

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA設-C-2 改36
提出年月日	平成29年9月19日

東海第二発電所

重大事故等対処設備について

(補足説明資料)

平成29年9月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

39 条

39-1 重大事故等対処設備の分類

39-2 設計用地震力

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

添付資料－1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について

41 条

41-1 重大事故等対処施設における火災防護に係る基準規則等への適合性について

41-2 火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設の分類について

41-3 火災による損傷の防止と行う重大事故等対処施設に係る火災区域・火災区画の設定について

41-4 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災感知設備について

41-5 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の消火設備について

41-6 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災防護対策について

共通

共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について

共-2 類型化区分及び適合内容

共-3 重大事故等対処設備の環境条件について

共-4 可搬型重大事故等対処設備の必要数，予備数及び保有数について

共-5 可搬型重大事故等対処設備の接続口の兼用状況について

共-6 重大事故等対処設備の外部事象に対する防護方針について

共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について

共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について

44 条

44-1 SA 設備基準適合性 一覧表

44-2 単線結線図

44-3 配置図

44-4 系統図

44-5 試験及び検査

44-6 容量設定根拠

44-7 その他設備

44-8 A T W S 緩和設備について

44-9 A T W S 緩和設備に関する健全性について

45 条

45-1 SA 設備基準適合性 一覧表

45-2 単線結線図

45-3 配置図

45-4 系統図

45-5 試験及び検査

45-6 容量設定根拠

45-7 その他の原子炉冷却時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について

45-8 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁（H0 弁）に関する説明書

46 条

46-1 SA 設備基準適合性 一覧表

46-2 単線結線図

46-3 配置図

46-4 系統図

46-5 試験及び検査

46-6 容量設定根拠

46-7 接続図

46-8 保管場所図

46-9 アクセスルート図

46-10 その他設備

46-11 過渡時自動減圧機能について

46-12 過渡時自動減圧機能に関する健全性について

47 条

47-1 SA 設備基準適合性 一覧表

47-2 単線結線図

47-3 配置図

47-4 系統図

47-5 試験及び検査

47-6 容量設定根拠

47-7 接続図

47-8 保管場所図

47-9 アクセスルート図

47-10 その他設備

47-11 その他

48 条

48-1 SA 設備基準適合性 一覧表

48-2 単線結線図

48-3 計測制御系統図

48-4 配置図

48-5 系統図

48-6 試験及び検査

48-7 容量設定根拠

48-8 その他の最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備について

49 条

49-1 SA 設備基準適合性 一覧表

49-2 単線結線図

49-3 配置図

49-4 系統図

49-5 試験及び検査

- 49-6 容量設定根拠
- 49-7 接続図
- 49-8 保管場所図
- 49-9 アクセスルート図
- 49-10 その他設備
- 49-11 その他

~~50 条~~

~~50-1 SA 設備基準適合性 一覧表~~

~~50-2 単線結線図~~

~~50-3 計装設備系統図~~

~~50-4 配置図~~

~~50-5 系統図~~

~~50-6 試験及び検査~~

~~50-7 容量設定根拠~~

~~50-8 接続図~~

~~50-9 保管場所図~~

~~50-10 アクセスルート図~~

~~50-11 その他設備~~

51 条

51-1 SA 設備基準適合性 一覧表

51-2 単線結線図

51-3 配置図

51-4 系統図

- 51-5 試験及び検査
- 51-6 容量設定根拠
- 51-7 接続図
- 51-8 保管場所図
- 51-9 アクセスルート図
- 51-10 ペDESTAL（ドライウエル部）底部の構造変更について
- 51-11 原子炉圧力容器の破損判断について
- 51-12 ペDESTAL（ドライウエル部）内の水位管理方法について
- 51-13 その他設備

52 条

- 52-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 52-2 単線結線図
- 52-3 配置図
- 52-4 系統図
- 52-5 試験及び検査
- 52-6 容量設定根拠
- 52-7 接続図
- 52-8 計装設備の測定原理
- 52-9 水素及び酸素発生時の対応について

~~53 条~~

- ~~53-1 SA 設備基準適合性 一覧表~~
- ~~53-2 単線結線図~~
- ~~53-3 配置図~~

~~53-4 系統図~~

~~53-5 試験及び検査~~

~~53-6 容量設定根拠~~

~~53-7 その他設備~~

54 条

54-1 SA 設備基準適合性 一覧表

54-2 単線結線図

54-3 配置図

54-4 系統図

54-5 試験及び検査

54-6 容量設定根拠

54-7 接続図

54-8 保管場所図

54-9 アクセスルート図

54-10 その他の燃料プール代替注水設備について

54-11 使用済燃料プール監視設備

54-12 使用済燃料プールサイフォンブレイカの健全性について

54-13 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

54-14 その他

55 条

55-1 SA 設備基準適合性 一覧表

55-2 配置図

55-3 系統図

55-4 試験及び検査

55-5 容量設定根拠

55-6 接続図

55-7 保管場所図

55-8 アクセスルート図

55-9 その他設備

56 条

56-1 SA 設備基準適合性 一覧表

56-2 配置図

56-3 系統図

56-4 試験及び検査

56-5 容量設定根拠

56-6 接続図

56-7 保管場所図

56-8 アクセスルート図

56-9 その他設備

57 条

57-1 SA設備基準適合性一覧表

57-2 配置図

57-3 系統図

57-4 試験及び検査

57-5 容量設定根拠

57-6 アクセスルート図

57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図

57-8 可搬型代替低圧電源車接続に関する説明書

57-9 代替電源設備について

57-10 全交流動力電源喪失対策設備について

58 条

58-1 SA 設備基準適合性 一覧表

58-2 単線結線図

58-3 配置図

58-4 系統図

58-5 試験及び検査

58-6 容量設定根拠

58-7 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について

58-8 可搬型計測器について

58-9 主要パラメータの耐環境性について

58-10 パラメータの抽出について

59 条

59-1 SA 設備基準適合性一覧

59-2 単線結線図

59-3 配置図

59-4 系統図

59-5 試験及び検査性

59-6 容量設定根拠

59-7 保管場所図

59-8 アクセスルート図

59-9 原子炉制御室について（被ばく評価除く）

59-10 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

60 条

60-1 SA 設備基準適合性一覧表

60-2 単線結線図

60-3 配置図

60-4 試験及び検査

60-5 容量設定根拠

60-6 保管場所図

60-7 アクセスルート図

60-8 監視測定設備について

61 条

61-1 SA 設備基準適合性 一覧表

61-2 単線結線図

61-3 配置図

61-4 系統図

61-5 試験及び検査性

61-6 容量設定根拠

61-7 保管場所図

61-8 アクセスルート図

61-9 緊急時対策所について（被ばく評価除く）

61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

62 条

62-1 SA 設備基準適合性 一覧表

62-2 単線結線図

62-3 配置図

62-4 系統図

62-5 試験及び検査

62-6 容量設定根拠

62-7 アクセスルート図

62-8 設備操作及び切替に関する説明書

48-1 SA設備基準適合性一覽表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第48条:最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		緊急用海水ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建屋内	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水	I	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	48-4 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作(操作スイッチ操作) 現場操作(操作スイッチ操作) 現場操作(弁操作)	A, B d, B f	
			関連資料	48-4 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁, 配管	A, B, F	
			関連資料	48-6 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外
			関連資料	48-5 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	48-4 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分	B	
			関連資料	48-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象(代替対象DB設備有り)—屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a	
		関連資料	本文			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

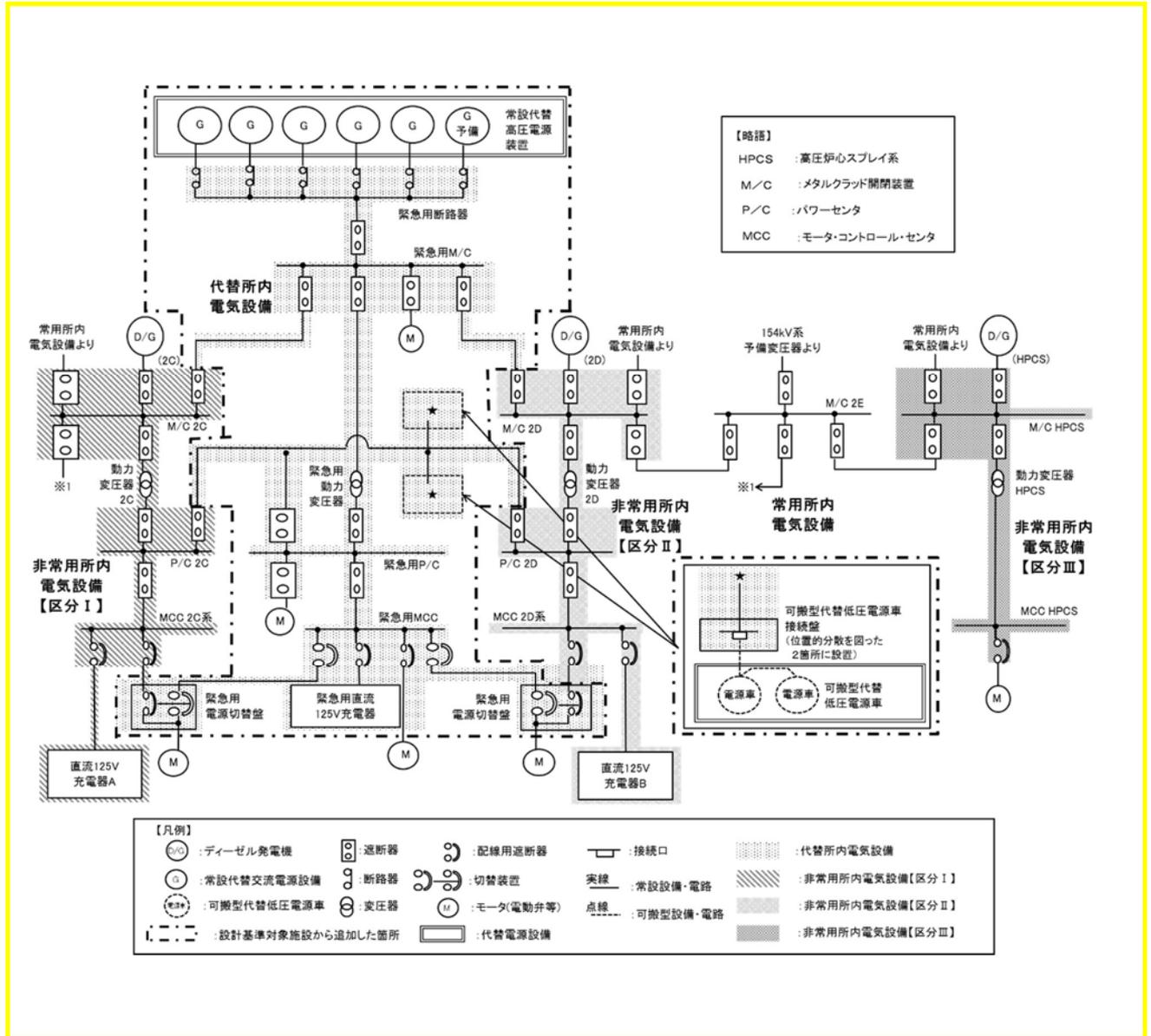
第48条:最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		耐圧強化ベント系		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	48-4 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作(操作スイッチ操作) 現場操作(操作スイッチ操作) 現場操作(弁操作)	A, B d, B f	
		関連資料	48-4 配置図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	弁, 配管	B, F	
		関連資料	48-6 試験及び検査(主要設備でない設備について記載)			
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が必要	B a	
		関連資料	48-5 系統図			
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
				その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外
			関連資料	48-5 系統図		
		第6号	設置場所	現場操作(設置場所) 中央制御室操作	A a, B	
		関連資料	48-4 配置図			
		第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
	関連資料			48-7 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象(代替対象D B設備有り)—屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a
		関連資料	48-4 配置図 48-5 系統図			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

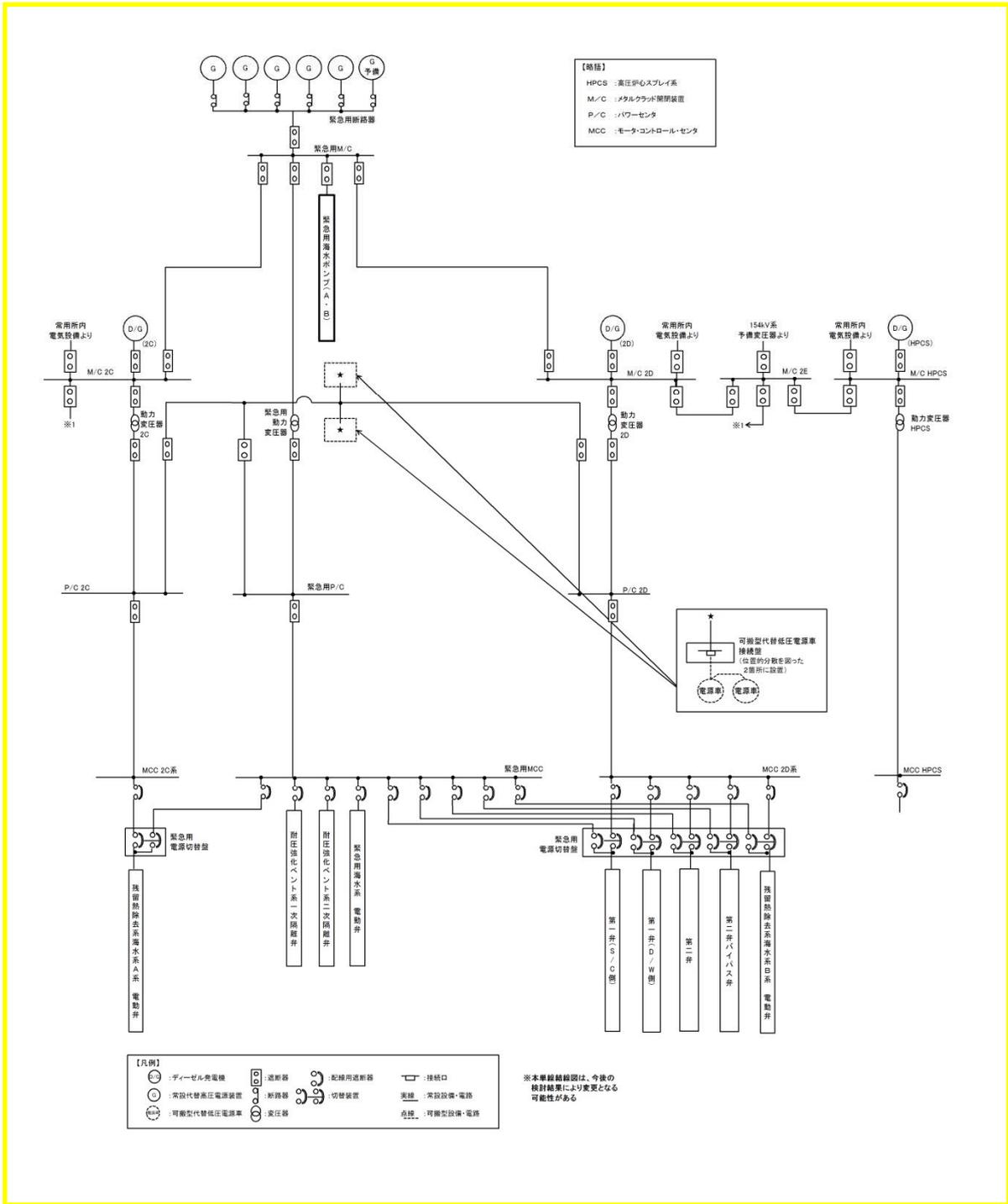
第43条		第48条:最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		残留熱除去系海水系ポンプ (設計基準拡張)	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水又は海で使用	I
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	48-4 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	48-4 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	48-6 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同じ系統構成	A d
				その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外
				関連資料	48-5 系統図	
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
	関連資料			—		
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (代替対象D B設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	—	

48-2 電源構成図

48-2-1

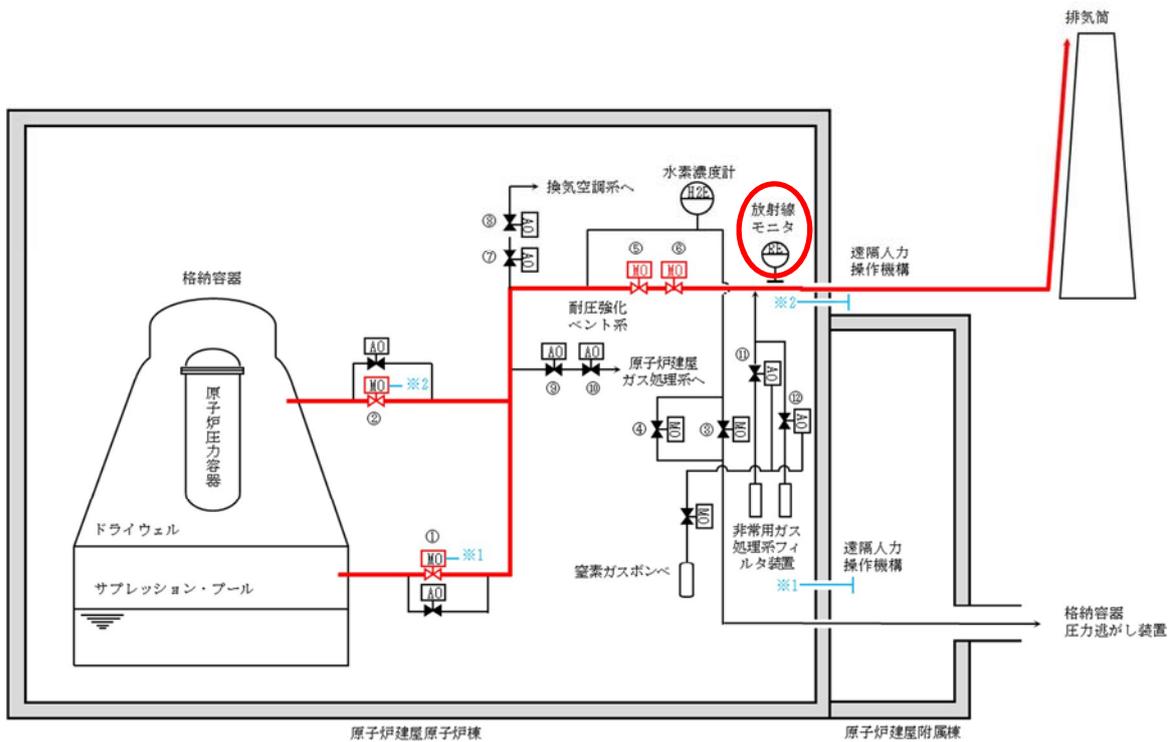


第 48-2-1 図 電源構成図（交流電源）（1/2）



第 48-2-2 図 電源構成図（交流電源）（2/2）

48-3 計測制御系統図



	機器名称		機器名称
①	第一弁(S/C側)	⑦	換気空調系一次隔離弁
②	第一弁(D/W側)	⑧	換気空調系二次隔離弁
③	二次隔離弁	⑨	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁
④	二次隔離弁バイパス弁	⑩	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁
⑤	耐圧強化ベント系一次隔離弁	⑪	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁A
⑥	耐圧強化ベント系二次隔離弁	⑫	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁B

第 48-3-1 図 耐圧強化ベント系 計測制御系統図

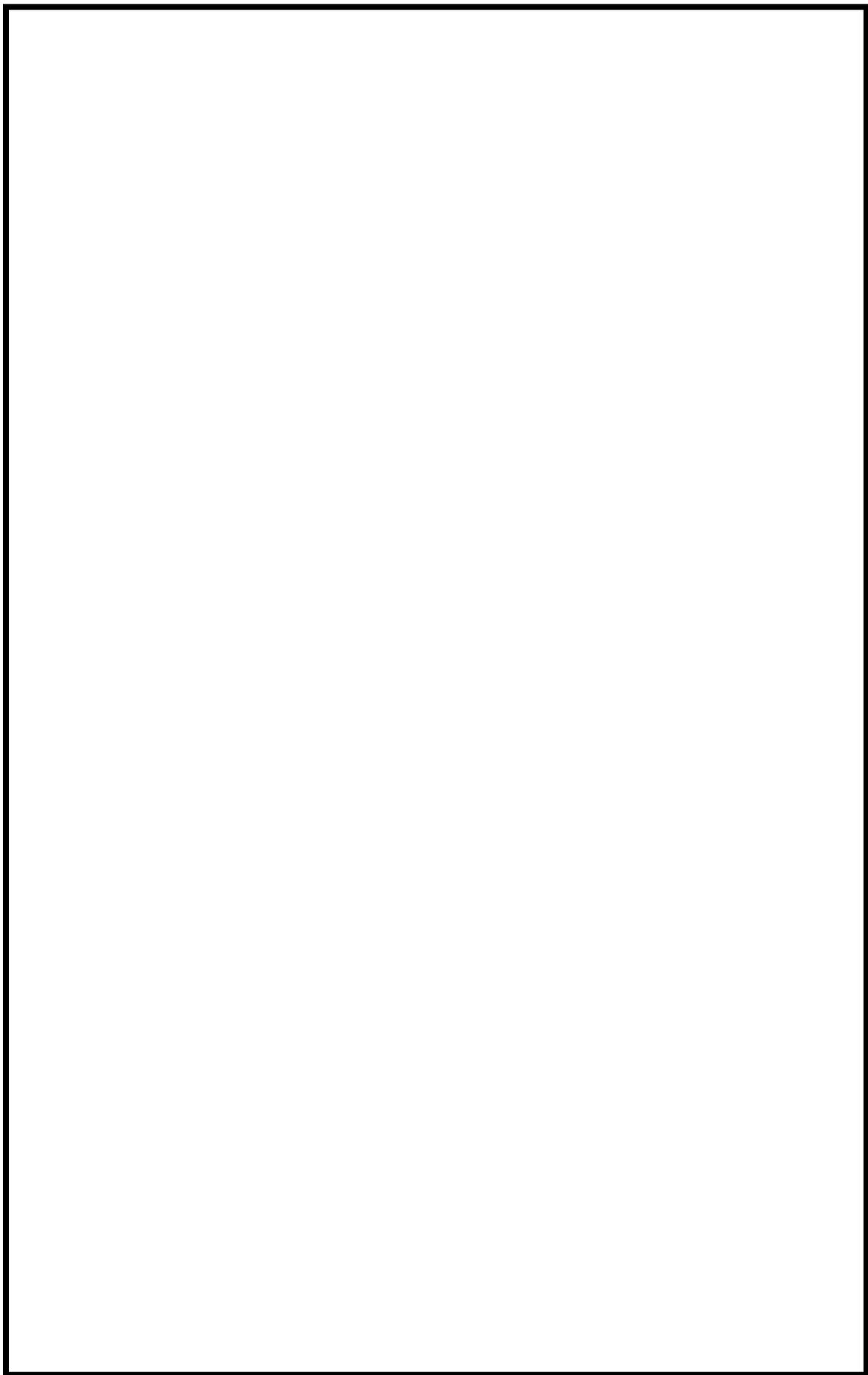
第 48-3-1 表 耐圧強化ベント系の計測設備主要仕様

監視パラメータ	計測範囲	個数
耐圧強化ベント系放射線モニタ*	$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h	1

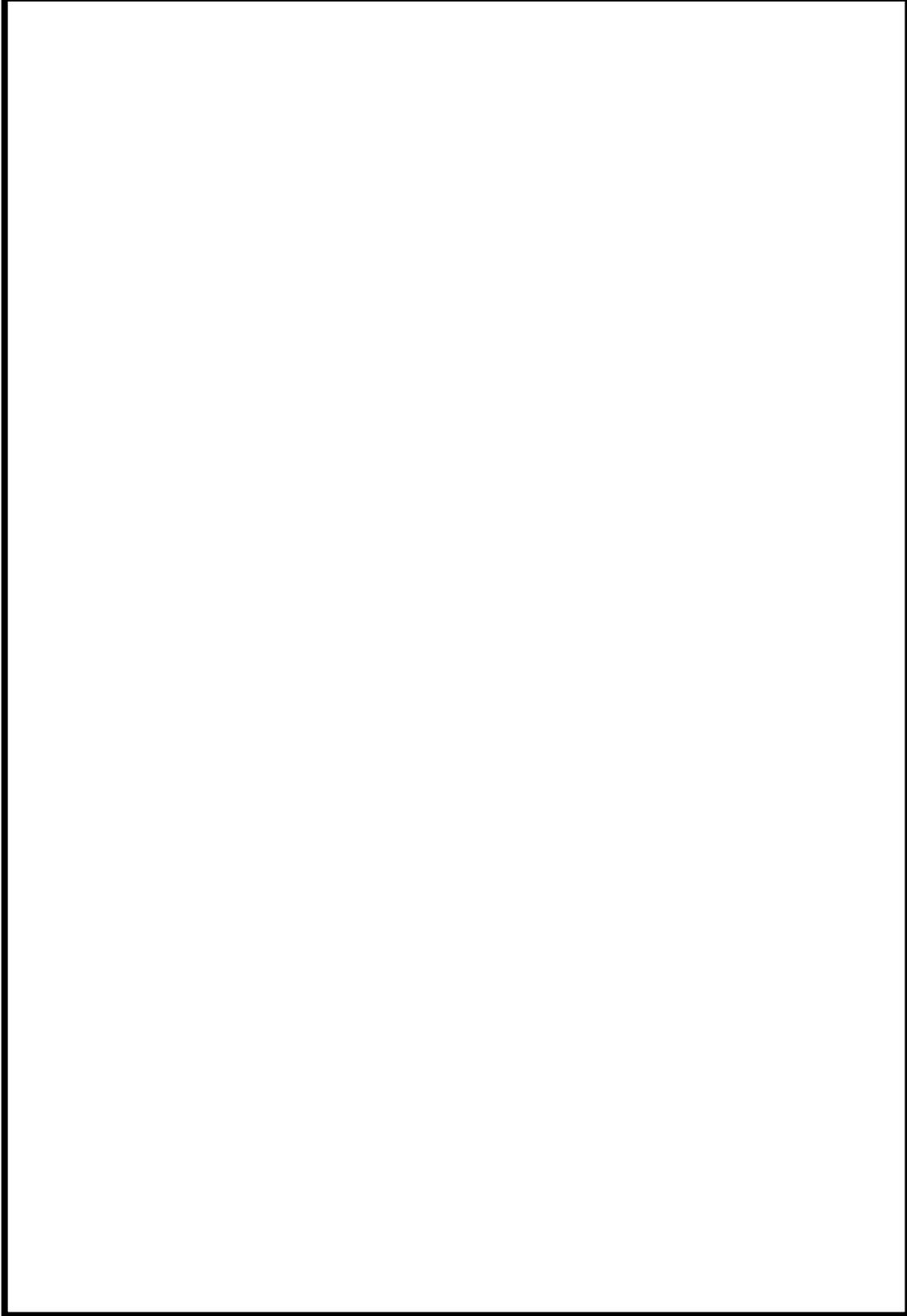
*上図赤丸で示す。

48-4 配置図

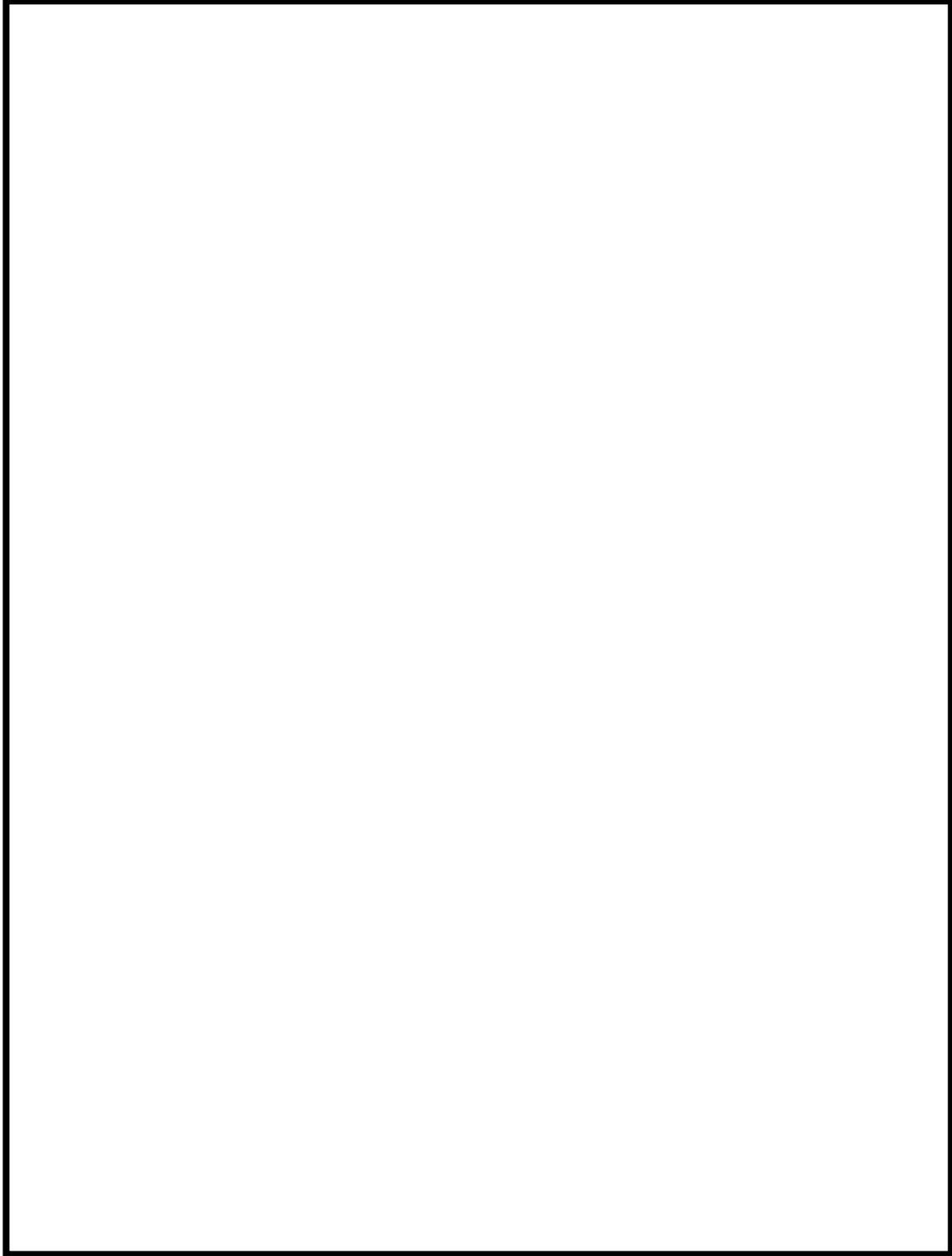
48-4-1



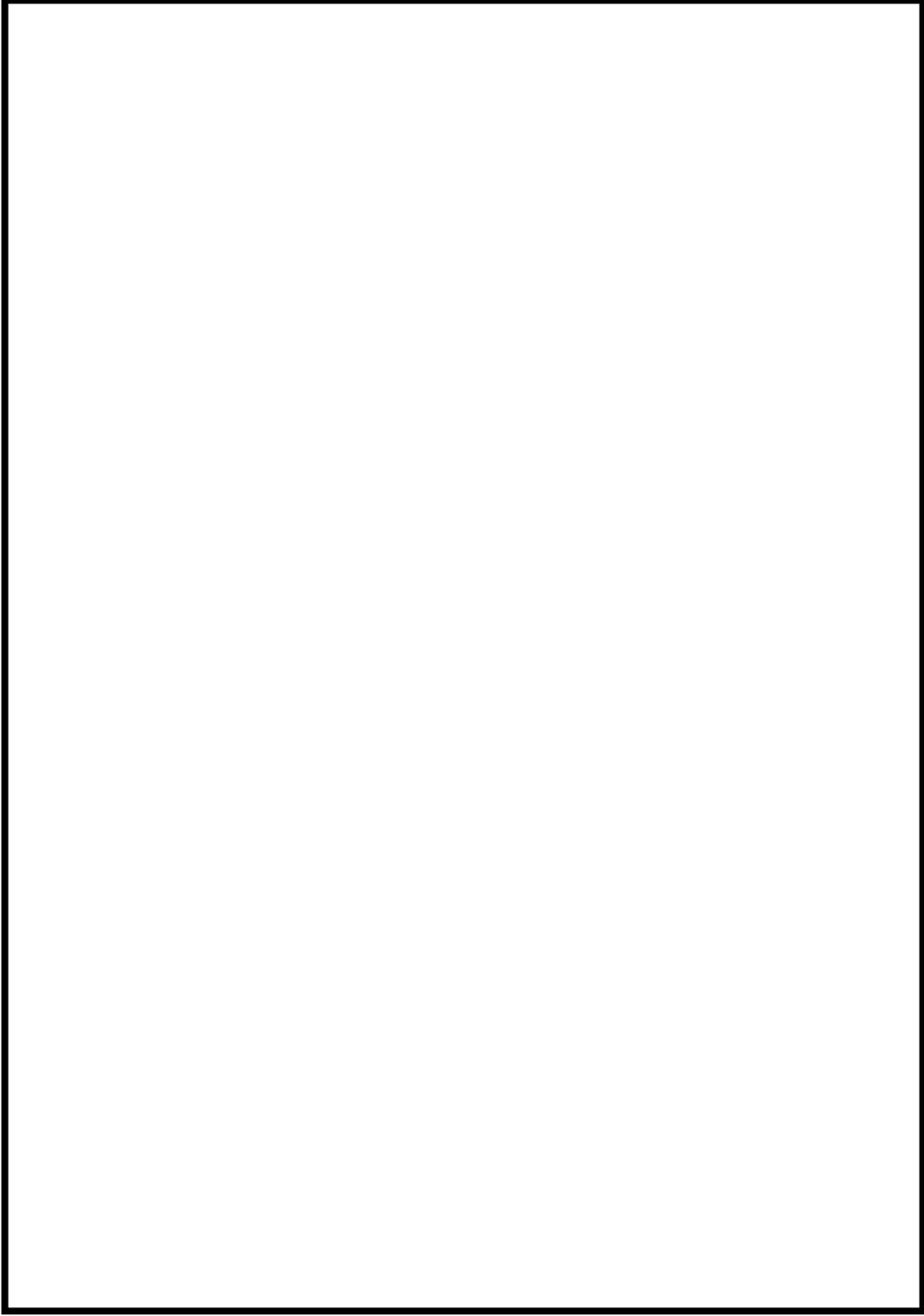
第 48-4-1 図 緊急用海水系に関する機器の配置を明示した図面（原子炉建屋地下 1 階）



第 48-4-2 図 耐圧強化ベント系に関する機器の配置を明示した図面 (原子炉建屋 1 階)



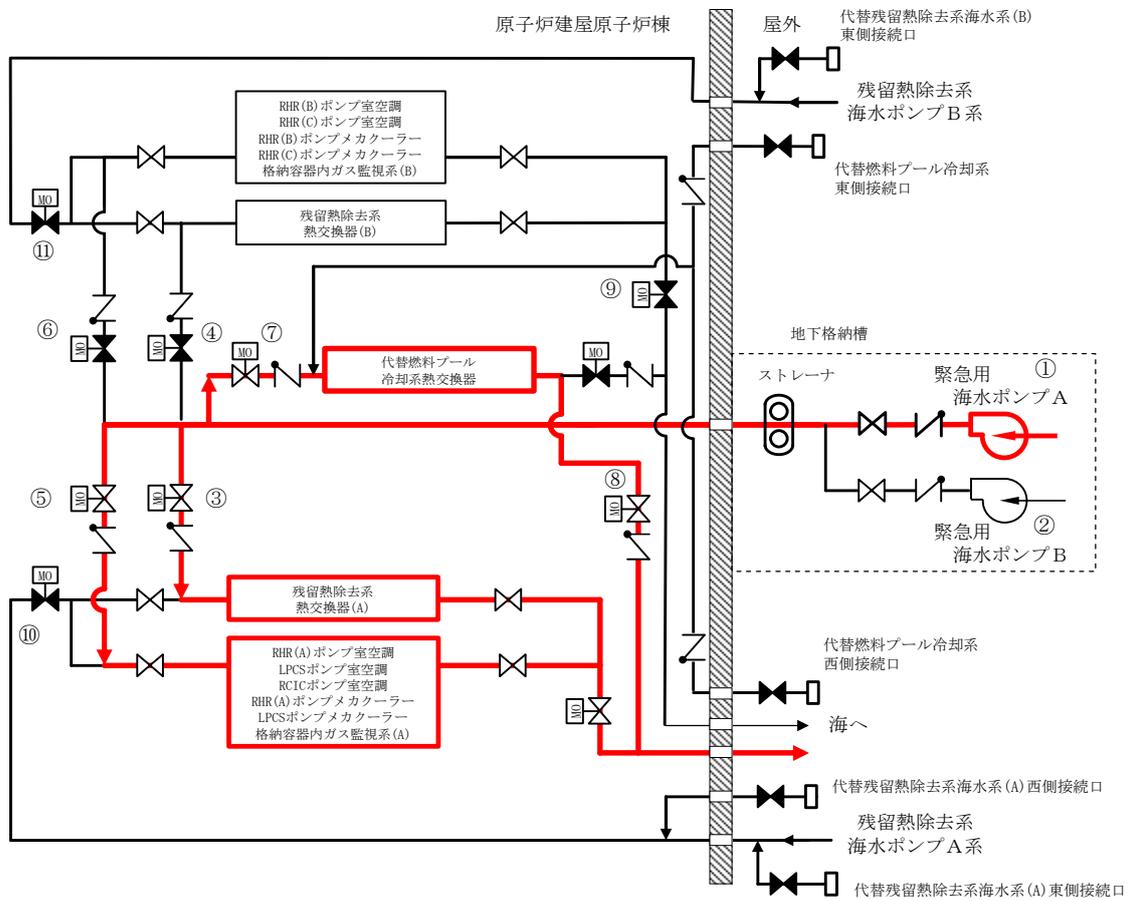
第 48-4-3 図 耐圧強化ベント系に関する機器の配置を明示した図面 (原子炉建屋 4 階)



第 48-4-4 図 耐圧強化ベント系に関する機器の配置を明示した図面 (原子炉建屋 5 階)

48-5 系統図

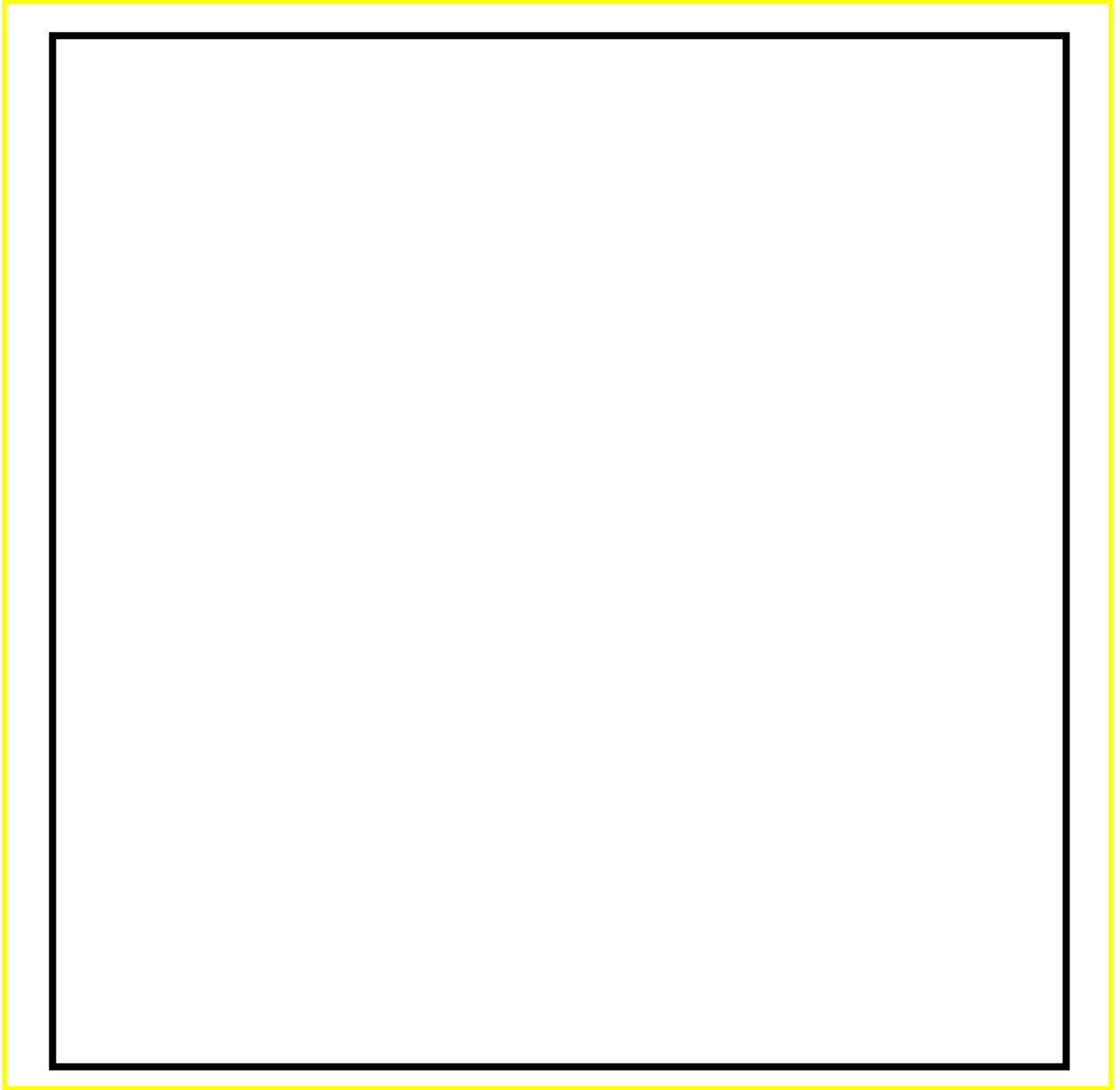
48-5-1



	機器名称		機器名称
①	緊急用海水ポンプ(A)	⑦	緊急用海水系代替F P C系隔離弁
②	緊急用海水ポンプ(B)	⑧	緊急用海水系代替F P C系出口弁(A)系
③	緊急用海水系RHR(A)系熱交換器隔離弁	⑨	緊急用海水系代替F P C系出口弁(B)系
④	緊急用海水系RHR(B)系熱交換器隔離弁	⑩	残留熱除去系-緊急用海水系系統分離弁(A)系
⑤	緊急用海水系RHR(A)系補機隔離弁	⑪	残留熱除去系-緊急用海水系系統分離弁(B)系
⑥	緊急用海水系RHR(B)系補機隔離弁		

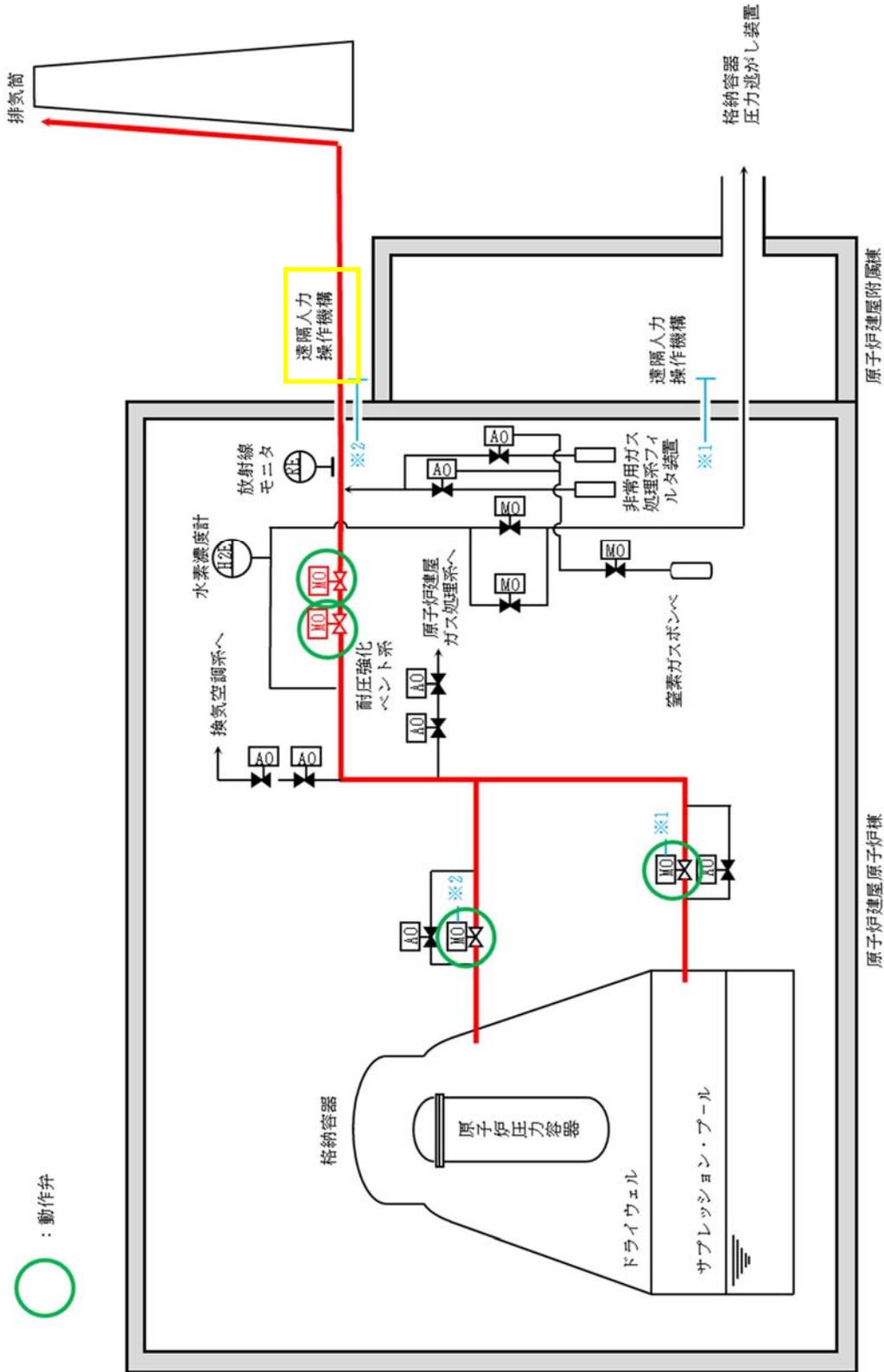
第 48-5-1 図 緊急用海水系 系統概要図

(残留熱除去系海水系 A 系供給時)



第 48-5-2 図 緊急用海水系配置図

- : 主要設備
- : 附属設備
- : 動作弁



第 48-5-3 図 耐圧強化ベント系 概略系統図

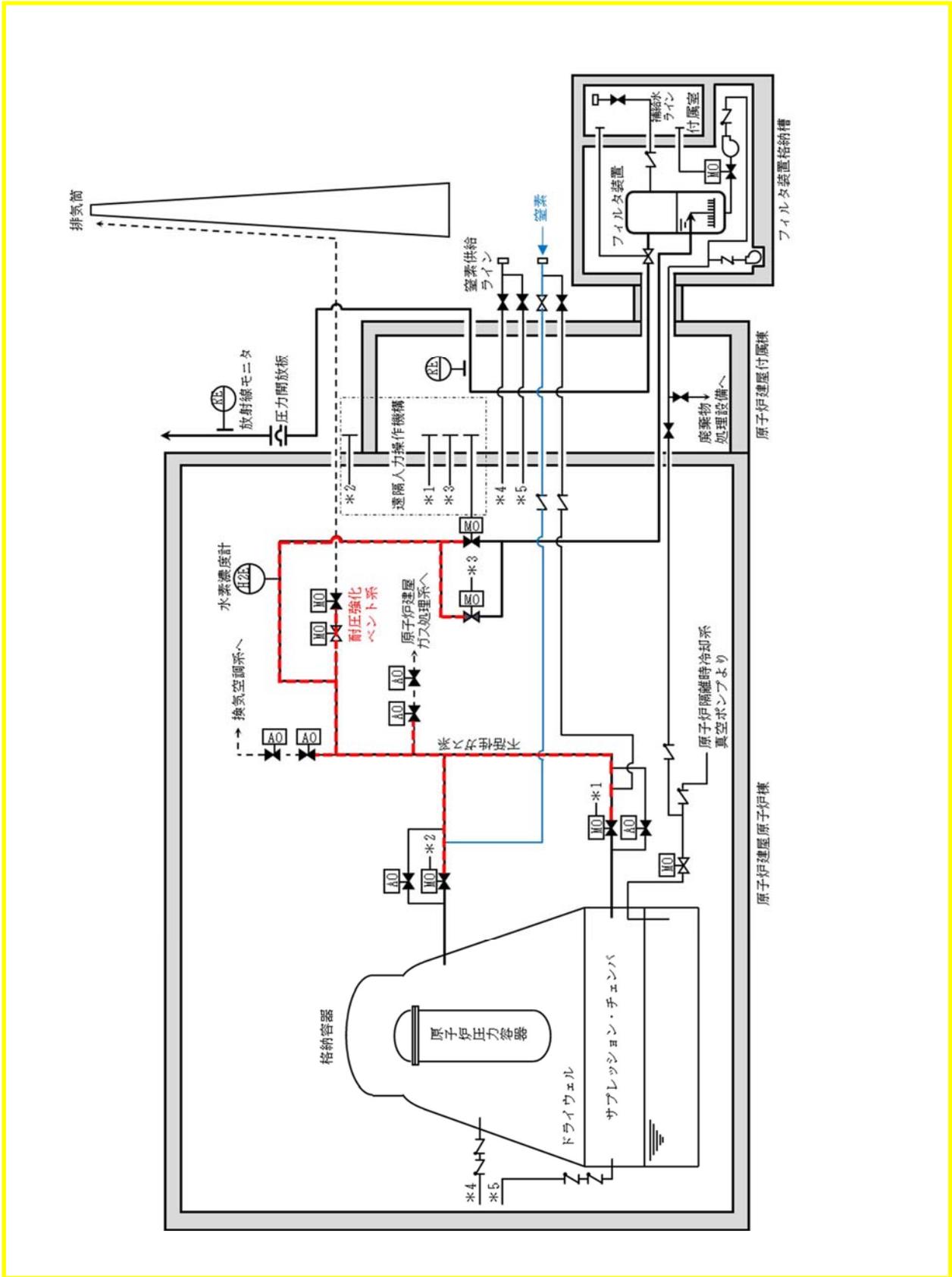
48-6 試験及び検査

48-6-1

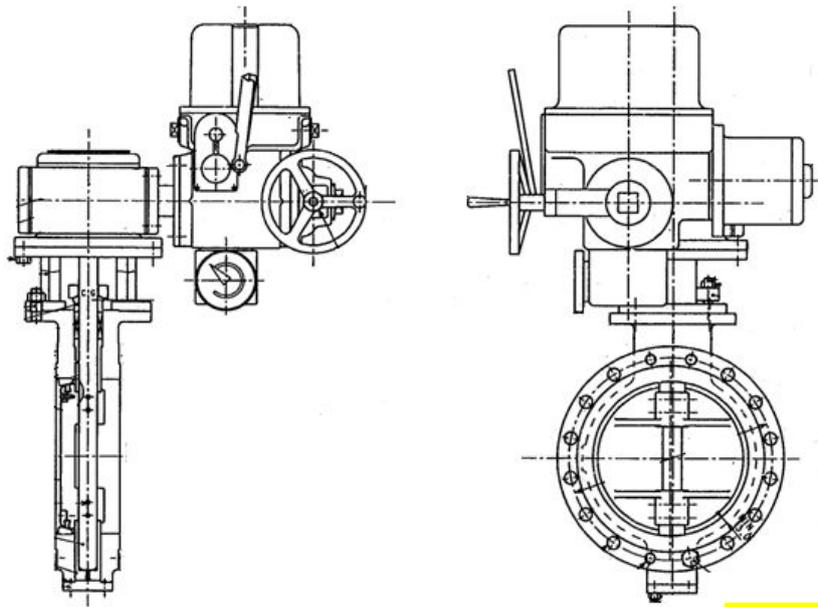
【耐圧強化ベント系】

第48-6-1表 耐圧強化ベント系の試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	分解検査	弁部品の分解検査（非破壊検査を含む） 又は取替
	機能・性能検査	系統漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	（遠隔人力操作機構） 機能・性能検査	弁，エクステンションロッド及び減速機 等の動作状況確認



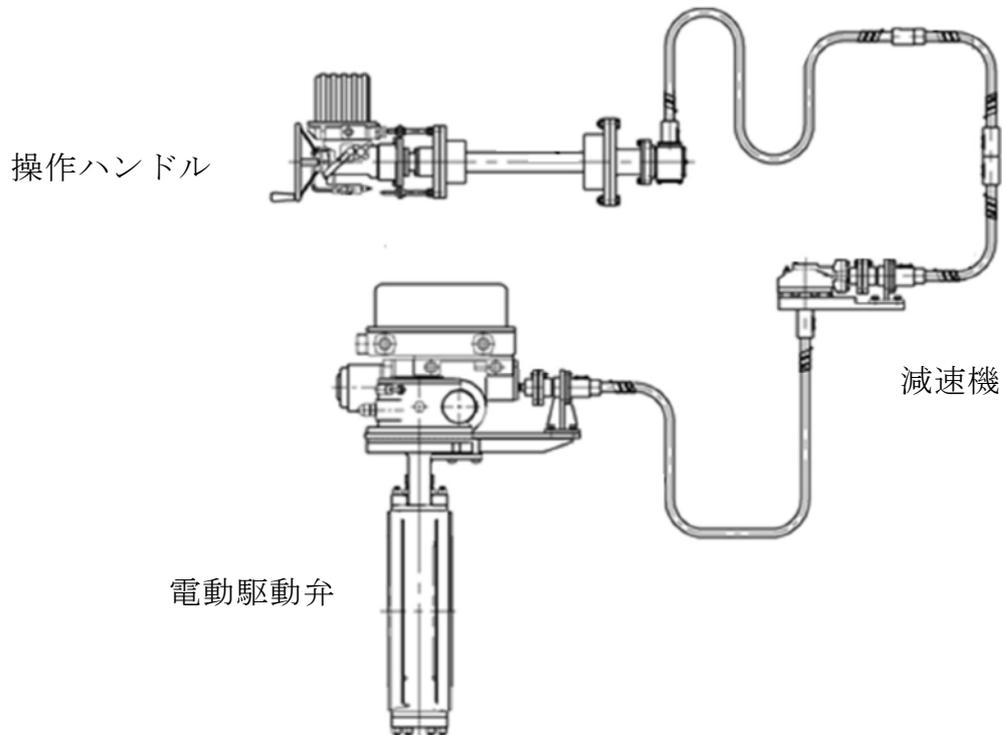
第 48-6-1 図 耐圧強化ベント系機能・性能検査系統図



配管よりフランジを切り離す
ことにより、弁の分解点検が可能

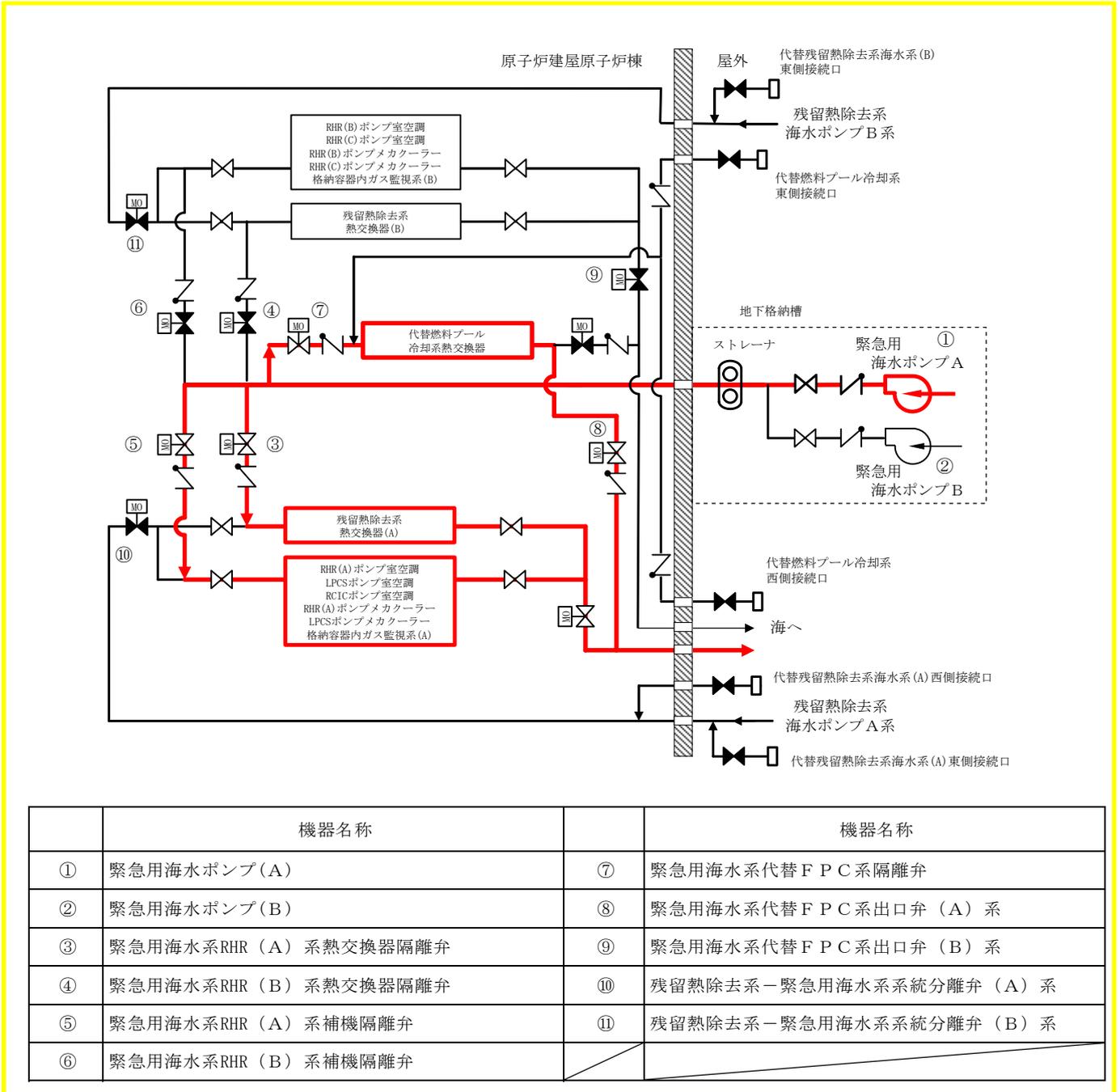
第 48-5-3 図に示す動作弁の
電動弁を示す。

第 48-6-2 図 電動駆動弁外形図



第 48-6-3 図 遠隔人力操作機構外形図

【緊急用海水系】



第 48-6-4 図 緊急用海水系運転性能検査系統図

(残留熱除去系海水系 A 系供給時)

48-7 容量設定根拠

48-7-1

名称		緊急用海水ポンプ
容量	m ³ /h/台	834 (注1) , (約844 (注2))
全揚程	m	120 (注1) , (約130 (注2))
最高使用圧力	MPa [gage]	2.45
最高使用温度	℃	38
電動機出力	kW/台	510
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

緊急用海水ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

緊急用海水系は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備である。

緊急用海水系は、津波等の影響により故障することのないよう地下格納槽に設置した常設のポンプ等で構成する。

系統構成は、緊急用海水ポンプより既設の残留熱除去系海水系配管に接続し、海水を残留熱除去系熱交換器に供給する系統である。

なお、緊急用海水ポンプは重大事故等時に1個使用し、1個を予備とし計2個を設置する。

1. 容量

緊急用海水ポンプは、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な海水供給量を有する設計とする。

容量としては、基準津波を超え敷地に遡上する津波が発生した場合でも、格納容器ベントを行うことなく原子炉格納容器からの除熱が可能な流量とし、ポンプ1台当たり $834\text{m}^3/\text{h}$ を供給可能な設計とし、**システムの弁運用による圧損の増加等を考慮し、**約 $844\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ を公称値とする。

<要求値>

①残留熱除去系熱交換器 : $690\text{m}^3/\text{h}$

補機用冷却器

②代替燃料プール冷却系熱交換器 : $144\text{m}^3/\text{h}$

$$\text{①} + \text{②} = 834\text{m}^3/\text{h}$$

2. 全揚程

前項①と②の同時使用時の流量調整弁の圧損等を考慮した揚程としては120mであり、これに、**システムの弁運用による圧損の増加等を考慮し、**公称値は約130mとする。

3. 最高使用圧力

緊急用海水ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切揚程、建屋内配管の静水頭に裕度を考慮し2.45MPa[gage]とする。

①ポンプ締切揚程 2.01MPa[gage]

②静水頭 0.05MPa[gage]

合計 2.06MPa[gage]

上記計算結果を満足する 2.45MPa[gage]を公称値とする。

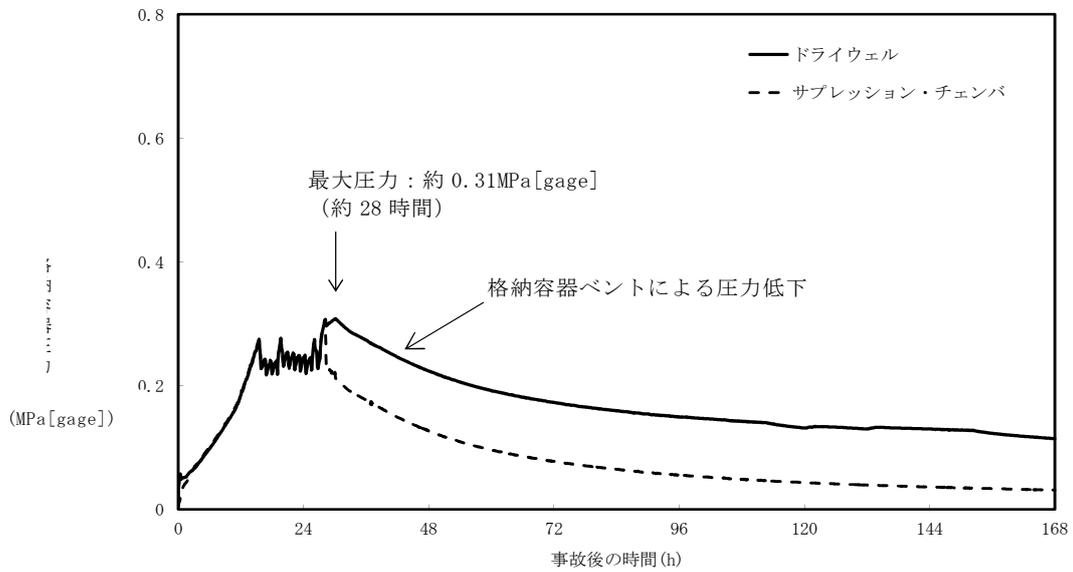
4. 最高使用温度 38℃

緊急用海水ポンプの最高使用温度は、既設の残留熱除去系海水ポンプの最高使用温度に合わせ38℃とする。

5. 電動機出力

電動機出力は、緊急用海水ポンプの容量約844m³/h、全揚程約130m及び電動機効率70%を考慮し、510kWとする。

名称		耐圧強化ベント系（系統容量）
最高使用圧力	MPa[gage]	0.31(0.62)（不活性ガス系から二次隔離弁まで） 0.014(0.62)（二次隔離弁から非常用ガス処理系まで）
最高使用温度	℃	171(200)（不活性ガス系から二次隔離弁まで） 72(200)（二次隔離弁から非常用ガス処理系まで）
設計流量	Kg/h	48,000
機器仕様に関する注記		（ ）内の数値は、重大事故等時の値を示す。
<p>(1) 最高使用圧力</p> <p>①不活性ガス系から二次隔離弁まで</p> <p>不活性ガス系との接続点から圧力境界となる二次隔離弁までは、不活性ガス系配管の最高使用圧力に合わせ、0.31MPa[gage]とする。</p> <p>②二次隔離弁から非常用ガス処理系まで</p> <p>圧力境界となる二次隔離弁から非常用ガス処理系の接続点までは、非常用ガス処理系配管の最高使用圧力に合わせ、0.014MPa[gage]とする。</p> <p>③重大事故等時使用圧力</p> <p>格納容器の最高使用圧力の2倍である0.62MPa[gage]とする。</p> <p>炉心損傷前の格納容器ベントは、格納容器圧力が最高使用圧力である0.31MPa[gage]に到達後、実施することとなる。そのため、実際にベントが開始できるまでの格納容器の圧力上昇を考慮しても十分に余裕がある0.62MPa[gage]を、耐圧強化ベント系の最高使用圧力とする（第1図参照）。</p>		



第1図 格納容器圧力の推移（L O C A時注水機能喪失*）

* 耐圧強化ベント系使用時の最も厳しい条件

(2) 最高使用温度

① 不活性ガス系から二次隔離弁まで

不活性ガス系との接続点から温度境界となる二次隔離弁までは、不活性ガス系配管の最高使用温度に合わせ、171℃とする。

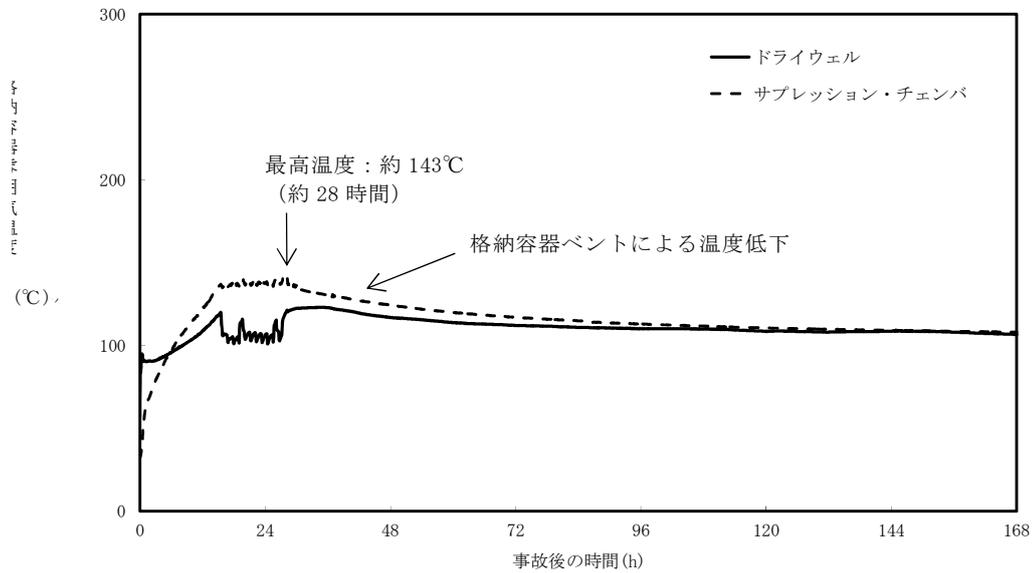
② 二次隔離弁から非常用ガス処理系まで

温度境界となる二次隔離弁から非常用ガス処理系の接続点までは、非常用ガス処理系配管の最高使用温度に合わせ、72℃とする。

③ 重大事故等時使用温度

有効性評価における炉心損傷前ベントシナリオであるL O C A時注水機能喪失において、ベント使用時の格納容器内雰囲気温度は200℃以下となることを確認している。そのため、格納容器に接続される耐圧強化ベント系の温度も200℃以下となることから、重大事故

時等使用温度を200℃とする（第2図参照）。



第2図 格納容器温度推移（LOCA時注水機能喪失*）

* 耐圧強化ベント系使用時の最も厳しい条件

(3) 設計流量（ベントガス流量）

格納容器圧力が最高使用圧力にてベントを実施した際に、原子炉の1%崩壊熱相当の発生蒸気量48,000kg/hを排出可能な設計とする。

なお、炉心の崩壊熱が定格熱出力の1%となるのは、原子炉停止から3時間後であり、その際の格納容器内における発生蒸気量は13.4kg/sとなる。

一方、有効性評価シナリオであるLOCA時注水機能喪失シナリオにおけるベント開始時間は、原子炉停止から約28時間後となっている。そのため、ベント開始時における格納容器内の発生蒸気量は、耐圧強化ベント系の設計流量よりも小さな値となる。

よって、耐圧強化ベント系を用いて、炉心の崩壊熱を最終ヒートシンクである大気へ輸送することは可能である。

48-8 その他の最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備について

48-8-1

設備概要（自主対策設備を含む。）

以下に、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための自主対策設備として、以下を整備する。

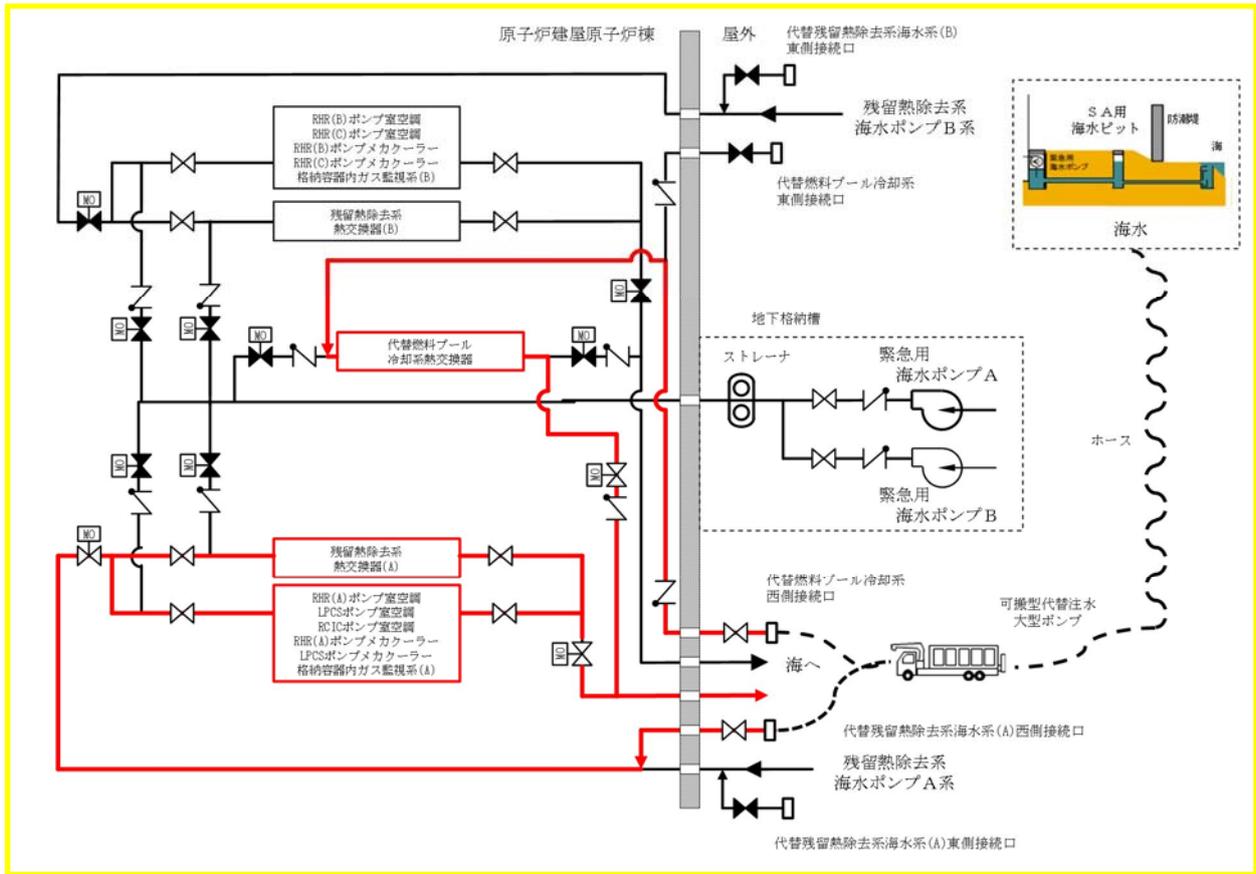
(1) 代替残留熱除去系海水系（可搬型）

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能及び緊急用海水系の機能が喪失した際、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備として、代替残留熱除去系海水系（可搬型）を整備する。

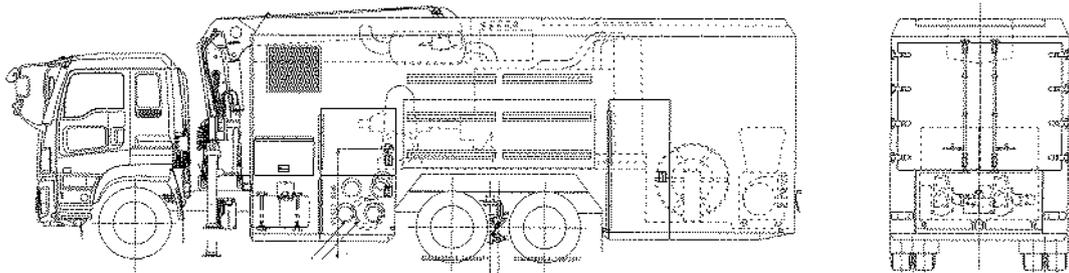
本設備は、可搬型代替注水大型ポンプ、燃料設備である可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ、流路であるホース、配管・弁、残留熱除去系熱交換器から構成される。

可搬型代替注水大型ポンプ及びホース等の可搬設備は、可搬型設備保管場所に保管する。

可搬型代替注水大型ポンプ外観図を第 48-8-1 図に、本系統全体の概要図を第 48-8-2 図に示す。



第 48-8-1 図 代替残留熱除去系海水系（可搬型）系統概要図
 （残留熱除去系海水系 A 系及び代替燃料プール冷却系接続例）



第 48-8-2 図 代替残留熱除去系海水系
 可搬型代替注水大型ポンプ外観図

52-1

SA 設備基準適合性 一覽表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 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				格納容器内水素濃度 (SA)	類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	52-3 配置図		
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	52-3 配置図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	52-5 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要	B b	
			関連資料	52-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	他の設備から独立	A c	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	—			
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	52-3 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	52-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象 (同一目的の DB 設備あり)	B
				サポート系故障	対象 (サポート系有) -異なる駆動源又は冷却源	C a
			関連資料	—		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

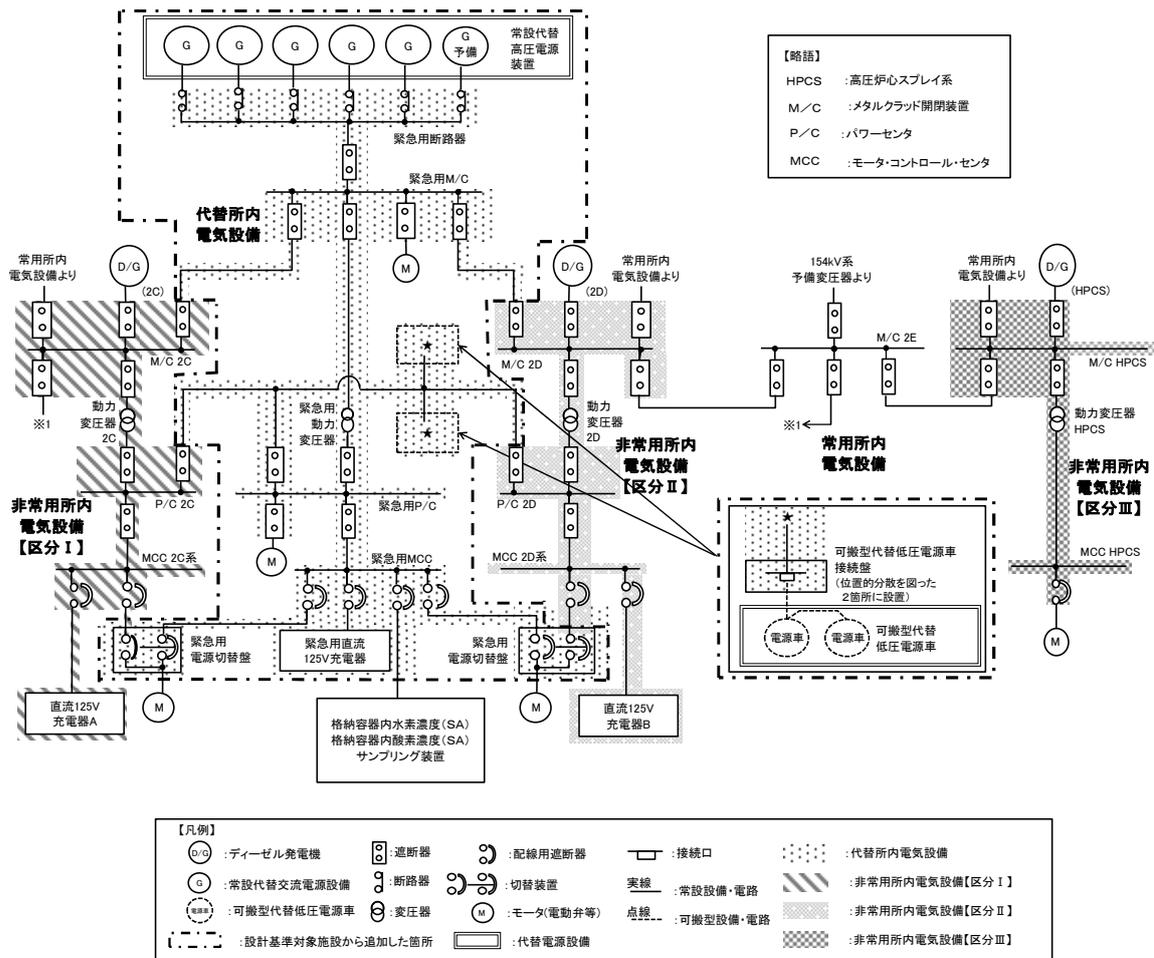
第 52 条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備		格納容器内酸素濃度 (SA)		類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	52-3 配置図		
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	52-3 配置図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	52-5 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要	B b	
			関連資料	52-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	他の設備から独立	A c	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	—			
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	52-3 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	52-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象 (同一目的の DB 設備あり)	B
				サポート系故障	対象 (サポート系有) -異なる駆動源又は冷却源	C a
			関連資料	—		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第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		可搬型窒素供給装置		類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	第1号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	II	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
			関連資料	52-3 配置図, 52-7 接続図		
		第2号	操作性	設備の運搬・設置, 工具の使用 操作スイッチ, 弁及び接続操作	B b, B c, B d, B f, B g	
			関連資料	52-4 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	圧縮機, 容器, ホース	A, C, F	
			関連資料	52-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外	
			関連資料	42-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外
				関連資料	52-4 系統図	
	第6号	設置場所	現場操作	A a		
		関連資料	52-3 配置図			
	第3項	第1号	可搬SAの容量	負荷に直接接続する可搬型設備	B	
			関連資料	52-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	フランジ接続	B	
			関連資料	52-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	(原子炉の外から水又は電源供給するものではない)	対象外	
			関連資料	52-3 配置図		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
			関連資料	52-3 配置図		
		第5号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
関連資料			52-8 保管場所図			
第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B		
		関連資料	52-9 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備(同一目的のSA設備なし)	対象外	
			サポート系要因	サポート系あり	C b	
	関連資料		本文			

52-2

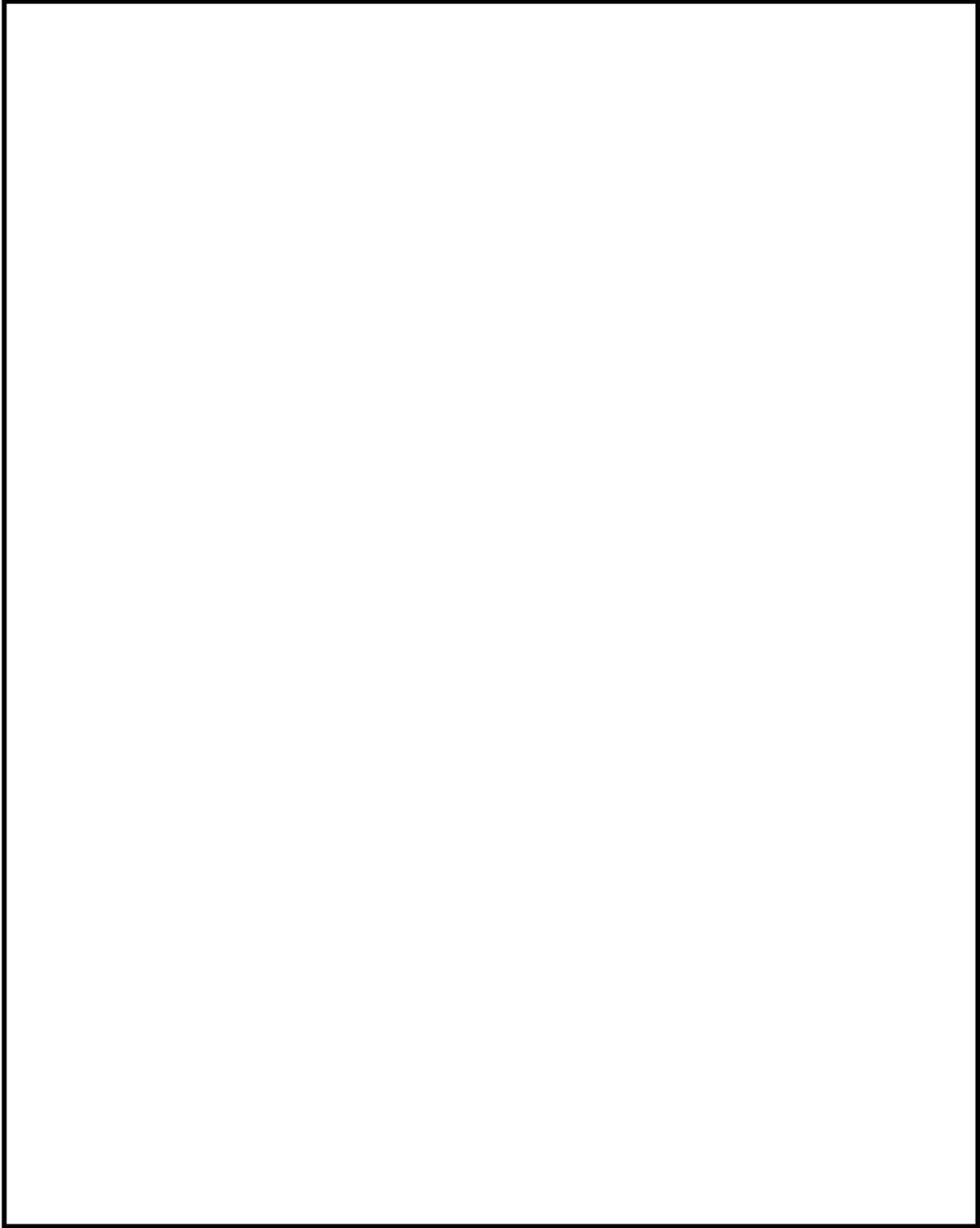
単線結線図



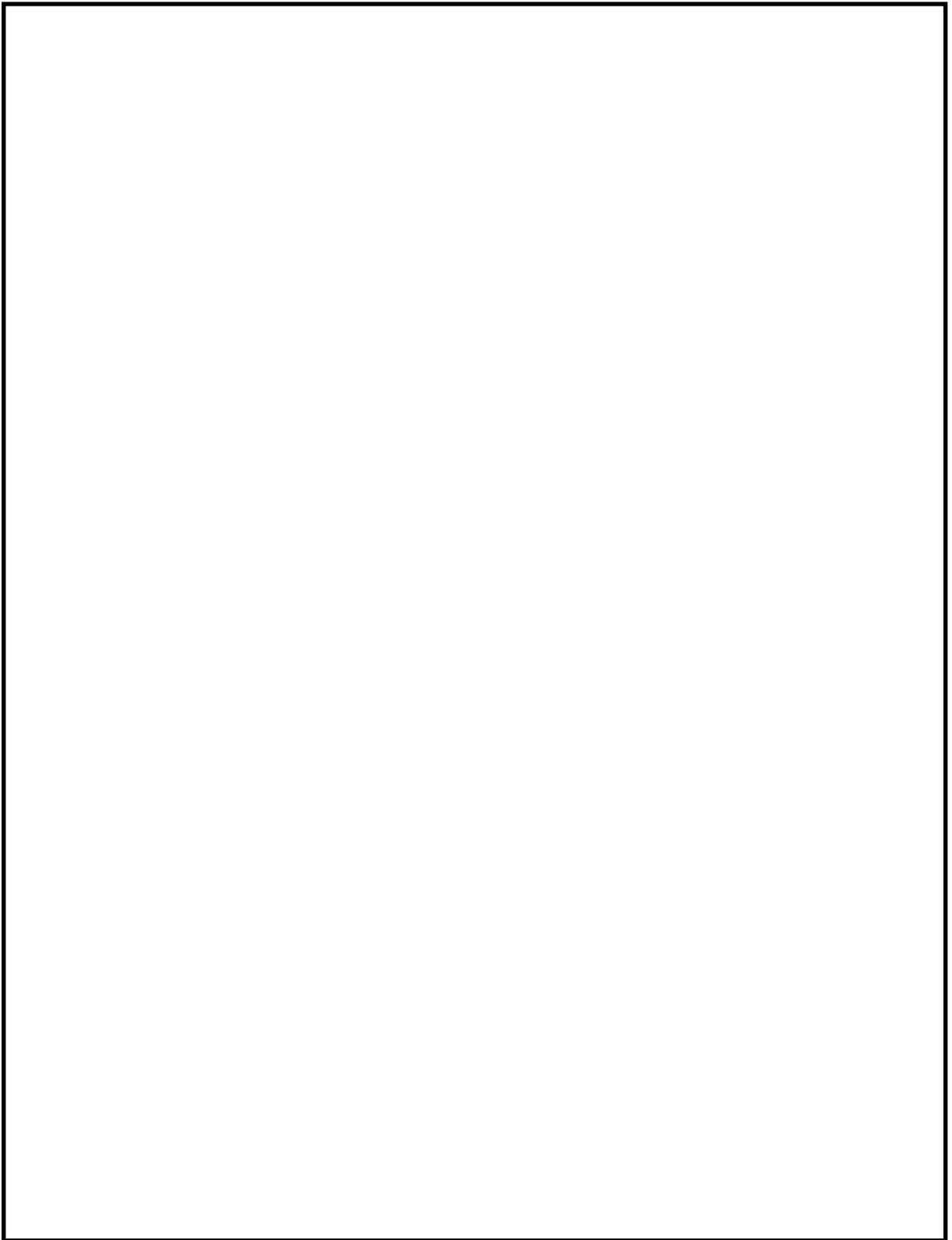
第 52-2-1 図 単線結線図

52-3

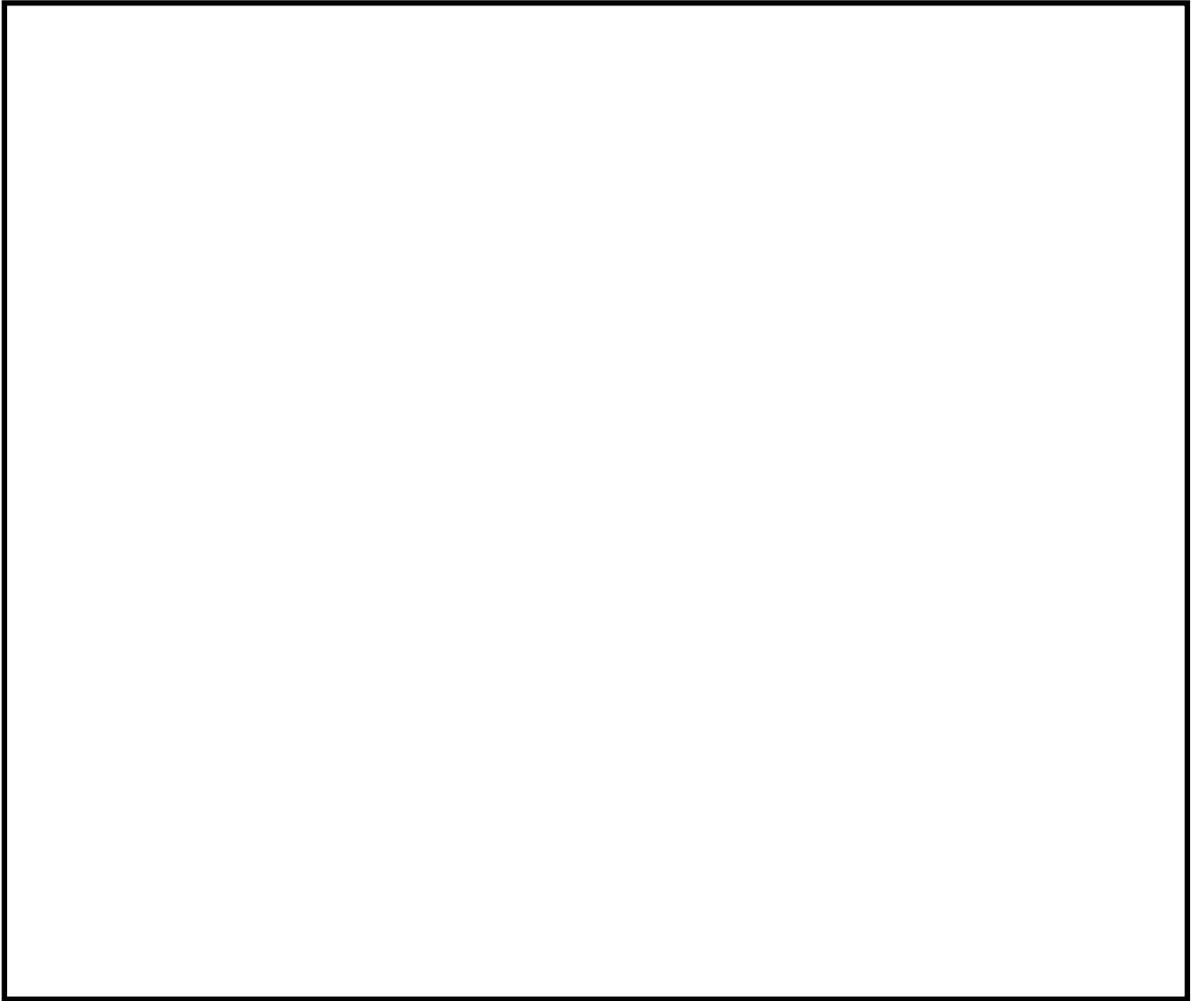
配置図



第 52-3-1 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟 3 階)



第 52-3-2 図 機器配置図 (原子炉建屋附属棟 3 階 (中央制御室))



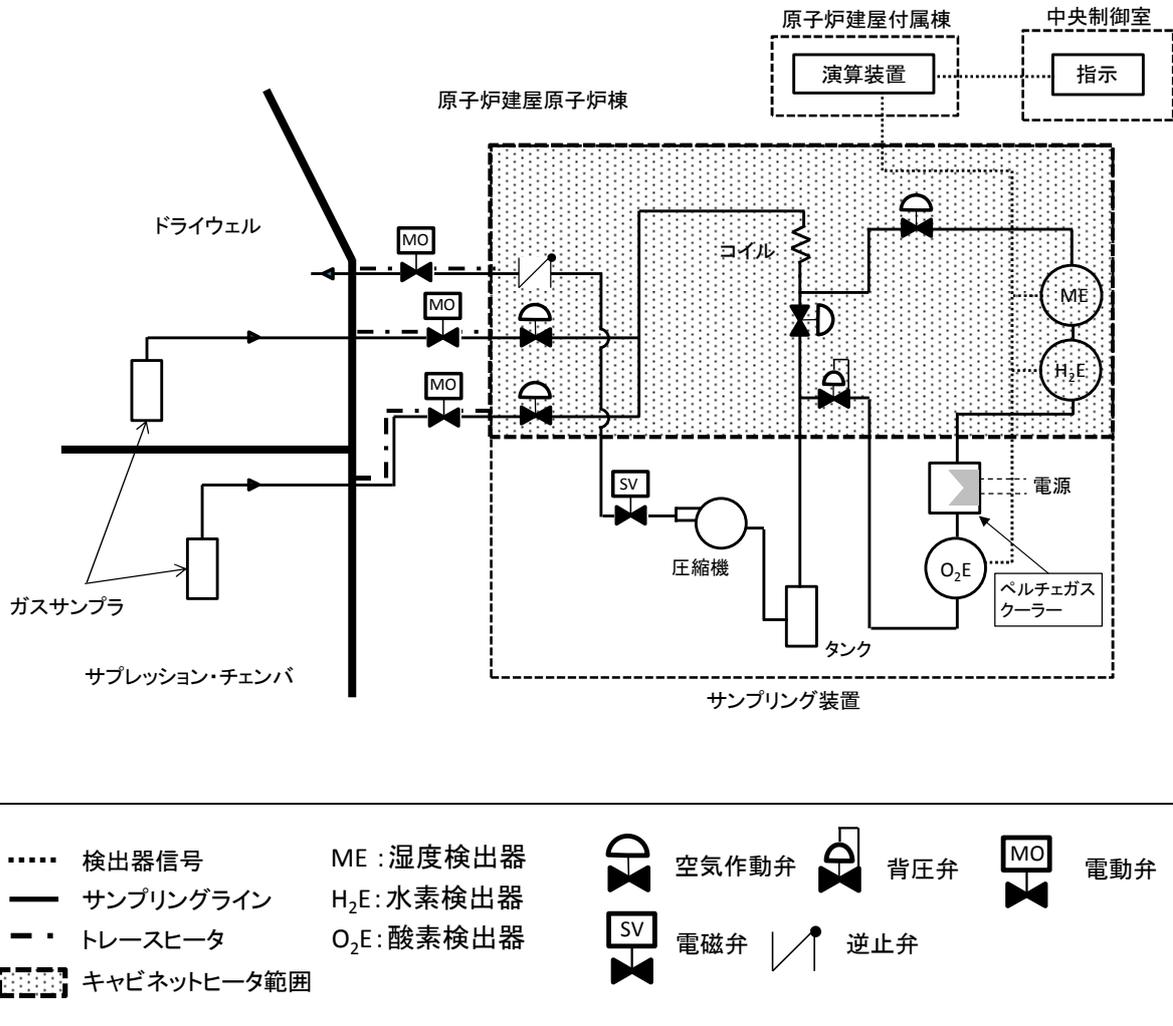
第 52-3-3 図 構内全体配置図

52-4

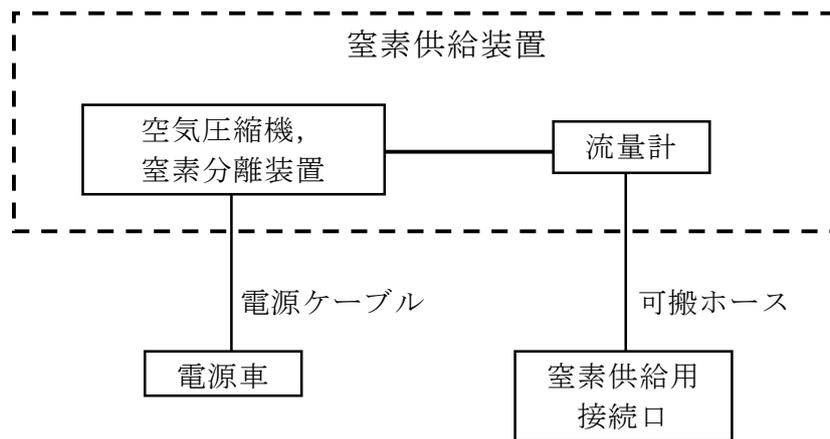
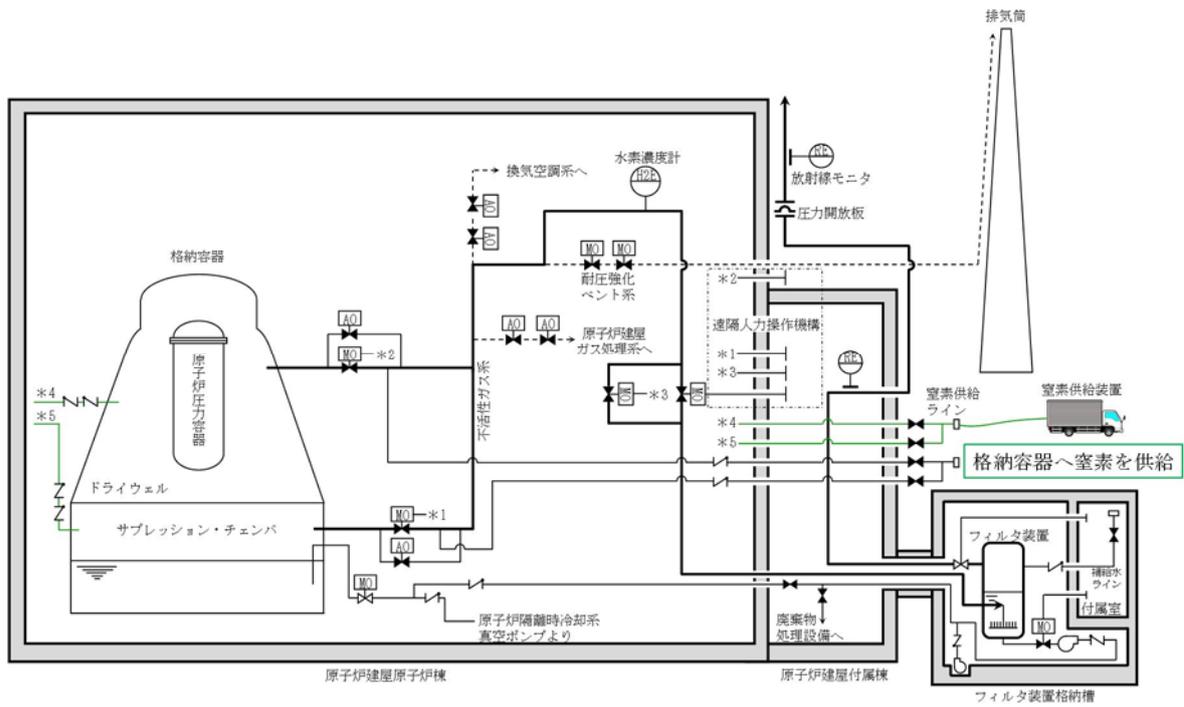
系統図

1. 計装設備の系統概要図

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の系統概要図を第 52-4-1 図に示す。



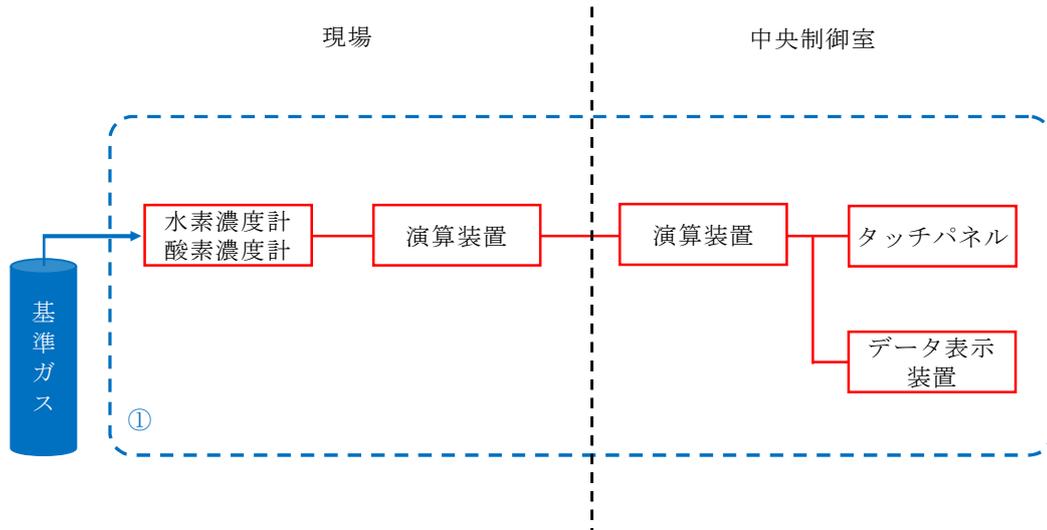
第 52-4-1 図 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の系統概要図



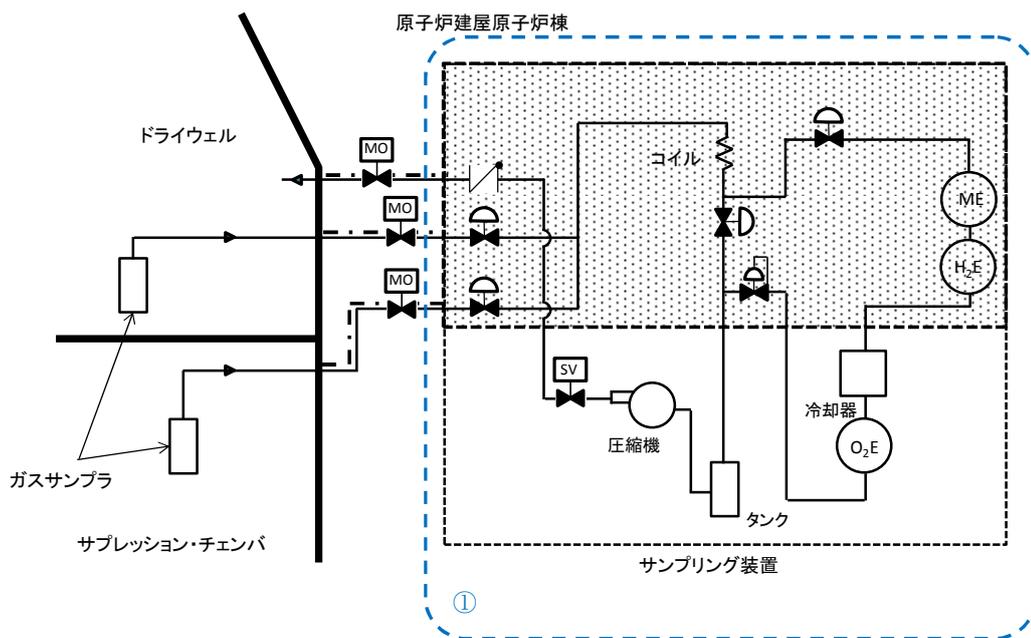
第 52-4-2 図 窒素供給装置系統概要図

52-5

試験及び検査

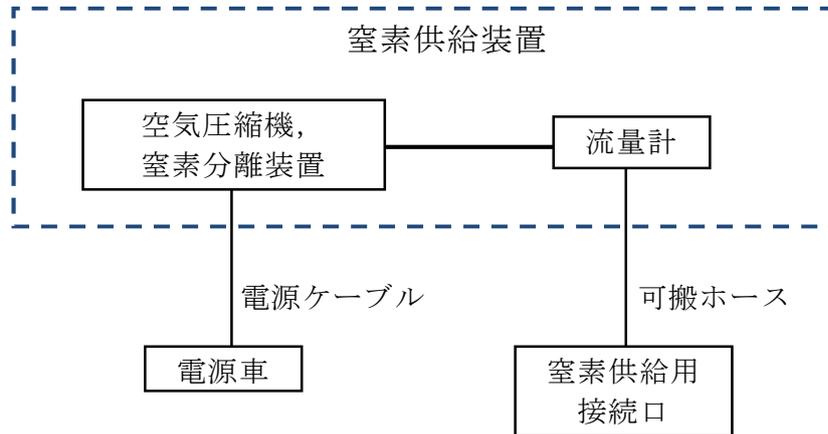


① 模擬入力（基準ガス）による検出器の校正及び中央制御室までのループ試験を実施（点検・検査）



① サンプリング装置の運転性能，漏えいの確認を実施（点検・検査）

第 52-5-1 図 計装設備の試験及び検査



①窒素供給装置の運転性能検査を実施

第 52-5-2 図 窒素供給装置の試験及び検査

52-6

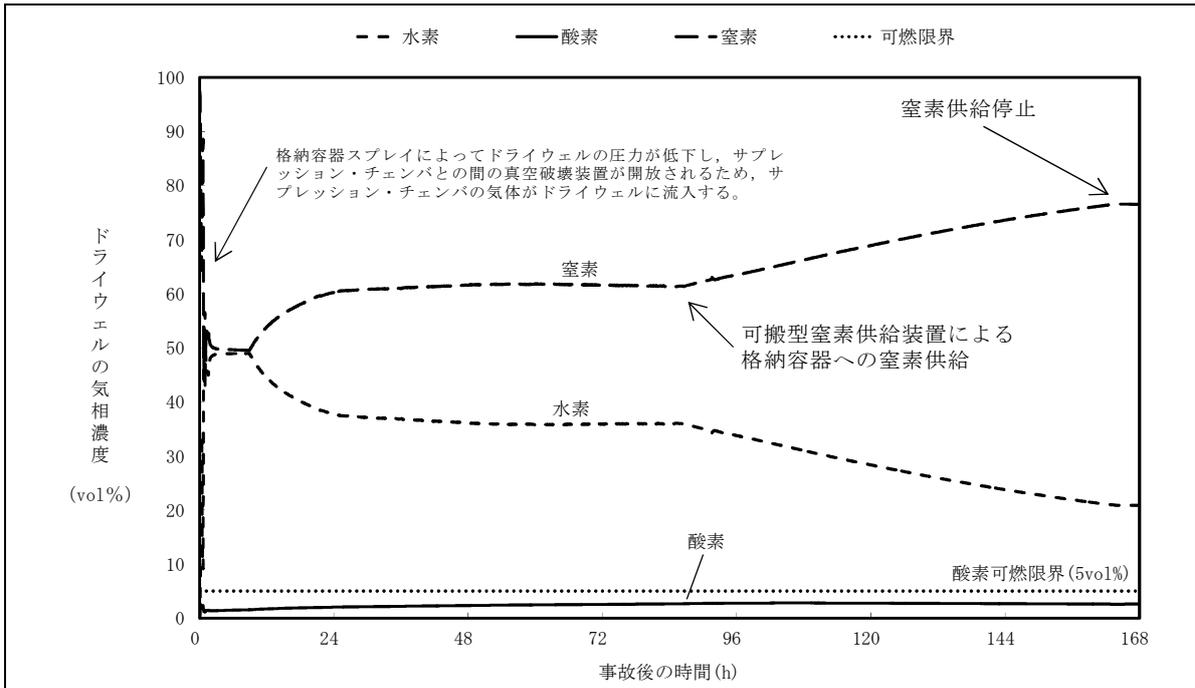
容量設定根拠

名称		窒素供給装置
窒素供給量	Nm ³ /h	200
窒素純度	%	99.0 以上
窒素供給圧力	kPa	500

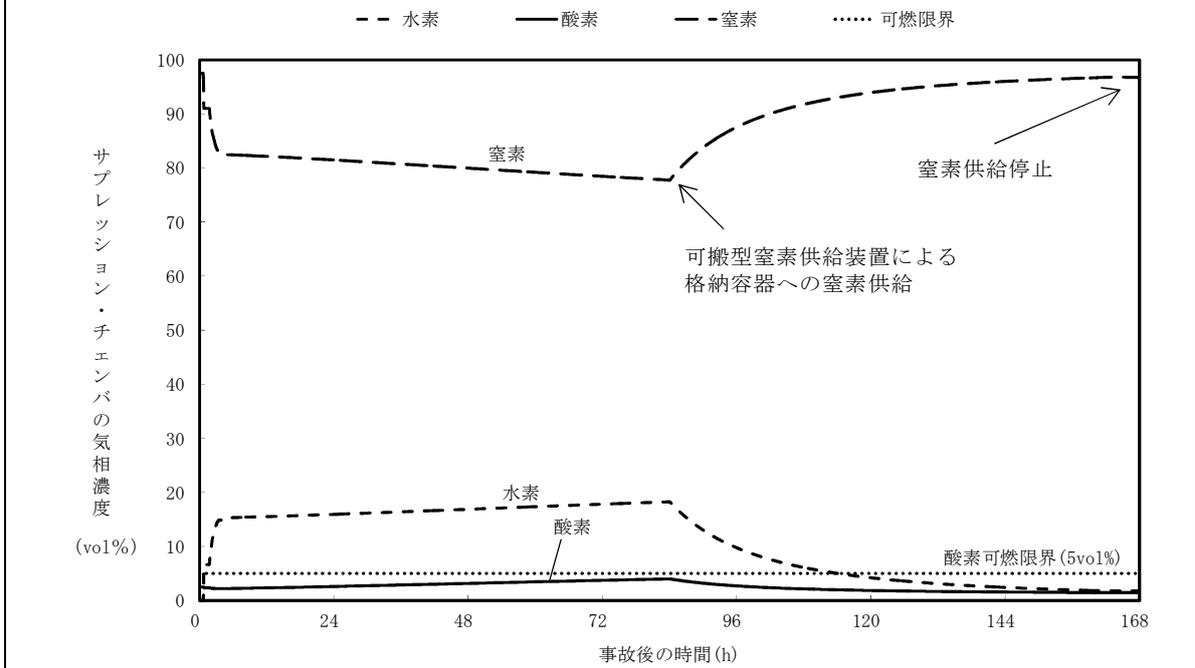
(1) 窒素供給量及び純度

窒素供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素濃度上昇の抑制ができる設計とし、格納容器内酸素濃度がドライ条件において 4.0vol% に到達した時点で格納容器への窒素供給を実施しすることとしている。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」におけるドライウエル及びサプレッション・チェンバの気相の推移（ドライ条件）を第 52-6-1 図、第 52-6-2 図に示す。事象発生約 84 時間後にサプレッション・チェンバの酸素濃度がドライ条件において 4.0vol% に到達し、格納容器への窒素供給を実施する。格納容器への窒素注入によって、サプレッション・チェンバの酸素濃度は低下し、事象発生から 168 時間後の間、格納容器の酸素濃度が可燃限界である 5.0vol に到達することはない。



第 52-6-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」におけるドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）

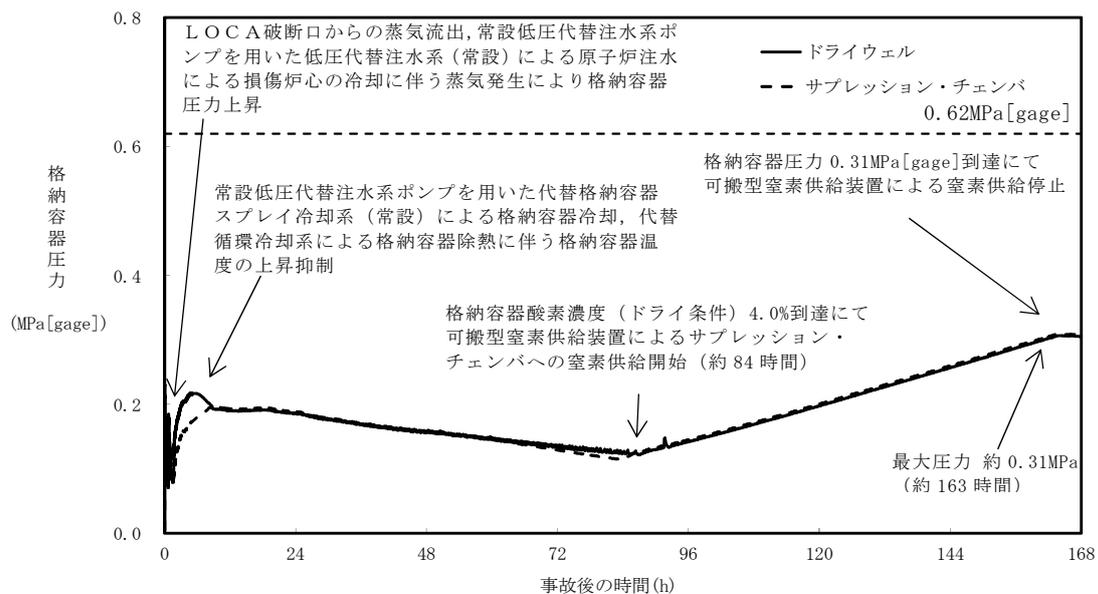


第 52-6-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」におけるサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

(2) 窒素供給圧力

窒素供給装置は、500kPa[gage]の窒素供給圧力を有しており、重大事故時においても格納容器への窒素注入が可能な設計としている。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移を第 52-6-3 図に示す。事象発生約 84 時間後から格納容器への窒素注入を実施するが、その時点での格納容器圧力は供給圧力を下回っており、格納容器への窒素注入は格納容器圧力が 310kPa[gage]到達により停止する手順としていることから十分な供給圧力を有している。



第 52-6-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移

1. 格納容器内水素濃度（S A）

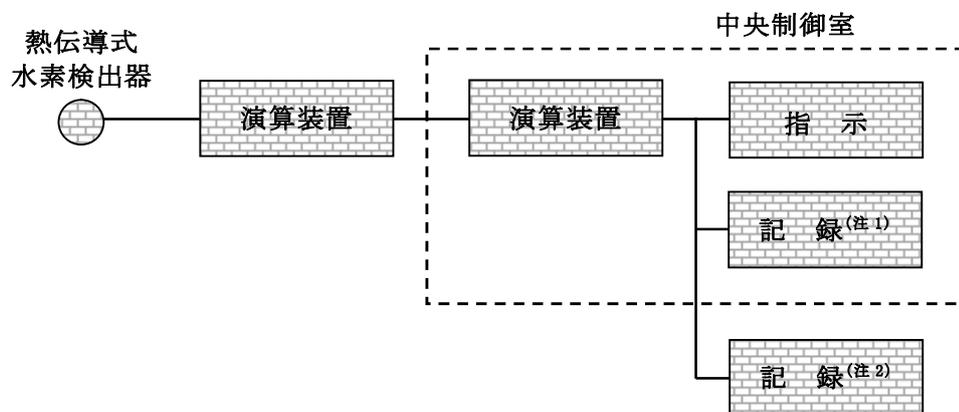
(1) 設置目的

格納容器内水素濃度（S A）は、炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として、格納容器内のガスをサンプリングし、原子炉建屋原子炉棟内に設置する検出器により、水素濃度を測定する。

(2) 設備概要

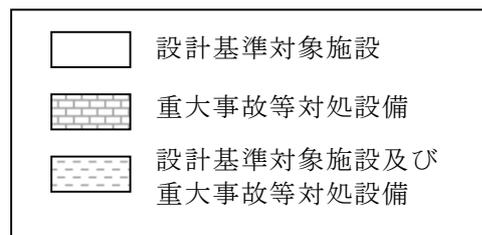
格納容器内水素濃度（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度（S A）の検出信号は、熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度（S A）を中央制御室に指示し、記録装置にて記録する。

（第 52-6-4 図「格納容器内水素濃度（S A）の概略構成図」参照。）



（注 1）データ伝送装置

（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置



第 52-6-4 図 格納容器内水素濃度（S A）の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器内水素濃度(SA)の仕様を第52-6-1表に、計測範囲を第52-6-2表に示す。

第52-6-1表 格納容器内水素濃度(SA)の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付個所
格納容器内水素濃度(SA)	熱伝導式	0~100vol%	1	原子炉建屋 原子炉棟3階

第52-6-2表 格納容器内水素濃度(SA)の計測範囲

名称	計測範囲	原子炉の状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事 故時(運転時 の異常な過 渡変化時を 含む)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器内 水素濃度 (SA)	0~100vol%	—	3.3vol% 以下	— ^{※2}	56.6vol%	炉心の著しい損傷時に格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲を計測可能な範囲とする。

※1：原子炉の状態の定義は、以下のとおり

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、低温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
- ・重大事故等時：原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。

※2：炉心損傷前の水素濃度については、炉心損傷後に包含されるため、評価対象外とした。

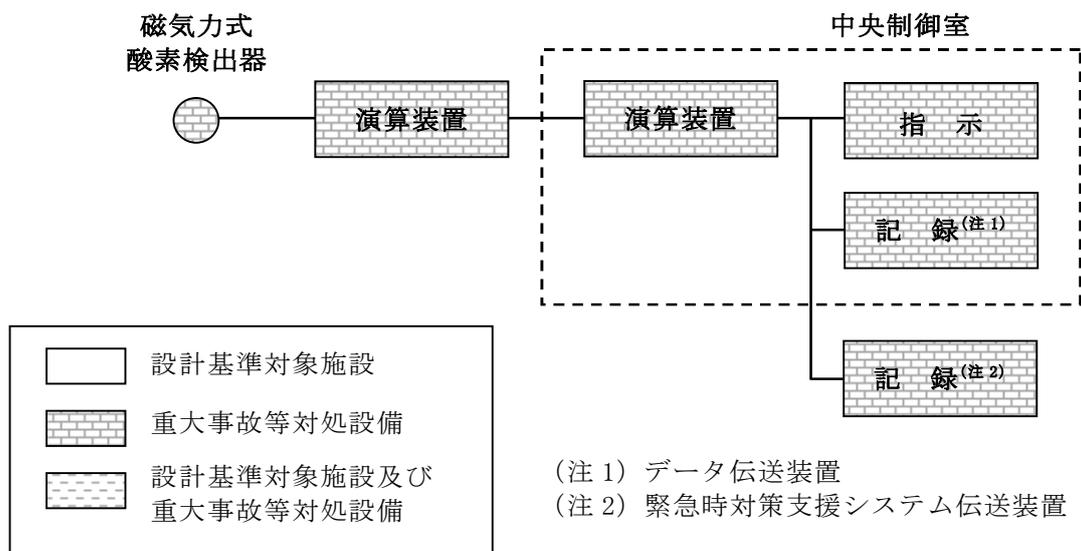
2. 格納容器内酸素濃度（S A）

(1) 設置目的

炉心の著しい損傷時には、ジルコニウム－水反応により大量の水素が発生し、格納容器内の水素濃度は事象初期から 13vol% を大きく上回るため、格納容器内での水素燃焼及び爆轟を防止する観点からは、酸素濃度を可燃限界濃度である 5vol% 未満に管理することが重要である。そのため、格納容器内酸素濃度（S A）は、炉心の著しい損傷時に酸素濃度が変動する可能性のある範囲で酸素濃度を監視することを目的として、格納容器内のガスをサンプリングし、原子炉建屋原子炉棟内に設置する検出器により、酸素濃度を測定する。

(2) 設備概要

格納容器内酸素濃度（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内酸素濃度（S A）の検出信号は、磁気力式酸素検出器にて酸素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内の酸素濃度を中央制御室に指示し、記録装置にて記録する。（第 52-6-5 図「格納容器内酸素濃度（S A）の概略構成図」参照。）



第 52-6-5 図 格納容器内酸素濃度（S A）の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器内酸素濃度(SA)の仕様を第52-6-3表に、計測範囲を第52-6-4表に示す。

第52-6-3表 格納容器内酸素濃度(SA)の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付個所
格納容器内酸素濃度(SA)	磁気力式	0~25vol%	1	原子炉建屋 原子炉棟3階

第52-6-4表 格納容器内酸素濃度(SA)の計測範囲

名称	計測範囲	原子炉の状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事 故時(運転時 の異常な過 渡変化時を 含む)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器内 酸素濃度 (SA)	0~25vol%	2.5vol%以 下	4.4vol%以 下 ^{※2}	2.5vol% 以下	4.3vol% 以下	炉心の著しい損傷時に格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲を計測可能な範囲とする。

※1：原子炉の状態の定義は、以下のとおり

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、低温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
- ・重大事故等時：原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。

※2：初期酸素濃度4.0vol%にて評価した結果。

52-7 接続図



第 52-7-1 図 可搬型窒素供給装置接続図

52-8

計装設備の測定原理

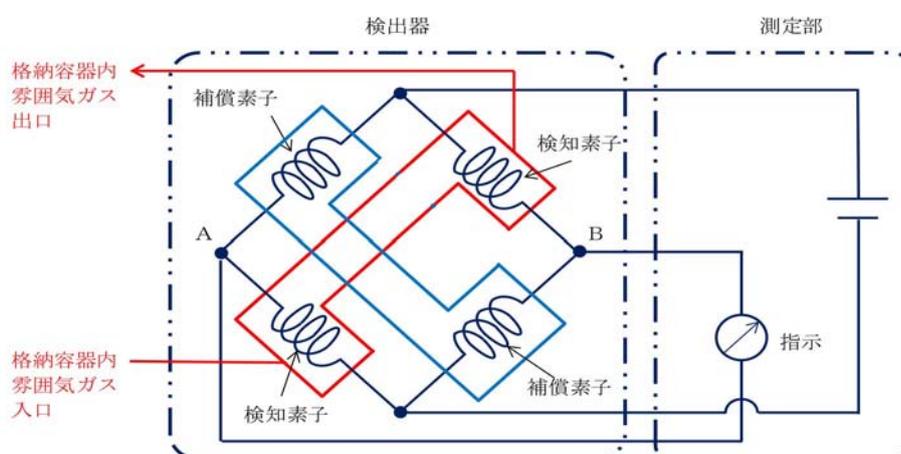
1. 計装設備の測定原理

(1) 格納容器内水素濃度 (S A)

格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器内水素濃度 (S A) は、熱伝導式のものをを用いる。熱伝導式の水素検出器は、第 52-7-1 図に示すとおり、検知素子と補償素子 (白金) でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、測定対象ガスが流れるようになっており、補償素子の部分には基準となる窒素ガスが密閉されているため、測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度計の測定部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを一定温度に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱をうばい、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、第 52-8-1 図の AB 間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

なお、格納容器内水素濃度の計測範囲 0~100vol%において、計器仕様は最大±1.7vol%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、格納容器内の水素濃度の推移、傾向 (トレンド) を監視する。



第 52-8-1 図 格納容器内水素濃度 (S A) 検出回路の概要図

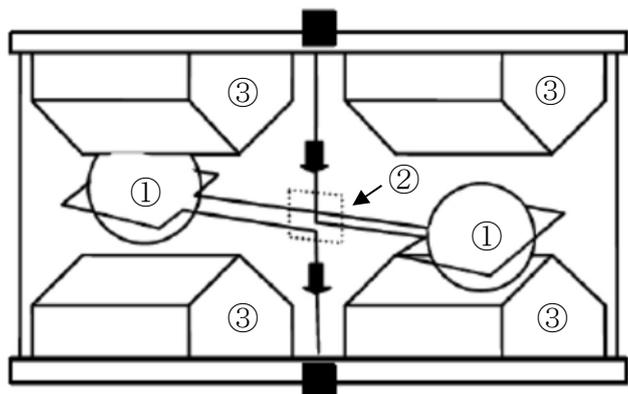
(2) 格納容器内酸素濃度 (S A)

格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器内酸素濃度 (S A) は、磁気力式のものをを用いる。磁気力式の酸素検出器は、第 52-7-2 図に示すとおり、吊るされた 2 つの球体、くさび形状の磁極片、LED からの光を受光素子へ反射する鏡等にて構成されている。

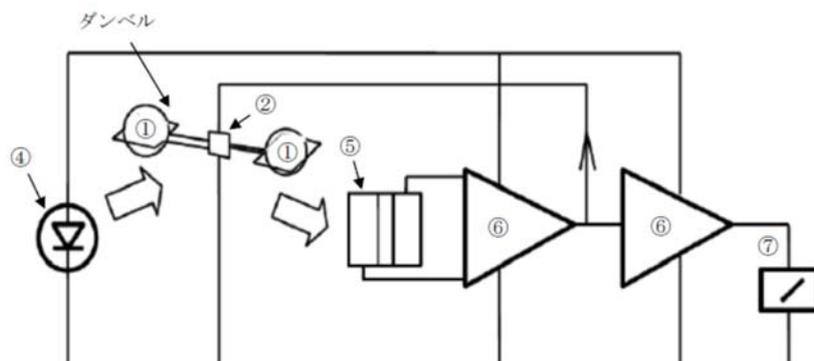
ガラス管内は、磁極片により不均一な磁場が形成されており、そこに強い磁化率を持つ酸素分子が流れ込むと、磁場に引き寄せられ、吊るされた 2 つの球体は遠ざかり、回転運動が生じる。これにより、LED からの光を受光素子へ反射する鏡の向きが変わることで、受光素子に当たる光量が変わり、電圧が生じる。その後増幅器からこの変化に一致する電流が生じ、ダンベル上のワイヤを通して発生する磁界がダンベルを元の位置に戻すよう作用する。この反力を生む電流が酸素濃度の変化に比例する原理を用いて、酸素濃度を測定する。

なお、格納容器内酸素濃度の計測範囲 0~25vol% において、計器仕様は最大±0.6vol% の誤差を生じる可能性があるが、この誤差を考慮して格納容器ベントの実施判断基準を設定している。

格納容器内雰囲気ガス入口



格納容器内雰囲気ガス出口



【凡例】

- | | | |
|------|-------|------|
| ①球体 | ④LED | ⑦指示部 |
| ②鏡 | ⑤受光素子 | |
| ③磁極片 | ⑥増幅器 | |

第 52-8-2 図 酸素検出器

2. サンプリング装置について

(1) 測定ガス条件の水素及び酸素濃度測定精度への影響評価

水素及び酸素濃度の測定においては，以下のサンプリング装置を用いて測定を行う。

これにより使用する条件下において水素濃度及び酸素濃度測定への影響は十分小さい設計とする。

a) ガスサンプラ

ガスサンプラは測定ガスの吸入口であり，格納容器内に置かれ，サンプリング配管を介してサンプリング装置へとつながる。測定ガスを吸入する際には，ガスサンプラ内部のスロットルによって圧力を下げることで，ガス圧縮によるサンプリング配管下流での蒸気凝縮を防止する。

b) サンプリング配管用トレースヒータ

サンプリング配管用トレースヒータは，格納容器外からサンプリング装置までのサンプリング配管にトレースヒータを敷設する。サンプリング配管の温度を当該ヒータにより制御し，蒸気凝縮を防止する。

c) サンプリング装置

サンプリング装置は，水素濃度検出器，酸素濃度検出器，湿度検出器，キャビネットヒータ，冷却器等から構成される。

水素濃度の測定においては，測定ガスの蒸気凝縮を防止するため，測定ガスの露点条件に達しないように温度・圧力を一定レベルに制御後，水素濃度を測定する。

また，酸素濃度の測定では，水素濃度及び湿度測定後の測定ガスを冷却器により一定温度に冷却し，蒸気凝縮後の酸素濃度を測定し，そ

の濃度に湿度測定の数値を用いて湿度補正を行うことで、酸素濃度を測定する。

3. サンプリング装置内での水素燃焼及び爆轟の可能性について

サンプリング装置では、以下の理由から水素燃焼及び爆轟が生じないことを確認した。

- ・ 重大事故発生時の水素濃度はドライ条件において 13vol% を大きく上回るが、酸素濃度はドライ条件において可燃限界濃度である 5vol% に到達しない。このため、サンプリング装置内での水素燃焼及び爆轟は生じない。

4. サンプルング装置からの水素漏えい防止対策

サンプルング装置を用いた格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の計測は、計測後のガスを格納容器内へ戻す構成となっており、外部に対して閉じた系とし、系外への漏えいが発生しないよう第 52-8-1 表に示すと通りの漏えい防止対策を行う。

よって、サンプルング装置からの水素漏えいの可能性は低い。

第 52-8-1 表 サンプルング装置の漏えい防止対策について

No.	機器	漏えい防止対策
1	配管, 弁, 真空タンク	本計測設備の配管, 弁は格納容器のガスを測定するため設計された系統であり, 被ばく低減の観点からも系外へガス漏えいしない設計とする。配管及び弁は食い込み継手を使用し, 漏えい防止対策を行う。
2	冷却器	配管接続部は, 食い込み継手を使用し, 漏えい防止対策を行う。食い込み継手を含む冷却器は, 重大事故等時のサンプルング装置内で想定される温度, 圧力を包絡した設計とする。
3	圧縮機	配管接続部はねじ込みシール構造であること, 圧縮機接ガス部は二重ダイアフラム構造とすることで, 漏えい防止対策を行う。シール構造及び圧縮機接ガス部は, 重大事故等時のサンプルング装置内で想定される温度, 圧力を包絡した設計とする。
4	水素及び酸素濃度検出器	配管接続部はいずれもシール構造とし, 漏えい防止対策を行う。シール構造を含む当該検出器は, 重大事故等時のサンプルング装置内で想定される温度, 圧力を包絡した設計とする。
5	サンプルング装置	サンプルング装置内は圧縮機により大気圧以下に減圧することで, 系内外の圧力差で系外へ大きな漏えいが発生する可能性を十分に低くする。サンプルング装置は重大事故等時に格納容器内及びサンプルング装置内にて想定される温度, 圧力を包絡した設計とする。

5. サンプルング装置の計測周期について

サンプルングガスは、格納容器内に設置したガスサンプラから引き込みラインをとおりサンプルング装置内キャビネットヒータに入る。そこで各検出器によりガス濃度を測定し、その後サンプルングガスは格納容器に排出される。

サンプルング装置は、格納容器内ガスのサンプルングから、測定、排出までの工程を約3分で実行されるよう設計する。

52-9

水素及び酸素発生時の対応について

1. 水素及び酸素発生時の対応について

(1) 想定水素・酸素発生量

a) 監視が必要となる状況と監視計器に求められる性能

有効性評価の事故シーケンス選定のプロセスにおいて、重大事故等対処設備に期待しても炉心損傷を回避できない評価事故シーケンスとしては、「大破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋全交流動力電源喪失」を抽出している。この事故シーケンスは、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスと同じである。

また、水素濃度の測定範囲としては、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、代替循環冷却系を使用しない場合においては、格納容器圧力逃がし装置に期待することで、格納容器内の水素及び酸素を含む非凝縮性ガスが排出され、ほぼ水蒸気で満たされた状態となることから、水素濃度及び酸素濃度上昇の観点で厳しい代替循環冷却系を使用する場合における水素及び酸素濃度の変動範囲を監視できることが、重大事故時の水素及び酸素濃度の監視に最低限要求される性能となる。

b) 重大事故時の水素及び酸素濃度

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における格納容器内の気体の組成の推移（ドライ条件）を第52-8-1図及び第52-8-2図に示す。格納容器内水素濃度は、事象発生直後からジルコニウム－水反応により大量の水素が発生し、可燃限界濃度である4vol%を大きく上回る。その後、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇する。事象

発生約 84 時間後にサプレッション・チェンバの酸素濃度がドライ条件において 4.0vol% に到達することから格納容器への窒素供給を実施することで、格納容器内の水素及び酸素濃度は低下する。約 163 時間後に格納容器圧力が 310kPa [gage] 到達し、格納容器への窒素注入を停止するが、象発生から約 168 時間後まで酸素濃度がドライ条件においても可燃限界である 5vol% を超えることはなく、格納容器内での水素爆発は生じない。

また、168 時間以降に水の放射線分解によって発生する酸素によって酸素濃度が再び上昇し、ドライ条件において 4.3vol% に到達した場合には、格納容器内での水素燃焼を防止するため、格納容器ベントを実施するため、格納容器内で可燃限界に到達することはない、格納容器内での水素爆発は生じない。

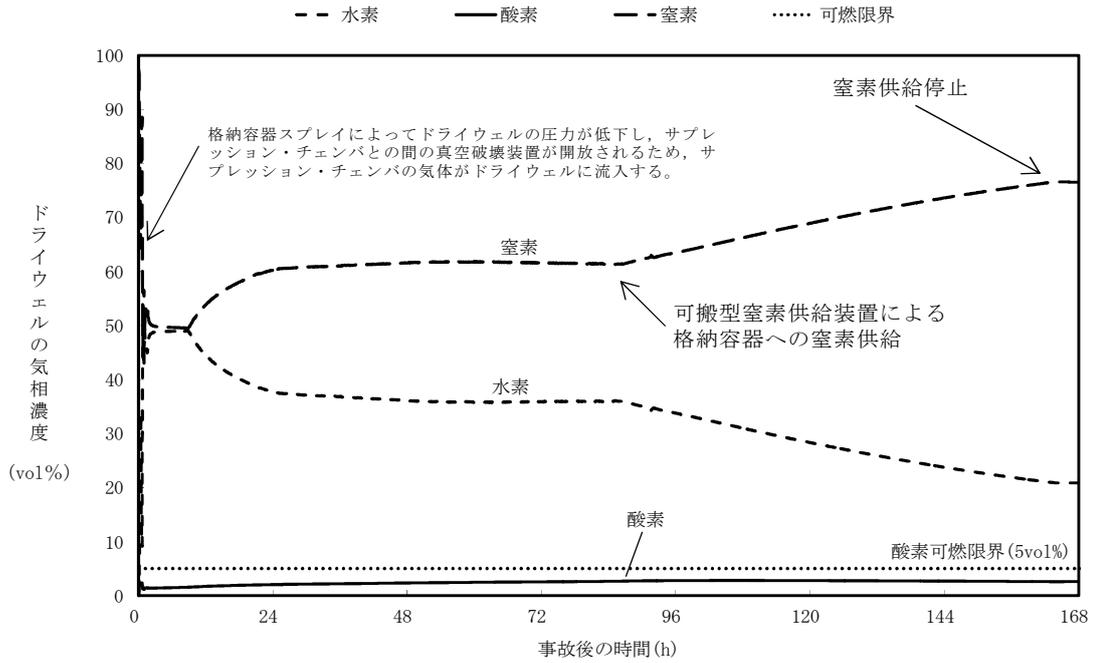
c) 重大事故時の水素及び酸素濃度の監視

東海第二発電所では、重大事故時の格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) によって監視することとしている。有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」においては、常設代替高压電源装置による給電及び格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) の起動を事故発生後 25 分以内に可能であり、暖機運転の 30 分を考慮しても、1 時間後までに水素濃度及び酸素濃度の監視が可能となる。この時間までに格納容器内での酸素濃度は 5vol% を超えることはない。

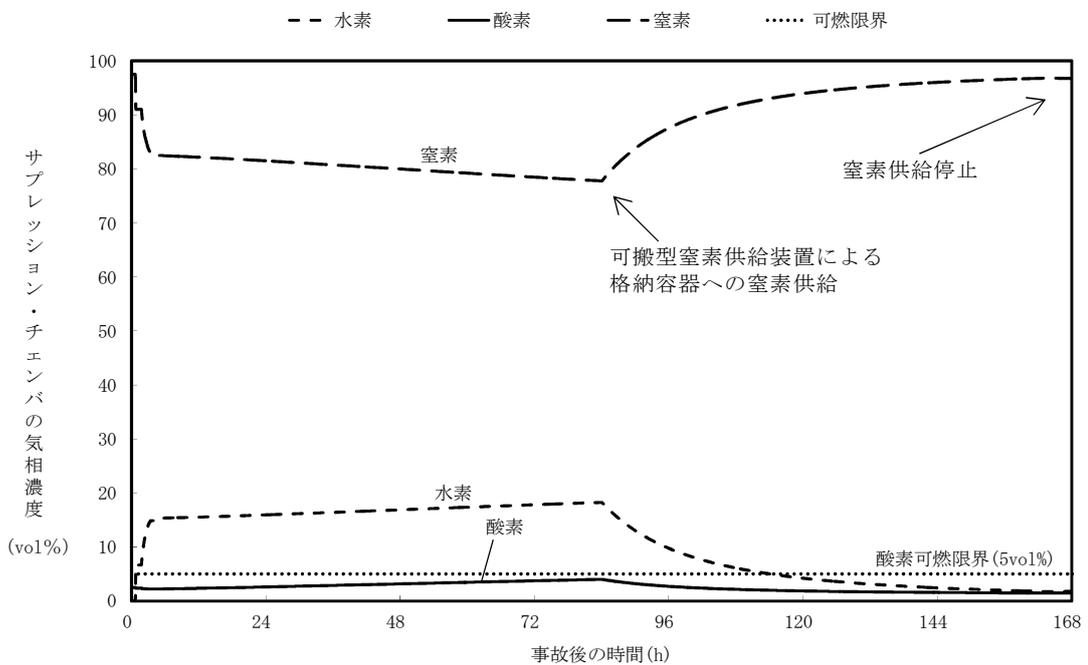
設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いた G 値 (沸騰状態: $G(H_2) = 0.4$, $G(O_2) = 0.2$) とした場合についても、格納容器内の酸素濃度が格納容器ベント基準である 4.3vol%

(ドライ)に到達するのは、事象発生から約26時間後である(第52-8-3図及び第52-8-4図参照)。これより、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が監視可能となる事象発生約1時間後までに、格納容器内の酸素濃度が可燃限界濃度(約5vol%)に到達することはない。

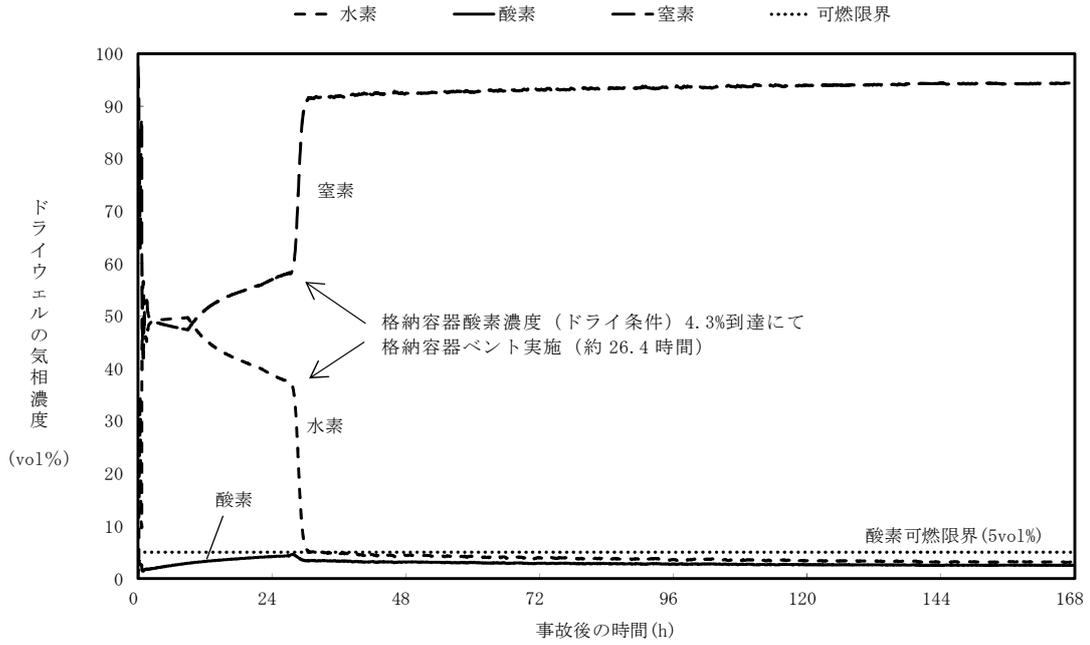
さらに、格納容器内の酸素濃度が4.3vol%(ドライ)に到達した場合、格納容器内での水素燃焼の発生防止を目的とした格納容器ベントを実施することにより、発生する蒸気とともに格納容器内の非凝縮性ガスのほとんどは格納容器圧力逃がし装置を通じて排出されることとなることから、格納容器内の酸素濃度が可燃性限界(約5vol%)に到達することはない。



第 52-8-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」におけるドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）

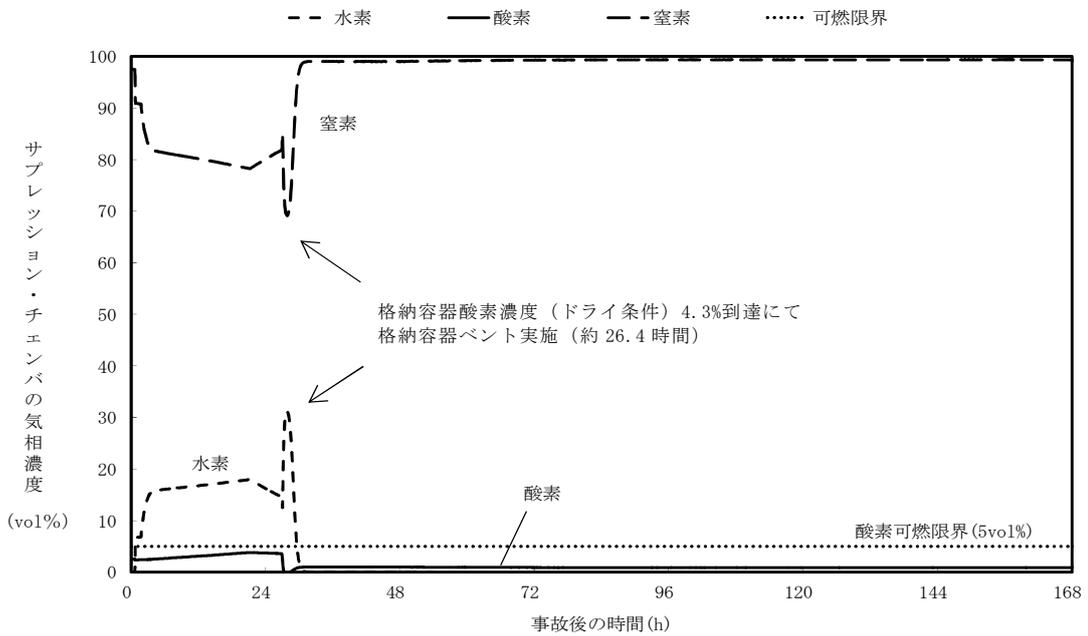


第 52-8-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」におけるサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）



第 52-8-3 図 ドライウェル内の気体組成の推移

(沸騰状態 : $G(H_2) = 0.4$, $G(O_2) = 0.2$) (ドライ条件)



第 52-8-4 図 サプレッション・チェンバ内の気体組成の推移

(沸騰状態 : $G(H_2) = 0.4$, $G(O_2) = 0.2$) (ドライ条件)

(2) 水素・酸素の計測範囲

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」における最大水素濃度は56.6vol%，最大酸素濃度は4vol%であり，設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いたG値による評価においては，最大酸素濃度は4.3vol%である。第52-8-1表に示す格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の計測範囲は，この評価における最大水素濃度及び最大酸素濃度を包含した設計としている。

第52-8-1表 格納容器内水素濃度（S A）及び
格納容器内酸素濃度（S A）の計測範囲

名称	計測範囲
格納容器内水素濃度（S A）	0～100vol%
格納容器内酸素濃度（S A）	0～25vol%