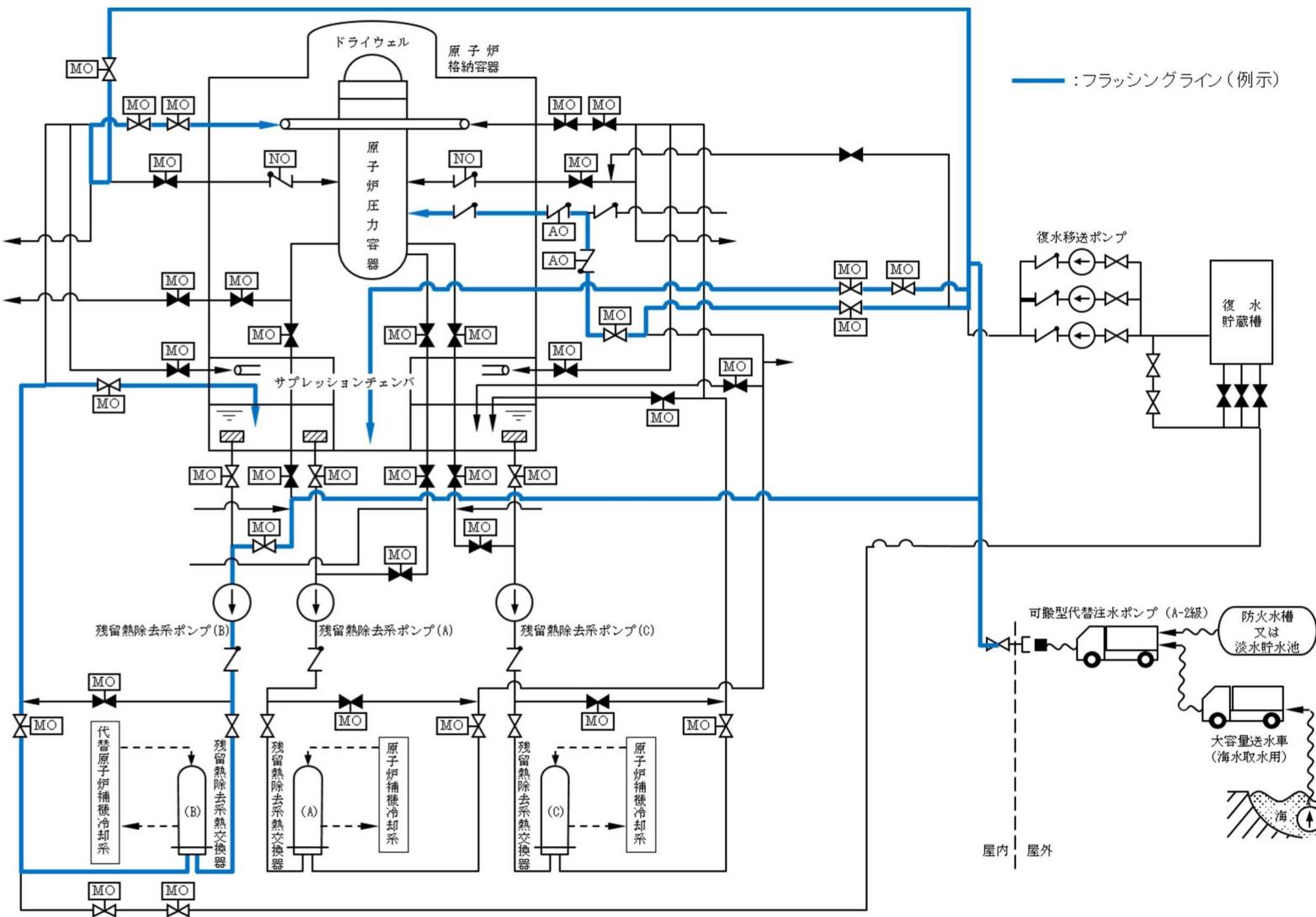


図 1 原子炉格納容器内からの漏えいに起因する原子炉建屋原子炉区域における事故後の  
線量率及び積算線量



## 原子炉格納容器外の計装設備（伝送器）の耐放射線性について

原子炉格納容器外に設置している計装設備であって、事故後 8 日以降にその機能に期待している設備は、取替え作業が実施可能になる事故後 100 日又は当該設備の機能維持が必要とされる期間以上の健全性を有していることを確認している。以下に評価方法及び評価結果を示す。

### ○評価方法

評価に当たっては、添付 12-1 で示した事故後 8 日以降に期待している計装設備に対して、各設備が設置されているエリアにおける 100 日時点での積算線量（局所線源が付近にあるものは当該線源からの線量寄与も考慮）を環境放射線として設定し、各設備の放射線耐性値と比較することで耐性評価を実施した。なお、格納容器内酸素濃度については、事故後約 14 日までその機能に期待していることから\*、保守的に 32 日までの積算線量にて耐性評価を実施した。

**注記\***：格納容器内の酸素濃度は、事故後約 14 日後に可燃限界である 5%に到達すると評価している。格納容器内酸素濃度は、格納容器ベントによる酸素排出の実施要否の判断基準として用いる計装設備であるため、事故後約 14 日時点での機能維持は必須であると考える。一方、格納容器ベント実施後の格納容器内の雰囲気は、崩壊熱により継続して発生する水蒸気が大半を占めており、酸素濃度は低下している。また、格納容器内では温度差により内部気体が攪拌されることから、気体が局所に留まることも考えにくい。以上のことから、格納容器ベント実施後に酸素濃度が高くなることは考えにくく、水素燃焼には至らないため、格納容器内酸素濃度は事故後約 14 日以降の機能維持は必須ではないと考える。

### ○評価結果

評価結果を表 1 に示す。なお、フィルタ装置水位、フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置金属フィルタ差圧については、設置場所が高線量とならないことを確認しており\*、事故後 8 日以降であれば外部支援による取替えが可能であるため本評価の対象外とした。

**注記\***：フィルタ装置水位及びフィルタ装置金属フィルタ差圧の設置場所は屋外（フィルタベント建屋附室内）であるが、フィルタ装置格納槽とは遮蔽壁で隔離されており、配管を流れるスクラバ水についても、フラッシング可能な設計であるため、高線量とはならない。また、フィルタ装置入口圧力の設置場所は原子炉建屋原子炉区域外であるため、高線量とはならない。

表 1 耐性評価結果

確認対象	個数	評価結果
格納容器内圧力 (D/W)	1	環境放射線 (1.5kGy/100 日) ≤設計値 <input type="text"/>
格納容器内圧力 (S/C)	1	環境放射線 (3.2kGy/100 日) ≤設計値 <input type="text"/>
復水補給水系流量 (RHR A 代替注水流量)	1	環境放射線 (1.9kGy/100 日) ≤設計値 <input type="text"/>
復水補給水系流量 (RHR B 代替注水流量)	1	環境放射線 (7.4kGy/100 日) ≤設計値 <input type="text"/>
復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	1	環境放射線 (2.8kGy/100 日) ≤設計値 <input type="text"/>
サプレッションチェンバプール水位	1	環境放射線 (11kGy/100 日) ≤設計値 <input type="text"/>
復水貯蔵槽水位 (SA)	1	環境放射線 (10kGy/100 日) ≤設計値 <input type="text"/>
フィルタ装置出口放射線モニタ	2	環境放射線 (15kGy/100 日) * ≤設計値 <input type="text"/>
格納容器内酸素濃度	2	環境放射線 (3.8kGy/32 日) * ≤設計値 <input type="text"/>

注記\* : 設置場所が異なる場合は、厳しい評価結果となる設置場所の環境放射線を採用

### ○まとめ

評価の結果、事故後 8 日以降にもその機能に期待している計装設備は、事故後 100 日又は当該設備の機能維持が必要とされる期間以上の健全性を有していることを確認した。

また、事故後 100 日以降であれば現場の線量は十分低下しており、仮に計器が機能喪失したとしても外部支援により当該計器を取替え可能であることから、事故後 8 日以降においても事故対応に必要な監視機能が喪失することはない。