

補足-40-14 【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、添付書類「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」にて記載しており、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 14-1 のとおり整理を行った。添付 14-1 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、熔融炉心の冷却機能、格納容器の除熱機能及び格納容器内の酸素濃度低減機能であり、熔融炉心の冷却については、代替循環冷却系（緊急用海水系含む）、低圧代替注水系（常設）又は格納容器下部注水系（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（緊急用海水系含む）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低減のための窒素注入については、窒素供給装置により実施する。

また、添付 14-1 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 14-2 に示す選定の考え方にに基づき、事故後 8 日以降の放射線に対する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 14-3 に示す。選定された設備は以下のとおり。

- ① ドライウエル雰囲気温度
- ② 格納容器下部水位

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 2 設備について評価を実施する。

- ① ドライウエル雰囲気温度

ドライウエ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。ドライウエル雰囲気温度の設置場所は、EL. m, EL. m, EL. m 及び EL. m 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*であるとともに、合計 8 個の検出器を分散配置していることから、

原子炉格納容器全体の雰囲気温度を計測することが可能である。(添付 14-4, 添付 14-5)

ドライウエル雰囲気温度は、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 14-6, 添付 14-9)

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

ドライウエ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ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力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、ドライウエル圧力等については、伝送器の設置場所が原子炉建屋原子炉棟内であることから、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棟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 (短期最高 235 °C) 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り、格納容器下部水位計の設置場所は、ペDESTAL底面から、0.50 m, 0.95 m, 1.05 m, 2.25 m 及び 2.75 m である。このうち、中長期にわたり機能維持が必要となるのは、溶融炉心がペDESTAL (ドライウエル部) に落下した場合の冠水維持のためのペDESTAL (ドライウエル部) 水位監視に必要な格納容器下部水位計 (ペDESTAL床面高さ+0.50 m 検知用, +0.95 m 検知用, +2.25 m 満水管理用及び+2.75 m 満水管理用) である。

格納容器下部は、これら格納容器下部水位計により水位監視を行いながら注水が実施されることから、ペDESTAL (ドライウエル部) に落下する溶融炉心は冠水した状態であると考えられる。このため、格納容器下部水位計 (検出器) が設置されるペDESTAL (ドライウエル部) の水温は最高でも 2Pd 時の飽和温度である約 167 °C と考えられるところ、検出器は 200 °C (短期最高 235 °C) にて健全性を確認していることから、健全性維持が可能であると考えられる。

なお、ペDESTAL (ドライウエル部) の気相部に微小な溶融炉心が付着することを想定した場合においても、溶融炉心はプールから発生する蒸気や構造物との伝熱によって冷却されるため、輻射熱による各計器への影響は小さいと考えられることから、検出器の健全性維持が可能であると考えられる。(添付 14-4, 添付 14-7)

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

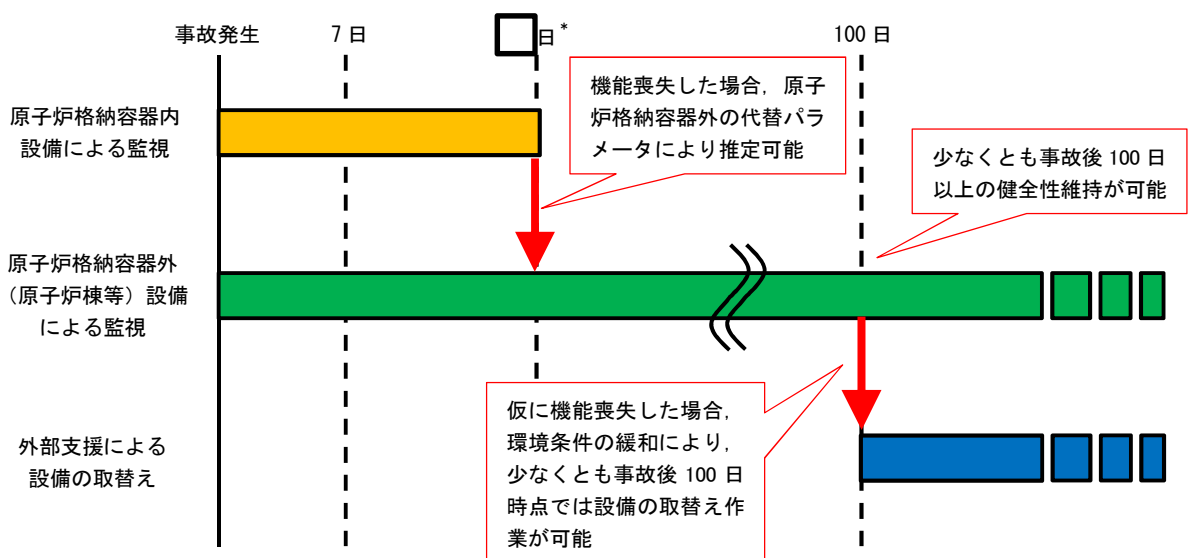
要があるが、中長期にわたり（少なくとも□日程度）耐放射線性を有している。（添付 14-8、添付 14-9）

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

原子炉格納容器内に設置している水位計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低圧代替注水系格納容器下部注水流量、代替淡水貯槽水位及び西側淡水貯水設備水位による推定が可能である。

なお、低圧代替注水系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棟内であることから、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棟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、代替淡水貯槽水位及び西側淡水貯水設備水位については、伝送器の設置場所がそれぞれ常設低圧代替注水系ポンプ室及び常設代替高圧電源装置置場であり、線量率は原子炉建屋原子炉棟内よりも低いことから、低圧代替注水系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。

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棟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

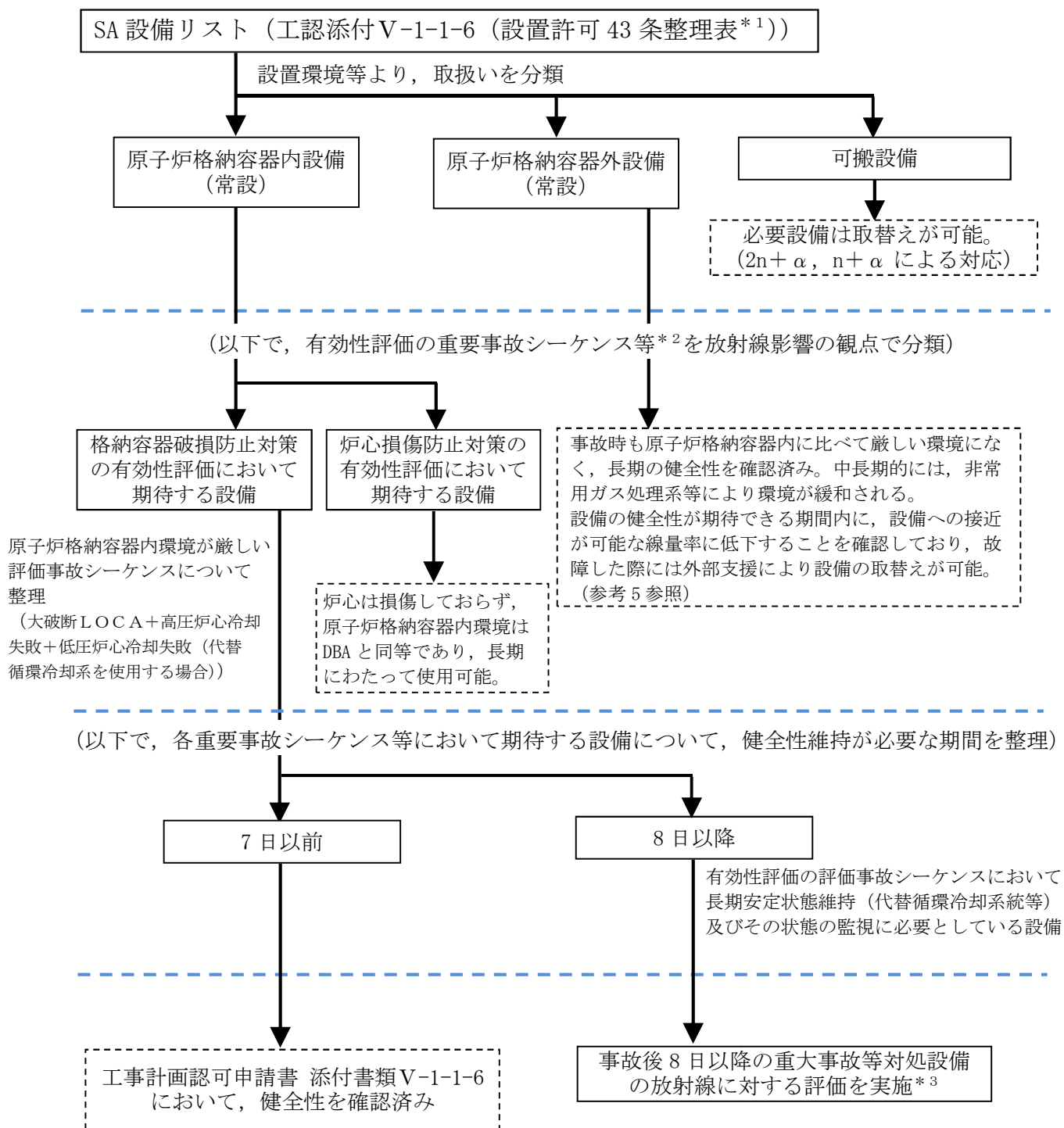
格納容器破損防止対策の有効性評価にて機能に期待している設備のうち、事故後 8 日以降においても使用が想定される設備を以下に整理する。

格納容器破損防止対策	対応操作	設備・計器	設置場所
代替循環冷却系による格納容器除熱	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉への注水 格納容器（ドライウエル）へのスプレー 	・代替循環冷却系ポンプ	原子炉建屋原子炉棟
		・サブプレッション・チェンバ	原子炉格納容器
		・代替循環冷却系原子炉注水流量	原子炉建屋原子炉棟
		・代替循環冷却系格納容器スプレー流量	
		・原子炉水位（SA燃料域，SA広帯域）	
		・ドライウエル圧力	
		・サブプレッション・チェンバ圧力	原子炉格納容器
・ドライウエル雰囲気温度	原子炉格納容器		
緊急用海水系による冷却水（海水）の確保	<ul style="list-style-type: none"> 代替循環冷却系への冷却水（海水）の供給 	・緊急用海水ポンプ	緊急用海水ポンプピット
		・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	原子炉建屋付属棟
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉への崩壊熱相当の注水（代替循環冷却系が使用できない場合） 	・常設低圧代替注水系ポンプ	常設低圧代替注水系ポンプ室
		・代替淡水貯槽	屋外
		・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）（常設ライン狭帯域用）	原子炉建屋原子炉棟
		・原子炉水位（SA燃料域，SA広帯域）	
格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水*1	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器下部水位 2.25 m*2 到達時のペDESTAL（ドライウエル部）注水開始 格納容器下部水位 2.75 m*2 到達時のペDESTAL（ドライウエル部）注水停止 	・常設低圧代替注水系ポンプ	常設低圧代替注水系ポンプ室
		・代替淡水貯槽	屋外
		・コリウムシールド	原子炉格納容器
		・低圧代替注水系格納容器下部注水流量	原子炉建屋原子炉棟
		・格納容器下部水位（ペDESTAL床面高さ+0.50 m 検知用，+0.95 m 検知用，+2.25 m 満水管理用及び+2.75 m 満水管理用）	原子炉格納容器
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器内酸素濃度 4.3 vol% 到達時又はサブプレッション・プール通常運転水位+6.5 m 到達時の格納容器ベント開始 	・格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置格納槽
		・格納容器内酸素濃度（SA）	原子炉建屋原子炉棟
		・サブプレッション・プール水位	
		・ドライウエル圧力	
		・サブプレッション・チェンバ圧力	原子炉建屋付属棟及び屋外
・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）			
可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器内酸素濃度 4.0 vol% 到達時の窒素注入開始 格納容器圧力 310 kPa [gage] 到達時の窒素注入停止 	・窒素供給装置	屋外
		・格納容器内酸素濃度（SA）	原子炉建屋原子炉棟
		・ドライウエル圧力	
		・サブプレッション・チェンバ圧力	

注記*1：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。

*2：溶融炉心少量落下時は、0.50 m 到達で注水開始，0.95 m 到達で注水停止

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	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		常設 可搬型	分類			
アクセスルート確保	ホイールローダ	—	—	可搬型	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	A T W S 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	—	×	—	—
	A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) 手動スイッチ			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			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	—	×	—	—
再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制	A T W S 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能)	原子炉緊急停止系 制御棒 制御棒駆動系水圧制御ユニット	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	低速度用電源装置遮断器手動スイッチ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
ほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	S A - 2	×	—	—
	ほう酸水貯蔵タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	S A - 2	×	—	—
	原子炉圧力容器 [注入先]	その他設備に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備)					—*1	—*1	—*1
自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	自動減圧系の起動阻止スイッチ	46条に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備)					×	—	—

注記*1：その他設備にてまとめて記載する。

45 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高压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			
高压代替注水系による原子炉注水	常設高压代替注水系ポンプ	高压炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
	高压代替注水系タービン止め弁			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
	原子炉圧力容器 [注水先]	その他設備に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備)					—*1	—*1	—*1
	サブプレッション・チェンバ [水源]	56条に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備)					—*2	—*2	—*2
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉隔離時冷却系ポンプ	(原子炉隔離時冷却系) 高压炉心スプレイ系	(S) S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
	原子炉圧力容器 [注水先]	その他設備に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備)					—*1	—*1	—*1
	サブプレッション・チェンバ [水源]	56条に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備)					—*2	—*2	—*2
高压炉心スプレイ系による原子炉注水	高压炉心スプレイ系ポンプ	(高压炉心スプレイ系) 原子炉隔離時冷却系	(S) S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
	原子炉圧力容器 [注水先]	その他設備に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備)					—*1	—*1	—*1
	サブプレッション・チェンバ [水源]	56条に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備)					—*2	—*2	—*2
ほう酸水注入系による原子炉注水 (ほう酸水注入)	ほう酸水注入ポンプ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2	—	—	—
	ほう酸水貯蔵タンク [水源]	56条に記載 (常設重大事故緩和設備)					—	—	—
	原子炉圧力容器 [注水先]	その他設備に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備)					—*1	—*1	—*1
原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力上昇抑制	逃がし安全弁 (安全弁機能)	(逃がし安全弁)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	○	×	—

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
	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	過渡時自動減圧機能	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	—	×	—	—
可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	可搬型代替直流電源設備	57条に記載(可搬型重大事故防止設備)					—	—	—
逃がし安全弁可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	125V系蓄電池A系・B系	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備	—	—	—	—
非常用室素供給系による室素確保	非常用室素供給系高圧室素ポンプ	アキュムレータ	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3	—	—	—
非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧	非常用逃がし安全弁駆動系高圧室素ポンプ	アキュムレータ	S	可搬型	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	高圧炉心スプレイ系注入弁	(高圧炉心スプレイ系注入弁)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	(原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
	低圧炉心スプレイ系注入弁	(低圧炉心スプレイ系注入弁)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
	残留熱除去系A系注入弁	(残留熱除去系A系注入弁)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
	残留熱除去系B系注入弁	(残留熱除去系B系注入弁)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
	残留熱除去系C系注入弁	(残留熱除去系C系注入弁)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—

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。

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	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) による原子炉注水	常設低圧代替注水系ポンプ	残留熱除去系 (低圧注水系)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
	原子炉圧力容器 [注水先]	低圧炉心スプレイ系	S	常設	その他設備に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備)		—*1	—*1	—*1
	代替淡水貯槽 [水源]	56条に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備)				—	—	—	—
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) による原子炉注水に記載 (常設重大事故緩和設備)				—	—	—	—
低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水	可搬型代替注水中型ポンプ	残留熱除去系 (低圧注水系)	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3	—	—	—
	可搬型代替注水大型ポンプ	低圧炉心スプレイ系	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3	—	—	—
	原子炉圧力容器 [注水先]	その他設備に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備)				—*1	—*1	—*1	—*1
	西側淡水貯水設備 [水源]	56条に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備) ※ 水源としては海も使用可能				—	—	—	—
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) による原子炉注水に記載 (常設重大事故緩和設備, 可搬型重大事故緩和設備)				—	—	—	—
代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	代替循環冷却系ポンプ	50条に記載 (常設重大事故緩和設備)				—	—	—	—
	残留熱除去系熱交換器	その他設備に記載 (常設重大事故緩和設備)				—*1	—*1	—*1	—*1
	原子炉圧力容器 [注水先]	56条に記載 (常設重大事故緩和設備)				—*2	—*2	—*2	—*2
残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水	残留熱除去系ポンプ	(残留熱除去系 (低圧注水系))	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
	残留熱除去系熱交換器	低圧炉心スプレイ系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
	原子炉圧力容器 [注水先]	その他設備に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備)				—*1	—*1	—*1	—*1
	サブプレッション・チェンバ [水源]	56条に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備)				—*2	—*2	—*2	—*2
低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	低圧炉心スプレイ系ポンプ	(低圧炉心スプレイ系)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
	原子炉圧力容器 [注水先]	残留熱除去系 (低圧注水系)	S	常設	その他設備に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備)		—*1	—*1	—*1
	サブプレッション・チェンバ [水源]	56条に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備)				—*2	—*2	—*2	—*2
残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱	残留熱除去系ポンプ	(残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系))	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
	残留熱除去系熱交換器	常設				常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—
	原子炉圧力容器 [注水先, 水源]	その他設備に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備)				—*1	—*1	—*1	—*1
緊急用海水系	緊急用海水ポンプ	48条に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備)				—	—	—	—
	緊急用海水系ストレーナ	—				—	—	—	—
残留熱除去系海水系	残留熱除去系海水系ポンプ	48条に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備)				—	—	—	—
	残留熱除去系海水系ストレーナ	—				—	—	—	—
非常用取水設備	貯留堰	その他設備に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備)				—	—	—	—
	取水構造物	—				—	—	—	—
	S A用海水ピット取水塔	—				—	—	—	—
	海水引込み管	—				—	—	—	—
	S A用海水ピット	—				—	—	—	—
	緊急用海水取水管	—				—	—	—	—
緊急用海水ポンプピット	—				—	—	—	—	

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	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		常設 可搬型	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	50条に記載(常設耐震重要重大事故防止設備) (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系)及び残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)であり、耐震重要度分類はS)					—	—	—					
	第一弁(S/C側)						—	—	—					
	第一弁(D/W側)						—	—	—					
	第二弁						—	—	—					
	第二弁バイパス弁						—	—	—					
	遠隔人力操作機構						—	—	—					
	第二弁操作室遮蔽						—	—	—					
	第二弁操作室空気ポンプユニット(空気ポンプ)						50条に記載(可搬型重大事故防止設備)					—	—	—
	第二弁操作室差圧計						50条に記載(常設耐震重要重大事故防止設備) (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系)及び残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)であり、耐震重要度分類はS)					—	—	—
	圧力開放板						50条に記載(可搬型重大事故防止設備)					—	—	—
	窒素供給装置	50条に記載(可搬型重大事故防止設備)					—	—	—					
	窒素供給装置用電源車	50条に記載(可搬型重大事故防止設備)					—	—	—					
	フィルタ装置遮蔽	50条に記載(常設耐震重要重大事故防止設備) (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系)及び残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)であり、耐震重要度分類はS)					—	—	—					
	配管遮蔽						—	—	—					
	移送ポンプ						—	—	—					
可搬型代替注水中型ポンプ	56条に記載(可搬型重大事故防止設備)					—	—	—						
可搬型代替注水大型ポンプ						—	—	—						
西側淡水貯水設備[水源]	56条に記載(常設耐震重要重大事故防止設備)					—	—	—						
代替淡水貯槽[水源]						—	—	—						
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	第一弁(S/C側)	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系) 残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—					
	第一弁(D/W側)			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—					
	耐圧強化ベント系一次隔離弁			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—					
	耐圧強化ベント系二次隔離弁			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—					
	遠隔人力操作機構			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—					
残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱	残留熱除去系ポンプ	47条に記載(常設耐震重要重大事故防止設備)					—	—	—					
	残留熱除去系熱交換器						—	—	—					
残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)によるサブプレッション・プール水の除熱	原子炉圧力容器[注水先、水源]	その他設備に記載(常設耐震重要重大事故防止設備)					—*1	—*1	—*1					
	残留熱除去系ポンプ	49条に記載(常設耐震重要重大事故防止設備)					—	—	—					
	残留熱除去系熱交換器						—	—	—					
サブプレッション・チェンバ[注水先、水源]	56条に記載(常設耐震重要重大事故防止設備)					—*2	—*2	—*2						
残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系ポンプ	49条に記載(常設耐震重要重大事故防止設備)					—	—	—					
	残留熱除去系熱交換器						—	—	—					
	原子炉格納容器[注水先]	その他設備に記載(常設耐震重要重大事故防止設備)					—*1	—*1	—*1					
サブプレッション・チェンバ[水源]	56条に記載(常設耐震重要重大事故防止設備)					—*2	—*2	—*2						

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(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			
残留熱除去系海水系による除熱	残留熱除去系海水系ポンプ	(残留熱除去系海水系)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
	残留熱除去系海水系ストレータ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
緊急用海水系による除熱	緊急用海水ポンプ	残留熱除去系海水系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
	緊急用海水系ストレータ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
非常用取水設備	貯留堰	その他設備に記載(常設耐震重要重大事故防止設備)					—	—	—
	取水構造物	その他設備に記載(常設重大事故防止設備)					—	—	—
	SA用海水ビット取水塔						—	—	—
	海水引込み管						—	—	—
	SA用海水ビット						—	—	—
	緊急用海水取水管						—	—	—
	緊急用海水ポンプビット						—	—	—

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	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	常設低圧代替注水系ポンプ	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系) 残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系) —	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	SA-2	×	—	—	
	原子炉格納容器[注水先]	その他設備に記載(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	—*1	—*1
	代替淡水貯槽[水源]	56条に記載(常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)						—	—	—
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	可搬型代替注水中型ポンプ	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系) —	S —	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	可搬型代替注水大型ポンプ	残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系) —	S —	可搬型	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[注水先]	その他設備に記載(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	—*1	—*1
	西側淡水貯水設備[水源]	56条に記載(常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備) ※ 水源としては海も使用可能						—	—	—
残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)による原子炉格納容器内の除熱	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	SA-2	×	—	—	
	残留熱除去系熱交換器			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	SA-2	×	—	—	
	原子炉格納容器[注水先]	その他設備に記載(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	—*1	—*1
残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)によるサブプレッション・プール水の除熱	サブプレッション・チェンバ[水源]	56条に記載(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	—*2	—*2
	残留熱除去系ポンプ	(残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)) —	(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	SA-2	×	—	—	
	残留熱除去系熱交換器			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	SA-2	×	—	—	
サブプレッション・チェンバ[注水先, 水源]	56条に記載(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	—*2	—*2	
緊急用海水系	緊急用海水ポンプ	48条に記載(常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)						—	—	—
	緊急用海水系ストレーナ							—	—	—
残留熱除去系海水系	残留熱除去系海水系ポンプ	48条に記載(常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)						—	—	—
	残留熱除去系海水系ストレーナ							—	—	—
非常用取水設備	貯留堰	その他設備に記載(常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)						—	—	—
	取水構造物	その他設備に記載(常設重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)						—	—	—
	S A用海水ビット取水塔							—	—	—
	海水引込み管							—	—	—
	S A用海水ビット							—	—	—
	緊急用海水取水管							—	—	—
緊急用海水ポンプビット							—	—	—	

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。

50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(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				
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	代替循環冷却系ポンプ	—	—	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	×	—	—	
	サブプレッション・チェンバ [注水先, 水源]	56条に記載 (常設重大事故緩和設備)						—*1	—*1	—*1
	残留熱除去系海水系ポンプ	48条に記載 (常設重大事故緩和設備)						—	—	—
	残留熱除去系海水系ストレーナ	48条に記載 (常設重大事故緩和設備)						—	—	—
	緊急用海水ポンプ	48条に記載 (常設重大事故緩和設備)						—	—	—
	緊急用海水系ストレーナ	48条に記載 (常設重大事故緩和設備)						—	—	—
	貯留堰	その他設備に記載 (常設重大事故緩和設備)						—	—	—
	取水構造物							—	—	—
	SA用海水ピット取水塔							—	—	—
	海水引込み管							—	—	—
	SA用海水ピット							—	—	—
	緊急用海水取水管							—	—	—
	緊急用海水ポンプピット							—	—	—
	原子炉圧力容器 [注水先]	その他設備に記載 (常設重大事故緩和設備)						—*2	—*2	—*2
原子炉格納容器 [注水先]	その他設備に記載 (常設重大事故緩和設備)						—*2	—*2	—*2	

注記*1：56条にてまとめて記載する。

*2：その他設備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(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				
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	常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—	
	第一弁（S/C側）	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—	
	第一弁（D/W側）	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—	
	第二弁	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—	
	第二弁バイパス弁	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—	
	遠隔人力操作機構	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	第二弁操作室遮蔽	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	第二弁操作室空気ボ ンベユニット（空気 ポンベ）	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	第二弁操作室差圧計	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	圧力開放板	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	窒素供給装置	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	
	窒素供給装置用電源 車	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	
	フィルタ装置遮蔽	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	配管遮蔽	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	移送ポンプ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—	
	可搬型代替注水中型 ポンプ	56条に記載（可搬型重大事故緩和設備）						—	—	—
	可搬型代替注水大型 ポンプ	56条に記載（可搬型重大事故緩和設備）						—	—	—
	西側淡水貯水設備 [水源]	56条に記載（常設重大事故緩和設備）						—	—	—
代替淡水貯槽[水源]	56条に記載（常設重大事故緩和設備）						—	—	—	

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)によるベデスタル(ドライウエル部)への注水	常設低圧代替注水系ポンプ	—	—	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	
	原子炉格納容器[注水先]	その他設備に記載(常設重大事故緩和設備)						—*2	—*2	—*2
	代替淡水貯槽[水源]	56条に記載(常設重大事故緩和設備)						—	—	—
格納容器下部注水系 (可搬型)によるベデスタル(ドライウエル部)への注水	可搬型代替注水中型ポンプ	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	可搬型代替注水大型ポンプ			可搬型	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	
	原子炉格納容器[注水先]	その他設備に記載(常設重大事故緩和設備)						—*2	—*2	—*2
	西側淡水貯水設備[水源]	56条に記載(常設重大事故緩和設備) ※ 水源としては海も使用可能						—	—	—
	代替淡水貯槽[水源]							—	—	—
溶融炉心の落下遅延及び防止	常設高圧代替注水系ポンプ	45条に記載(常設重大事故緩和設備)						—	—	—
	原子炉圧力容器[注水先]	その他設備に記載(常設重大事故緩和設備)						—*2	—*2	—*2
	サブプレッション・チェンバ[水源]	56条に記載(常設重大事故緩和設備)						—*3	—*3	—*3
	ほう酸水注入ポンプ	45条に記載(常設重大事故緩和設備)						—	—	—
	ほう酸水貯蔵タンク[水源]	56条に記載(常設重大事故緩和設備)						—	—	—
	原子炉圧力容器[注水先]	その他設備に記載(常設重大事故緩和設備)						—*2	—*2	—*2
	常設低圧代替注水系ポンプ	47条に記載(常設重大事故緩和設備)						—	—	—
	原子炉圧力容器[注水先]	その他設備に記載(常設重大事故緩和設備)						—*2	—*2	—*2
	代替淡水貯槽[水源]	56条に記載(常設重大事故緩和設備)						—	—	—
	可搬型代替注水中型ポンプ	47条に記載(可搬型重大事故緩和設備)						—	—	—
	可搬型代替注水大型ポンプ							—	—	—
	原子炉圧力容器[注水先]	その他設備に記載(常設重大事故緩和設備)						—*2	—*2	—*2
	西側淡水貯水設備[水源]	56条に記載(常設重大事故緩和設備) ※ 水源としては海も使用可能						—	—	—
	代替淡水貯槽[水源]							—	—	—
	代替循環冷却系ポンプ	50条に記載(常設重大事故緩和設備)						—	—	—
	残留熱除去系熱交換器							—	—	—
	原子炉圧力容器[注水先]	その他設備に記載(常設重大事故緩和設備)						—*2	—*2	—*2
	サブプレッション・チェンバ[水源]	56条に記載(常設重大事故緩和設備)						—*3	—*3	—*3
	緊急用海水ポンプ							—	—	—
	緊急用海水系ストレーナ	48条に記載(常設重大事故緩和設備)						—	—	—
残留熱除去系海水系ポンプ	48条に記載(常設重大事故緩和設備)						—	—	—	
残留熱除去系海水系ストレーナ							—	—	—	
貯留堰	その他設備に記載(常設重大事故緩和設備)						—	—	—	
取水構造物							—	—	—	
SA用海水ピット取水塔							—	—	—	
海水引込み管							—	—	—	
SA用海水ピット							—	—	—	
緊急用海水取水管							—	—	—	
緊急用海水ポンプピット							—	—	—	

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と考えられる。

*2：その他設備にてまとめて記載する。

*3：56条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	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			
可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化	窒素供給装置	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	窒素供給装置用電源車	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	原子炉格納容器 [注入先]	その他設備に記載 (常設重大事故緩和設備)					—*1	—*1	—*1
格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	格納容器内水素濃度(SA)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×*2	—	—
	格納容器内酸素濃度(SA)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×*2	—	—
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及び酸素の排出	フィルタ装置	50条に記載 (常設重大事故緩和設備)					—	—	—
	第一弁 (S/C側)						—	—	—
	第一弁 (D/W側)						—	—	—
	第二弁						—	—	—
	第二弁バイパス弁						—	—	—
	遠隔人力操作機構						—	—	—
	第二弁操作室遮蔽						—	—	—
	第二弁操作室 空気ポンプユニット (空気ポンプ)	50条に記載 (可搬型重大事故緩和設備)					—	—	—
	第二弁操作室差圧計	50条に記載 (常設重大事故緩和設備)					—	—	—
	圧力開放板	50条に記載 (常設重大事故緩和設備)					—	—	—
	窒素供給装置	50条に記載 (可搬型重大事故緩和設備)					—	—	—
	窒素供給装置用電源車	50条に記載 (可搬型重大事故緩和設備)					—	—	—
	フィルタ装置遮蔽	50条に記載 (常設重大事故緩和設備)					—	—	—
	配管遮蔽						—	—	—
	移送ポンプ						—	—	—
	可搬型代替注水中型ポンプ	56条に記載 (可搬型重大事故緩和設備)					—	—	—
	可搬型代替注水大型ポンプ						—	—	—
西側淡水貯水設備 [水源]	56条に記載 (常設重大事故緩和設備)					—	—	—	
代替淡水貯槽 [水源]						—	—	—	
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	58条に記載 (常設重大事故緩和設備)					—	—	—	
フィルタ装置入口水素濃度						—	—	—	

注記*1：その他設備にてまとめて記載する。

*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がある部位 (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			
原子炉建屋ガス処理系による水素排出	非常用ガス処理系排風機	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	非常用ガス処理系フィルタトレイン			常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	非常用ガス再循環系排風機	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	非常用ガス再循環系フィルタトレイン			常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
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	—	×	—	—
	原子炉建屋原子炉棟	その他設備に記載（常設重大事故緩和設備）					—	—	—
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(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				
可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水	可搬型代替注水中型ポンプ	残留熱除去系(使用済燃料プール水の冷却及び補給) 燃料プール冷却浄化系	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3	—	—	—	
	可搬型代替注水大型ポンプ		B	可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3	—	—	—	
	使用済燃料プール(サイフォン防止機能含む) [注水先]	その他設備に記載(常設耐震重要重大事故防止設備)					—	—	—	
	西側淡水貯水設備 [水源]	56条に記載(常設耐震重要重大事故防止設備) ※ 水源としては海も使用可能					—	—	—	
常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水	常設低圧代替注水系ポンプ	残留熱除去系(使用済燃料プール水の冷却及び補給) 燃料プール冷却浄化系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—	
	使用済燃料プール(サイフォン防止機能含む) [注水先]		その他設備に記載(常設耐震重要重大事故防止設備)							—
	代替淡水貯槽 [水源]	56条に記載(常設耐震重要重大事故防止設備) ※ 水源としては海水も使用可能					—	—	—	
常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ	常設低圧代替注水系ポンプ	残留熱除去系(使用済燃料プール水の冷却及び補給) 燃料プール冷却浄化系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—	
	常設スプレイヘッド		B		常設耐震重要重大事故防止設備					SA-2
	使用済燃料プール(サイフォン防止機能含む) [注水先]	その他設備に記載(常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)					—	—	—	
	代替淡水貯槽 [水源]	56条に記載(常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備) ※ 水源としては海も使用可能					—	—	—	
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ	可搬型代替注水大型ポンプ	残留熱除去系(使用済燃料プール水の冷却及び補給) 燃料プール冷却浄化系	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3	—	—	—	
	常設スプレイヘッド		B		常設耐震重要重大事故防止設備					SA-2
	使用済燃料プール(サイフォン防止機能含む) [注水先]	その他設備に記載(常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)					—	—	—	
	代替淡水貯槽 [水源]	56条に記載(常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備) ※ 水源としては海も使用可能					—	—	—	
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ	可搬型代替注水大型ポンプ	残留熱除去系(使用済燃料プール水の冷却及び補給) 燃料プール冷却浄化系	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3	—	—	—	
	可搬型スプレイノズル		B		可搬型重大事故防止設備					SA-3
	使用済燃料プール(サイフォン防止機能含む) [注水先]	その他設備に記載(常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)					—	—	—	
	代替淡水貯槽 [水源]	56条に記載(常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備) ※ 水源としては海も使用可能					—	—	—	
大気への放射性物質の拡散抑制 ※ 水源は海を使用	可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)	55条に記載(可搬型重大事故緩和設備)							—	—
	放水砲								—	—
代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	代替燃料プール冷却系ポンプ	残留熱除去系(使用済燃料プール水の冷却) 燃料プール冷却浄化系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—	
	代替燃料プール冷却系熱交換器		B		常設耐震重要重大事故防止設備					SA-2
	使用済燃料プール [注水先]	その他設備に記載(常設耐震重要重大事故防止設備)					—	—	—	
	緊急用海水ポンプ	48条に記載(常設耐震重要重大事故防止設備)					—	—	—	
	緊急用海水系ストレーナ						—	—	—	
	SA用海水ピット取水塔						—	—	—	
	海水引込み管						—	—	—	
SA用海水ピット	その他設備に記載(常設重大事故防止設備)					—	—	—		
緊急用海水取水管						—	—	—		
緊急用海水ポンプピット						—	—	—		

54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備(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	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			
使用済燃料プールの 監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	(使用済燃料プール水位・温度 (SA広域))	(C)	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	使用済燃料プール温度 (SA)	使用済燃料プール水位	C						
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	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	—	×	—	—
		使用済燃料プール温度	C						
		燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	C	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)	原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	S							
	原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	S							

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	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	放水砲			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	SA用海水ビット取水塔	その他設備に記載（常設重大事故緩和設備）					—	—	—
	海水引込み管						—	—	—
	SA用海水ビット						—	—	—
海洋への放射性物質の拡散抑制	汚濁防止膜	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	
航空機燃料火災への泡消火	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	放水砲			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	泡混合器			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	SA用海水ビット取水塔	その他設備に記載（常設重大事故緩和設備）					—	—	—
	海水引込み管						—	—	—
	SA用海水ビット						—	—	—

56 条 重大事故等の収束に必要な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	西側淡水貯水設備 [水源]	(サブプレッション・チェンバ)	(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	×	—	—
	代替淡水貯槽[水源]				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	×	—	—
	サブプレッション・チェンバ [水源]				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
	多目的タンク, 原水タンク, ろ過水貯蔵タンク, 純粋貯蔵タンク				— (代替淡水源)	—	×	—	—
	ほう酸水貯蔵タンク [水源]				常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—
水の供給	可搬型代替注水中型ポンプ	サブプレッション・チェンバ	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	可搬型代替注水大型ポンプ	—	—	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	SA用海水ピット取水塔	その他設備に記載 (常設重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)					—	—	—
	海水引込み管	その他設備に記載 (常設重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)					—	—	—
	SA用海水ピット	その他設備に記載 (常設重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)					—	—	—
	貯留堰	その他設備に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)					—	—	—
	取水構造物	その他設備に記載 (常設重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)					—	—	—

注記*1: 8日以降も水源として使用可能である。

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	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	常設代替高压電源装置	2C・2D非常用ディーゼル発電機 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機	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	—	×	—	—
	燃料給油設備(軽油貯蔵タンク)			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	—	×	—	—
	燃料給油設備(常設代替高压電源装置 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	可搬型代替低压電源車	2C・2D非常用ディーゼル発電機 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	燃料給油設備(可搬型設備用軽油タンク)			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	—	×	—	—
	燃料給油設備(タンクローリ)			可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
所内常設直流電源設備による給電	125V系蓄電池A系	2C・2D非常用ディーゼル発電機 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機	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	—	×	—	—
	125V系蓄電池B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	—	×	—	—
可搬型代替直流電源設備による給電	可搬型代替低压電源車	125V系蓄電池A系・B系・HPCS系	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	可搬型整流器			可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	燃料給油設備(可搬型設備用軽油タンク)			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	—	×	—	—
	燃料給油設備(タンクローリ)			可搬型	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M/C	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P/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	—	×	—	—
	緊急用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	—	×	—	—
	緊急用電源切替盤			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	—	×	—	—
	緊急用直流125V主母線盤			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	—	×	—	—
	緊急用125V系蓄電池	125V系蓄電池A系・B系・HPCS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	—	×	—	—

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	2C非常用ディーゼル発電機	(2C非常用ディーゼル発電機) —	(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	—	×	—	—
	2D非常用ディーゼル発電機	(2D非常用ディーゼル発電機) —	(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	—	×	—	—
	高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機	(高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	2C非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク	(2C非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク) —	(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	—	×	—	—
	2D非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク	(2D非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク) —	(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	—	×	—	—
	高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機燃料油デイトンク	(高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機燃料油デイトンク) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	2C非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	(2C非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ) —	(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	—	×	—	—
	2D非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	(2D非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ) —	(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	—	×	—	—
	高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機用海水ポンプ	(高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機用海水ポンプ) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	軽油貯蔵タンク	(軽油貯蔵タンク) —	(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	—	×	—	—
	2C非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	(2C非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ) —	(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	—	×	—	—
	2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	(2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ) —	(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	—	×	—	—
	高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	(高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	非常用直流電源設備	125V系蓄電池A系	(125V系蓄電池A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	—	×	—
125V系蓄電池B系		(125V系蓄電池B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	—	×	—	—
125V系蓄電池HPCS系		(125V系蓄電池HPCS系) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
中性子モニタ用蓄電池A系		(中性子モニタ用蓄電池A系) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
中性子モニタ用蓄電池B系		(中性子モニタ用蓄電池B系) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
燃料給油設備による給油	可搬型設備用軽油タンク	(軽油貯蔵タンク), 2C・2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ, 高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ —	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	—	×	—	—
	タンクローリ	—	—	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	軽油貯蔵タンク	—	—	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	—	×	—	—
	常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	—	—	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	—	×	—	—

58 条 計装設備(1/10)

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	—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	○	○	×*1
		原子炉圧力	S						
原子炉圧力容器内の 圧力	原子炉圧力	原子炉圧力 (S 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	—	×*2	—	—
	原子炉圧力 (S A)	原子炉水位 (広帯域)	S						
原子炉圧力容器内の 圧力		原子炉圧力 (S A)	原子炉水位 (燃料域)	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 (S A広帯 域)		—						
原子炉圧力容器内の 圧力	原子炉圧力 (S A)	原子炉水位 (S A燃料 域)	—	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	—	—
		原子炉圧力容器温度	—						

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がある部位(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(2/10)

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 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広帯域) 原子炉水位(SA燃料域) 高压代替注水系系統流量 低压代替注水系原子炉注 水流量(常設ライン用) 低压代替注水系原子炉注 水流量(常設ライン狭帯 域用) 低压代替注水系原子炉注 水流量(可搬ライン用) 低压代替注水系原子炉注 水流量(可搬ライン狭帯 域用) 代替循環冷却系原子炉注 水流量 原子炉隔離時冷却系系統 流量 高压炉心スプレイ系系統 流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレイ系系統 流量 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) サブプレッション・チェン パ圧力	S — — — — — — — — — — S 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	—	×*1	—	—
	原子炉水位(SA広 帯域) 原子炉水位(SA燃 料域)	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 高压代替注水系系統流量 低压代替注水系原子炉注 水流量(常設ライン用) 低压代替注水系原子炉注 水流量(常設ライン狭帯 域用) 低压代替注水系原子炉注 水流量(可搬ライン用) 低压代替注水系原子炉注 水流量(可搬ライン狭帯 域用) 代替循環冷却系原子炉注 水流量 原子炉隔離時冷却系系統 流量 高压炉心スプレイ系系統 流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレイ系系統 流量 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) サブプレッション・チェン パ圧力	S S — — — — — — — — — S 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	—	×*1	—	—

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(3/10)

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	サブプレッション・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 (S A広帯 域) 原子炉水位 (S A燃料 域) 常設高圧代替注水系ポン プ吐出圧力	— 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	—	×	—	—
	低圧代替注水系原子 炉注水流量 (常設ラ イン用) 低圧代替注水系原子 炉注水流量 (常設ラ イン狭帯域用) 低圧代替注水系原子 炉注水流量 (可搬ラ イン用) 低圧代替注水系原子 炉注水流量 (可搬ラ イン狭帯域用)	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯 域) 原子炉水位 (S A燃料 域)	— — 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	—	×	—	—
	代替循環冷却系原子 炉注水流量	サブプレッション・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 (S A広帯 域) 原子炉水位 (S A燃料 域) 代替循環冷却系ポンプ吐 出圧力	— S S — — —	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	原子炉隔離時冷却系 系統流量	サブプレッション・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 (S A広帯 域) 原子炉水位 (S A燃料 域) 原子炉隔離時冷却系ポン プ吐出圧力	— S S — — — C	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	高圧炉心スプレイ系 系統流量	サブプレッション・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 (S A広帯 域) 原子炉水位 (S A燃料 域) 高圧炉心スプレイ系ポン プ吐出圧力	— S S — — — C	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	残留熱除去系系統流 量	サブプレッション・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 (S A広帯 域) 原子炉水位 (S A燃料 域) 残留熱除去系ポンプ吐出 圧力	— S S — — — C	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	低圧炉心スプレイ系 系統流量	サブプレッション・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 (S A広帯 域) 原子炉水位 (S A燃料 域) 低圧炉心スプレイ系ポン プ吐出圧力	— S S — — — C	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—

58 条 計装設備(4/10)

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			
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(常設ライン用)	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位	— —	常設	常設耐震重要重大事故緩和設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(可搬ライン用)	サブプレッション・プール水位	—						
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	— —		常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 格納容器下部水位	— — —	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	— — —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	○	○	○
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・プール水温度 サブプレッション・チェンバ圧力	— — —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	○	○	×*1
	サブプレッション・プール水温度	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	— —	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	—	○	○	×*1
	格納容器下部水温	主要パラメータの他チャンネル	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	○	○	×*2
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル雰囲気温度	— —	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	—	×*3	—	—
	サブプレッション・チェンバ圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	— —	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	—	×*3	—	—

注記*1：代替循環冷却系による格納容器の除熱時は、ドライウエル雰囲気温度及びドライウエル圧力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、サブプレッション・チェンバ圧力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：格納容器下部水温について、高さ0m位置の計器は原子炉圧力容器の破損検知のための設備、高さ0.2m位置の計器は溶融炉心の大量落下を検知し、ベDESTAL満水までの注水を実施するための設備であり、溶融炉心が計器に接触した際に指示がダウンスケール等することでそれぞれ検知することとしている(長期的な水温監視には期待していない)。8日までに原子炉注水が復旧し原子炉圧力容器の破損を防止している場合又は原子炉圧力容器が破損するものの溶融炉心の落下が少量の状態を維持している場合は、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又は溶融炉心の大量落下への進展が生じ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溶融炉心が大量に落下した状態であり、ベDESTAL満水まで注水を実施している状態であるため、本設備は必須ではない。

*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がある部位(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 (5/10)

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位	サブプレッション・プール水位	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力	— — — — — — — — — —	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	—	×*1	—	—
	格納容器下部水位	主要パラメータの他チャンネル 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位	— — — —	常設	常設重大事故緩和設備	—	○	○	○*2
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル	—	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放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器雰囲気放射線モニタ (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	—	×	—	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	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	—	×	—	—
未臨界の維持又は監視	起動領域計装	主要パラメータの他チャンネル 平均出力領域計装	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	○	×	—
	平均出力領域計装	主要パラメータの他チャンネル 起動領域計装	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	○	×	—

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。

*2：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。

58条 計装設備(6/10)

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(代替循環冷却系)	サブプレッション・プール水温度	主要パラメータの他 チャンネル サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	○	○	×*	
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	残留熱除去系熱交換器出口温度	C	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	代替循環冷却系原子炉注水流量	サブプレッション・プール水位	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
		原子炉水位(広帯域)	S	—						
		原子炉水位(燃料域)	S	—						
		原子炉水位(SA広帯域)	—	—						
		原子炉水位(SA燃料域)	—	—						
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	—	—						
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
		原子炉圧力容器温度	—	—						
代替循環冷却系原子炉注水流量		—	—							
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力		—	—							
サブプレッション・プール水温度		—	—							
ドライウェル雰囲気温度	—	—								
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	—	—								
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	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	フィルタ装置圧力	ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 フィルタ装置スクラビング水温度	— — —	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	—	×	—	—	
	フィルタ装置スクラビング水温度	フィルタ装置圧力	—	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	—	×	—	—	
	フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	主要パラメータ(フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ))の他チャンネル	—	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	—	×	—	—	
	フィルタ装置入口水素濃度	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	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
最終ヒートシンクの確保(耐圧強化バント系)	耐圧強化バ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	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—	
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 サブプレッション・プール水温度	— —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	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 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
		残留熱除去系海水系系統流量	C							
		緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)	—							
緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)	—	—								
残留熱除去系系統流量	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	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	—	×	—	—		

注記*：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ドライウェル圧力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、サブプレッション・チェンバ圧力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(7/10)

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			
格納容器バイパスの 監視(原子炉压力容器 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広帯 域) 原子炉水位(SA燃料 域)	S — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×*1	—	—
	原子炉水位(SA広 帯域) 原子炉水位(SA燃 料域)	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×*1	—	—
	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広帯 域) 原子炉水位(SA燃料 域) 原子炉压力容器温度	S — S S — — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×*1	—	—
	原子炉圧力(SA)	主要パラメータの他チャ ンネル 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広帯 域) 原子炉水位(SA燃料 域) 原子炉压力容器温度	— S S S — — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×*1	—	—
格納容器バイパスの 監視(原子炉格納容器 内の状態)	ドライウエル雰囲気 温度	主要パラメータの他チャ ンネル ドライウエル圧力	— —	常設	常設重大事故防止設備	—	○	×	—
	ドライウエル圧力	サブプレッション・チェン パ圧力 ドライウエル雰囲気温度	— — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×*1	—	—
格納容器バイパスの 監視(原子炉建屋内の 状態)	高压炉心スプレイ系 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	—	×	—	—
	原子炉隔離時冷却系 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	—	×	—	—
	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	—	×	—	—
	低压炉心スプレイ系 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	—	×	—	—

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 (8/10)

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	サブプレッション・プール水位	高压代替注水系系統流量	—	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	—	—
		代替循環冷却系原子炉注水流量	—						
		原子炉隔離時冷却系系統流量	S						
		高压炉心スプレイ系系統流量	S						
		残留熱除去系系統流量	S						
		低压炉心スプレイ系系統流量	S						
		常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力	—						
		代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	—						
		原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	C						
		高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	C						
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	C						
		低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	C						
		代替淡水貯槽水位	低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)						
	低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)		—						
	低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)		—						
	低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)		—						
	低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)		—						
	低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)		—						
	低压代替注水系格納容器下部注水流量		—						
	原子炉水位 (広帯域)		S						
	原子炉水位 (燃料域)		S						
	原子炉水位 (S A広帯域)		—						
	原子炉水位 (S A燃料域)		—						
	サブプレッション・プール水位		—						
	常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力		—						
	西側淡水貯水設備水位		低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	—	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	—	×	—
		低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)	—						
低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)		—							
低压代替注水系格納容器下部注水流量		—							
原子炉水位 (広帯域)		S							
原子炉水位 (燃料域)		S							
原子炉水位 (S A広帯域)		—							
原子炉水位 (S A燃料域)		—							
サブプレッション・プール水位		—							

注記*：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がある部位（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(9/10)

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	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			
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	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	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度(SA)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C) ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	— S S — —	常設	常設耐震重要重大事故緩和設備 常設重大事故緩和設備	—	×*1	—	—
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度(SA広域)	使用済燃料プール温度(SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ	— — —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	使用済燃料プール温度(SA)	使用済燃料プール水位・温度(SA広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ	C — —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	使用済燃料プール水位・温度(SA広域) 使用済燃料プール温度(SA) 使用済燃料プール監視カメラ	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	—	×	—	—
	使用済燃料プール監視カメラ(使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)	使用済燃料プール水位・温度(SA広域) 使用済燃料プール温度(SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	C — —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
発電所内の通信連絡	安全パラメータ表示システム(SPDS)	(安全パラメータ表示システム(SPDS))* ₂	(C)	常設	常設重大事故防止設備 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(原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の温度, 圧力, 水位及び流量(注水量)計測用)	各計器*2	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
圧力, 水位, 注水量の計測・監視	可搬型計測器(原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の圧力, 水位及び流量(注水量)計測用)	各計器*2	S	可搬型	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。

*2: 代替する機能を有する設計基準対象施設

58条 計装設備(10/10)

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			
その他	M/C 2C電圧	(M/C 2C電圧)	(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	—	×	—	—
	M/C 2D電圧	(M/C 2D電圧)	(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	—	×	—	—
	M/C HPCS電圧	(M/C HPCS電 圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	P/C 2C電圧	(P/C 2C電圧)	(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	—	×	—	—
	P/C 2D電圧	(P/C 2D電圧)	(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M/C電圧	M/C 2C電圧 M/C 2D電圧 M/C HPCS電圧	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	—	×	—	—
	緊急用P/C電圧	P/C 2C電圧 P/C 2D電圧	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	—	×	—	—
	直流125V主母線盤2 A電圧	(直流125V主母線盤2A 電圧)	(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主母線盤2 B電圧	(直流125V主母線盤2B 電圧)	(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主母線盤H PCS電圧	(直流125V主母線盤HP CS電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	直流±24V中性子モ ニタ用分電盤2A電 圧	(直流±24V中性子モニ タ用分電盤2A電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	直流±24V中性子モ ニタ用分電盤2B電 圧	(直流±24V中性子モニ タ用分電盤2B電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	緊急用直流125V主母 線盤電圧	直流125V主母線盤2A電 圧 直流125V主母線盤2B電 圧 直流125V主母線盤HPC S電圧	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	—	×	—	—
	非常用窒素供給系供 給圧力	(非常用窒素供給系供給 圧力)	(C)	常設	常設重大事故防止設備	—	×	—	—
	非常用窒素供給系高 圧窒素ポンベ圧力	非常用窒素供給系供給圧 力	C	常設	常設重大事故防止設備	—	×	—	—
	非常用逃がし安全弁 駆動系供給圧力	非常用窒素供給系供給圧 力	C	常設	常設重大事故防止設備	—	×	—	—
	非常用逃がし安全弁 駆動系高圧窒素ポン ベ圧力	非常用窒素供給系供給圧 力	C	常設	常設重大事故防止設備	—	×	—	—

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			
中央制御室換気系による居住性の確保	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	—	×	—	—
	中央制御室換気系空気調和機ファン	(中央制御室換気系)	(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	—	×	—	—
	中央制御室換気系フィルタ系ファン			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	—	×	—	—
	中央制御室換気系フィルタユニット			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	—	×	—	—
非常用ガス再循環系排風機	—			—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—
原子炉建屋ガス処理系による居住性の確保	非常用ガス処理系排風機	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	原子炉建屋原子炉棟	その他設備に記載(常設重大事故緩和設備)					—	—	—
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止による居住性の確保	ブローアウトパネル閉止装置	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	ブローアウトパネル閉止装置閉閉状態表示			常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	ブローアウトパネル開閉状態表示			常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
中央制御室待避室による居住性の確保	中央制御室待避室	—	—	常設	(重大事故等対処施設)	—	×	—	—
	中央制御室待避室遮蔽	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	中央制御室待避室空気ポンプユニット(空気ポンプ)	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	中央制御室待避室差圧計	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	衛星電話設備(可搬型)(待避室)	—	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備(防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	データ表示装置(待避室)	—	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備(防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
可搬型照明(SA)による居住性の確保	可搬型照明(SA)	中央制御室照明	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備(防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による居住性の確保	酸素濃度計	—	—	可搬型	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	—	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備(防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
チェン징エリアの設置及び運用による汚染の持ち込みの防止	可搬型照明(SA)	—	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備(防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—

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	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト端末			可搬型	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	可搬型ダスト・よう素サンプラ	放射能観測車	—	可搬型	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			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	β線サーベイ・メータ			可搬型	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			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
気象観測設備による代替測定	可搬型気象観測設備	気象観測設備	C	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	可搬型気象観測設備端末			可搬型	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	—	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	電離箱サーベイ・メータ			可搬型	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			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト端末			可搬型	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(空气中・水中・土壌中)及び海上モニタリング	可搬型ダスト・よう素サンプラ	—	—	可搬型	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			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	β線サーベイ・メータ			可搬型	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			可搬型	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			可搬型	可搬型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

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			
緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備による放射線防護	緊急時対策所	—	—	常設	(重大事故等対処施設)	—	×	—	—
	緊急時対策所遮蔽			常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急時対策所非常用送風機			常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急時対策所非常用フィルタ装置			常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急時対策所加圧設備			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	緊急時対策所用差圧計			常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定	酸素濃度計	—	—	可搬型	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			可搬型	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	緊急時対策所エアモニタ	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト	60条に記載(可搬型重大事故緩和設備)					—	—	—
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(常設重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)					—	—	—
通信連絡	無線連絡設備(携帯型)	62条に記載(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(固定型)	62条に記載(常設重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備, 常設重大事故等対処設備(防止でも緩和でもない設備))					—	—	—
	衛星電話設備(携帯型)	62条に記載(可搬型重大事故防止設備, 可搬型重大事故緩和設備, 可搬型重大事故等対処設備(防止でも緩和でもない設備))					—	—	—
	携行型有線通話装置	62条に記載(可搬型重大事故防止設備, 可搬型重大事故緩和設備)					—	—	—
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム, IP電話, I P-F A X)	62条に記載(常設重大事故等対処設備(防止でも緩和でもない設備))					—	—	—
緊急時対策所用代替電源設備による給電	緊急時対策所用発電機	常用電源設備	C	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急時対策所用発電機給油ポンプ			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急時対策所用M/C電圧計			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—

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	携行型有線通話装置	送受話器（ページング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及び FAX） —	C	可搬型	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（携帯型）			可搬型	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（固定型）			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（携帯型）			可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	安全パラメータ表示システム（SPDS）	（安全パラメータ表示システム（SPDS）） —	(C)	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
発電所外（社内外）の通信連絡	衛星電話設備（固定型）	—	—	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)	—	×	—	—
	衛星電話設備（携帯型）			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話及び I P-FAX）			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	×	—	—
	原子炉建屋原子炉棟	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
非常用取水設備	貯留堰	(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	—	×	—	—
	取水構造物	(取水路,取水ビット) —	(C) —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	SA用海水ビット取水塔	取水路,取水ビット —	C —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	海水引込み管	取水路,取水ビット —	C —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	SA用海水ビット	取水路,取水ビット —	C —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急用海水取水管	取水路,取水ビット —	C —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急用海水ポンプビット	取水路,取水ビット —	C —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—

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，トップヘッドフランジ等に用いられる改良EPDM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。

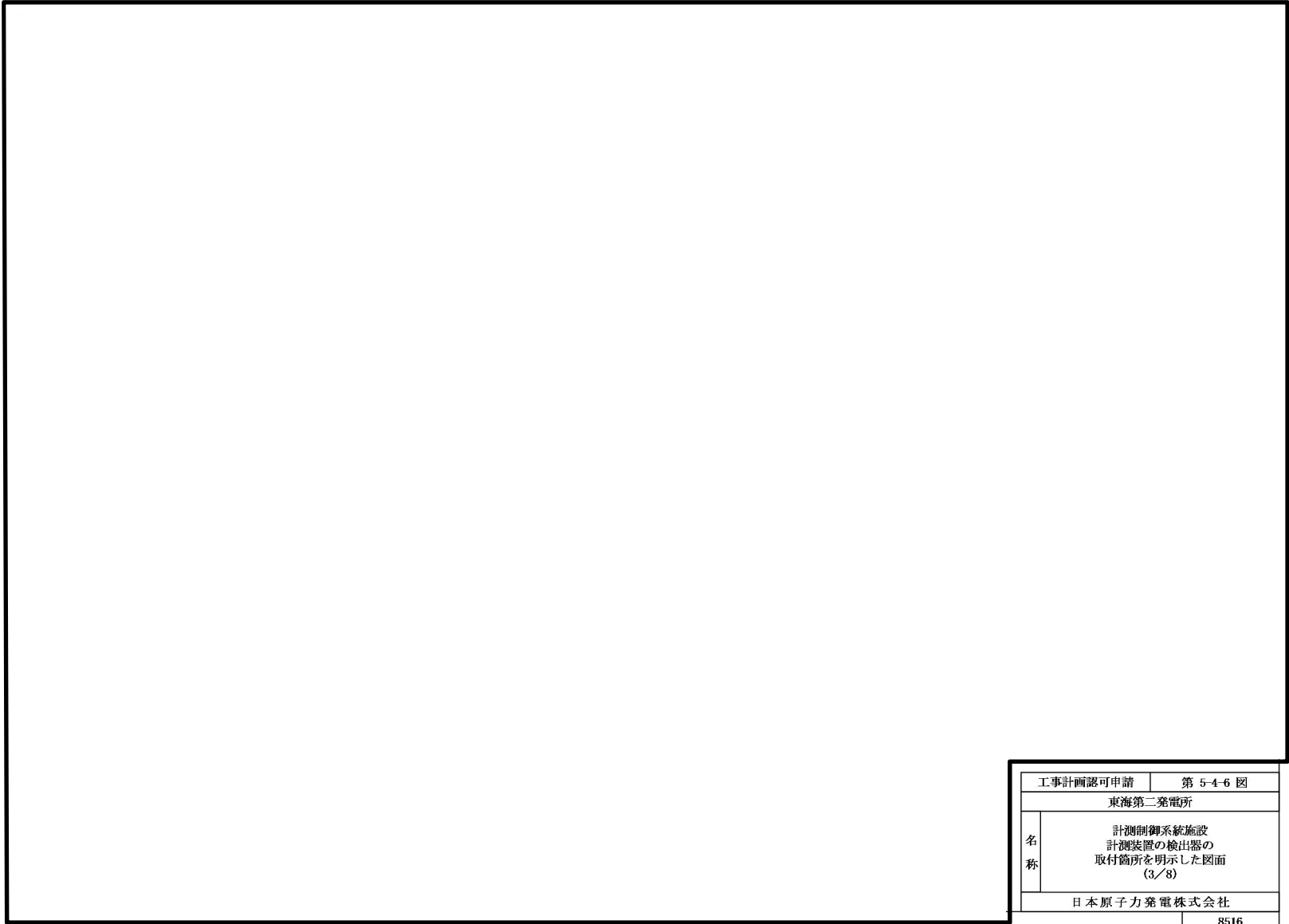
「4. 事故後 8 日以降の放射線に対する評価」で抽出されたパラメータ

- 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、ドライウェル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力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。
 - ・ドライウェル圧力等については、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、同じ高さの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、低圧代替注水系格納容器下部注水流量、代替淡水貯槽水位、西側淡水貯水設備水位による推定が可能である。
 - ・低圧代替注水系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。

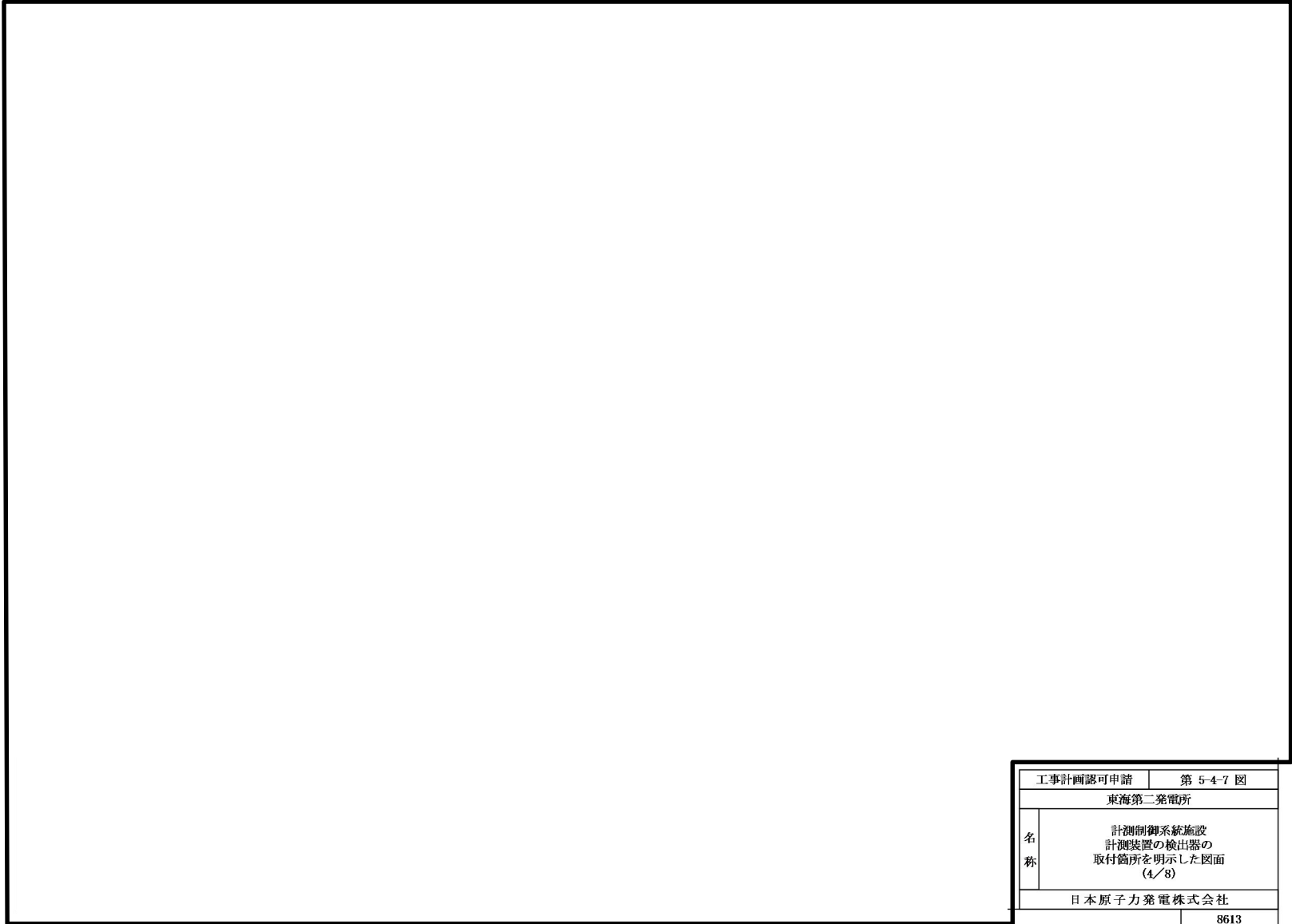
分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	8 日以降の監視		
			抽出されたパラメータの健全性評価	外部支援手段等により監視を期待するパラメータ	外部支援手段 (例)
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウェル圧力 ③サブプレッション・チェンバ圧力	<p>主要パラメータであるドライウェル雰囲気温度は、一部に有機材料を使用しているため放射線による劣化を考慮する必要があるが、少なくとも <input type="text"/> 日程度の耐放射線性は有している。</p> <p>ドライウェル雰囲気温度が機能喪失した場合には、代替パラメータであるドライウェル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力による推定が可能である。ドライウェル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力は、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。</p> <p>なお、ドライウェル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力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。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ドライウェル圧力 ・サブプレッション・チェンバ圧力 	<p>ドライウェル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力は、伝送器の設置場所が原子炉建屋原子炉棟であり、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 <input type="text"/> 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)</p>
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低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ③代替淡水貯槽水位 ④西側淡水貯水設備水位 ④ [格納容器下部雰囲気温度] *2	<p>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 <input type="text"/> 日程度の耐放射線性は有している。</p> <p>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低圧代替注水系格納容器下部注水流量、代替淡水貯槽水位及び西側淡水貯水設備水位による推定が可能である。低圧代替注水系格納容器下部注水流量、代替淡水貯槽水位及び西側淡水貯水設備水位は、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。</p> <p>なお、格納容器下部雰囲気温度は、常用代替監視パラメータであり、耐放射線性は期待していない。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ・代替淡水貯槽水位 ・西側淡水貯槽設備水位 	<p>低圧代替注水系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棟であり、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 <input type="text"/> 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。</p> <p>代替淡水貯槽水位及び西側淡水貯槽設備水位は、伝送器の設置場所がそれぞれ常設低圧代替注水系格納槽及び常設代替注水電源装置置場内であり、線量率は原子炉建屋原子炉棟内よりも低いことから、故障した際には低圧代替注水系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。(参考 5 参照)</p>

注記*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

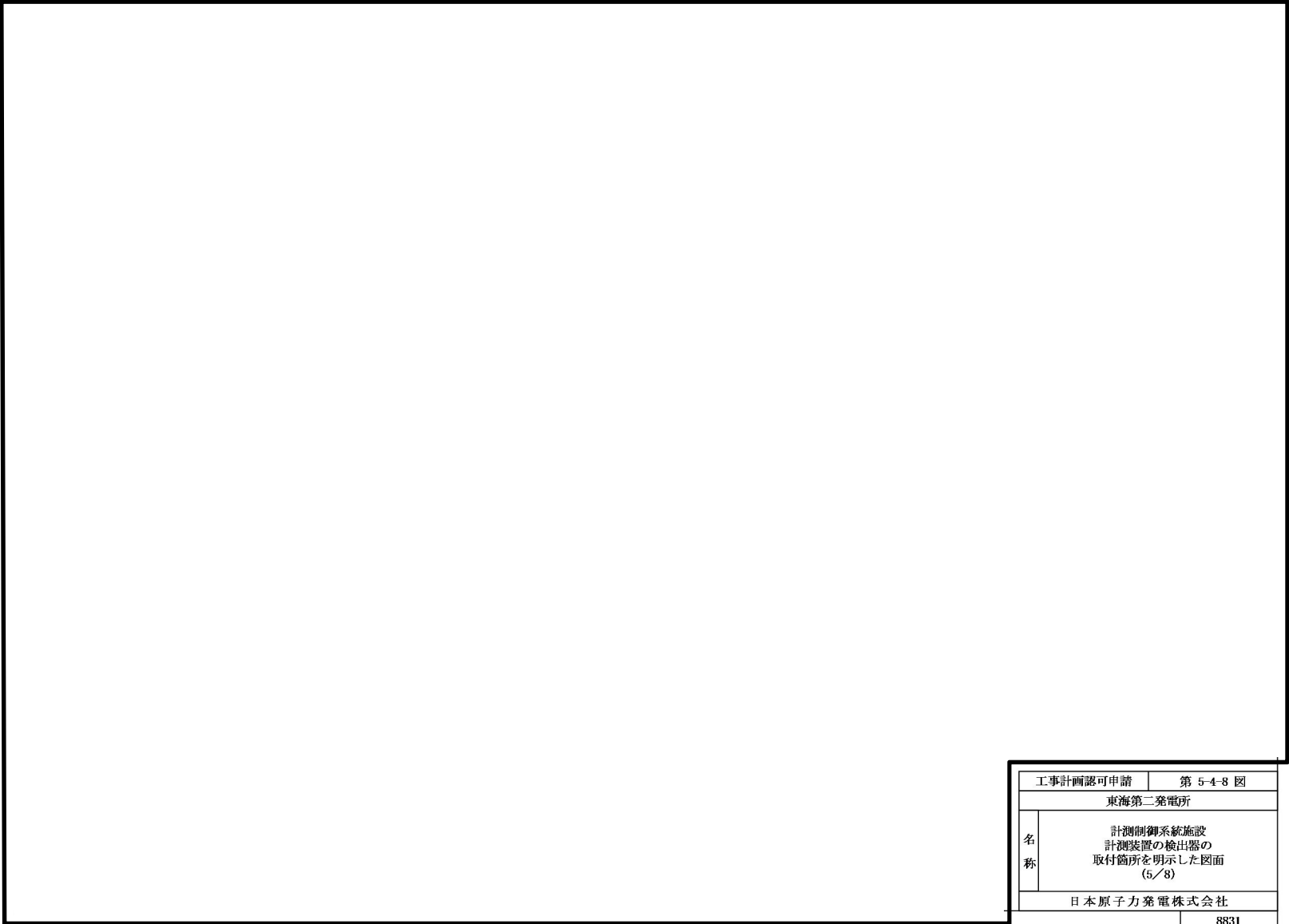
*2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。



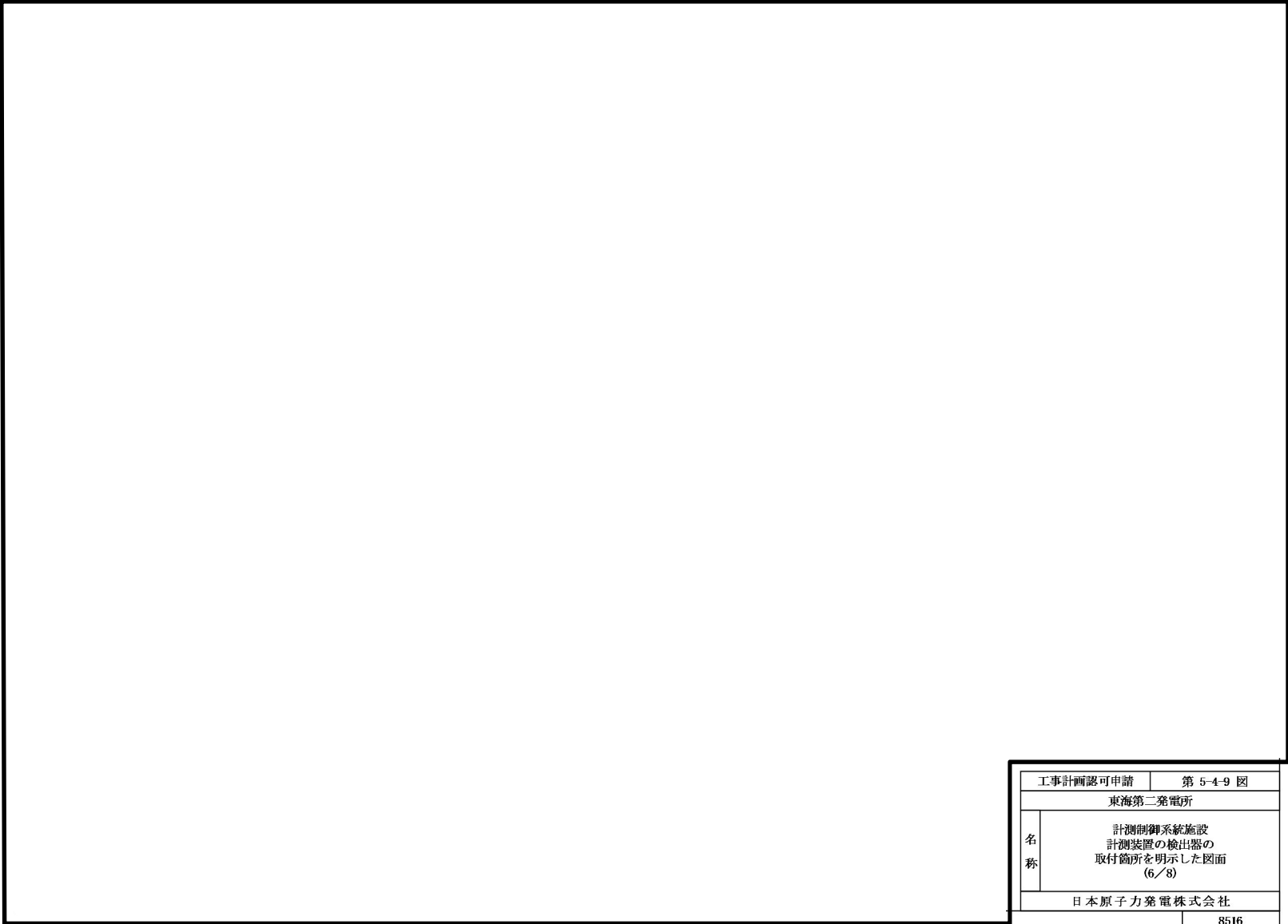
工事計画認可申請	第 5-4-6 図
東海第二発電所	
名 称	計測制御系統施設 計測装置の検出器の 取付箇所を明示した図面 (3/8)
日本原子力発電株式会社	
8516	



工事計画認可申請	第 5-4-7 図
東海第二発電所	
名 称	計測制御系統施設 計測装置の検出器の 取付箇所を明示した図面 (4/8)
	日本原子力発電株式会社
8613	

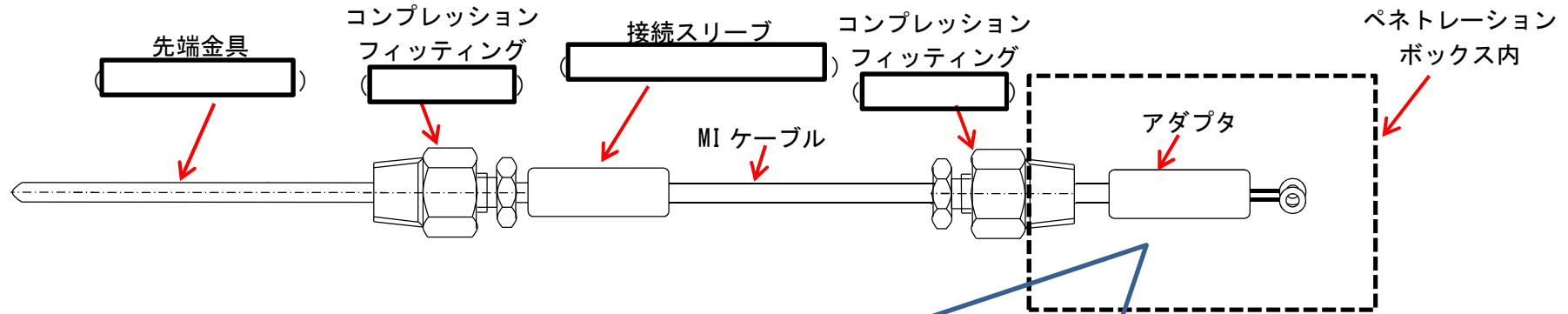


工事計画認可申請	第 5-4-8 図
東海第二発電所	
名称	計測制御系統施設 計測装置の検出器の 取付箇所を明示した図面 (5/8)
日本原子力発電株式会社	
8831	



工事計画認可申請	第 5-4-9 図
東海第二発電所	
名 称	計測制御系統施設 計測装置の検出器の 取付箇所を明示した図面 (6/8)
	日本原子力発電株式会社
8516	

ドライウェル雰囲気温度の構造イメージ図



アダプタ詳細イメージ

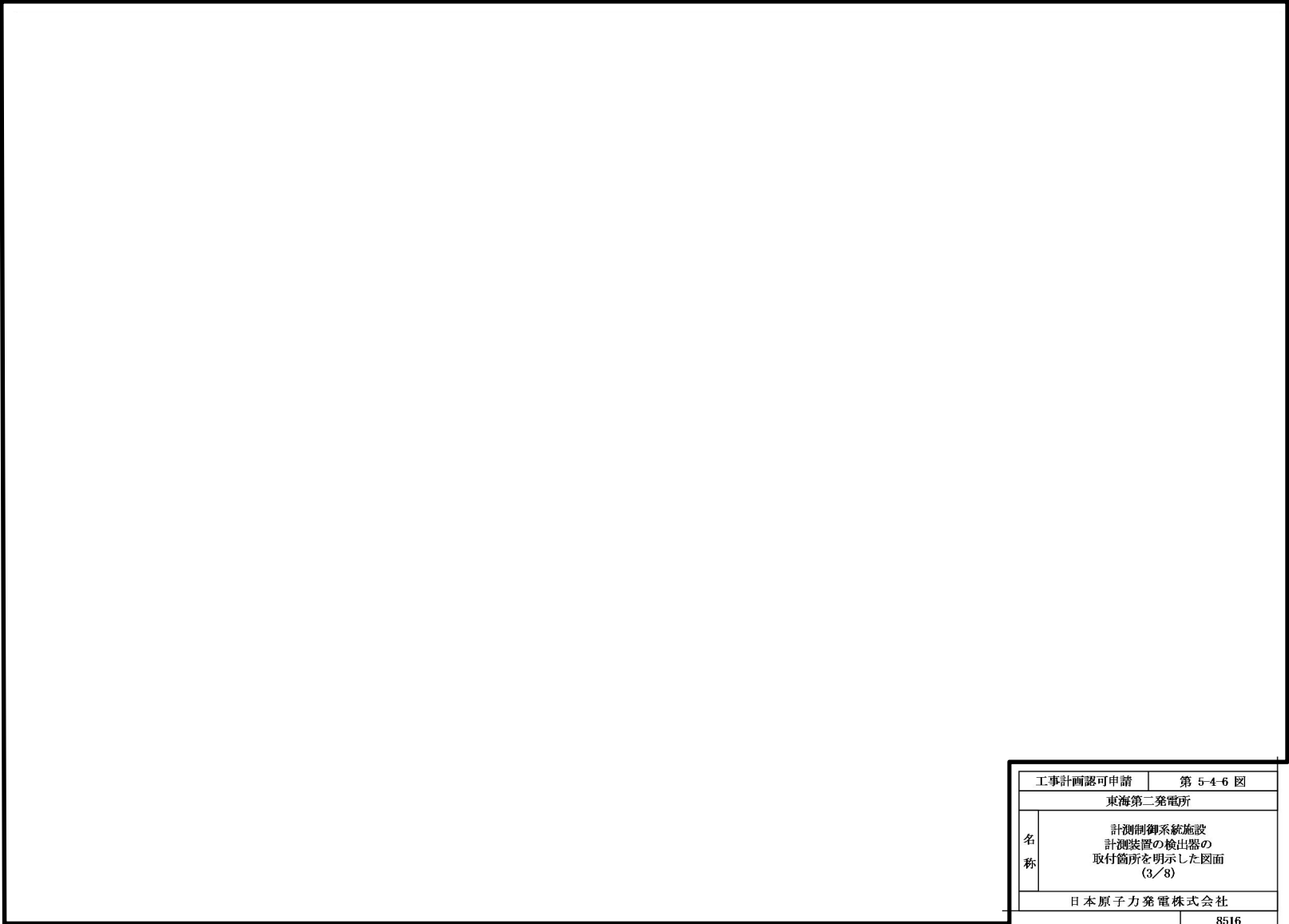


: 有機材料使用箇所

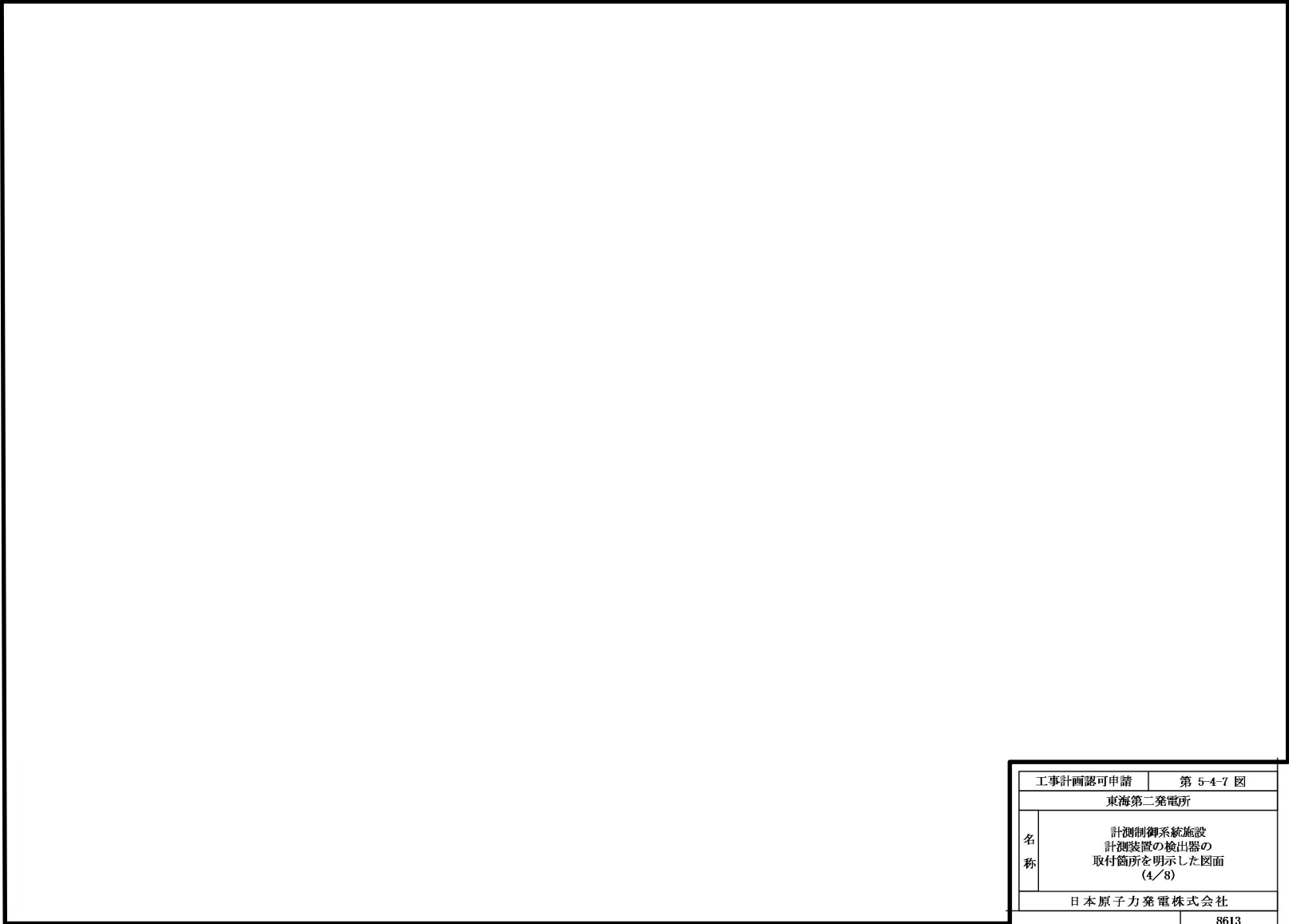
(材質: *)

注記*: 電線保護を目的としている。

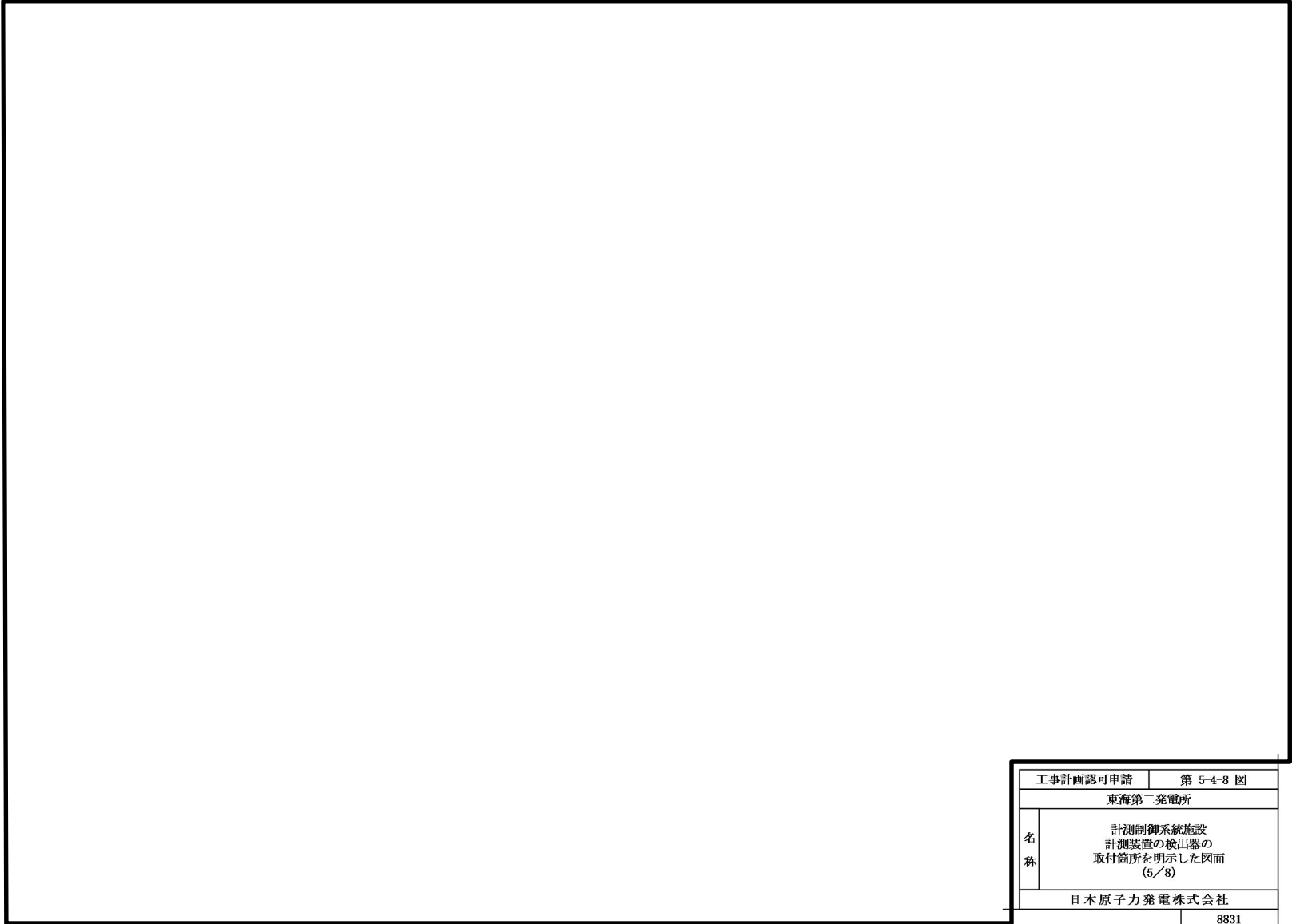
熱や放射線による劣化としては、熱収縮チューブの硬化等が考えられるが、熱収縮チューブが劣化しても絶縁性が保たれていれば温度測定は可能



工事計画認可申請	第 5-4-6 図
東海第二発電所	
名称	計測制御系統施設 計測装置の検出器の 取付箇所を明示した図面 (3/8)
日本原子力発電株式会社	
8516	



工事計画認可申請	第 5-4-7 図
東海第二発電所	
名称	計測制御系統施設 計測装置の検出器の 取付箇所を明示した図面 (4/8)
日本原子力発電株式会社	
8613	



工事計画認可申請	第 5-4-8 図
東海第二発電所	
名 称	計測制御系統施設 計測装置の検出器の 取付箇所を明示した図面 (5/8)
	日本原子力発電株式会社
8831	



工事計画認可申請	第 1-3-1 図
東海第二発電所	
名称	主要設備の 配置の状況を明示した平面図及び断面図 (発電所全体図)
日本原子力発電株式会社	
8829	

格納容器下部水位の構造イメージ図



アダプタ詳細イメージ



: 有機材料使用箇所

(材質: *)

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
たれていれば水位測定は可能

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、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

$$(\text{①}\square\text{ kGy} - \text{②}7\text{ kGy} - \text{③}640\text{ kGy}) \div \text{④}31.2\text{ kGy/日} + 7\text{ 日} = \square\text{ 日}$$

- ①環境認定試験により健全性を確認した積算線量：□kGy
 ②通常運転中の20年間の積算線量：7 kGy*¹
 ③重大事故等発生から7日間の積算線量：640 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包絡するよう、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）：31.2 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包絡するよう、保守的な条件とした場合の1日当たりの線量率）*²

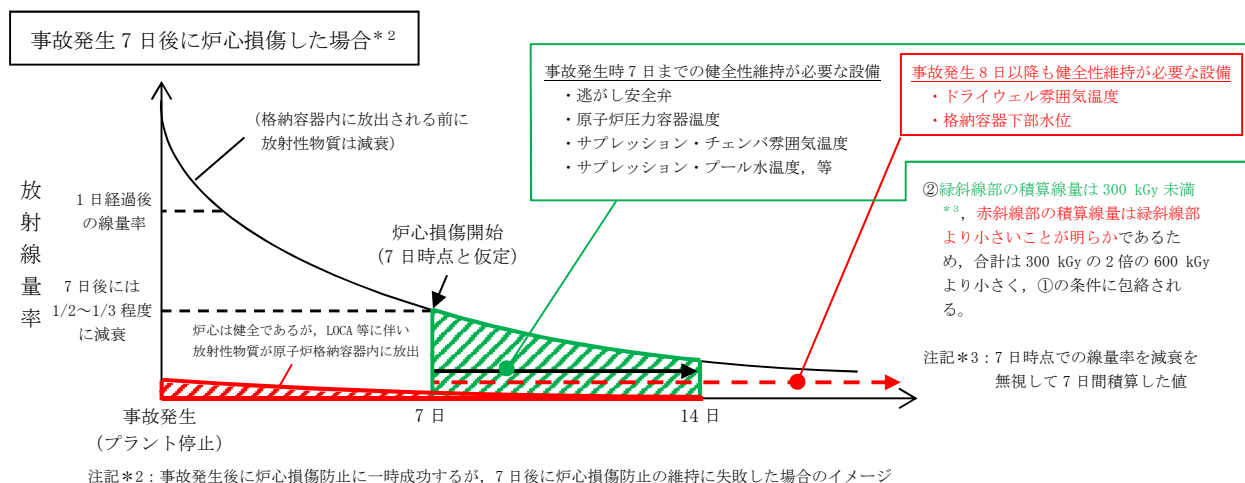
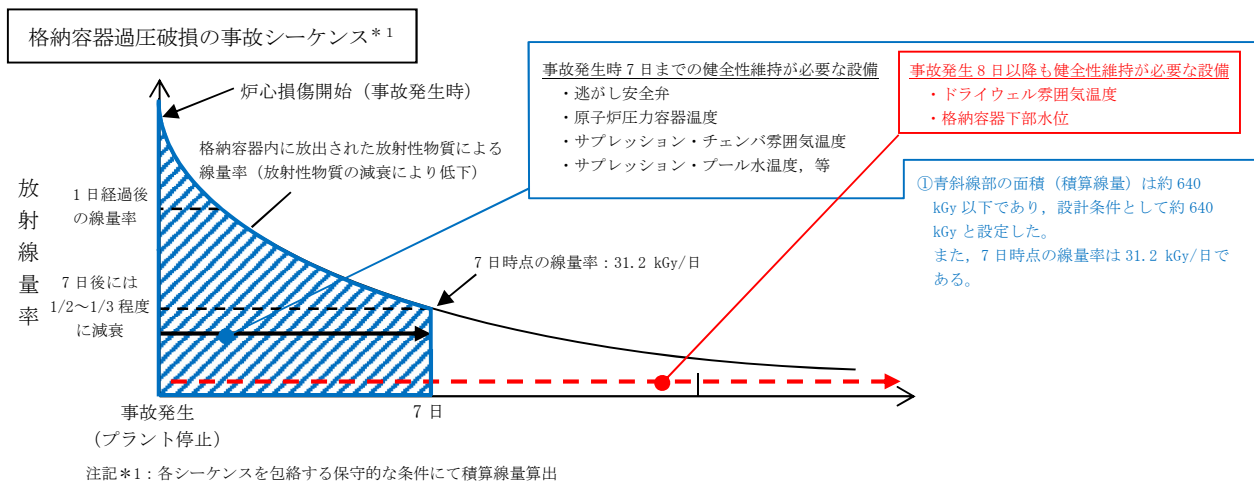
注記*1：放射線による劣化を考慮する必要のある有機材料はペネトレーションボックス内のアダプタ部のみに使用していることから、原子炉格納施設内のペネトレーションボックス設置エリアの通常運転中の環境条件の設計値を示している。

設計値については、建設時第22回工事計画認可申請書（51資庁第3467号 昭和51年6月2日認可）にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-3-2 人が常時勤務し、またはひん繁に出入する原子力発電所内の場所における放射線量率に関する説明書」による。

線量の積算期間については、当該設備が新規規制基準への対応として新たに設置する設備であることから想定される運転期間を考慮して20年間で設定している。

*2：8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の事故条件について



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 (640 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 200 °C（短期最高 235 °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（短期最高 235 °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 (EL. m)、中部 (EL. m)、下部 (EL. m) 及びペDESTAL気相部 (EL. m) にそれぞれ 2 台ずつ分散配置して設置されており、原子炉格納容器全体の雰囲気温度を計測することが可能である。ドライウェル雰囲気温度の設置場所について、図 1 及び図 2 に示す。

格納容器下部水位については、ペDESTAL (ドライウェル部) 内と、ペDESTAL (ドライウェル部) と貫通孔で接続されたドライウェルに設置するボックス内に分散して設置する。格納容器下部水位の設置位置及び設置個数について、図 3 及び表 1 に示す。

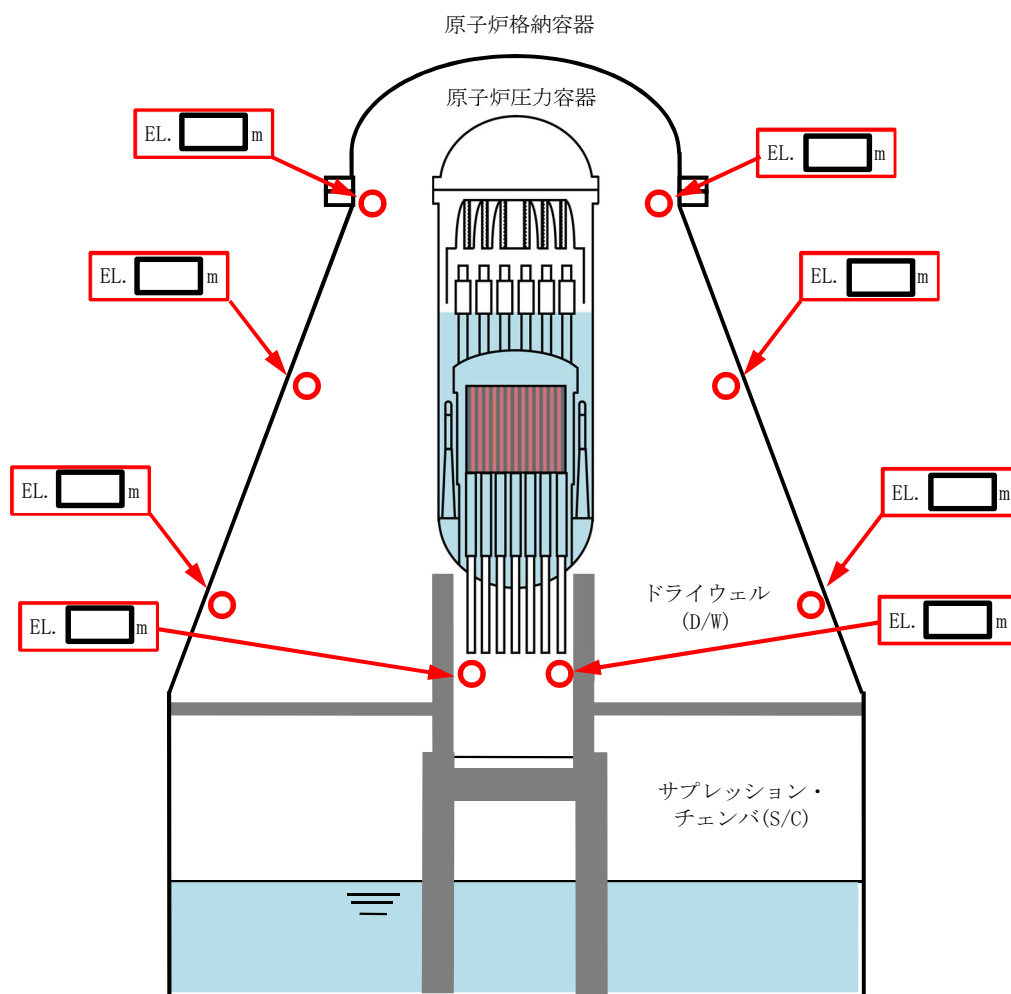


図 1 ドライウェル雰囲気温度の設置場所 (概略断面図)

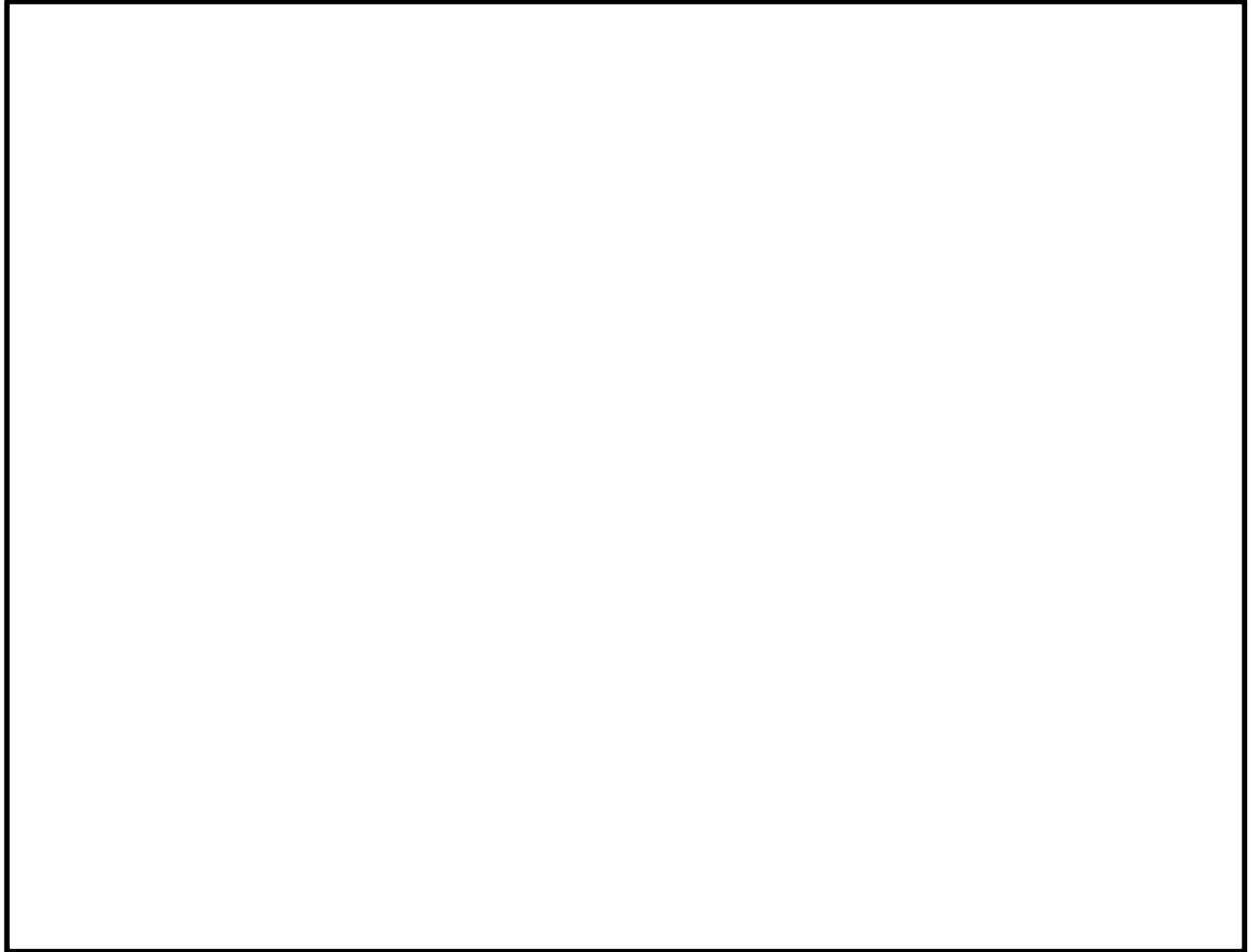


図2 ドライウェル雰囲気温度の設置場所（概略平面図）

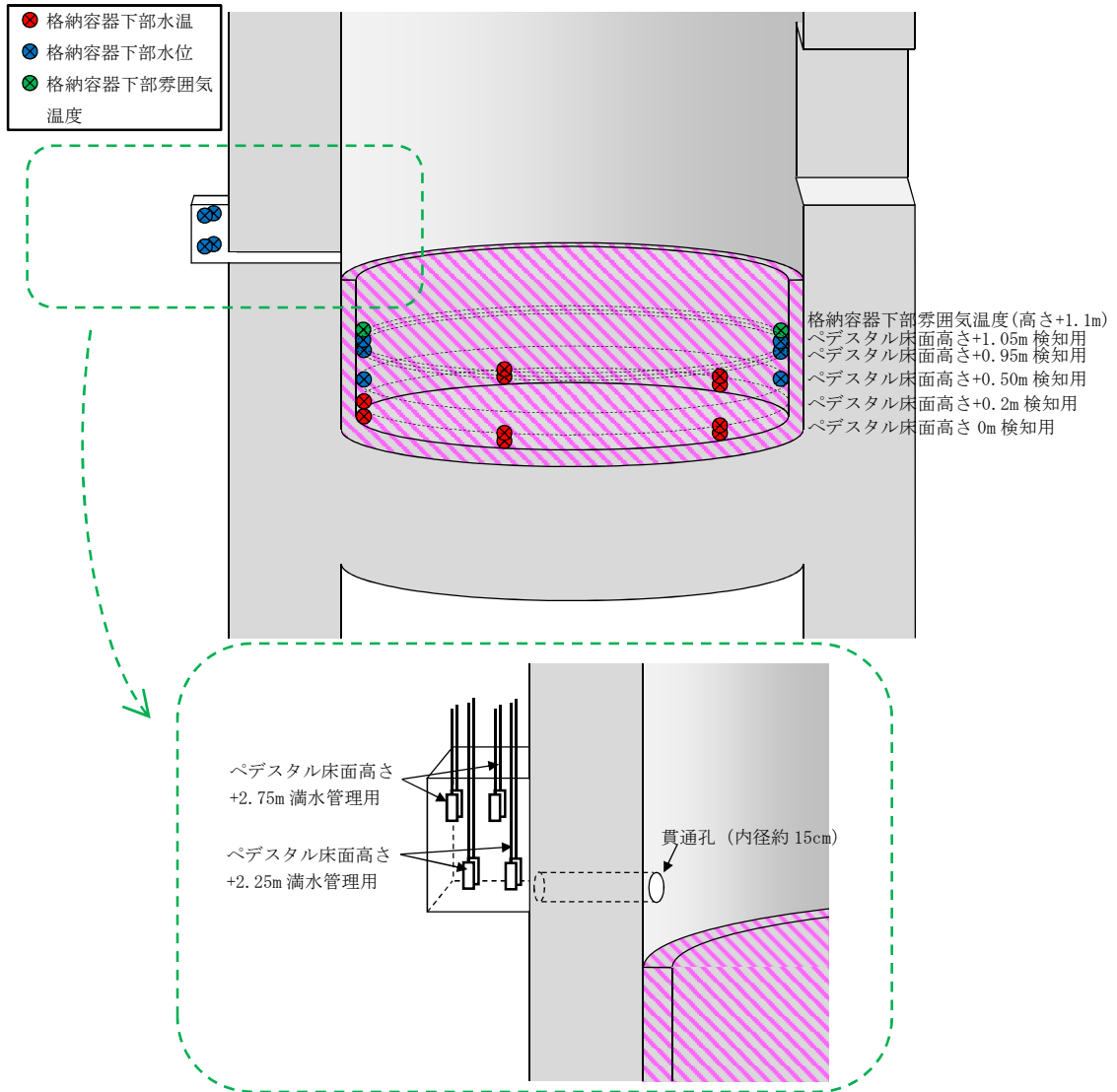


図3 格納容器下部水位の配置イメージ

表1 ペDESTAL内計器の概要

	設置高さ*1	設置数	計器種別
格納容器下部水温	0 m	各高さに5個	測温抵抗体式温度計
	0.2 m		
格納容器下部水位	0.50 m	各高さに2個	電極式水位計
	0.95 m		
	1.05 m		
	2.25 m		
	2.75 m		
格納容器下部雰囲気温度	1.1 m	2個	熱電対式温度計

注記*1: ペDESTAL底面(コリウムシールド上表面)からの高さ

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 15 に示す	2	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圧力を伝えている。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（S A）	図 15 に示す	2	
原子炉水位（広帯域）	図 15 に示す	2	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 3～6 に示す。）
原子炉水位（燃料域）	図 14 に示す	2	
原子炉水位（S A広帯域）	図 15 に示す	1	
原子炉水位（S A燃料域）	図 14 に示す	1	
ドライウエル圧力	図 16 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 7～10 に示す。）
サプレッション・チェンバ 圧力	図 13 に示す	1	
サプレッション・プール水 位	図 12 に示す	1	
格納容器内水素濃度（S A）	図 14，15 に 示す	2	
格納容器内酸素濃度（S A）		2	

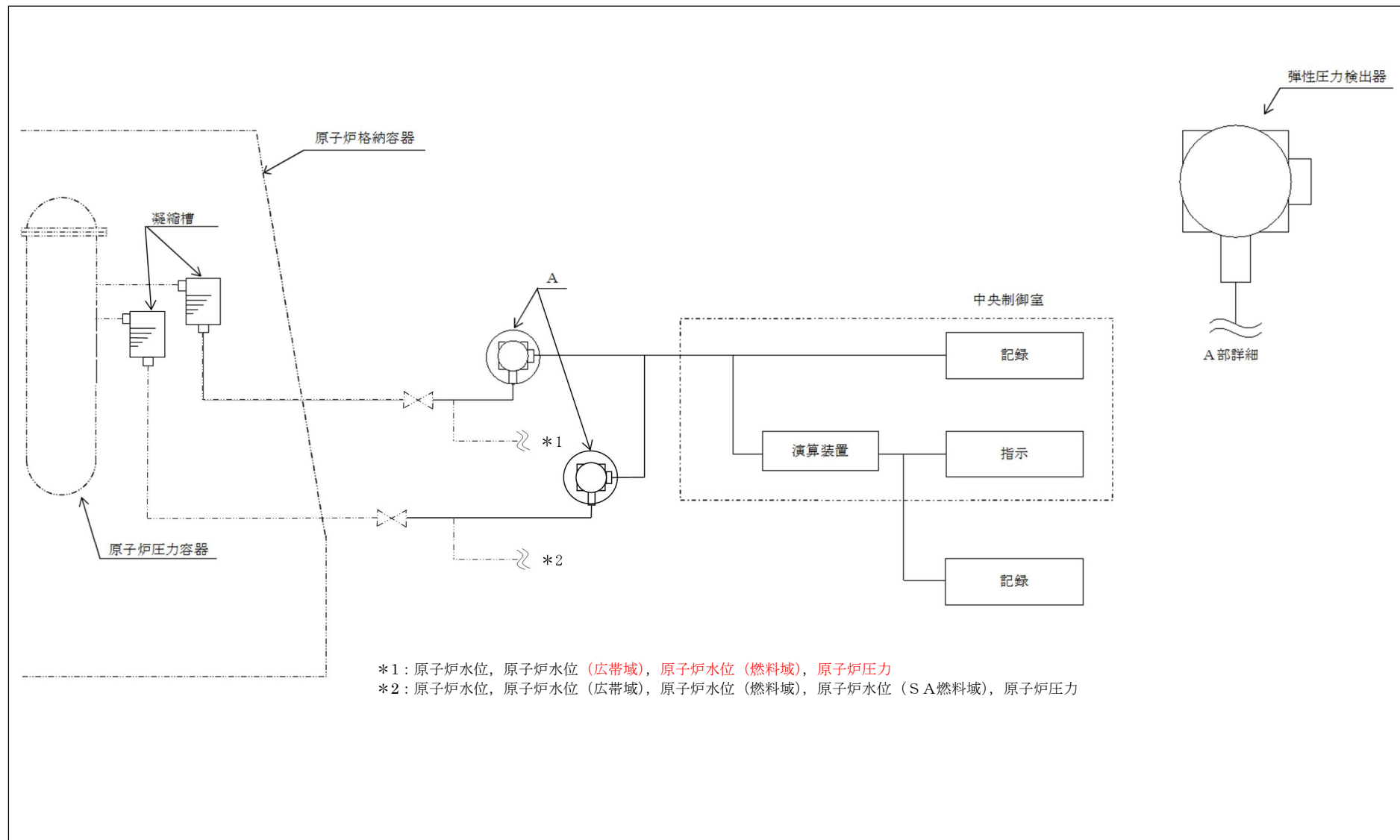


図1 検出器の構成図 (原子炉圧力)

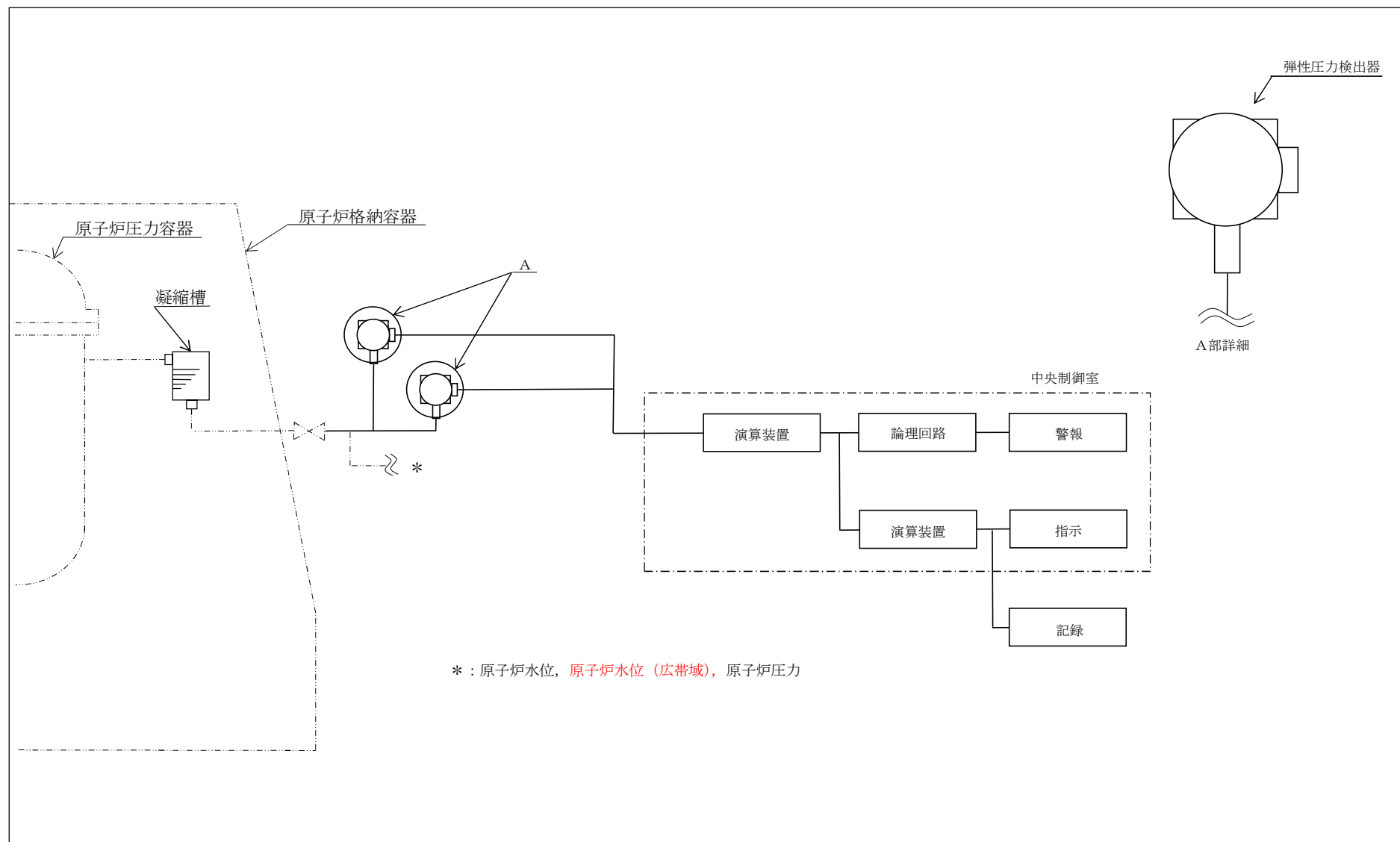


図2 検出器の構成図 (原子炉圧力 (SA))

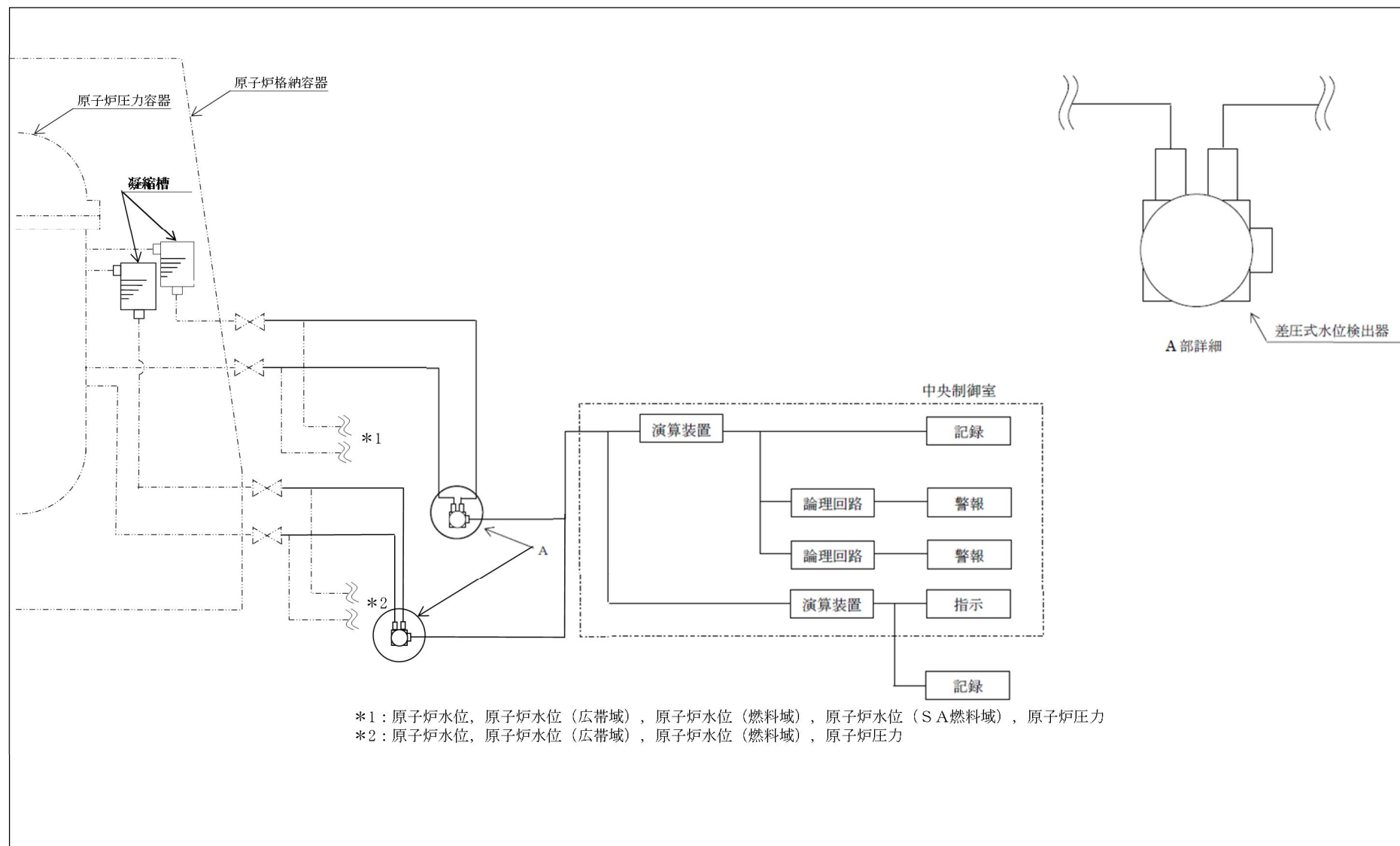


図3 検出器の構成図 (原子炉水位 (広帯域))

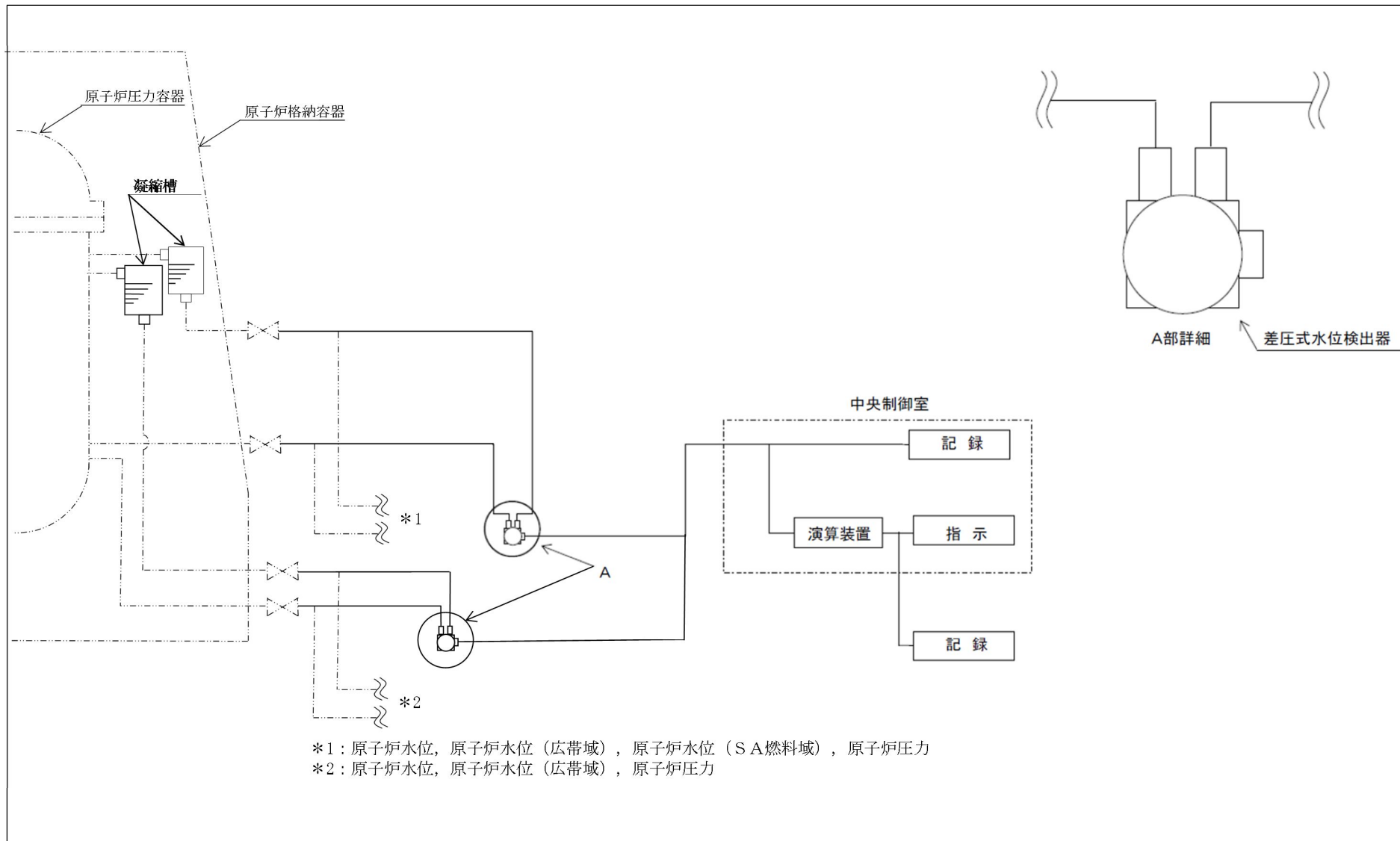


図4 検出器の構成図 (原子炉水位 (燃料域))

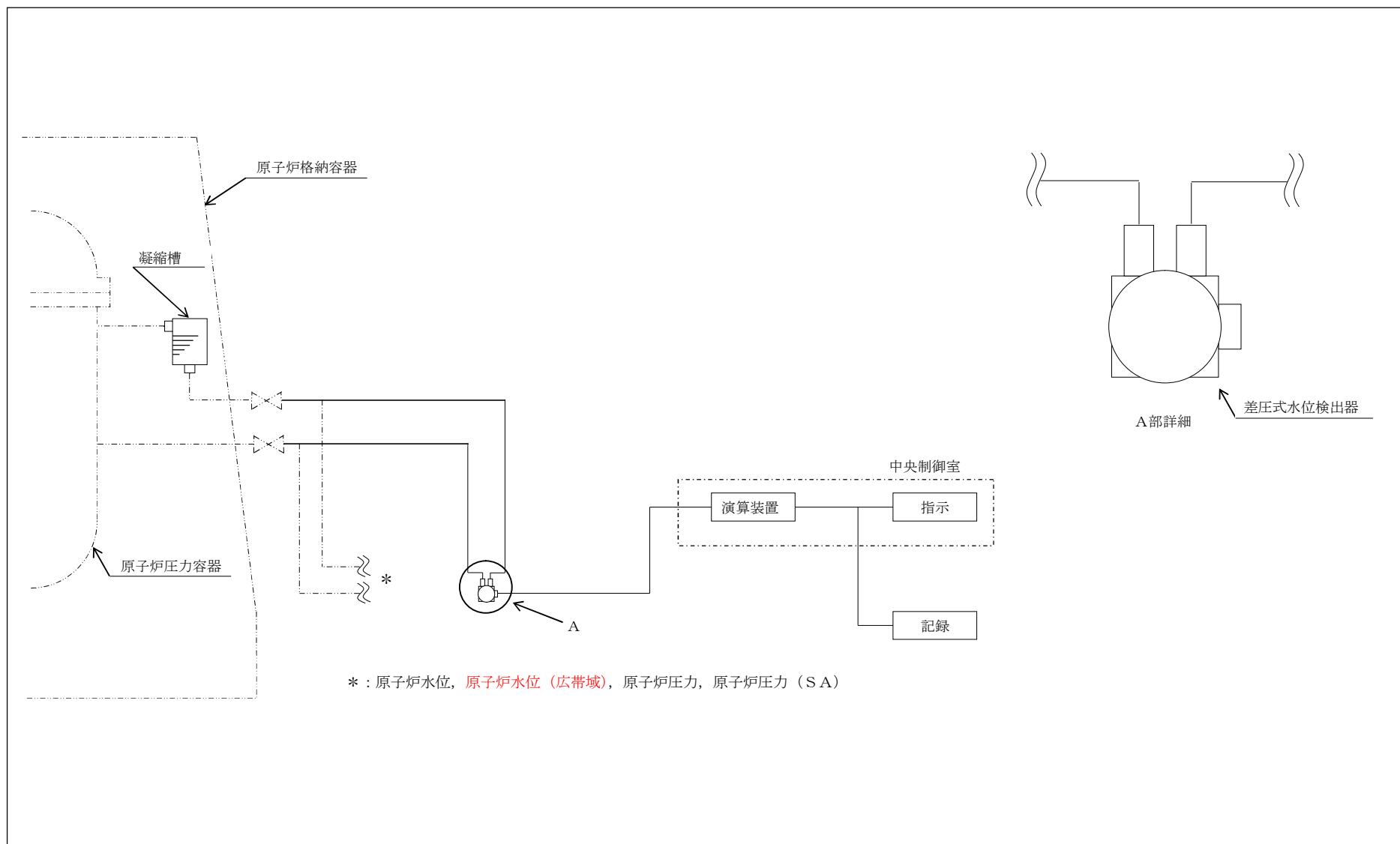


図5 検出器の構成図 (原子炉水位 (S A広帯域))

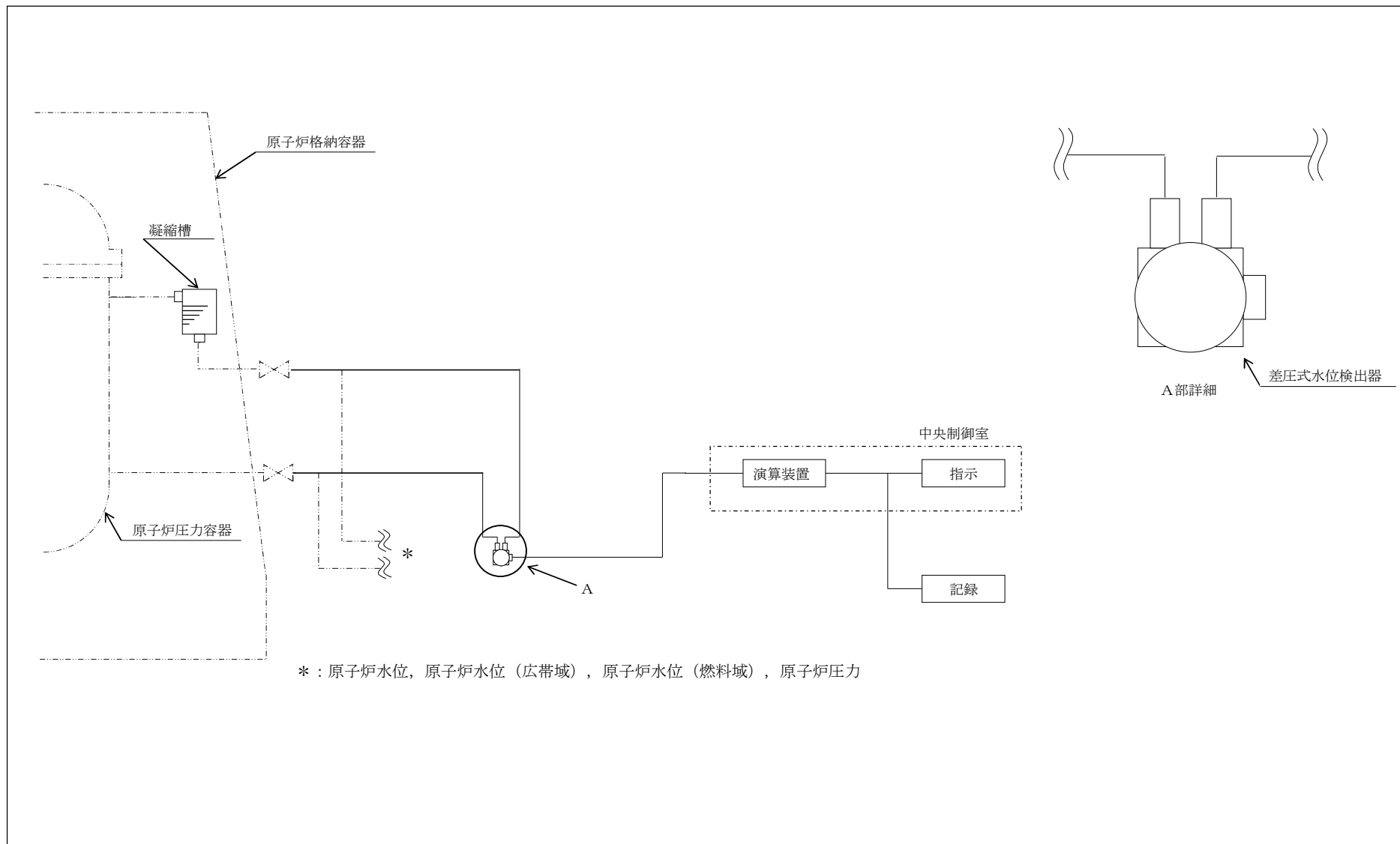


図6 検出器の構成図 (原子炉水位 (S A燃料域))

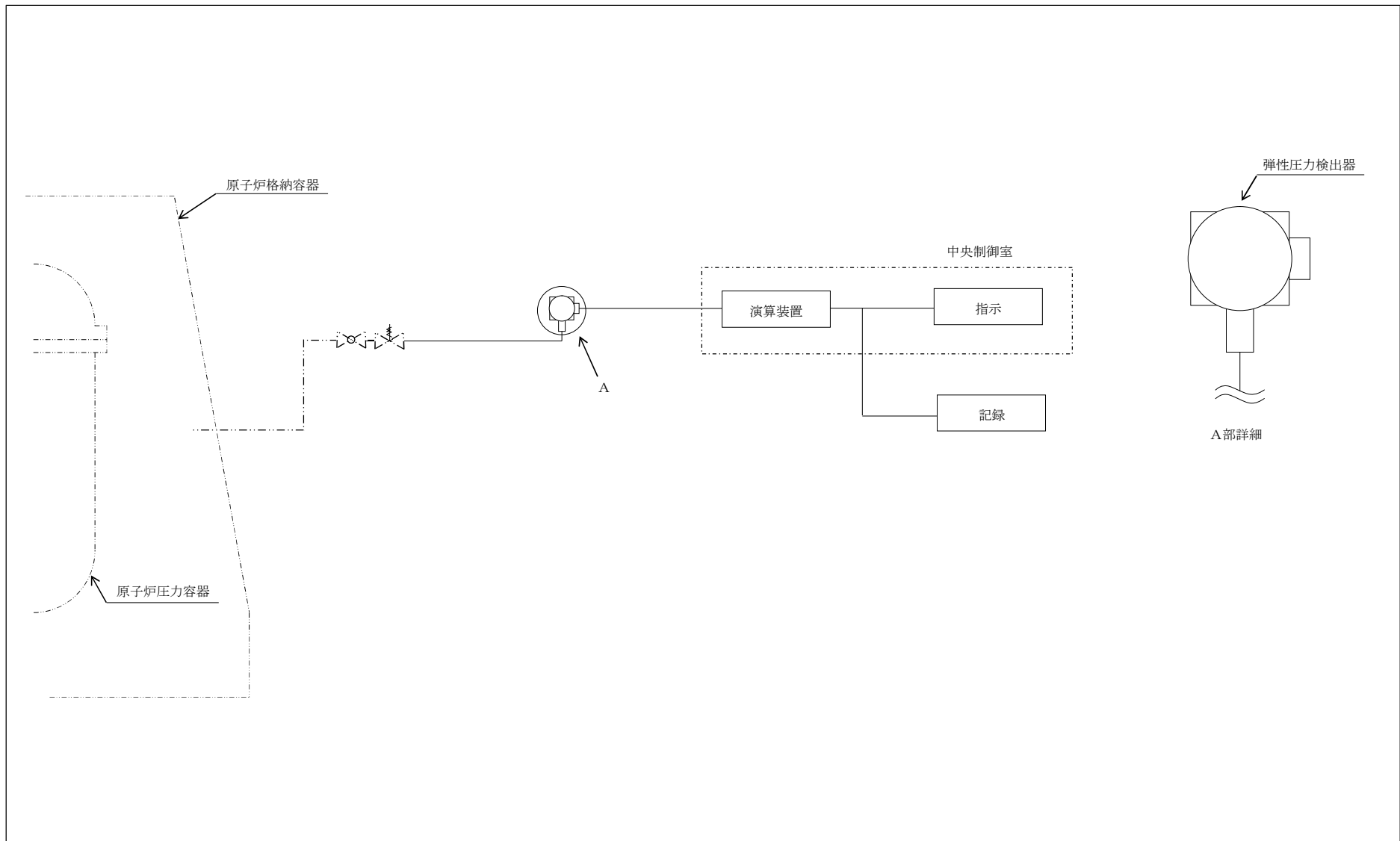


図7 検出器の構成図（ドライウェル圧力）

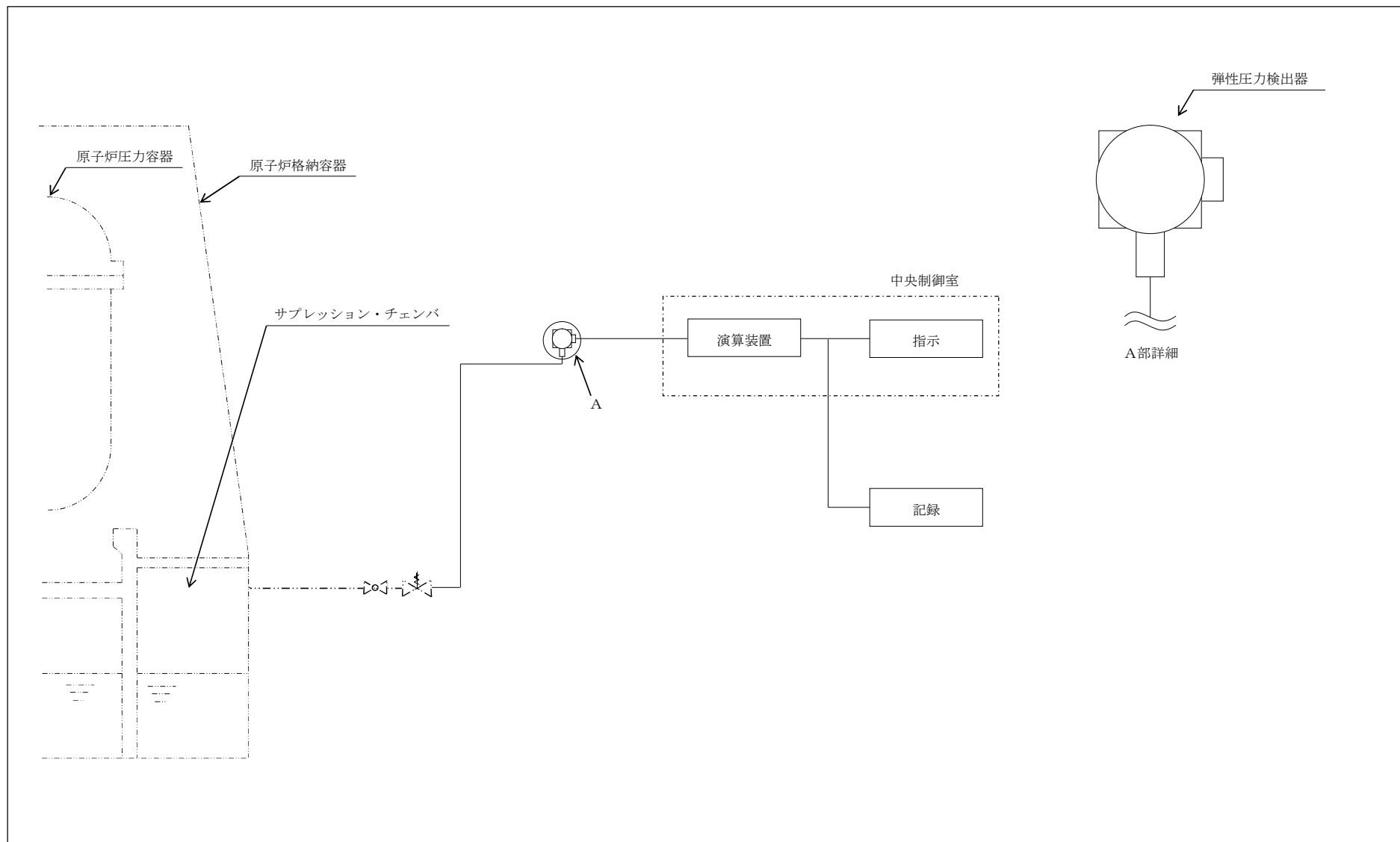


図8 検出器の構成図 (サプレッション・チェンバ圧力)

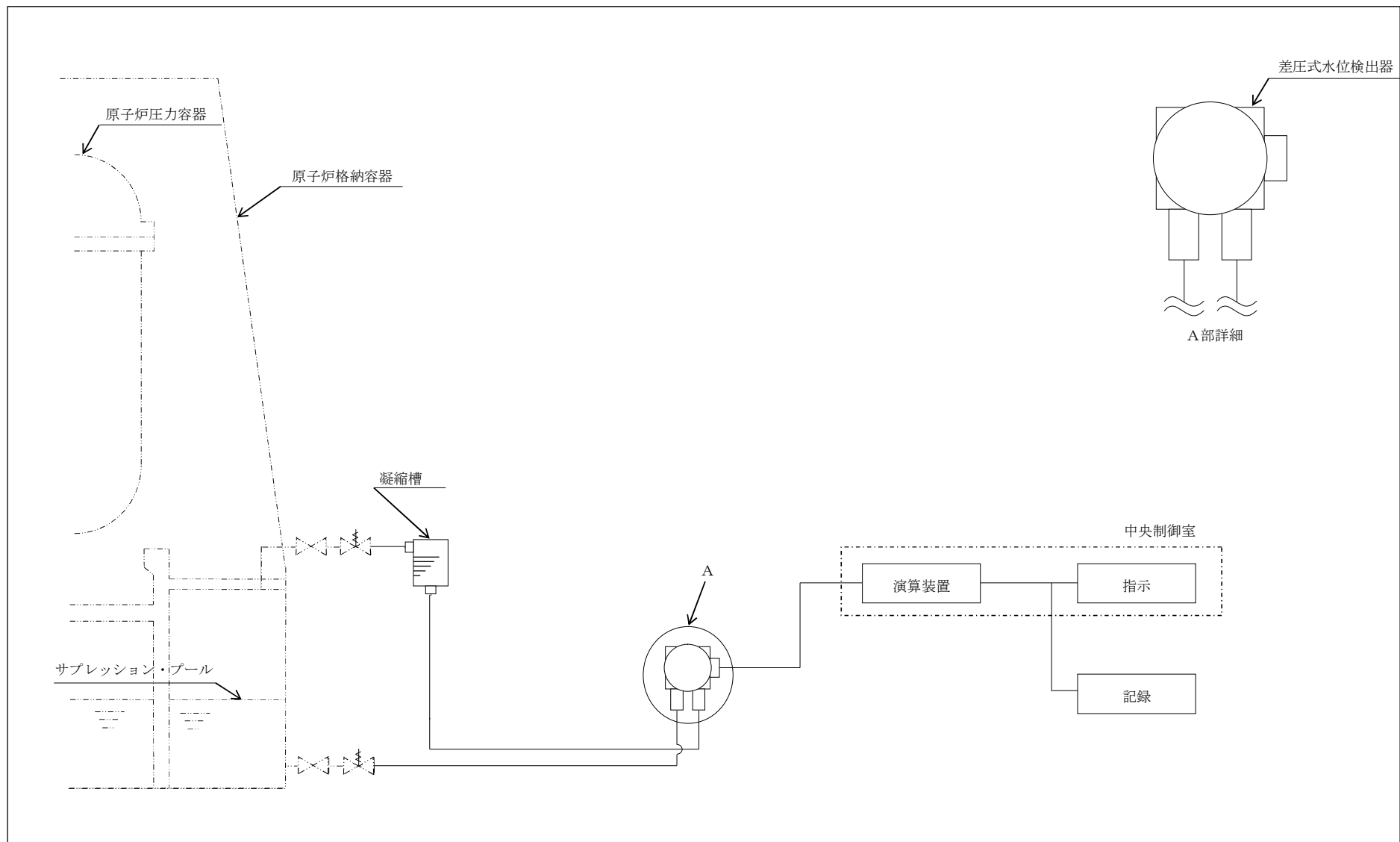


図9 検出器の構成図 (サプレッション・プール水位)

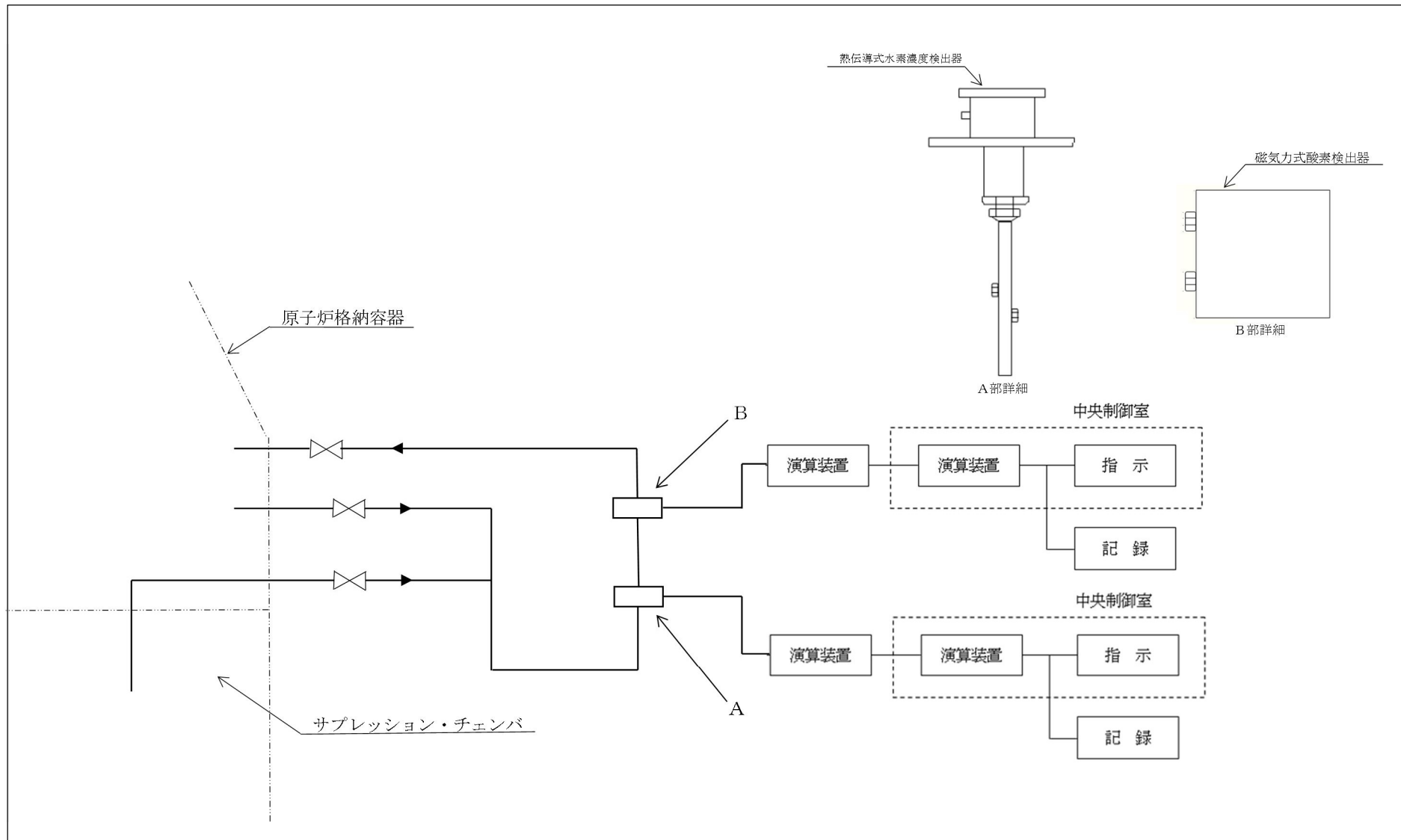


図 10 検出器の構成図 (格納容器内水素濃度 (S A), 格納容器内酸素濃度 (S A))

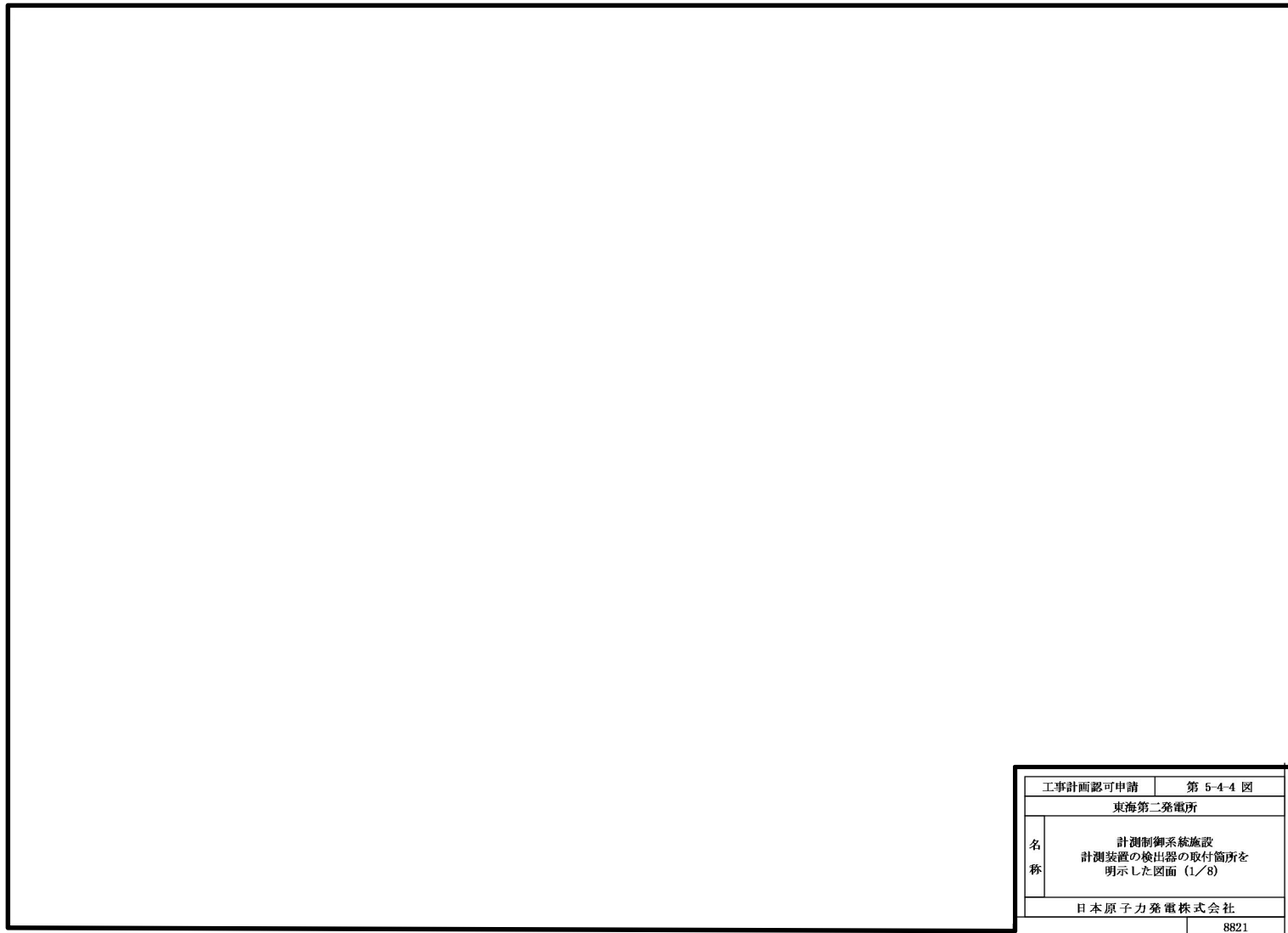


図 12 配置図(1/5)

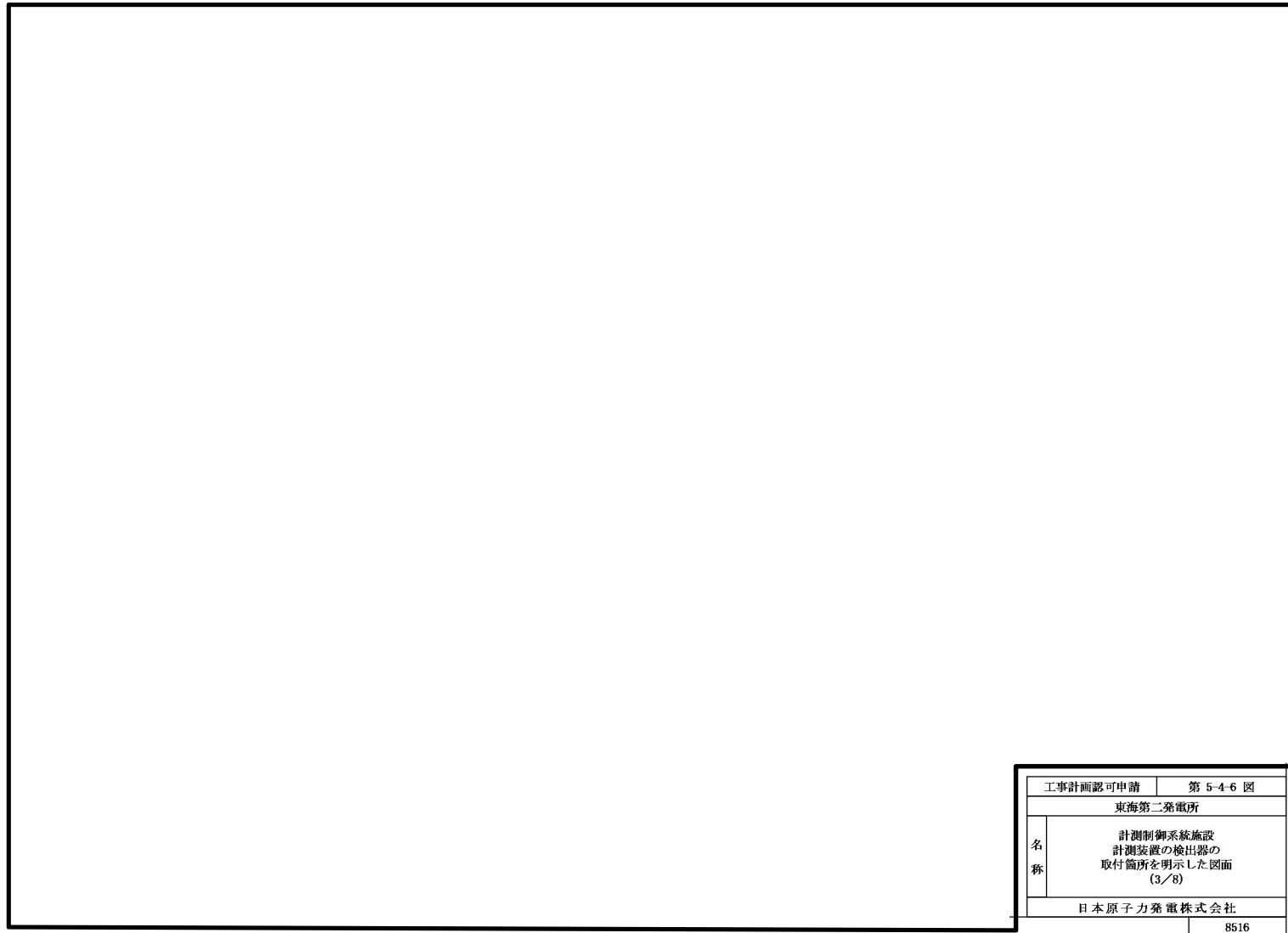


図 13 配置図 (2/5)

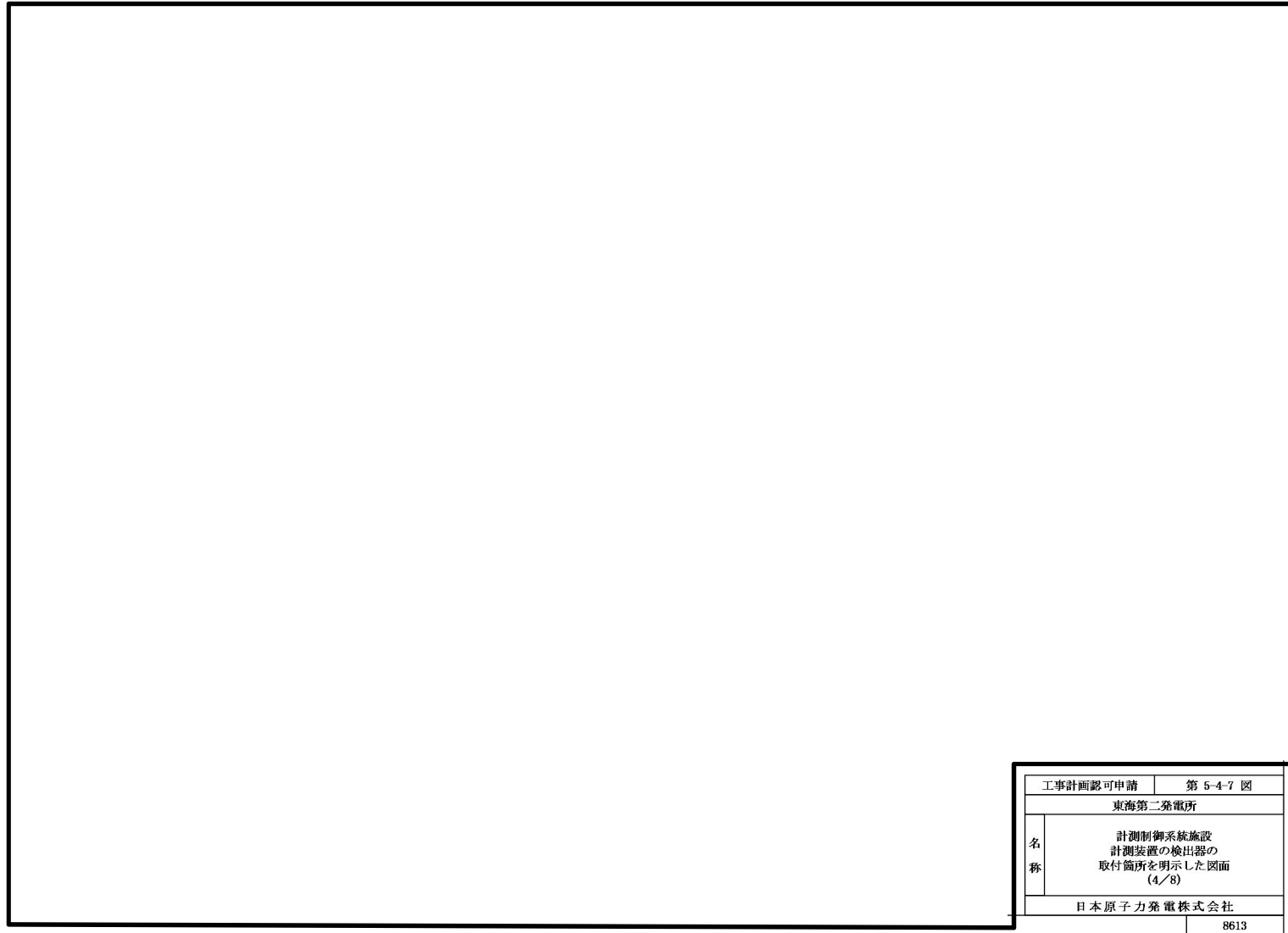


図 14 配置図 (3/5)

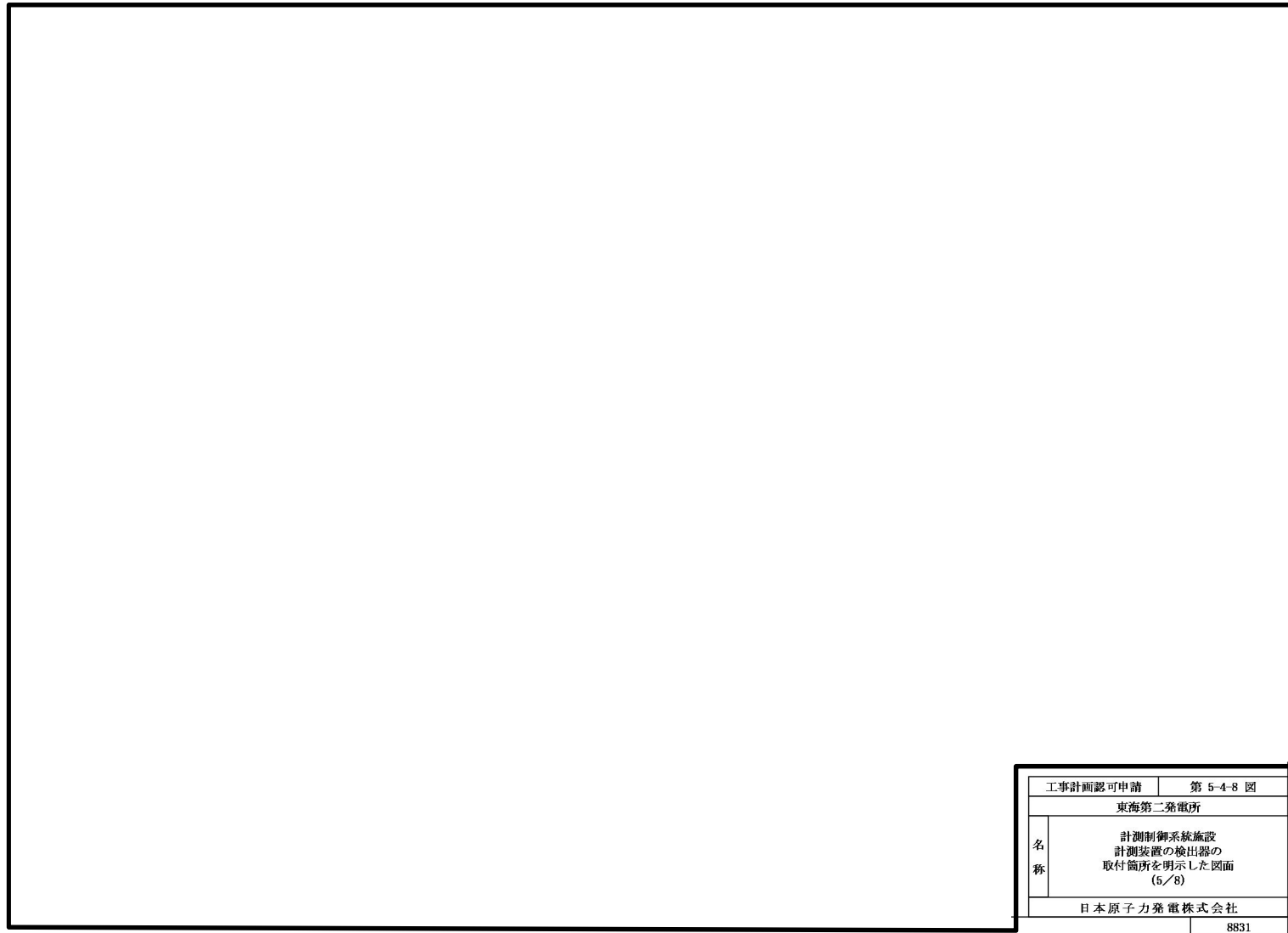


図 15 配置図(4/5)

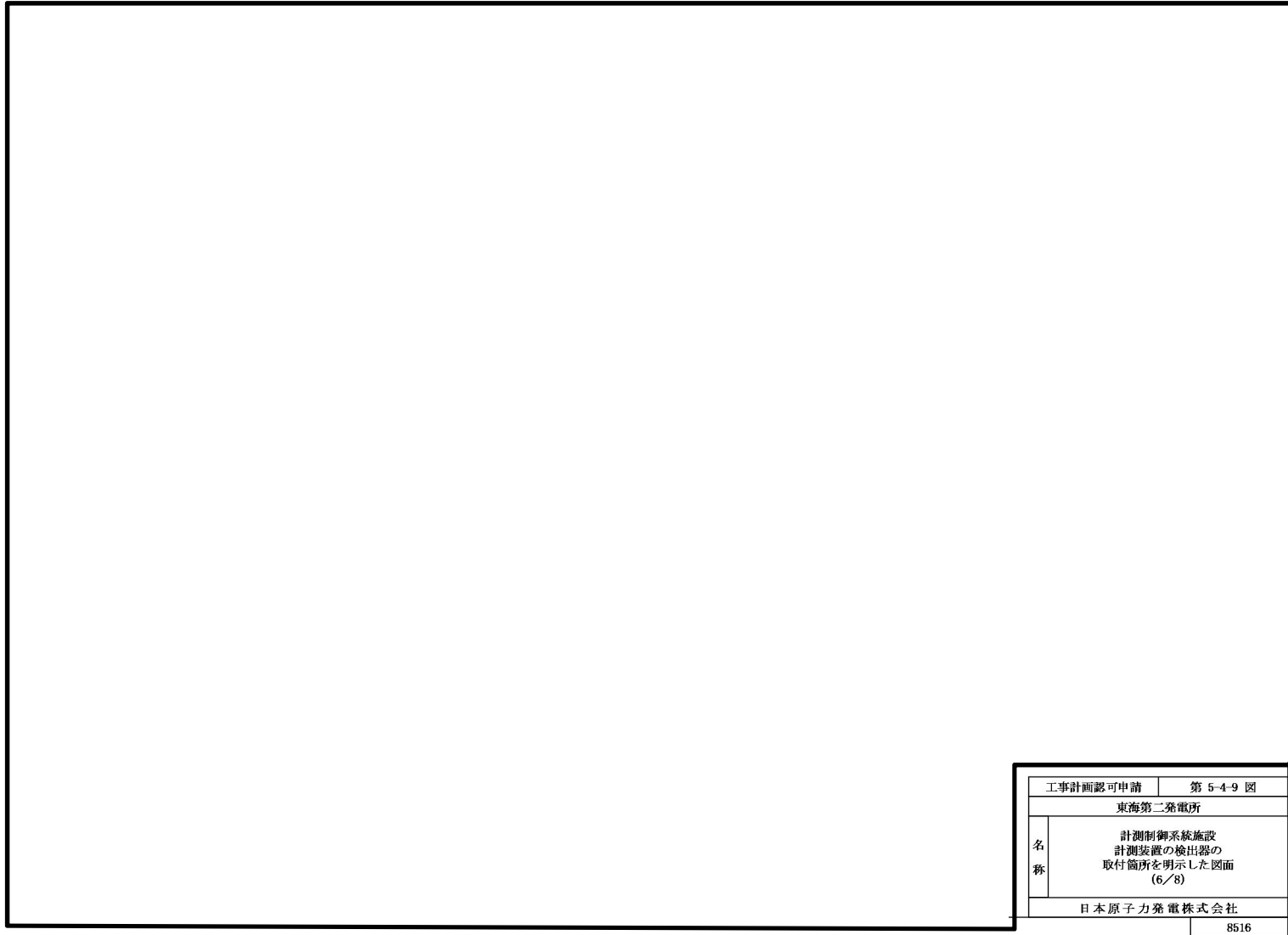


図 16 配置図(5/5)

原子炉建屋原子炉棟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棟内が考えられ、ここにはドライウエ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ドライウエル圧力、低圧代替注水系格納容器下部注水流量等の伝送器*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（「大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（代替循環冷却系に期待する場合）」、「大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（代替循環冷却系に期待できない場合）」、「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の手動減圧失敗（+DCH）」）のうち、最も原子炉建屋原子炉棟内の線量が厳しくなる「大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（代替循環冷却系に期待する場合）」の事故後 100 日までの原子炉建屋原子炉棟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*：原子炉建屋原子炉棟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

○事故後 100 日時点までの積算線量

原子炉建屋原子炉棟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「線源配管からの直接線による線量」の寄与を合わせて考慮する。

上記のうち、線源配管からの直接線による線量は、線源配管及び伝送器の配置並びに遮蔽材の有無、遮蔽材厚さによって変わるが、事故後 8 日以降に期待する設備であるドライウエル圧力、低圧代替注水系格納容器下部注水流量等の伝送器は、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 220 Gy）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 [] の線量を超過することのないよう遮蔽設計を行うことから、事故後 100 日以上健全性維持に期待できる。

【遮蔽設計の例：ドライウエル圧力】

厚さ 3 cm の鉛遮蔽（減衰率：0.09）を伝送器周りに設置し、「原子炉格納容器内からの漏えいに起因する線量」及び「線源配管からの直接線による線量」を減衰させる遮蔽設計を行うことにより、事故後 100 日以上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棟内の線量率

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棟内の線量率は、約 [] であり、少なくとも事故後 100 日時点では設備の取換え作業が可能となる線量率になる。

一方、線源配管からの直接線による線量率は、作業時に線源配管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（可搬型代替注水大型ポンプによる淡水供給）することにより、系統全体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換え作業が可能である環境を整えることが可能である。

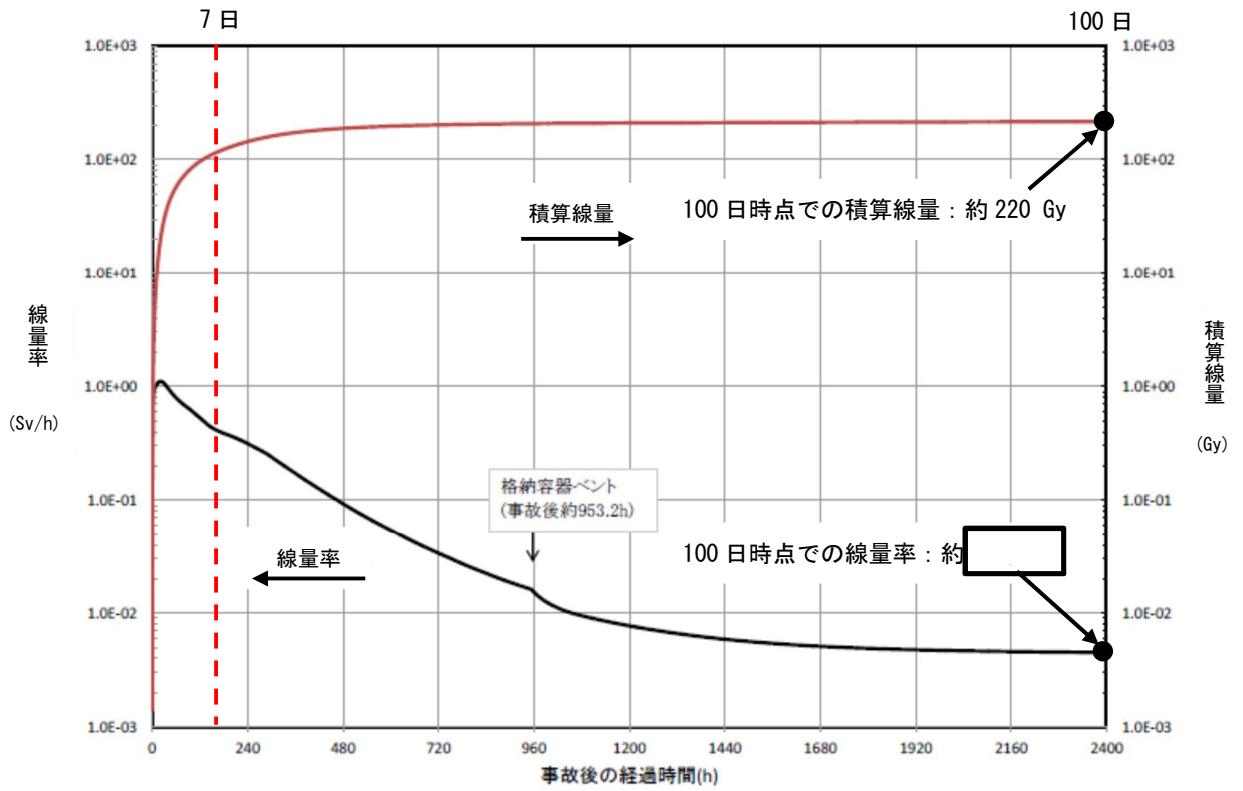


図1 原子炉格納容器内からの漏えい起因する原子炉建屋原子炉棟オペレーションフロア (EL. 46.50 m) における事故後の線量率及び積算線量

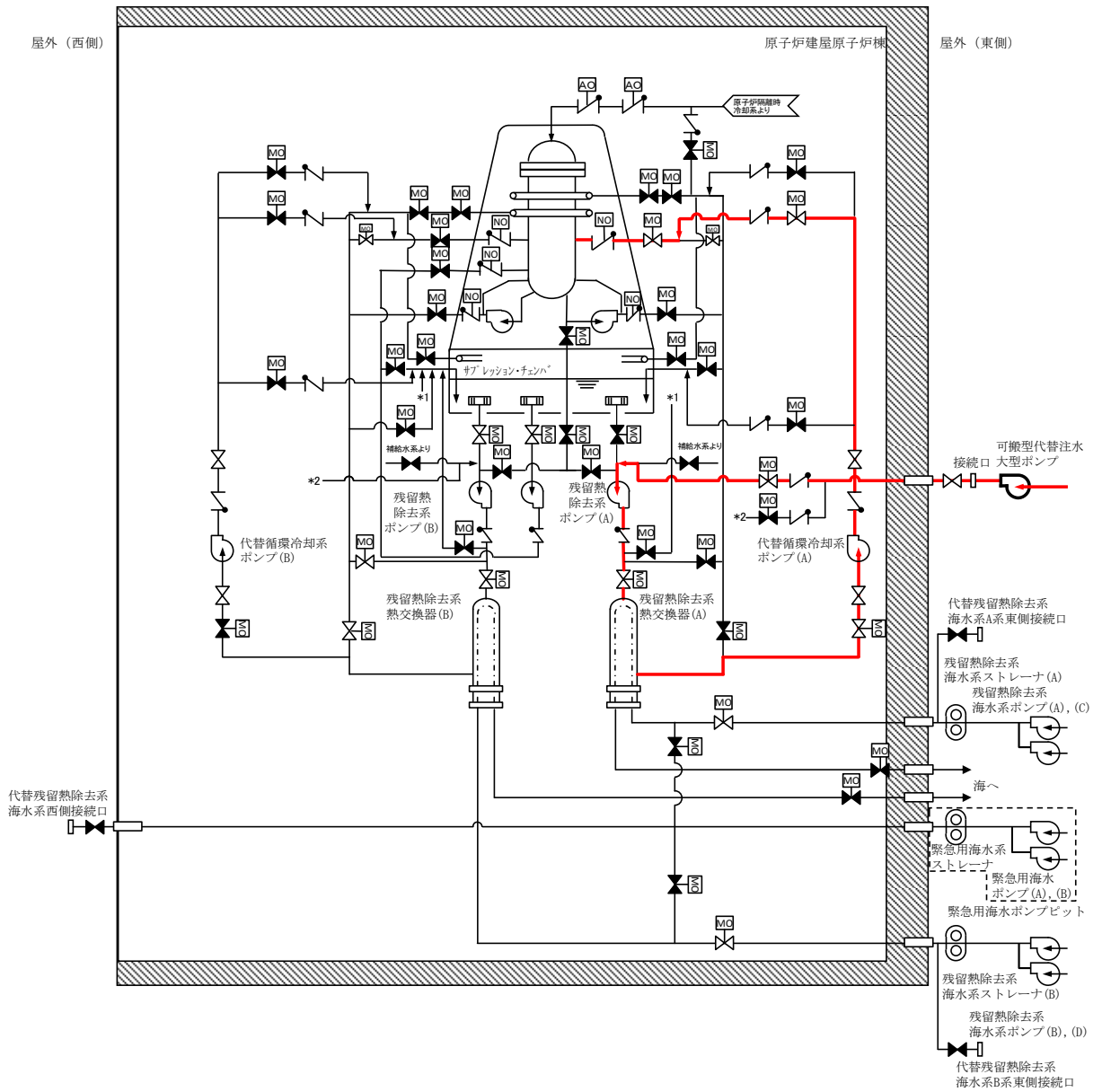


図2 代替循環冷却系のフラッシング操作時の系統構成例