東海第二発電所　審査資料	
資料番号	SA設-C-2　改34
提出年月日	平成29年9月11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。

下線部：今回提出資料

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 ＡＴＷＳ緩和設備について

44-9 ＡＴＷＳ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（HO 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 ペデスタル（ドライウェル部）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　ペデスタル（ドライウェル部）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ー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

54-1　SA設備基準適合性一覧表

東海第二発電所　SA設備基準適合性　一覧表（常設）

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					常設低圧代替注水系ポンプ	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	その他の建屋内	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	淡水だけでなく海水も使用	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	54-3 配置図，54-8 保管場所図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		54-3 配置図,54-4 系統図	
		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		49-5 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		54-4 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	Ａａ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	54-4 系統図	
		第6号	設置場所		中央制御室から操作可能な設備	B
			関連資料		54-3 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た必要な容量	A
			関連資料		54-6 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	Ａａ
				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	Ｃａ
				関連資料	本文	

東海第二発電所　SA設備基準適合性　一覧表（可搬）

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					可搬型代替注水大型ポンプ	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	淡水だけでなく海水も使用	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	54-3 配置図	
		第2号	操作性		現場操作	B
			関連資料		54-3 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		54-5 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		54-4　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	Ａｂ
				その他(飛散物)	－	対象外
				関連資料	54-3 配置図，54-4 系統図	
		第6号	設置場所		現場操作	Ａａ
			関連資料		54-3 配置図	
	第3項	第1号	可搬SAの容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料		54-6 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		54-7 接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		複数の機能で同時に使用	Ａａ
			関連資料		54-7 接続図	
		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		54-7 接続図	
		第5号	保管場所		屋外（共通要因の考慮対象設備あり）	Ｂａ
			関連資料		54-8 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		54-9 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	防止設備―対象(代替対象ＤＢ設備有り)―屋外	Ａａ
				サポート系要因	対象(サポート系有り)―異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	本文	

東海第二発電所　SA設備基準適合性　一覧表（可搬）

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					可搬型スプレイノズル	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	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	淡水だけでなく海水も使用	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	54-3 配置図	
		第2号	操作性		運搬設置，接続操作	Ｂｃ，Ｂｇ
			関連資料		—	
		第3号	試験・検査(検査性，系統構成・外部入力)		流路	F
			関連資料		54-5 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		—	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	54-3 配置図,54-4系統図	
		第6号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		—	
	第3項	第1号	可搬SAの容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備	A
			関連資料		54-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性		より簡単な接続	C
			関連資料		54-7 接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		対象外	対象外
			関連資料		—	
		第4号	設置場所		その他	—
			関連資料		54-7 接続図	
		第5号	保管場所		屋内（原子炉建屋原子炉棟内）	Ａａ
			関連資料		54-9 保管場所図	
		第6号	アクセスルート		屋内（共通要因の考慮対象設備あり）	A
			関連資料		—	
		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	防止設備，緩和設備—対象(代替対象ＤＢ設備有り)—屋外	Ａａ，B
				サポート系要因	サポート系なし	対象外
				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54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					常設スプレイヘッダ	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	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	淡水だけでなく海水も使用	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	54-3 配置図	
		第2号	操作性		（操作不要）	対象外
			関連資料		—	
		第3号	試験・検査(検査性，系統構成・外部入力)		流路	F
			関連資料		54-5 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		—	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	54-3 配置図，54-4 系統図	
		第6号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		—	
	第2項	第1号	常設SAの容量		（流路，その他設備）	対象外
			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，緩和設備—対象(代替対象ＤＢ設備有り)—屋外	Ａａ，Ｂ
				サポート系故障	サポート系なし	対象外
				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54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					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	その他建屋内	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）	対象外
				関連資料	54-3 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作(操作スイッチ操作)	A
			関連資料		—	
		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		54-5 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		—	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	54-3 配置図，54-4 系統図	
		第6号	設置場所		中央制御室から操作可能な設備	B
			関連資料		—	
	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	A
			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	緩和設備—対象(代替対象ＤＢ設備有り)—屋内	Ａａ
				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	Ｃａ
				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54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					代替燃料プール冷却系熱交換器	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	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	淡水だけでなく海水も使用	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	54-3 配置図	
		第2号	操作性		（操作不要）	対象外
			関連資料		—	
		第3号	試験・検査(検査性，系統構成・外部入力)		熱交換器	D
			関連資料		54-5 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		—	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	54-3 配置図，54-4 系統図	
		第6号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		—	
	第2項	第1号	常設SAの容量		（流路，その他設備）	対象外
			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	（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系故障	サポート系なし	対象外
				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54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					代替燃料プール冷却系ポンプ	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	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）	対象外
				関連資料	54-3 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		—	
		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		54-5 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		—	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	54-3 配置図，54-4 系統図	
		第6号	設置場所		中央制御室から操作可能な設備	B
			関連資料		—	
	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	A
			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	緩和設備—対象(代替対象ＤＢ設備有り)—屋内	Ａａ
				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	Ｃａ
				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54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					使用済燃料プール水位・温度(SA広域)	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	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	54-3 配置図	
		第2号	操作性		（操作不要）	対象外
			関連資料		—	
		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		54-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		当該設備の使用に当たり系統の切替が不要	Ｂｂ
			関連資料		54-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		—	
	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		54-6 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	Ａａ
				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	Ｃａ
				関連資料	54-2 単線結線図 54-11　使用済燃料プール監視設備	

東海第二発電所　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					使用済燃料プール温度(SA)	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	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	54-3 配置図	
		第2号	操作性		（操作不要）	対象外
			関連資料		—	
		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		54-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		当該設備の使用に当たり系統の切替が不要	Ｂｂ
			関連資料		54-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		—	
	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		54-6 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	Ａａ
				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	Ｃａ
				関連資料	54-2 単線結線図 54-11　使用済燃料プール監視設備	

東海第二発電所　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					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)	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	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	54-3 配置図	
		第2号	操作性		(操作不要)	対象外
			関連資料		—	
		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		54-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		当該設備の使用に当たり系統の切替が不要	Ｂｂ
			関連資料		54-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		(操作不要)	対象外
			関連資料		—	
	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		54-6 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	Ａａ
				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	Ｃａ
				関連資料	54-2 単線結線図 54-11　使用済燃料プール監視設備	

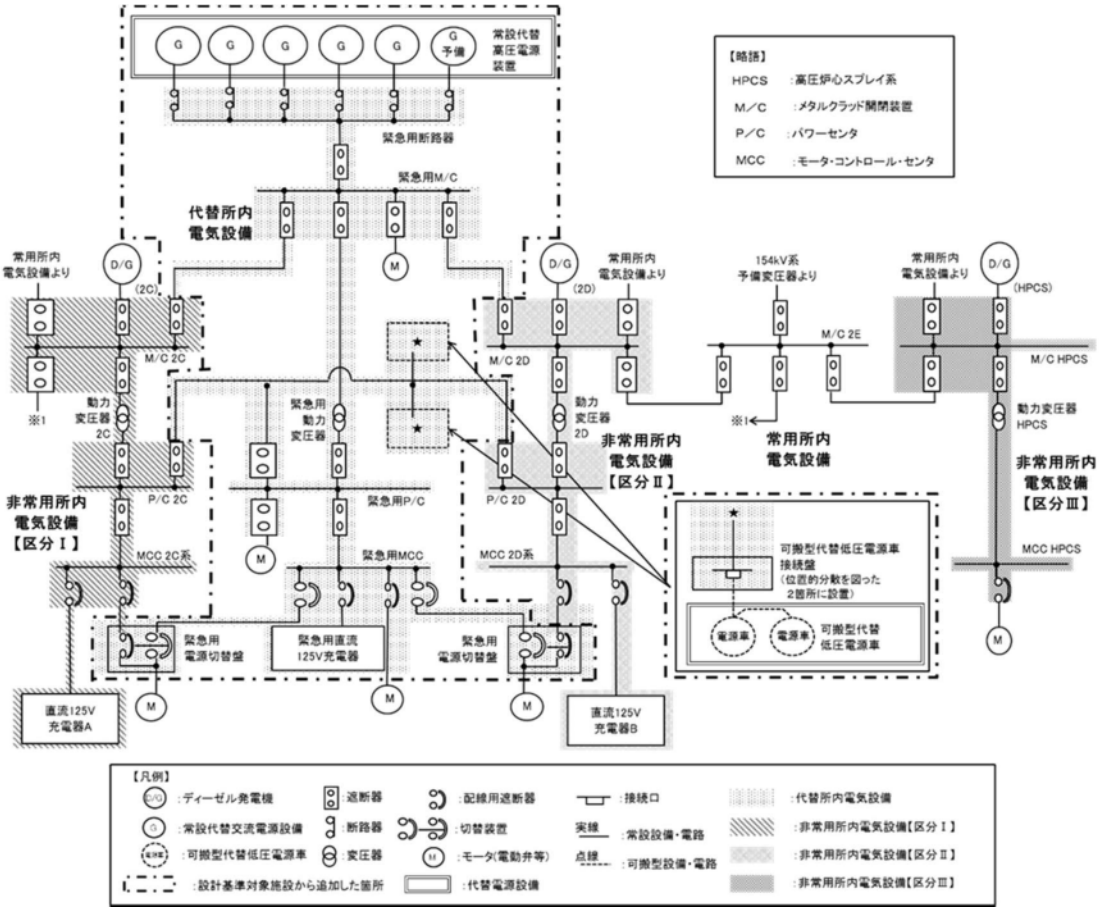
東海第二発電所　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					使用済燃料プール監視カメラ	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	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	54-3 配置図	
		第2号	操作性		（操作不要）	対象外
			関連資料		—	
		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		54-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		当該設備の使用に当たり系統の切替が不要	Ｂｂ
			関連資料		54-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		—	
	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		—	
		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SA設備あり)	B
				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	Ｃａ
				関連資料	54-2 単線結線図 54-11　使用済燃料プール監視設備	

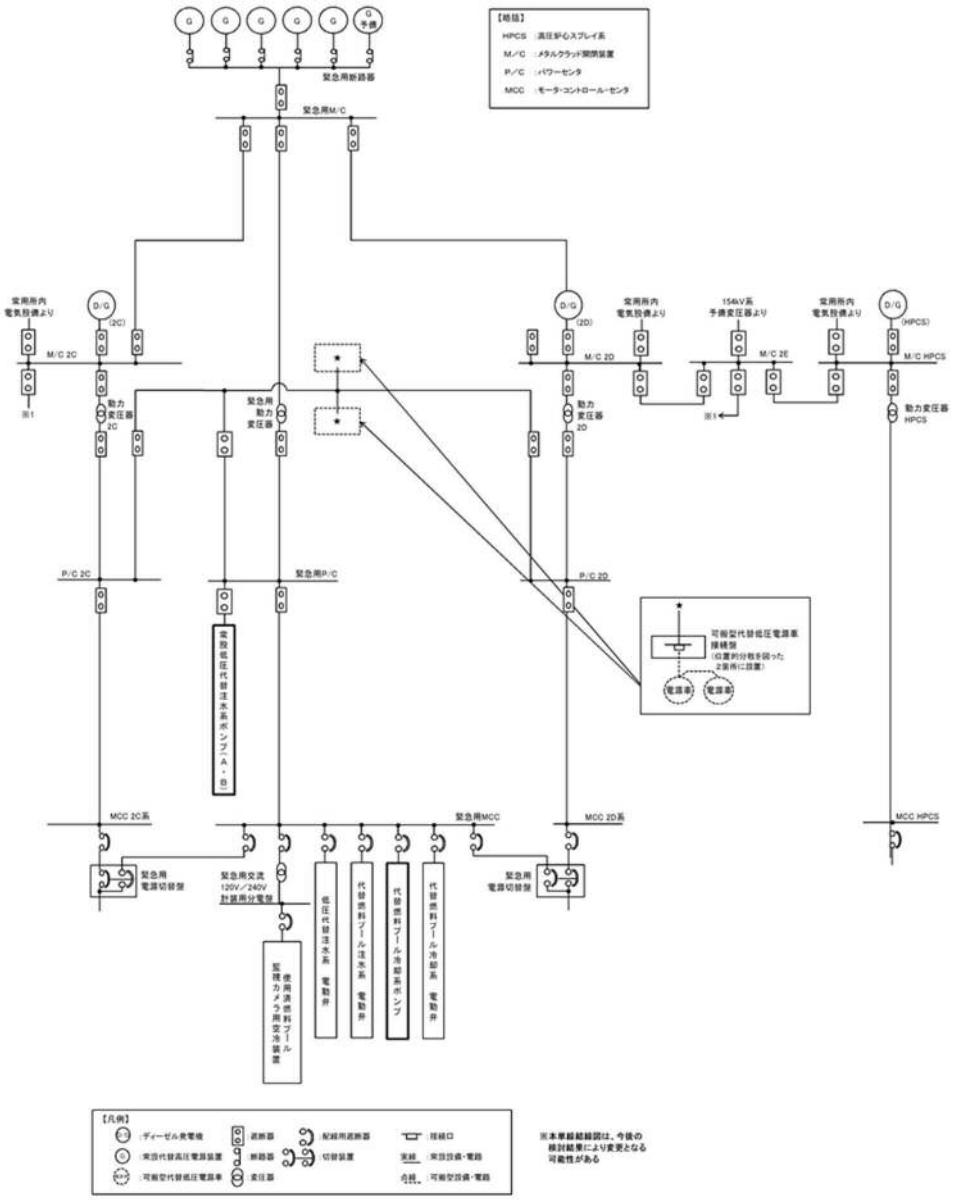
東海第二発電所　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	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	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	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	54-3 配置図	
		第2号	操作性		現場操作	Ｂｄ，Ｂｆ
			関連資料		54-3 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		54-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		当該設備の使用に当たり系統の切替が不要	Ｂｂ
			関連資料		54-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		現場（設置場所）で操作可能	Ａａ
			関連資料		54-3 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		—	
		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SA設備あり)	B
				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	Ｃａ
				関連資料	54-2 単線結線図 54-11　使用済燃料プール監視設備	

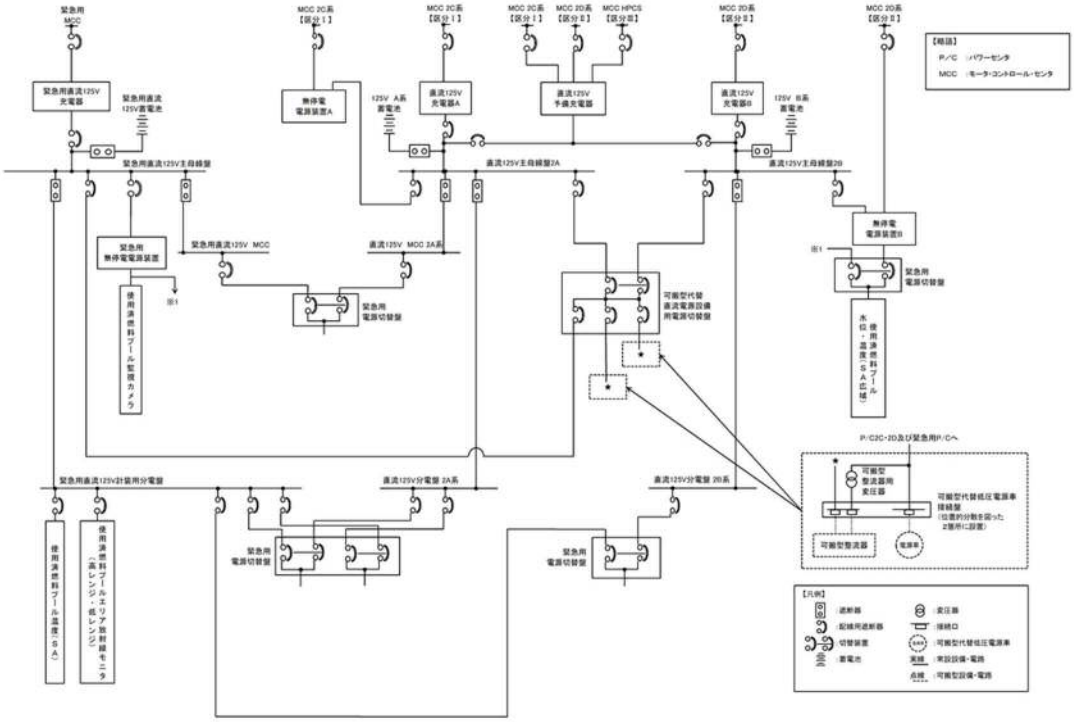
54-2　単線結線図



第 54-2-1 図　　電源構成図（交流電源）（1／3）



第 54-2-2 図　電源構成図（交流電源）（2／3）



第 54-2-3 図　電源構成図（直流電源）（3／3）

54-3　配置図

第 54-3-1 図　代替燃料プール注水系　構内全体配置図

第 54-3-2 図　代替燃料プール注水系（注水ライン）

機器配置図（1／2）

第 54-3-3 図　代替燃料プール注水系（注水ライン）

機器配置図（2／2）

第 54-3-4 図　代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）

機器配置図（1／3）

第 54-3-5 図　代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）

機器配置図（2／3）

第 54-3-6 図　代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）

機器配置図（3／3）

第 54-3-7 図　代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）

機器配置図（1／3）

第 54-3-8 図　代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）

機器配置図（2／3）

第 54-3-9 図　代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）

機器配置図（3／3）

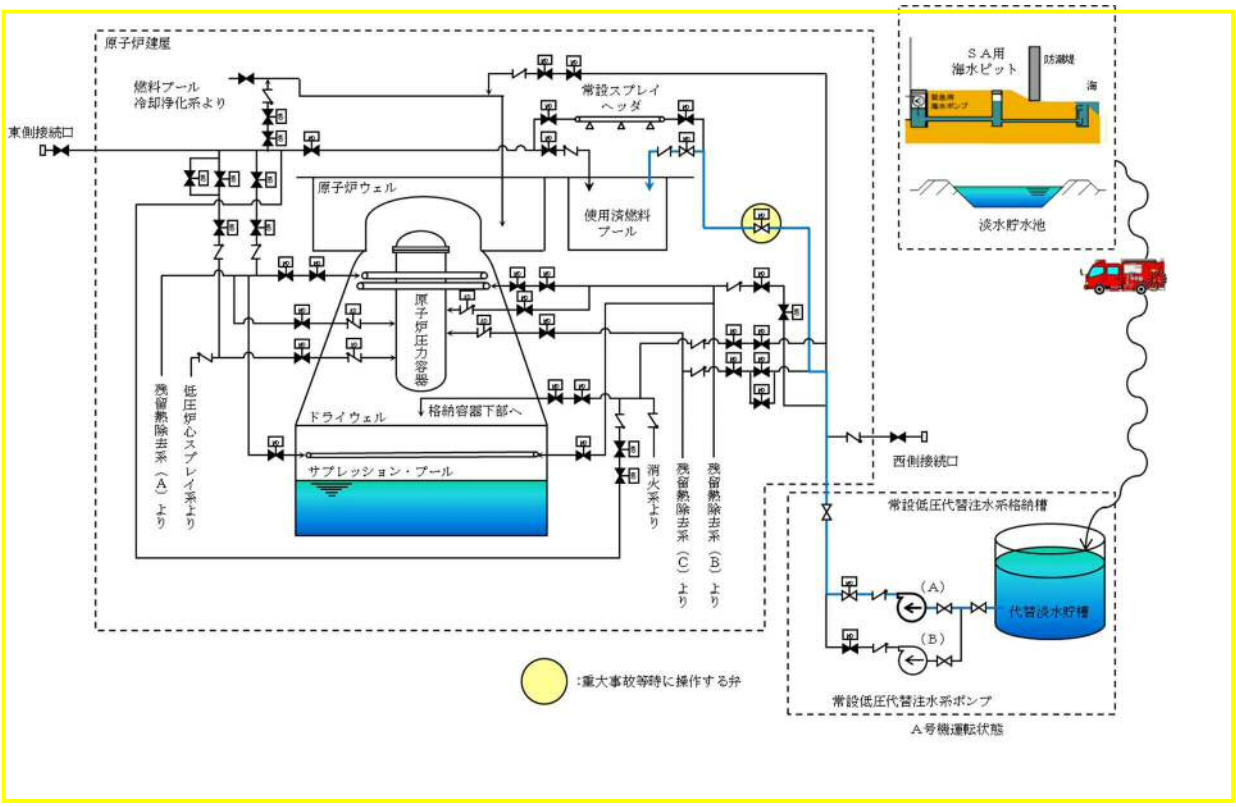
第 54-3-10 図　代替燃料プール冷却系　機器配置図（1／2）

第 54-3-11 図　代替燃料プール冷却系　機器配置図（2／2）

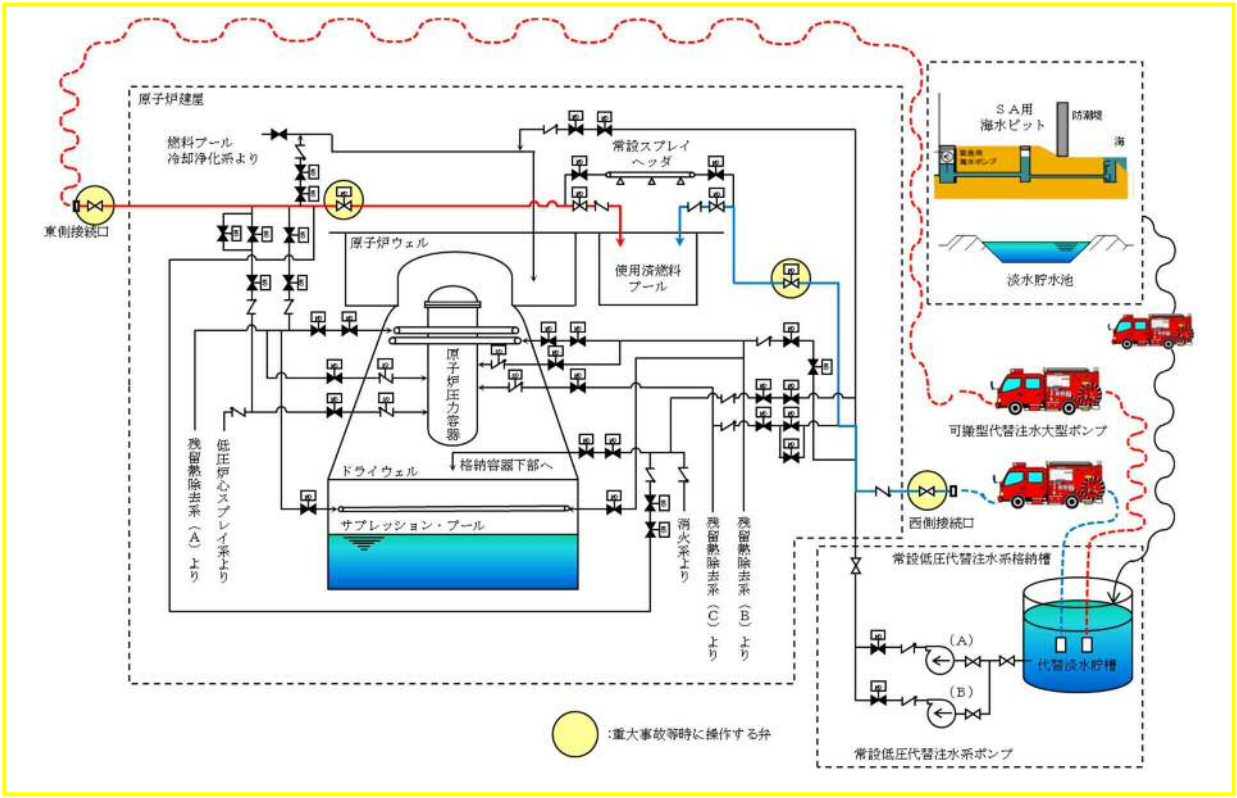
第 54-3-12 図　使用済燃料プール監視設備　機器配置図（1／2）

第 54-3-13 図　使用済燃料プール監視設備　機器配置図（2／2）

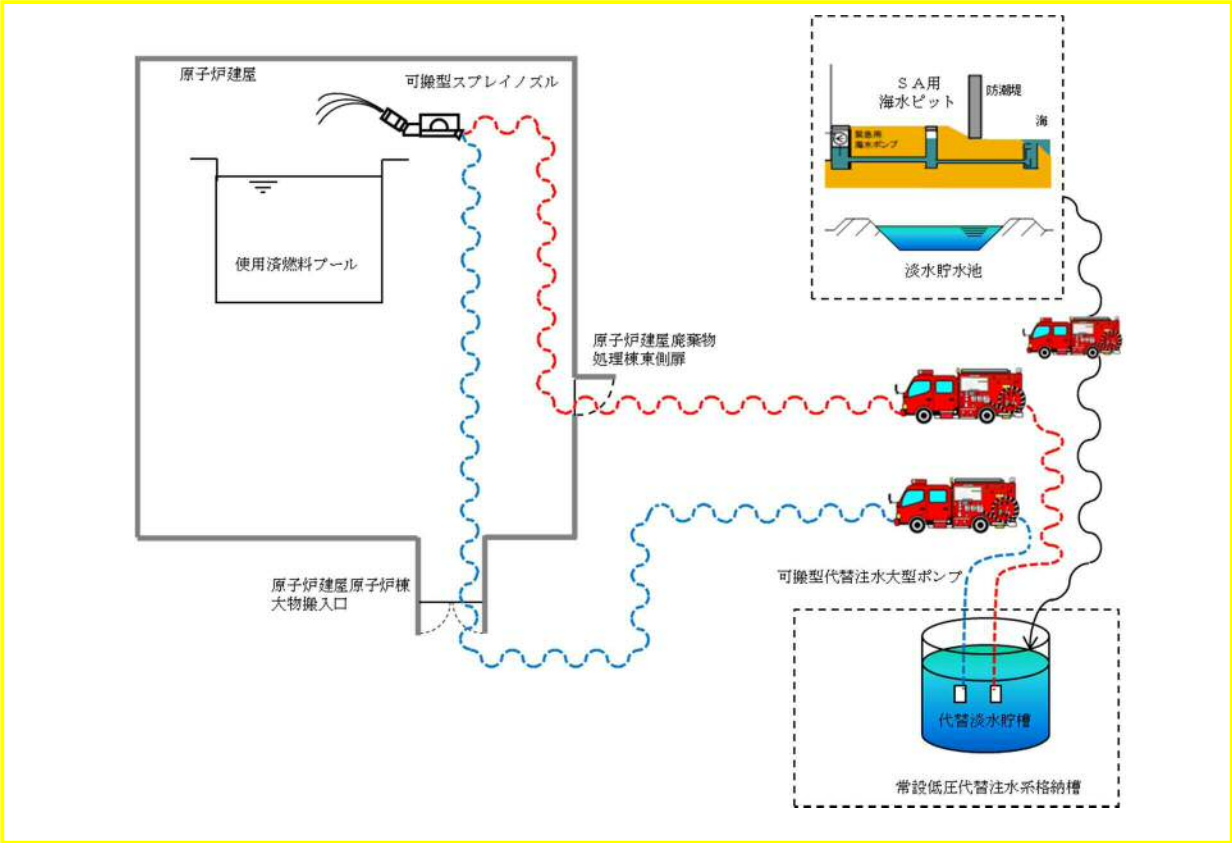
54-4　系統図



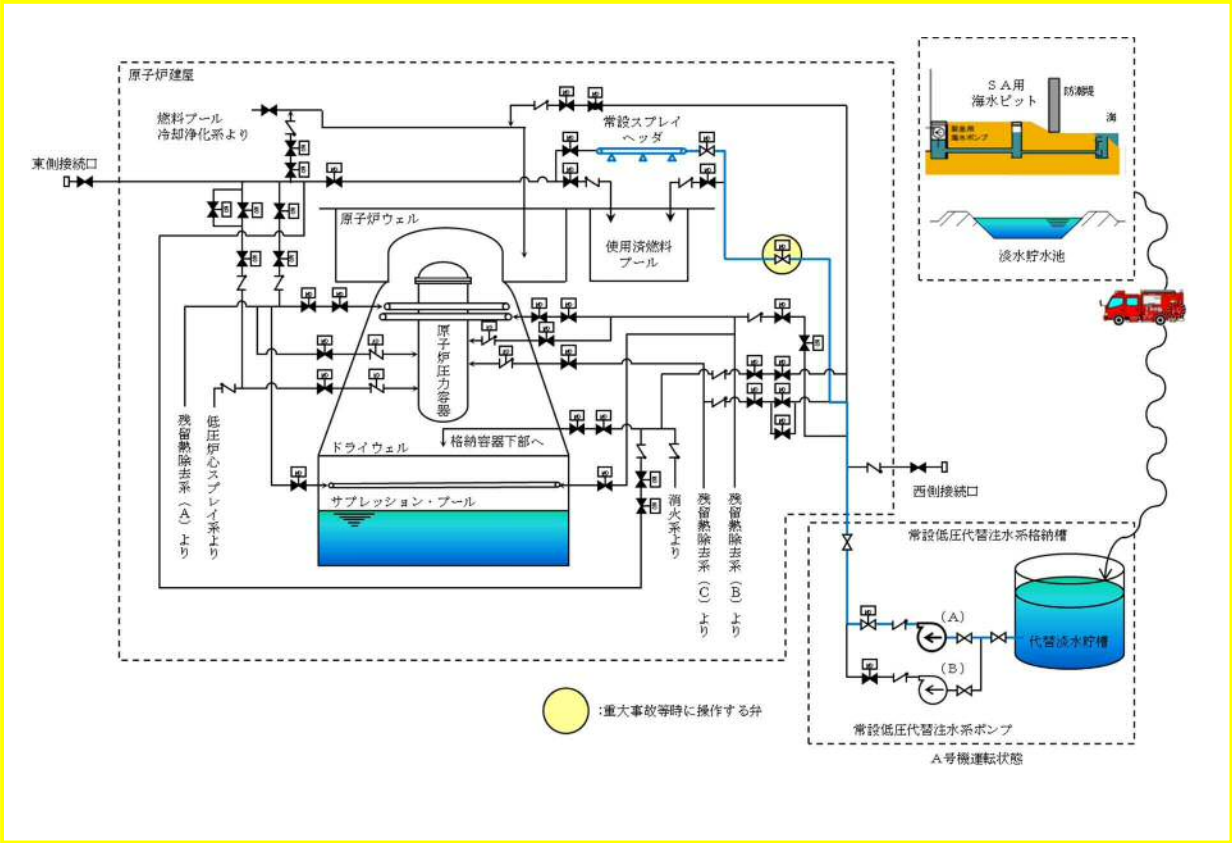
第 54-4-1 図　代替燃料プール注水系（注水ライン）系統図



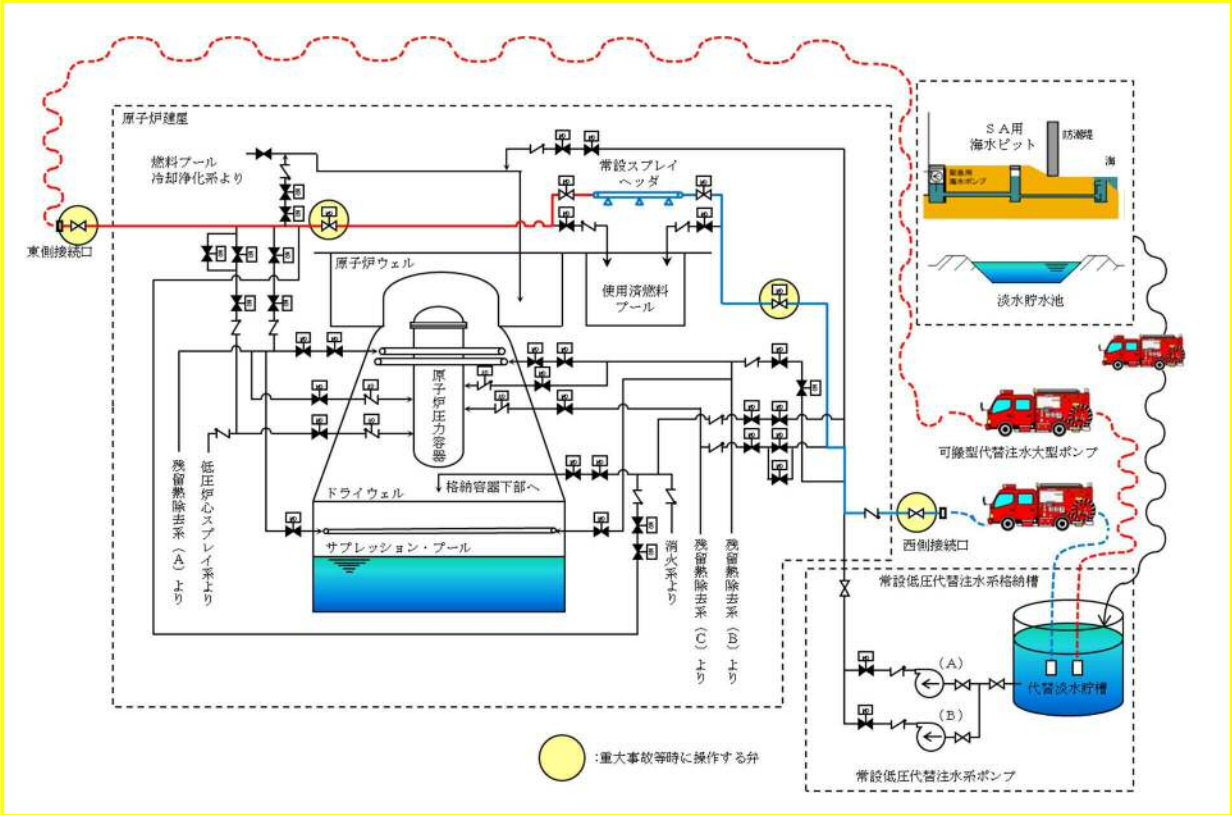
第 54-4-2 図　代替燃料プール注水系（注水ライン）系統図



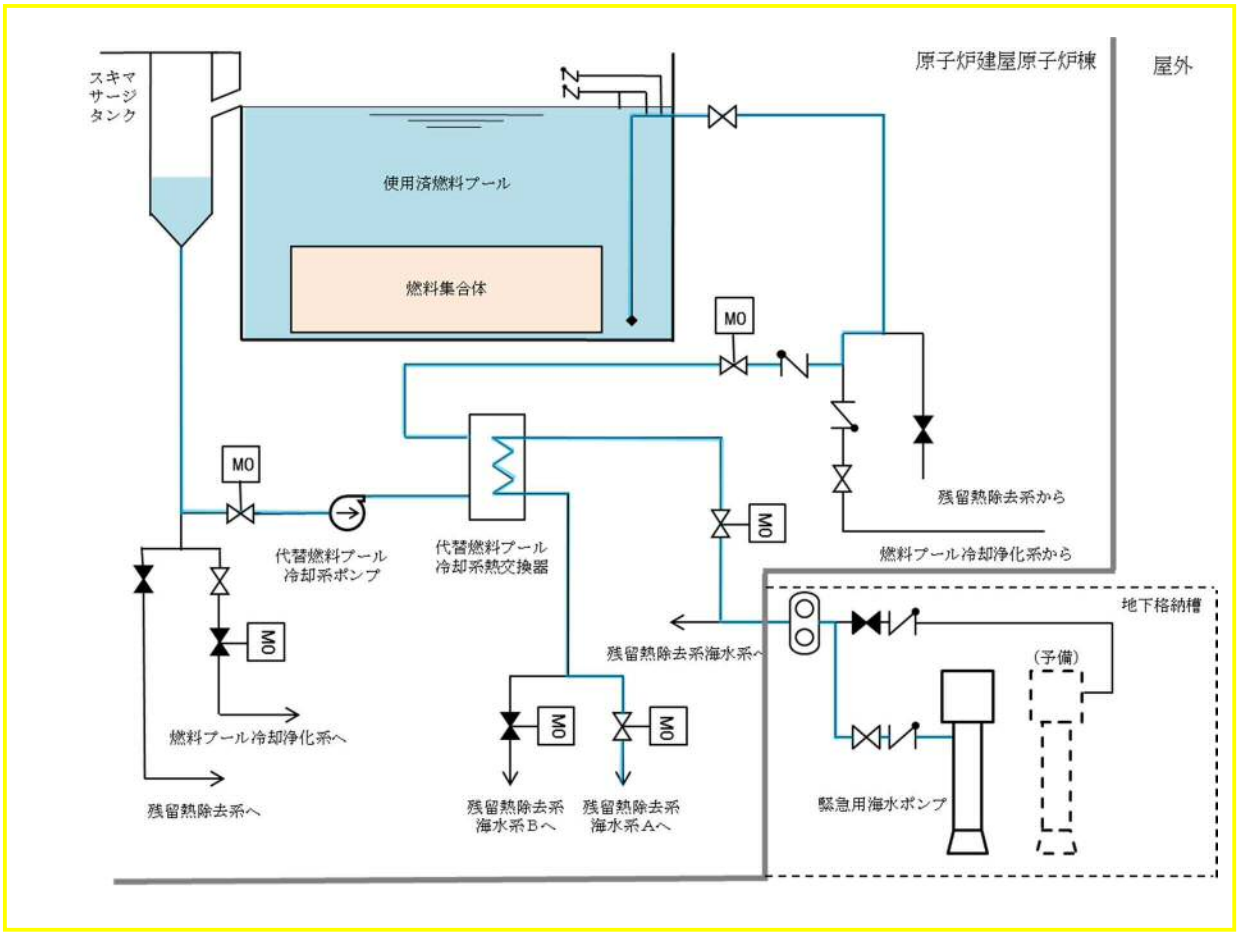
第 54-4-3 図　代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）系統図



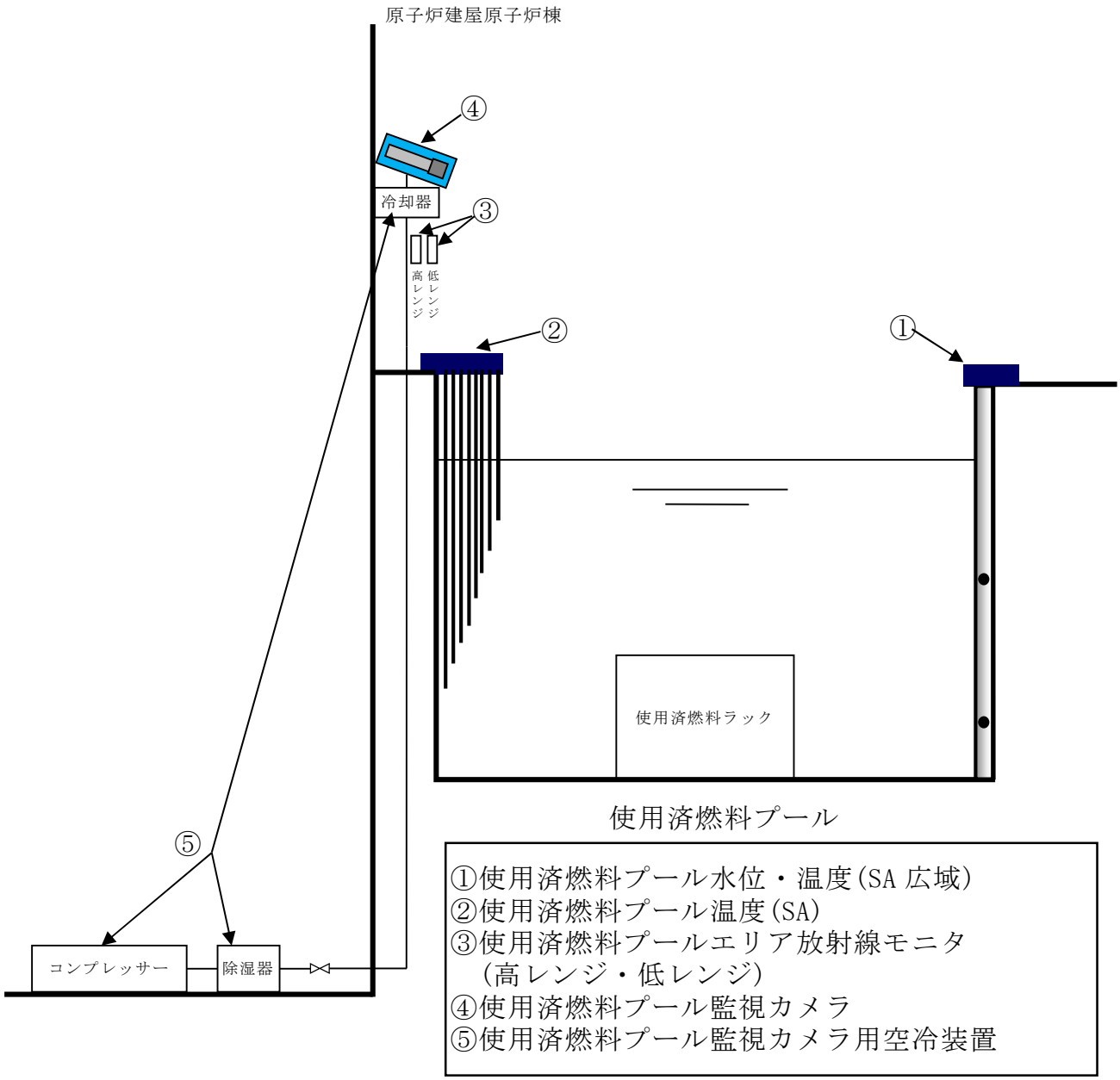
第 54-4-4 図　代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）系統図



第 54-4-5 図　代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）系統図

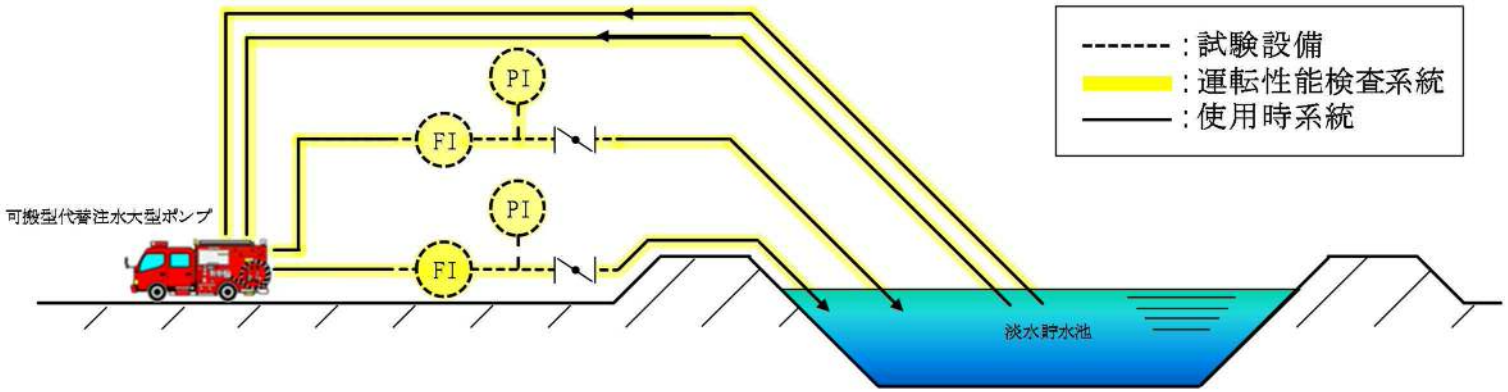


第 54-4-6 図　代替燃料プール冷却系系統図



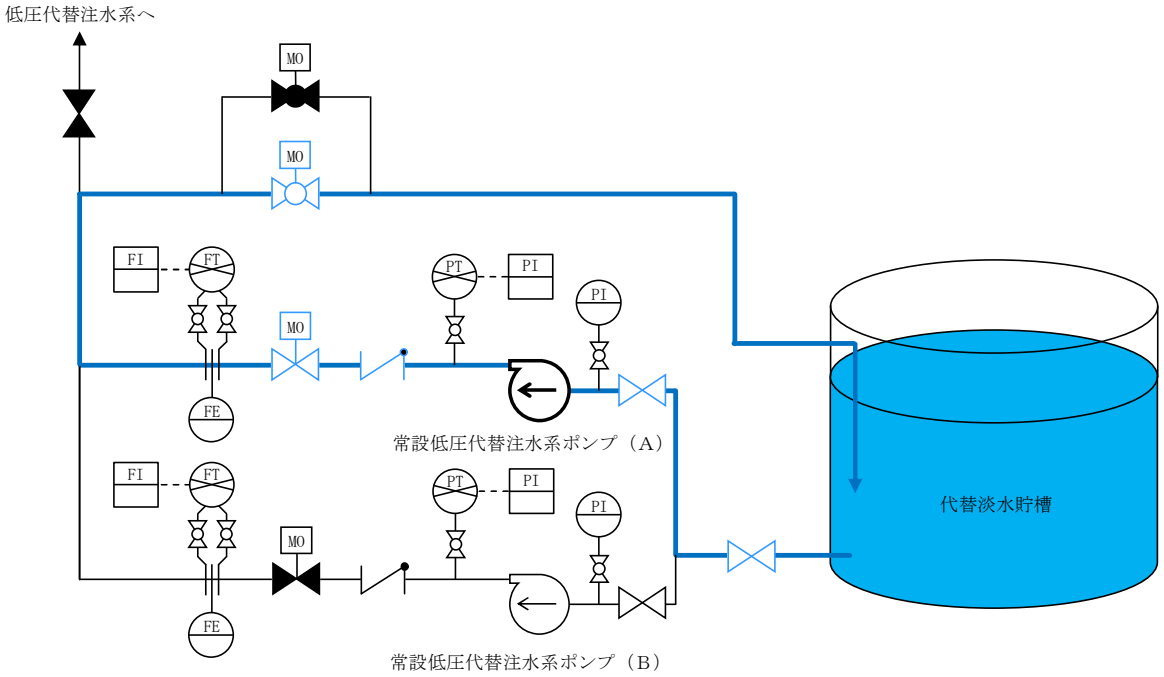
第 54-4-7 図　使用済燃料プール監視設備の全体系統図

54-5　試験及び検査



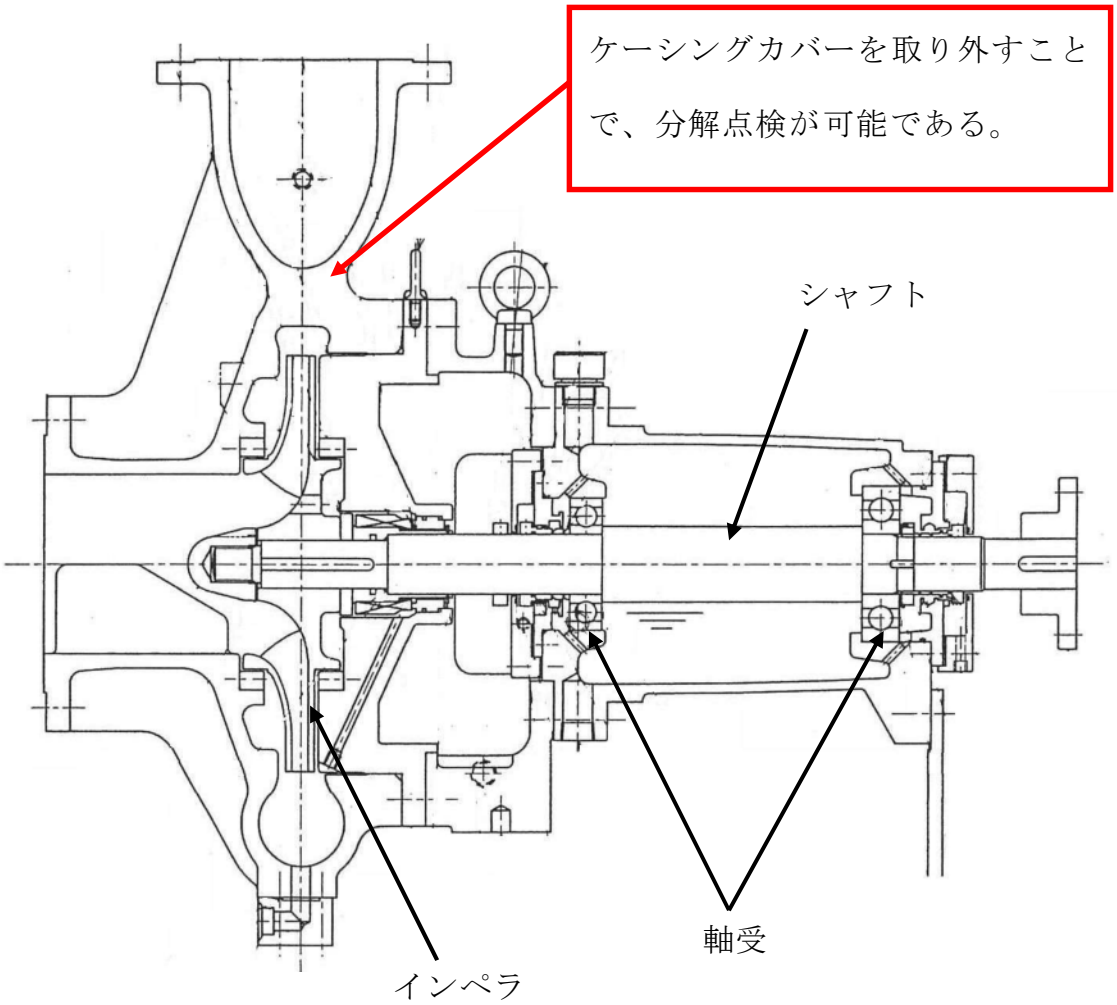
図は可搬型代替注水大型ポンプ運転性能検査系統を示す。運転性能検査時は，可搬型代替注水大型ポンプを淡水貯水池近傍に設置し，ホース及び試験設備を仮設し，淡水貯水池の水を再循環させる系統で運転性能検査を行う。

第 54-5-1 図　可搬型代替注水大型ポンプの試験及び検査概要図

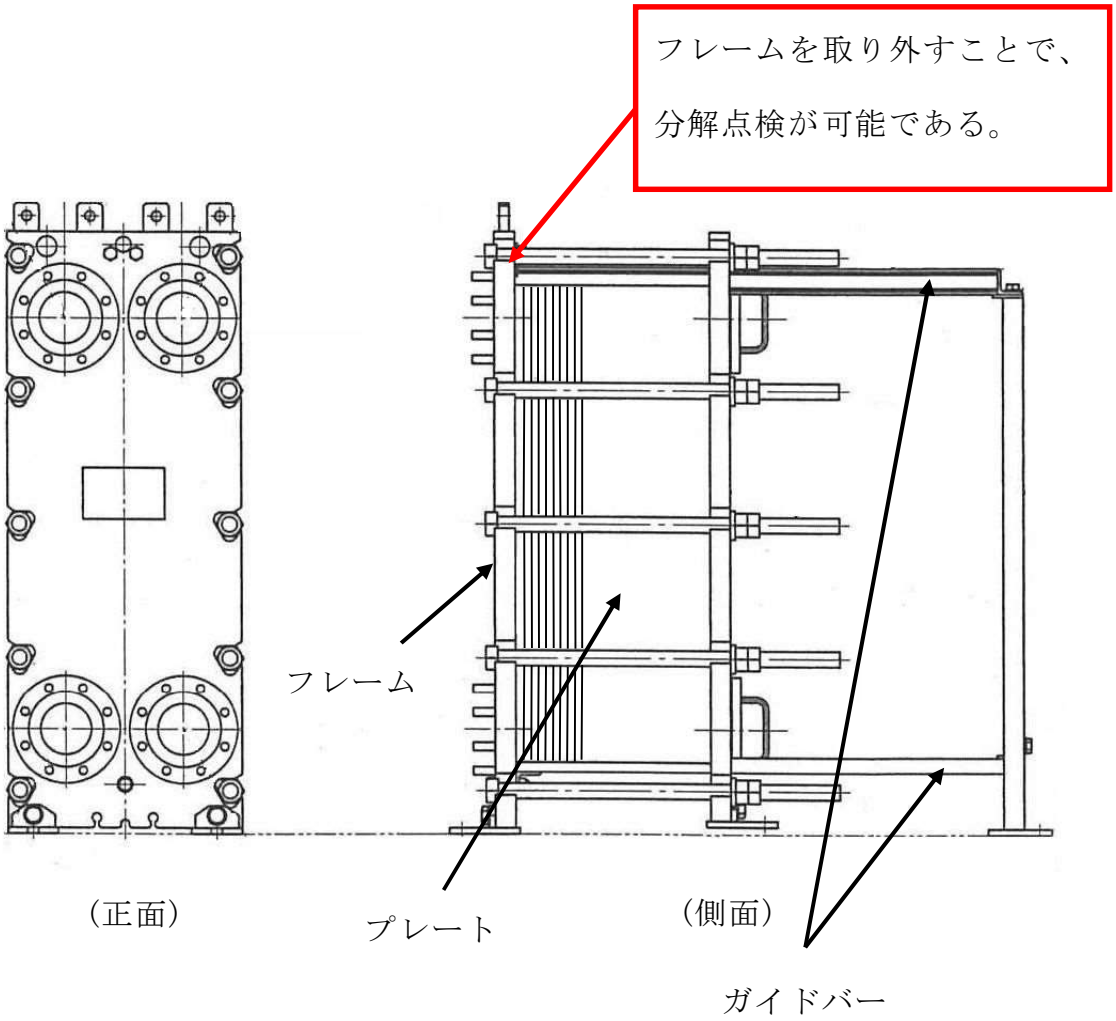


第54-5-2図　常設低圧代替注水系ポンプの試験及び検査概要図

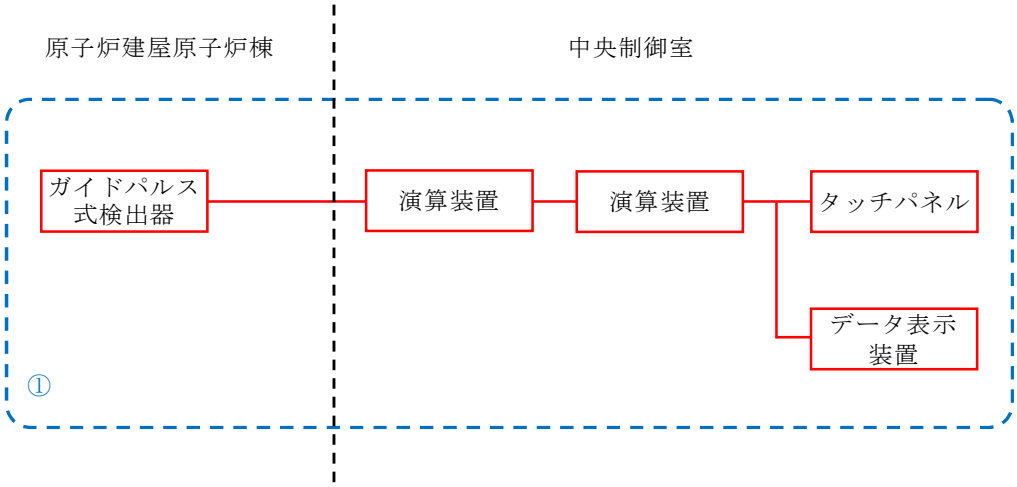
図は常設低圧代替注水系ポンプ（A）の運転性能検査系統を示す。常設低圧代替注水系ポンプ（B）の運転性能検査においても，（A）系と同様に，代替淡水貯槽への再循環ラインによる系統を使用する。



第 54-5-3 図　代替燃料プール冷却系ポンプの試験及び検査概要図

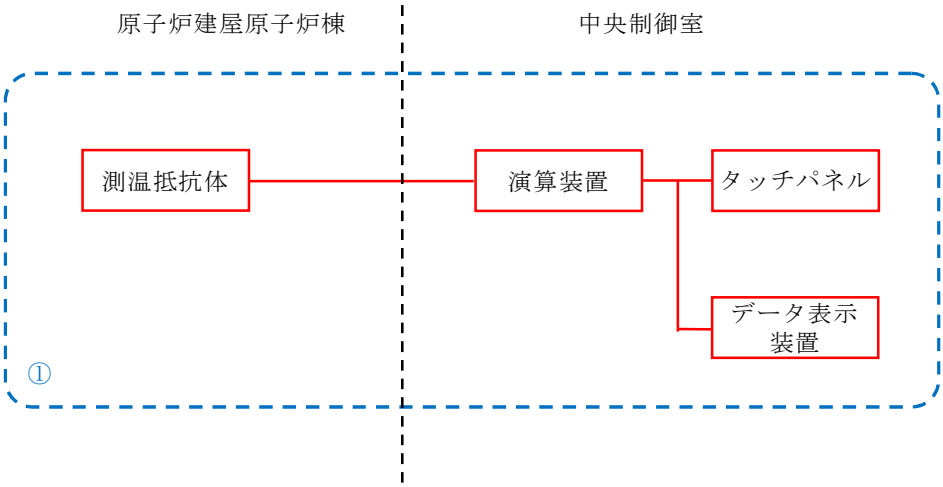


第 54-5-4 図　代替燃料プール冷却系熱交換器の試験及び検査概要図



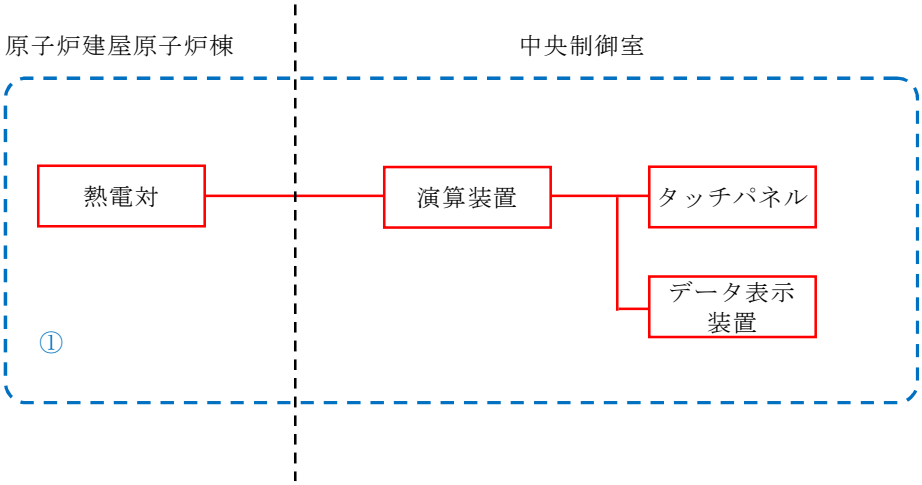
①試験装置を用いてガイドパルス式検出器の校正を実施（点検・検査）

第 54-5-5 図　使用済燃料プール水位（SA 広域）の試験及び検査概要図



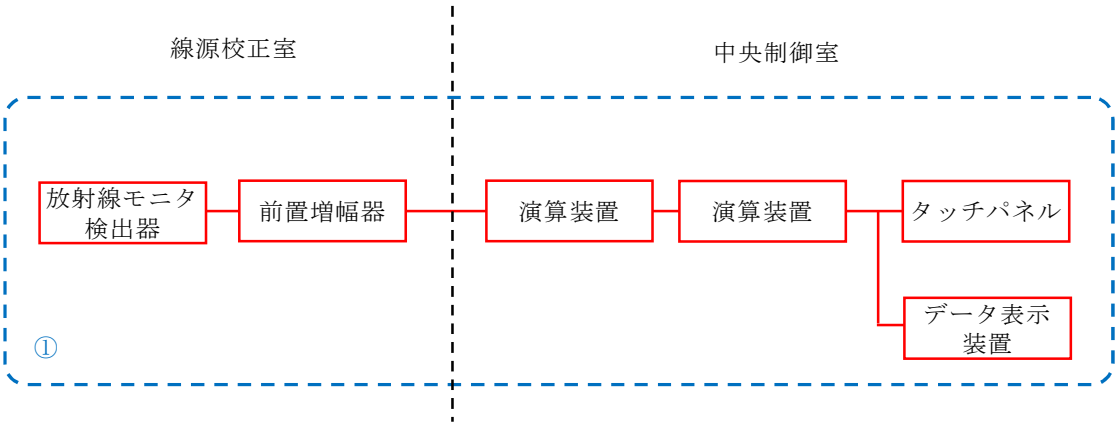
①検出器（測温抵抗体）の温度 1 点確認，絶縁抵抗測定及び試験を実施（点検・検査）

第 54-5-6 図　使用済燃料プール温度（SA 広域）の試験及び検査概要図



①検出器（熱電対）の温度１点確認，絶縁抵抗測定及び試験を実施（点検・検査）

第 54-5-7 図　使用済燃料プール温度（SA）の試験及び検査概要図

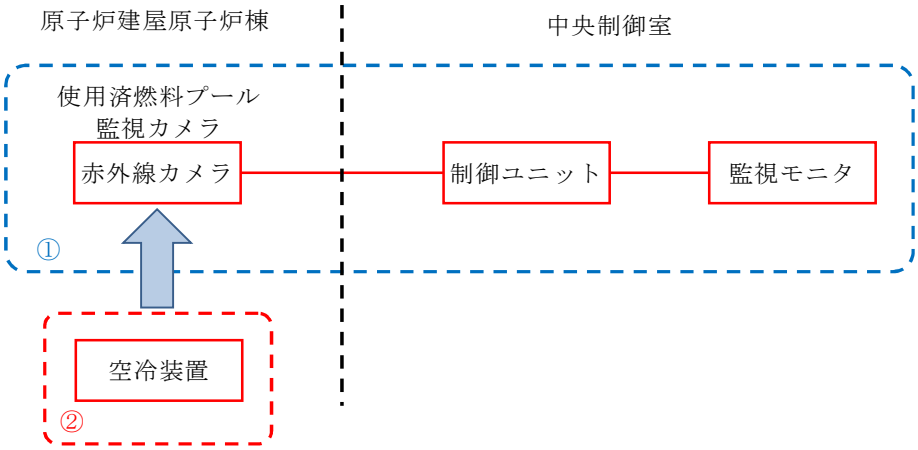


①線源校正室にて，標準線源を用いて検出器の線源校正を実施（点検・検査）

第 54-5-8 図　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）

の

試験及び検査概要図



①使用済燃料プール監視カメラの外観点検及び表示確認を実施（点検・検査）
②空冷装置の外観点検及び動作確認を実施（点検・検査）

第 54-5-9 図　使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の試験及び検査概要図

54-6　容量設定根拠

名称		常設低圧代替注水系ポンプ
容量	m^3／h	50以上，70以上（注１）（約200（注２））
全揚程	m	80以上，130以上（注１）（約200（注２））
最高使用圧力	MPa[gage]	3.14
最高使用温度	℃	66
電動機出力	kW	190
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】

常設低圧代替注水系ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

代替燃料プール注水系として使用する常設低圧代替注水系ポンプは，使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することを想定した想定事故１及び使用済燃料プールの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに，使用済燃料プール注水機能が喪失することを想定した想定事故２において使用済燃料プールの水位の低下があった場合でも，使用済燃料プールの水位を維持するために必要な注水量を有する設計とする（以下「第 54 条第 1 項対応」という）。

また，使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が維持できない場合でも，使用済燃料に直接スプレイすることで，燃料損傷を緩和するとともに，環境への放射性物質放出を低減するために必要な注水量を有する設計とする（以下「第 54 条第 2 項対応」という）。

常設重大事故等対処設備の代替燃料プール注水系として使用する常設低圧代替注水系ポンプは 1 個設置するとともに，予備 1 個を設置する。

１．容量

（１）第 54 条第 1 項対応における常設低圧代替注水系ポンプの必要容量は，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解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において，有効性が確認されている常設低圧代替注水系ポンプの注水容量は 50m^3／h であるため，要求値を 50m^3／h 以上とする。

（２）第 54 条第 2 項対応における必要容量は補足説明資料「使用済燃料プールへの必要スプレイ流量について」（54-6-20～24）で確認されている 45.4m^3／h であるため，常設スプレイヘッダを用いて使用済燃料プール全面にスプレイする要求値を 70m^3／h 以上とする。

常設低圧代替注水系ポンプの容量の公称値は，重大事故等対処設備として必要な性能を有するものとして，（１）及び（２）の要求値を満足する約200m^3／hとする。

また，代替燃料プール注水系は，低圧代替注水系及び代替格納容器スプレイ冷却系

と同時に使用する可能性があるため，同時使用時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)「常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について」で示す。

2.全揚程

代替燃料プール注水系で使用する場合の常設低圧代替注水系ポンプの全揚程は，燃料プールに注水する場合の水源と移送先との圧力差，静水頭，配管・機器圧損を基に設定する。

（１） 代替燃料プール注水系（注水ライン）第54条第1項対応の場合

（第54条第1項対応における必要容量である50m^3／hを用いて算出する。）

水源と移送先の圧力差 約 0m

静水頭 約 62.5m

配管・機器類圧損 約 11.7m

合 計 約 74.2m

以上より，代替燃料プール注水系（注水ライン）の常設低圧代替注水系ポンプの必要な全揚程は約74.2mであり，要求値は80mとする。

（２）代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）第54条第2項対応の場合

（第54条第2項対応における必要容量である70m^3／hを用いて算出する。）

水源と移送先の圧力差 約 0m

静水頭 約 62.9m

配管・機器類圧損 約 62.5m

合 計 約125.4m

以上より，代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）の常設低圧代替注水系ポンプの必要な全揚程は約125.4mであり，要求値は130mとする。

常設低圧代替注水系ポンプの全揚程の公称値は，重大事故等対処設備として必要な性能を有するものとして，（１）及び（２）の要求値を満足する約200mとする。

3.最高使用圧力

常設低圧代替注水系ポンプの最高使用圧力は，ポンプ締切運転時の揚程約300m（約2.94MPa[gage]）に代替淡水貯槽の静水頭約20.63m（約0.20MPa[gage]）を加えた約320.63mとなる3.14MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度

代替燃料プール注水系として使用する常設代替注水系ポンプの最高使用温度は，水源である代替淡水貯槽の最高使用温度に合わせ66℃とする。

5. 電動機出力

代替燃料プール注水系として使用する常設低圧代替注水系ポンプの容量200m^3／h，揚程200mの時の必要軸動力は，下記の式より約163kWとなる。

$$P = 10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3{,}600) \times H)/(\eta/100)$$
$$= 10^{-3} \times 1{,}000 \times 9.80665 \times ((200/3{,}600) \times 200)/(67/100)$$
$$= 162.6kW \fallingdotseq 163kW$$

P：必要軸動力（kW）
P_W：水動力（kW）
ρ：流体の密度（kg／m^3）=1,000
g：重力加速度（m／s^2）=9.80665
Q：ポンプ容量（m^3／h）=200
H：ポンプ揚程（m）＝200（第54-6-１図参照）
η：ポンプ効率（%）＝約67（第54-6-１図参照）
（参考文献：「ターボポンプ用語」（JIS B 0131-2002））

第54-6-1図　常設低圧代替注水系ポンプ性能曲線

以上より，低圧代替注水ポンプ電動機の必要出力は約163kWであり，代替燃料プール注水系として使用する常設低圧代替注水系ポンプの原動機出力は，ポンプ特性より190kWとする。

名　　称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m^3／h／個	50，70，114 以上（注１）（約 1,320（注２））
全揚程	m	51.8，106.0，140 以上（注１）（約 140（注２））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW／個	847
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】

可搬型代替注水大型ポンプは，重大事故等時に以下の機能を有する。

代替燃料プール注水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプは，使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することを想定した想定事故１及び使用済燃料プールの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに，使用済燃料プール注水機能が喪失することを想定した想定事故２において使用済燃料プールの水位の低下があった場合でも，使用済燃料プールの水位を維持するために必要な注水量を有する設計とする（以下「第 54 条第 1 項対応」という）。

また，使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が維持できない場合でも，使用済燃料に直接スプレイすることで，燃料損傷を緩和するとともに，環境への放射性物質放出を低減するために必要な注水量を有する設計とする（以下「第 54 条第 2 項対応」という）。

第 54 条第 1 項対応として使用する可搬型代替注水大型ポンプは、使用済燃料プールの注水に必要な流量を確保できる容量を有するものを 1 個使用する。保有数は 2 セットで，合計 2 個と，故障よる待機除外時のバックアップ用として 1 個（共用）の合計 3 個を保管する。第 54 条第 2 項対応として確保する可搬型代替注水大型ポンプの必要個数はこれに内包される。

１．容量

（１）第 54 条第 1 項対応における可搬型代替注水大型ポンプの必要容量は，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解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において，有効性が確認されている可搬型代替注水大型ポンプの注水容量は 50m^3／h であるため，要求値を 50m^3／h 以上とする。

（２）第 54 条第 2 項対応における必要容量は補足説明資料「使用済燃料プールへの必要スプレイ流量について」（54-6-20～24）で確認されている容量は 45.4m^3／h であるため，常設スプレイヘッダを用いて使用済燃料プール全面にスプレイする要求値を 70m^3／h 以上，可搬型スプレイノズルを用いて使用済燃料プール全面にスプレイする要求値を 114m^3／h 以上とする。

可搬型代替注水大型ポンプの容量の公称値は，ポンプ特性からエンジン最大回転数時の容量である約 1,320m³/h とする。

また，代替燃料プール注水系は，低圧代替注水系及び代替格納容器スプレイ冷却系と同時に使用する可能性があるため，同時使用時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)「常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について」で示す。

2. 全揚程

代替燃料プール注水系で使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプの必要吐出圧力は，ホース敷設ルートのうち最も保守的となるＳＡ用海水ピットを水源とし，東側接続口を使用した移送先との圧力差，静水頭，ホース圧損及び配管・機器類圧損を基に設定する。

2.1 代替燃料プール注水系（注水ライン）

（第54条第1項対応における必要容量を上回る流量として50m³／hを用いて算出する。）

水源と移送先の圧力差	約 0 m
静水頭	約 37.5m
配管・機器類圧損	約 13.1m
ホース圧損	約 1.2m
合 計	約 51.8m

2.2 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）

（第54条第2項対応における必要容量を上回る流量として70m³／hを用いて算出する。）

水源と移送先の圧力差	約 0 m
静水頭	約 37.8m
配管・機器類圧損	約 66.0m
ホース圧損	約 2.2m
合 計	約 106.0m

2.3代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）

（第54条第2項対応における必要容量を上回る流量として126m³／hを用いて算出する。）

水源と移送先の圧力差	約 0m
静水頭	約 38m
配管・機器類圧損	約 50m
ホース圧損	約 52m
合 計	約 140m

可搬型代替注水大型ポンプの全揚程は，ポンプ特性からエンジン最大回転数時の容量の公称値である約1,320m^3／hにおける吐出圧力の約140mを公称値とする。

3. 最高使用圧力

可搬型代替注水大型ポンプの最高使用圧力は、供給ライン（ホースの最高使用圧力）を考慮しポンプ吐出圧力を制限していることから、その制限値である1.4MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度

可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は，供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

5. 原動機出力

可搬型代替注水大型ポンプの原動機出力は，ポンプ特性より約847kW とする。

6. 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線を以下に示す。

第54-6-2図 可搬型代替注水大型ポンプ性能曲線

名　　称		緊急用海水ポンプ
容量	m^3／h	834 以上（注１）（約 844（注２））
全揚程	m	120 以上（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	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。

代替燃料プール冷却設備として使用する緊急用海水ポンプは，使用済燃料プール冷却浄化設備の冷却機能が喪失した場合でも，使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を冷却可能な容量を有する設計とする。また、設計基準対象施設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。

なお，代替燃料プール冷却設備として使用する緊急用海水ポンプは、使用済燃料プールの冷却に必要な流量を確保できる容量を有するものを 1 個設置するとともに，予備 1 個を設置する。

１．容量

代替燃料プール冷却設備に使用する緊急用海水ポンプの必要容量は，使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を代替燃料プール冷却系熱交換器で除去可能な容量である 144m^3／h 以上とする。

また，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 個当たり 690m^3／h 以上とする。

＜要求値＞

①残留熱除去系熱交換器他　　：690m^3／h

②代替使用済燃料プール冷却系熱交換器：144m^3／h

①＋②＝834m^3／h以上

緊急用海水ポンプの容量の公称値は，834m^3／h 以上を供給可能な設計とし，約 844m^3/h とする。

2. 全揚程

前項①と②の同時使用を考慮した流量時に必要な揚程としては約120mであり，これに，裕度を見込み公称値を約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]　≒ 2.45MPa[gage]

4. 最高使用温度

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834m^3/h，全揚程130m及び効率約90％を考慮し，510kWとする。

名称		代替燃料プール冷却系ポンプ
容量	m^3／h	124以上（注１）（約124（注２））
全揚程	m	40以上（注１）（約40（注２））
最高使用圧力	MPa[gage]	0.98
最高使用温度	℃	80
電動機出力	kW	約30
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】

代替燃料プール冷却系ポンプは，重大事故等時に以下の機能を有する。

代替燃料プール冷却系として使用する代替燃料プール冷却系ポンプは，設計基準対象施設である使用済燃料プール冷却浄化設備の冷却機能が喪失した場合でも，使用済燃料プールの内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を冷却可能な容量を有する設計とする。

なお，代替燃料プール冷却系ポンプは常設の重大事故等対処設備として必要な容量を賄うことができる設置個数として，1個設置する。

１．容量

代替燃料プール冷却系として使用する代替燃料プール冷却系ポンプの必要容量は，使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を冷却に必要な容量は124m^3/hであるため，要求値を124m^3／h 以上とする。

代替燃料プール冷却系ポンプの容量の公称値は，重大事故等対処設備として必要な性能を有するものとして，要求値を満足する約124m^3／hとする。

2.全揚程

代替燃料プール冷却系として使用する代替燃料プール冷却系ポンプの必要吐出圧力は，水源と移送先との圧力差，静水頭，配管・機器類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0m
水源と移送先の静水頭	約	8m
配管・機器類圧損	約	24m
合 計	約	32m

代替燃料プール冷却系の代替燃料プール冷却系ポンプの必要な全揚程は約32mであり要求値は40mとする。

3.最高使用圧力

代替燃料プール冷却設備として使用する代替燃料プール冷却系ポンプの最高使用圧力は，下記を考慮する。

ポンプ締切運転時の揚程	約54m（約0.53MPa[gage]）
ポンプ設置箇所から移送先までの静水頭	約18m（約0.18MPa[gage]）
合 計	約72m（約0.71MPa[gage]）

上記から，代替燃料プール冷却系の最高使用圧力は，約72m（約0.71MPa[gage]）を上回る圧力とし，0.98MPa[gage]とする。

4.最高使用温度

代替燃料プール冷却設備として使用する代替燃料プール冷却系ポンプの最高使用温度は，使用済燃料プール初期水温を保安規定における制限値として65℃としているため，その温度に余裕を考慮し，80℃とする。

5.電動機出力

代替燃料プール冷却設備として使用する代替燃料プール冷却系ポンプの容量124m³/h，揚程30mの時の必要軸動力は，下記の式より約21kWとなる。

$$
\begin{aligned}
P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3{,}600) \times H)/(\eta/100) \\
&= 10^{-3} \times 1{,}000 \times 9.80665 \times ((124/3{,}600) \times 40)/(67/100) \\
&= 20.2kW \fallingdotseq 21kW
\end{aligned}
$$

P： 必要軸動力（kW）

P_W ：水動力（kW）

ρ ：流体の密度（kg／m³）=1,000

g ：重力加速度（m／s²）=9.80665

Q ：ポンプ容量（m³／h）=124

H ：ポンプ揚程（m）＝40（第54-6-3図参照）

η ：ポンプ効率（%）（設計計画値）＝約67（第54-6-3図参照）

第54-6-3図　代替燃料プール冷却系ポンプ性能曲線

以上より，代替燃料プール冷却系ポンプの原動機出力の公称値はポンプ特性より30kWとする。

名称		代替燃料プール冷却系熱交換器
個数	個	1
容量（設計熱交換量）	MW	2.31（注１）／約2.31（注２）
最高使用圧力	MPa[gage]	淡水側　0.98　／　海水側　0.98
最高使用温度	℃	淡水側　80／　海水側　66
伝熱面積	m^2	33m^2以上
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】

代替燃料プール冷却系熱交換器は，重大事故等時に以下の機能を有する。

代替燃料プール冷却設備として使用する代替燃料プール冷却系熱交換器は，設計基準対象施設である使用済燃料プール冷却浄化設備の冷却機能が喪失した場合でも，使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を冷却可能な設計とする。

1.容量の設定根拠

代替燃料プール冷却系熱交換器の容量は，設計基準対象施設である使用済燃料プール冷却浄化設備の冷却機能と同等とし，約2.31MWとする。

2.最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

代替燃料プール冷却系熱交換器の淡水側の最高使用圧力は，淡水を供給する代替燃料プール冷却系ポンプの最高使用圧力と同じ0.98MPa[gage]とする。

2.2 海水側

代替燃料プール冷却系熱交換器の海水側の最高使用圧力は，緊急用海水系配管と合わせて0.98MPa[gage]とする。

3.最高使用温度の設定根拠

3.1淡水側

代替燃料プール冷却系熱交換器の淡水側の最高使用温度は，代替燃料プール冷却系ポンプの最高使用温度に合わせ，80℃とする。

3.2海水側

代替燃料プール冷却系熱交換器の海水側の最高使用温度は，運転温度に余裕を考慮し，66℃とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

(1)　必要最小伝熱面積

重大事故等時に使用済燃料プール冷却設備として使用する代替燃料プール冷却系熱交換器の必要最小伝熱面積は，設計熱交換量約2.31MWを満足するための性能計算で求められる。

必要最小伝熱面積は，設計熱交換量，伝熱係数及び高温側と低温側の温度差の平均値である対数平均温度差を用い，設計余裕を考慮して下記のように求める。

必要最小伝熱面積　$= Q \times 1.2/(Uc \times \Delta T) = 2.31 \times 10^6 \times 1.2/(5 \times 10^3 \times 17)$

$= 32.6 \fallingdotseq 33 m^2$

Q　：設計熱交換量（W）　＝約2.31×10^6（＝2.31MW（8,316,000kJ/h））

U_C　：伝熱係数（$kW/m^2 \cdot K$）　＝約5

ΔT　：対数平均温度差（K）　＝約17

(2)　公称伝熱面積

代替燃料プール冷却系熱交換器の公称伝熱面積は，必要最小伝熱面積を上回る33㎡以上とする。

常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した複数個所への同時注水について

常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した注水については，原子炉，格納容器スプレイ，ペデスタル（ドライウェル部），格納容器頂部及び使用済燃料プールを注水先として設計する。このため，重大事故等対応において，複数の注水先に対して同時に必要流量を注水できるよう設計する。なお，各注水先への注水は弁の開操作のみで実施可能であるため，必要箇所への注水を継続しつつ，注水先を追加することが可能である。

有効性評価で考慮する同時注水パターンを第1表及び第2表に示す。

また，有効性評価における事象進展ごとの常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる注水先の組み合わせケースを第3表から第7表に示す。

第１表　有効性評価で考慮する常設低圧代替注水系ポンプを使用した同時注水ケース

原子炉	格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11
230m^3/h	130m^3/h	－	－	－
－	300m^3/h	80m^3/h	－	－
50m^3/h	130m^3/h	－	－	114m^3/h

第２表　有効性評価で考慮する可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水ケース

原子炉	格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11
50m^3/h	130m^3/h	－	－	－
50m^3/h	130m^3/h	－	－	114m^3/h

第３表　設計基準事故対象設備による原子炉注水失敗時に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合（炉心損傷前）

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	378m^3/h	－	－	－	－	・QH 特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	230m^3/h	130m^3/h	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で，解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m^3/h	130m^3/h	－	－	114m^3/h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し，設定したケース ・使用済燃料プールが 100℃到達まで１日以上の余裕があるため，原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階	50m^3/h	－	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから，同時注水を考慮していていない

対象事象：高圧・低圧注水機能喪失，ＬＯＣＡ時注水機能喪失

第４表　設計基準事故対象設備による原子炉注水成功後に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	378m^3/h	－	－	－	－	・QH 特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	230m^3/h	130m^3/h	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m^3/h	130m^3/h	－	－	114m^3/h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し，設定したケース ・使用済燃料プールが 100℃到達まで１日以上の余裕があるため，原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階※	50m^3/h	－	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから，同時注水を考慮していていない

※崩壊熱除去機能（残留熱除去系が故障した場合）のケース

対象事象：崩壊熱除去機能喪失，津波浸水による注水機能喪失

第５表　全交流動力電源喪失（24 時間継続）時に可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	≦110m^3/h	－	－	－	－	・QH 特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	50m^3/h	130m^3/h	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m^3/h	130m^3/h	－	－	114m^3/h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し，設定したケース ・使用済燃料プールが 100℃到達まで１日以上の余裕があるため，原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：全交流動力電源喪失

第６表　設計基準事故対象設備による原子炉注水失敗時に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合（ＬＯＣＡ起因による炉心損傷事象）

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	230m^3/h	130m^3/h	－	－	－	・ＬＯＣＡが発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し，炉心損傷に至った場合に，炉心の再冠水並びに格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
再冠水後制御段階※	50m^3/h	130m^3/h	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階※	50m^3/h	130m^3/h	－	－	114m^3/h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し，設定したケース ・使用済燃料プールが 100℃到達まで１日以上の余裕があるため，原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階※	50m^3/h	－	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量

※代替循環冷却系を使用しない場合のケース

対象事象：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損），水素燃焼

第７表　原子炉圧力容器破損時に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉圧力容器破損段階	－	300m^3/h	80m^3/h	－	－	・ＬＯＣＡが発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し，炉心損傷に至った場合に，炉心の再冠水並びに格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
原子炉圧力容器破損時対応後段階※	－	－	50m^3/h	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	－	－	50m^3/h	－	114m^3/h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し，設定したケース ・使用済燃料プールが 100℃到達まで１日以上の余裕があるため，原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用，溶融炉心・コンクリート相互作用

・使用済燃料プールへの必要スプレイ流量について

使用済燃料プールへの注水（代替燃料プール注水系等による注水）によっても使用済燃料プール水位を維持できないような漏えいが生じた場合に実施する使用済燃料プールスプレイについて，使用済燃料プール内に保管されている照射済燃料の冷却に必要なスプレイ流量を算出する。

(1)　評価条件

・使用済燃料プール内の冷却水が流出して照射済燃料が全露出している状態を想定する。

・崩壊熱除去に必要なスプレイ流量を算出する。

・スプレイ水の温度は保守的に見積もっても 35℃であるが，顕熱冷却による効果は考慮せずに，保守的に飽和水（大気圧における）と仮定する。

・想定する崩壊熱は，第 54-6-1 表，第 54-6-2 表及び第 54-6-3 表に示すとおり，原子炉運転中（運転開始直後）と原子炉停止中（全炉心燃料取出後）の 2 ケースとする。

(2)　必要注水量の評価式

使用済燃料プールへの必要注水量は，崩壊熱による使用済燃料プールの保有水の蒸発量に等しいとして扱い，以下の式で評価した。評価結果を第 54-6-4 表に示す。

$$\Delta V / \Delta t = Q \times 10^3 \times 3{,}600 / (hgf \times \rho)$$

$\Delta V / \Delta t$　：必要注水量［m^3／h］

Q　：崩壊熱［MW］

hgf　：飽和水蒸発潜熱［kJ／kg］（＝2,257 kJ／kg）

ρ　：注水密度［kg／m^3］（＝958kg／m^3）

第 54-6-1 表　崩壊熱評価条件

	原子炉運転中	原子炉停止中
照射期間／１サイクル	14 ヶ月	14 ヶ月
冷却期間／１サイクル	13 ヶ月	13 ヶ月
停止期間※1	30 日	30 日
使用済燃料体数	1,486 体※2	1,486 体※3
定検時取出燃料体数	－	764 体※3
評価日	運転開始直後	原子炉停止 9 日後※4

※１：過去の定期検査における発電機解列から併入までの期間の実績よりも短い日数を設定した。
※２：使用済燃料プールの最大貯蔵量（2,250 体）から１炉心分の燃料（764 体）を除いた体数（1,486 体）が貯蔵されているものとする。
※３：使用済燃料プールの最大貯蔵量（2,250 体）の燃料が貯蔵（前サイクルまで原子炉に装荷されていた取出燃料（764 体）＋使用済燃料（1,486 体））されているものとする。
※４：過去の全燃料取出完了日の実績を踏まえ余裕を見た日数を設定した。

第 54-6-2 表　燃料取出スキーム（原子炉運転中）

使用済燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料体数	崩壊熱 (MW)
8 サイクル冷却済燃料	8×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	142 体	0.047
7 サイクル冷却済燃料	7×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	0.059
6 サイクル冷却済燃料	6×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	0.064
5 サイクル冷却済燃料	5×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	0.072
4 サイクル冷却済燃料	4×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	0.085
3 サイクル冷却済燃料	3×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	0.110
2 サイクル冷却済燃料	2×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	0.161
1 サイクル冷却済燃料	1×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	0.283
定検燃料	30 日	168 体	1.214
合計（使用済燃料及び定検時取出燃料）		1,486 体	2.095

第 54-6-3 表　燃料取出スキーム（原子炉停止中）

使用済燃料プール貯蔵燃料	冷却期間	燃料体数	崩壊熱（MW）
9 サイクル冷却済燃料	9×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	142 体	0.045
8 サイクル冷却済燃料	8×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	0.056
7 サイクル冷却済燃料	7×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	0.059
6 サイクル冷却済燃料	6×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	0.065
5 サイクル冷却済燃料	5×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	0.073
4 サイクル冷却済燃料	4×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	0.086
3 サイクル冷却済燃料	3×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	0.112
2 サイクル冷却済燃料	2×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	0.165
1 サイクル冷却済燃料	1×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	0.293
定検時取出燃料 5	9 日	92 体	1.089
定検時取出燃料 4	9 日	168 体	1.893
定検時取出燃料 3	9 日	168 体	1.800
定検時取出燃料 2	9 日	168 体	1.714
定検時取出燃料 1	9 日	168 体	1.608
合計（使用済燃料及び定検時取出燃料）		2,250 体	9.058

第 54-6-4 表　東海第二発電所において必要なスプレイ流量

	原子炉運転中	原子炉停止中
崩壊熱	2.1［MW］	9.1［MW］
必要なスプレイ流量	3.50［m^3／h］	15.16［m^3／h］
	約 15.4［gpm］	約 66.7［gpm］

(3)　必要スプレイ量

東海第二発電所の使用済燃料プール内にある照射済燃料の冷却に必要なスプレイ流量を評価した。

この結果，使用済燃料プールの熱負荷が最大となるような組合せで照射済燃料を貯蔵した場合，崩壊熱除去に必要なスプレイ流量は約 15.2m^3／h となった。

可搬型スプレイ設備（可搬型スプレイノズル（3 個），可搬型代替注水大型ポンプ）の流量は約 50m^3／h であり，使用済燃料プール内にある照射済燃料はスプレイにより冷却可能である。また，NEI06-12 の使用済燃料プールスプレイ要求において示されている必要流量 200gpm（約 45.4m^3／h）を上回る流量になっている。

・使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）

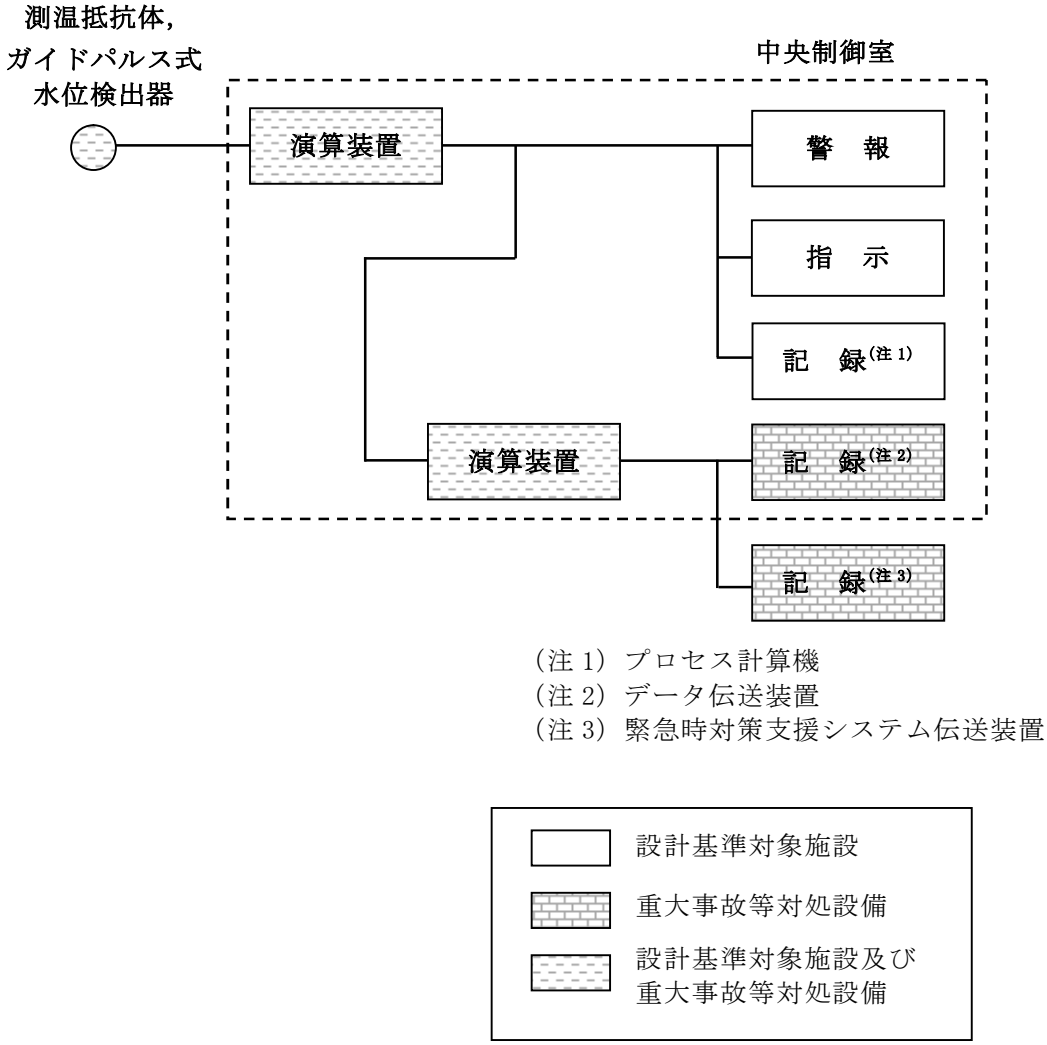
(1)　設置目的

使用済燃料プールの水位，水温について，使用済燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため，使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）を設置する。

(2)　設備概要

使用済燃料プール温度（SA 広域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料プール温度（SA 広域）の検出信号は，測温抵抗体にて温度を検出し，演算装置にて電気信号に変換した後，使用済燃料プール温度を中央制御室に指示し，記録する。

使用済燃料プール水位（SA 広域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，水位検出器へパルス信号を発信し，プール水面から反射したパルス信号を検出するまでの時間を演算装置にて測定し，水位信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。（第 54-6-4 図「使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）の概略構成図」参照）



第 54-6-4 図　使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）の概略構成図

(3)　計測範囲

使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）の仕様を第 54-6-5 表に，計測範囲を第 54-6-6 表に示す。

第 54-6-5 表　使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）	ガイドバルス式	EL.35,077 ㎜～46,577 ㎜	1	原子炉建屋原子炉棟 6 階
	測温抵抗体	0～120℃	1（検出点 2 箇所）	

第 54-6-6 表　使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）の計測範囲

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）	EL.35,077 ㎜～46,577 ㎜	EL.46,195 ㎜	EL.46,195 ㎜	EL.45,576 ㎜（N.W.L から-0.619m）		重大事故等時における使用済燃料プールの変動範囲について水位及び温度を監視可能である。
	0～120℃	52℃以下	66℃以下	0～100℃		

＊1：プラント状態の定義は以下のとおり。
・通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の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。

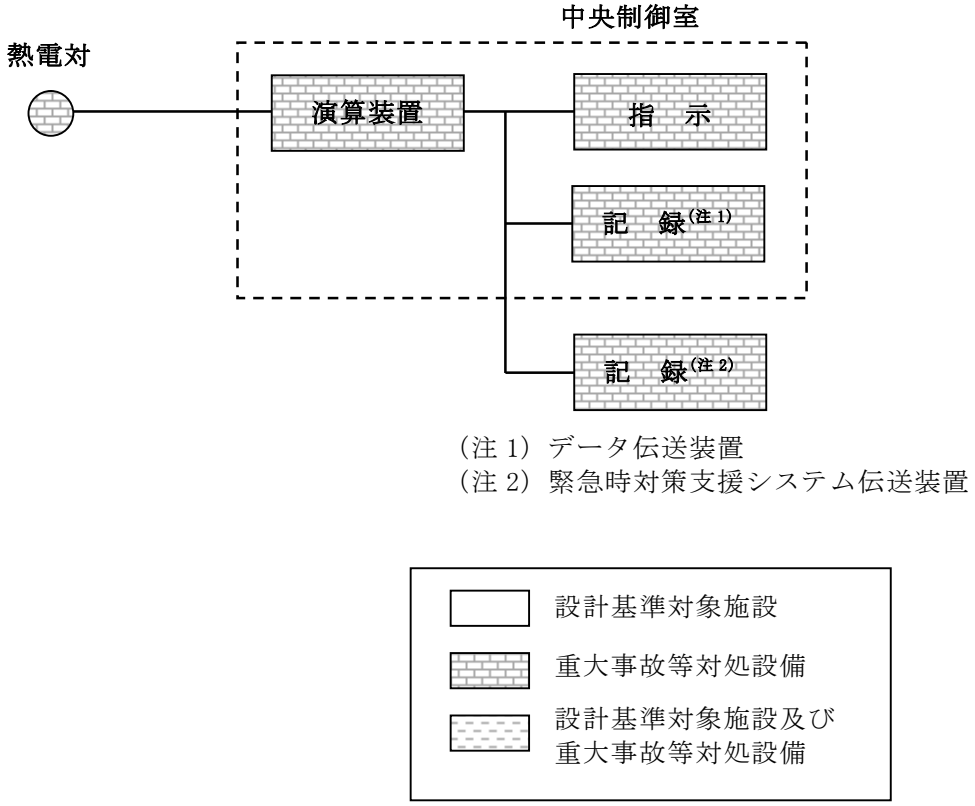
・使用済燃料プール温度（SA）

(1)　設置目的

使用済燃料プールの温度について，使用済燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため，使用済燃料プール温度（SA）を設置する。

(2)　設備概要

使用済燃料プール温度（SA）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料プール温度（SA）の検出信号は，熱電対にて温度を検出し，演算装置にて電気信号に変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。（第 54-6-5 図「使用済燃料プール温度（SA）の概略構成図」参照）



第 54-6-5 図　使用済燃料プール温度（SA）の概略構成図

(3)　計測範囲

使用済燃料プール温度（SA）の仕様を第 54-6-7 表に，計測範囲を第 54-6-8 表に示す。

第 54-6-7 表　使用済燃料プール温度（SA）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料プール温度（SA）	熱電対	0～120℃	1 （検出点 8 箇所）	原子炉建屋 原子炉棟 6 階

第 54-6-8 表　使用済燃料プール温度（SA）の計測範囲

名称	計測範囲	プラントの状態＊1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
使用済燃料プール温度（SA）	0～120℃	52℃	66℃以下	0～100℃		重大事故等時における使用済燃料プールの変動範囲について温度を監視可能である。

＊1：プラント状態の定義は以下のとおり。
・通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の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。

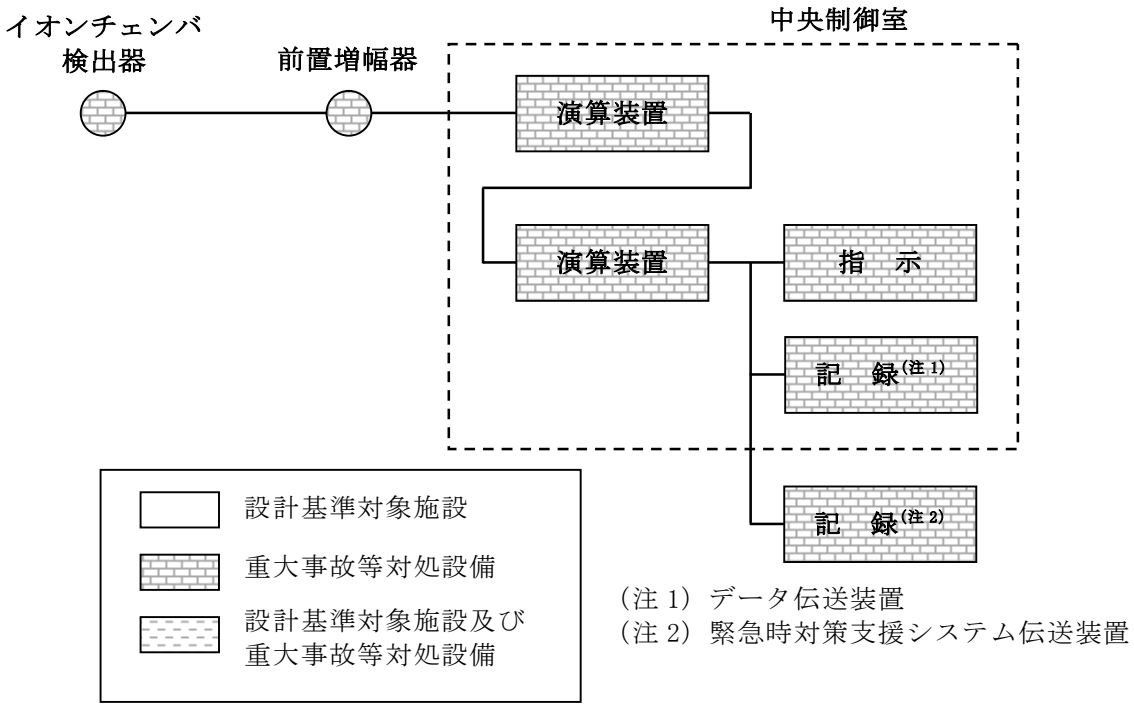
・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

(1)　設置目的

使用済燃料プール上部の空間線量率について，使用済燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため，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）を設置する。

(2)　設備概要

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）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，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）の検出信号は，イオンチェンバ検出器にて線量当量率を電気信号に変換し，演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。（第 54-6-6 図「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）の概略構成図」参照）



第 54-6-6 図　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）の概略構成図

(3)　計測範囲

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）の仕様を第 54-6-9 表に，計測範囲を第 54-6-10 表に示す。

第 54-6-9 表　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）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）	イオンチェンバ	10^{-2}～10^{5}Sv／h	1	原子炉建屋 原子炉棟 6 階
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）	イオンチェンバ	10^{-3}～10^{4}mSv／h	1	原子炉建屋 原子炉棟 6 階

第 54-6-10 表　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）の計測範囲

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）	10^{-2}～10^{5} Sv／h	バックグラウンドレベル	—	3.0mSv／h 以下		重大事故等時における使用済燃料プールの変動範囲について放射線量を監視可能である。
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）	10^{-3}～10^{4} mSv／h					

＊1：プラント状態の定義は以下のとおり。
・通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の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。

54-7　接続図

第 54-7-1 図　代替燃料プール注水系（注水ライン及び常設スプレイヘッダ）

接続図

54-8　可搬型代替注水大型ポンプの保管場所図

第 54-8-1 図　可搬型代替注水大型ポンプの保管場所

可搬型代替注水大型ポンプの保管場所

代替燃料プール注水系で使用する可搬型代替注水大型ポンプは，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準対象施設の配置その他の条件を考慮し，燃料プール冷却浄化系ポンプ，残留熱除去系ポンプと位置的分散を図り，発電所敷地内の西側，南側保管場所に配置する設計とする。

54-9　アクセスルート図

第 54-9-1 図　保管場所からのアクセスルート図

第 54-9-2 図　緊急時対策所～高所淡水池～11m盤接続口及び緊急時対策所～代替淡水貯槽～西側接続口までのアクセスルート図

第 54-9-3 図　緊急時対策所～代替淡水貯槽～東側接続口，西側接続口までのアクセスルート図

第 54-9-4 図　屋内アクセスルート図（1／3）

第 54-9-5 図　屋内アクセスルート図（2／3）

第 54-9-6 図　屋内アクセスルート図（3／3）

54-10　その他の燃料プール代替注水設備について

設備概要（自主対策設備を含む）

想定事故１及び想定事故２において想定する使用済燃料プールの水位の低下があった場合において使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するための設備として，設計基準対象施設，重大事故等対処設備，自主対策設備に分類し，第 54-10-1 表に纏めた。以下に，各設備について設備概要を示す。

第 54-10-1 表　各系統の位置付け

No.	系統	設計基準対象施設	重大事故等対処設備	自主対策設備
1	燃料プール冷却浄化系	○	－	－
2	残留熱除去系 (燃料プール冷却モード)	○	－	－
3	代替燃料プール注水系	－	○	－
4	代替燃料プール冷却系	－	○	－
5	消火系による燃料プール注水	－	－	○
6	補給水系による燃料プール注水	－	－	○
7	代替燃料プール冷却系 (可搬型代替注水大型ポンプ)	－	－	○

（１）燃料プール冷却浄化系【設計基準対象施設】

燃料プール冷却浄化系の系統概要を第 54-10-1 図に示す。

燃料プール冷却浄化系は，循環ポンプ２個，熱交換器２基，ろ過脱塩装置２基，配管，弁類により構成され，以下のプロセスにより使用済燃料貯蔵プールの冷却機能を担う。

①プール水はプールより溢れてスキマサージタンクへ流れ込み，循環ポンプにて加圧される。

②プール水中の種々の不純物を，ろ過脱塩装置に保持されたイオン交換樹脂により連続ろ過脱塩して除去する。

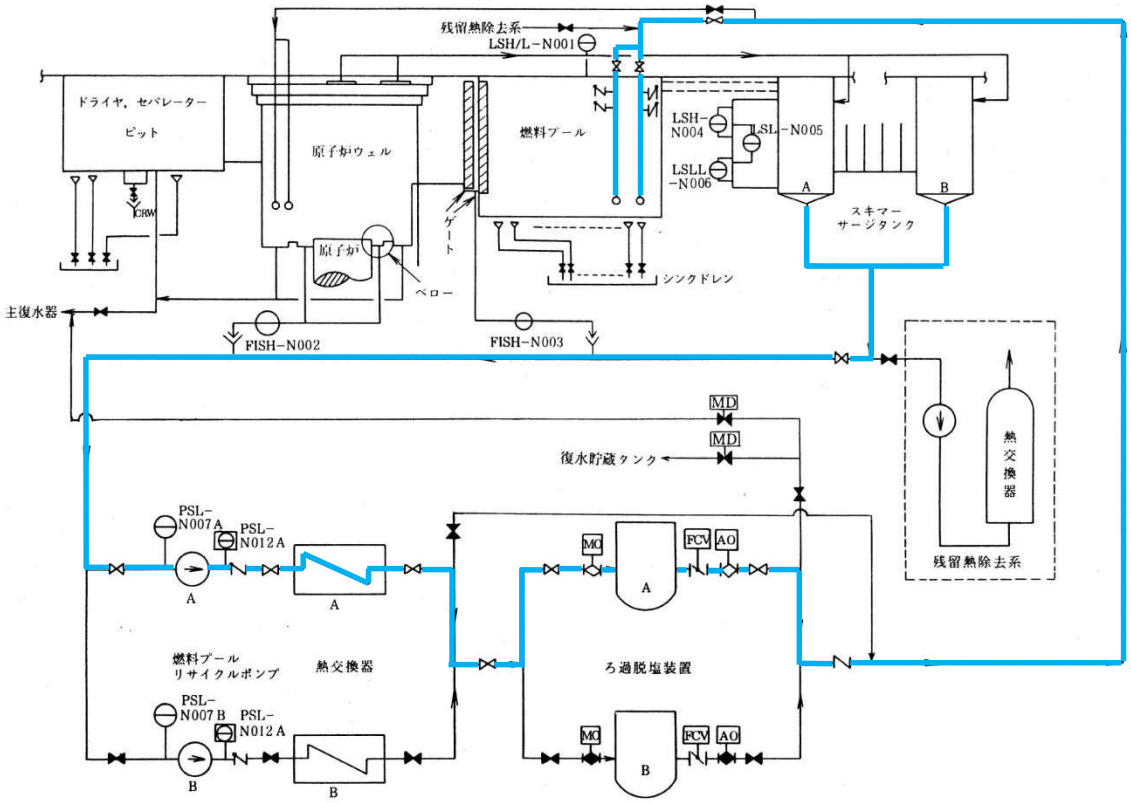
③プール水温度を熱交換器により所定の温度以下に維持する。

④熱交換器を出たプール水は燃料プールの戻りディフューザを通してプールに戻される。

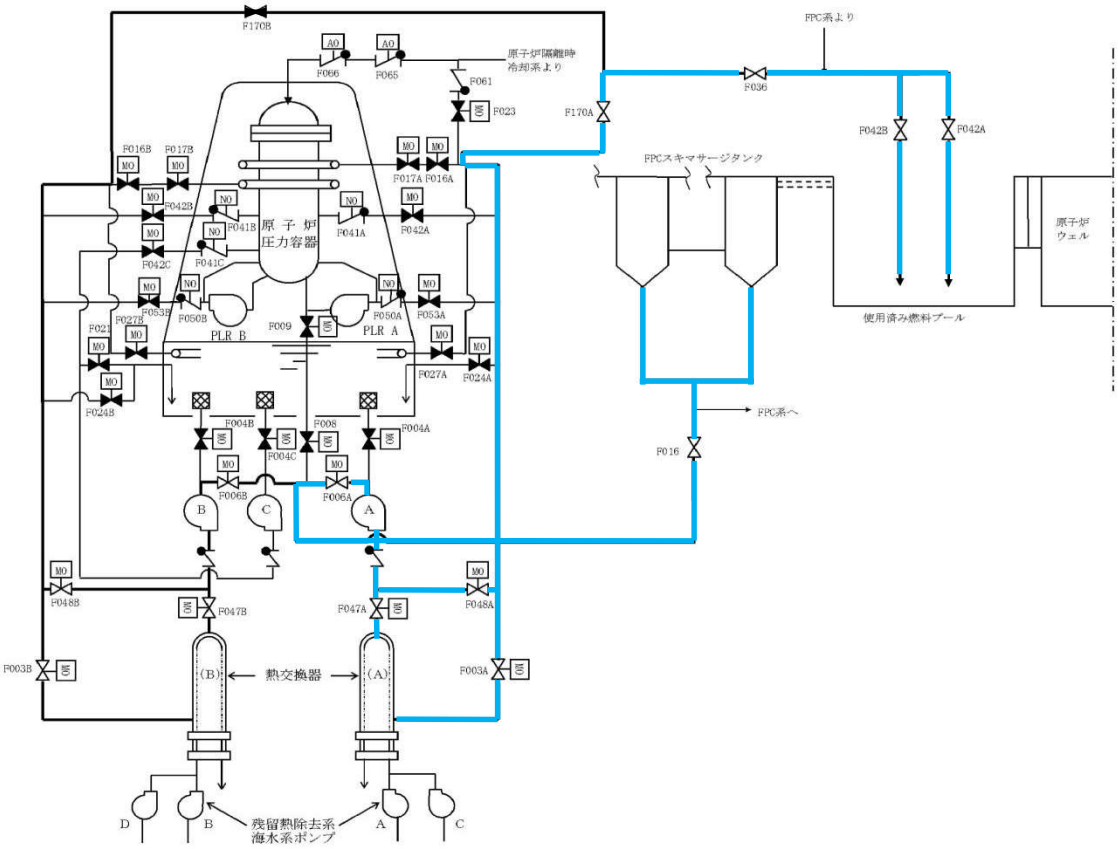
（２）残留熱除去系（燃料プール冷却モード）【設計基準対象施設】

残留熱除去系（燃料プール冷却モード）の系統概要を第 54-10-2 図に示す。

残留熱除去系（燃料プール冷却モード）は，設計上の交換燃料より多くの燃料が原子炉からプールに取り出される場合，燃料プール冷却浄化系の熱交換器の熱除去量を超える崩壊熱が生ずるため，残留熱除去系ポンプ，熱交換器を用いて燃料プール冷却浄化系によるプール冷却を補助し，燃料プールを所定の温度以下に保つ。



第 54-10-1 図　燃料プール冷却浄化系　系統概要



第 54-10-2 図　残留熱除去系（燃料プール冷却モード）　系統概要

（３）代替燃料プール注水系【重大事故等対処設備】

代替燃料プール注水系の系統概要図を補足説明資料 54-4-2～4 に示す。

①　代替燃料プール注水系（注水ライン）は，設計基準対象施設である残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給機能）及び燃料プール冷却浄化系（使用済燃料プール水の冷却機能）の有する使用済燃料プールの冷却及び補給機能が喪失した場合に，この機能を代替し，

使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷，臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として設置するものである。

本系統は，常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプ，計測制御装置，及び水源である代替淡水貯槽，淡水貯水池又は海水，流路であるホース及び代替燃料プール注水系配管，注入先である使用済燃料プール等から構成される。

② 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）は，設計基準対象施設である残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給機能）及び燃料プール冷却浄化系（使用済燃料プール水の冷却機能）の有する使用済燃料プールの冷却及び補給機能が喪失した場合に，この機能を代替し，使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷，臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として設置するものである。

また，大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和，及び臨界の防止を目的として設置するものである。

本系統は，可搬型代替注水大型ポンプ，計測制御装置，及び水源である代替淡水貯槽，淡水貯水池又は海水，流路であるホース，可搬型スプレイノズル，注入先である使用済燃料プール等から構成される。

③ 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）は，設計基準対象施設である残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給機能）及び燃料プール冷却浄化系（使用済燃料プール水の冷却機能）の有する使用済燃料プールの冷却及び補給機能が喪失した場合に，この機能を

代替し，使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷，臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として設置するものである。

また，大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和，及び臨界の防止を目的として設置するものである。

本系統は，常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプ，計測制御装置，及び水源である代替淡水貯槽，淡水貯水池，若しくは海水，流路であるホース及び代替燃料プール注水系配管，常設スプレイヘッダ，注入先である使用済燃料プール等から構成される。

（４）代替燃料プール冷却系【重大事故等対処設備】

代替燃料プール冷却系の系統概要図を補足説明資料 54-4-5 に示す。

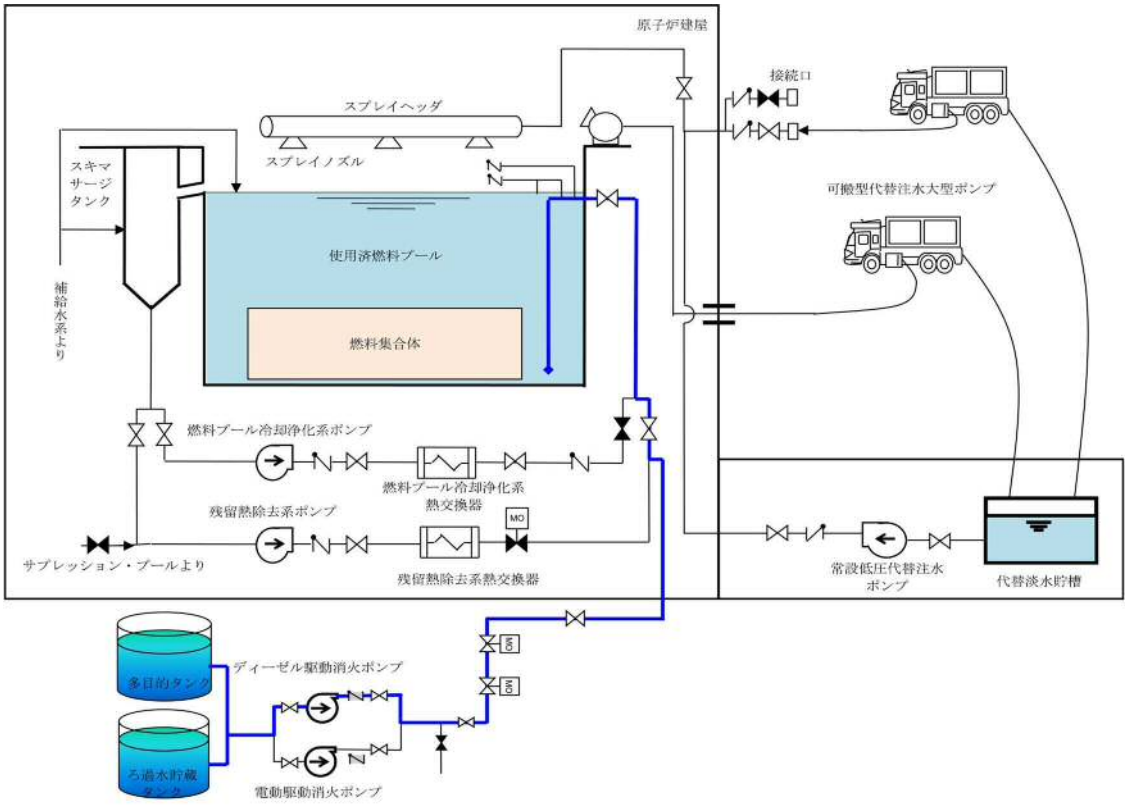
代替燃料プール冷却系は，代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器，緊急用海水系である緊急用海水ポンプにより構成され，重大事故等時において，使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を代替燃料プール冷却系熱交換器で除去して燃料プール水を冷却可能な設計とする。

使用済燃料プール水は，代替燃料プール冷却系ポンプにより昇圧し，代替燃料プール冷却系熱交換器を通した後，使用燃料プールへ戻される。

また，代替燃料プール冷却系熱交換器は，海を水源とした緊急用海水ポンプにより送水された海水により除熱されて，最終的な熱の逃がし場である海へ輸送される。

（５）消火系による代替燃料プール注水【自主対策設備】

消火系により使用済燃料プールへ注水する設備概要を第 54-10-3 図に示す。消火系による使用済燃料プールへの注水は，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，ディーゼル駆動消火ポンプ等を用い，全交流動力電源が喪失した場合でも，代替交流電源設備からの給電により，中央制御室から遠隔で弁操作し，ろ過水タンクを水源として，消火系配管を経由して使用済燃料プールへ注水し，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する機能を有する。

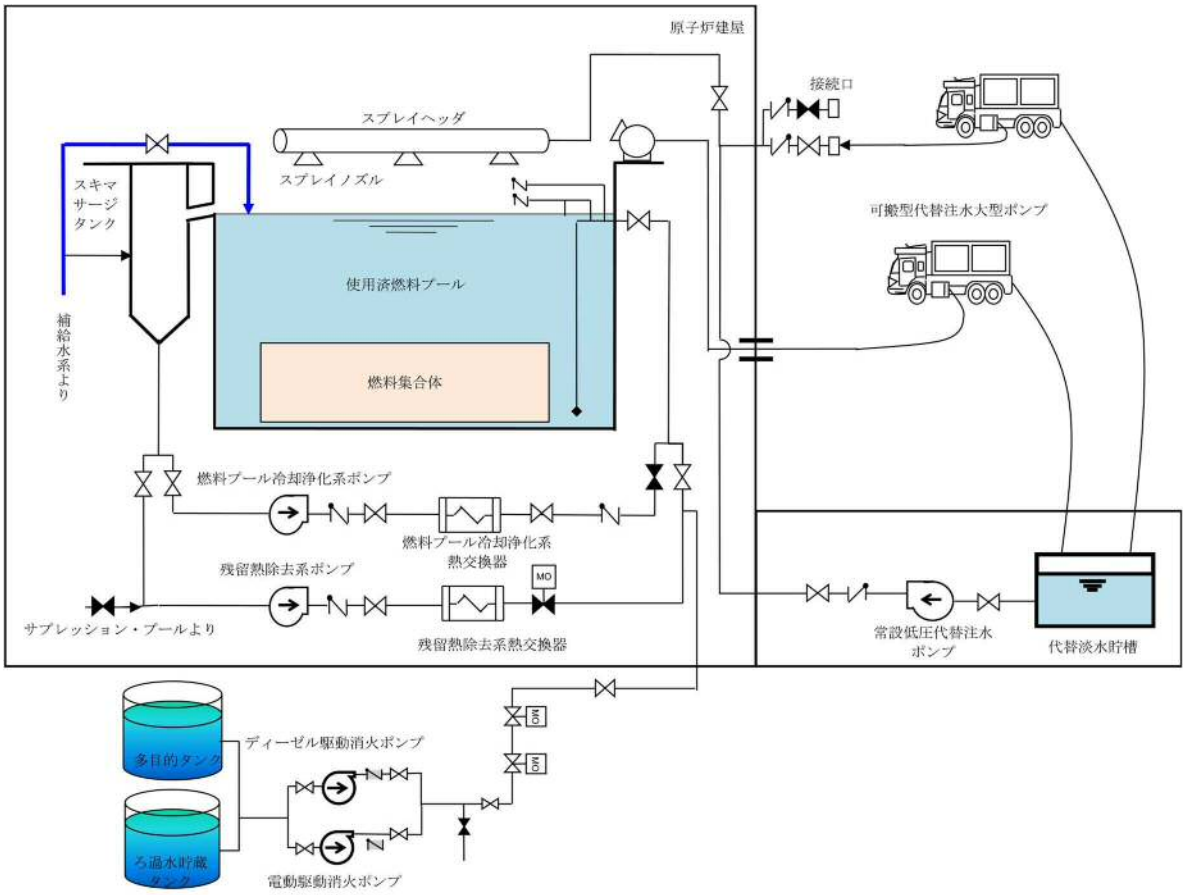


第 54-10-3 図　消火系による代替燃料プール注水の概要図

（６）補給水系による使用済燃料プール注水【自主対策設備】

補給水系による使用済燃料プール注水の設備概要を第 54-10-4 図に示す。

水移送系による使用済燃料プールへの注水は，復水移送ポンプを用い，全交流動力電源が喪失した場合でも，常設代替交流電源設備からの給電により，中央制御室から遠隔で弁操作し，復水貯蔵タンクを水源として，復水移送系配管を経由して使用済燃料プールへ注水する。

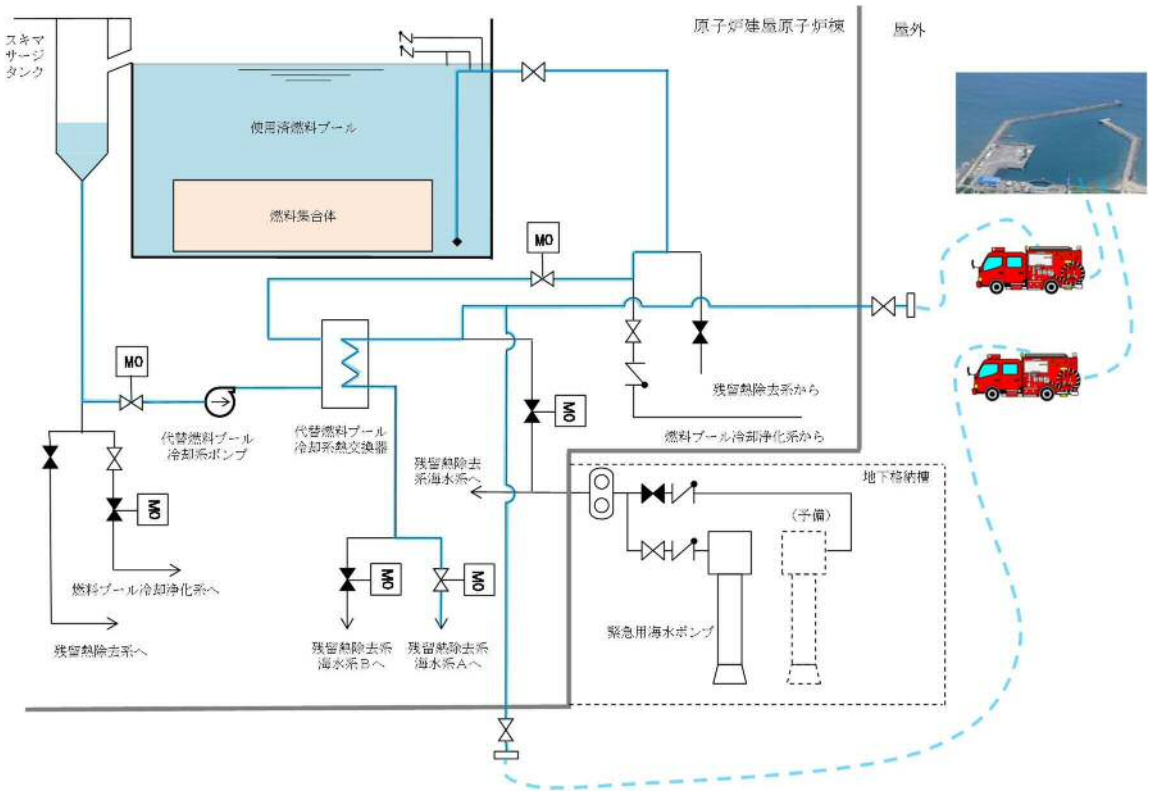


第 54-10-4 図　補給水系による使用済燃料プール注水の概要図

（７）代替燃料プール冷却系（可搬型代替注水大型ポンプ）【自主対策設備】

代替燃料プール冷却系（可搬型代替注水大型ポンプ）の設備概要を第54-10-5 図に示す。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール冷却は、緊急用海水ポンプの機能喪失時においても可搬型代替注水大型ポンプにより海水を代替燃料プール冷却系へ供給することにより使用済燃料プールを冷却する。



第 54-10-5 図　代替燃料プール冷却系（可搬型代替注水大型ポンプ）の概要図

54-11　使用済燃料プール監視設備

1.　使用済燃料プールの監視設備について

使用済燃料プールの温度，水位及びプール上部の空間線量率を監視する検出器の計測結果を指示及び記録する計測装置を設置する。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）及び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）は，重大事故等時に変動する可能性のある範囲にわたり監視することを目的として設置する。

また，使用済燃料プール監視カメラは，重大事故等時の使用済燃料プールの状態を監視するために設置する。

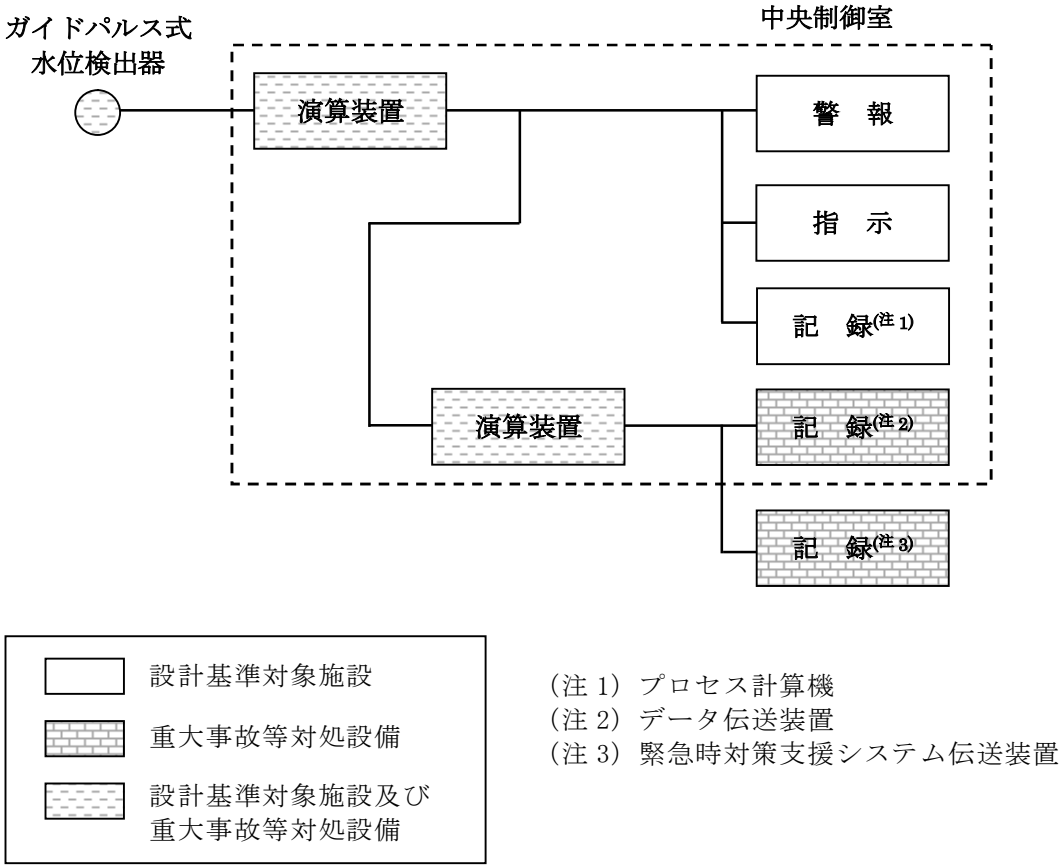
なお，全交流電源喪失した場合でも，代替電源設備からの給電を可能とし，中央制御室で監視可能な設計とする。

2.　設備概要について

2.1　使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）

(1)　水位計測について

使用済燃料プール水位（SA 広域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，パルス信号を発信し，検出器頂部のコネクタ部からの反射波と空気と水面の境界面からの反射波が，演算装置に戻る時間差を水位信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。（第 54-11-1 図参照）



第 54-11-1 図　使用済燃料プール水位（SA 広域）の概略構成図

（設備仕様）

計測範囲　：　EL.35,077 ㎜　～　EL.46,577 ㎜

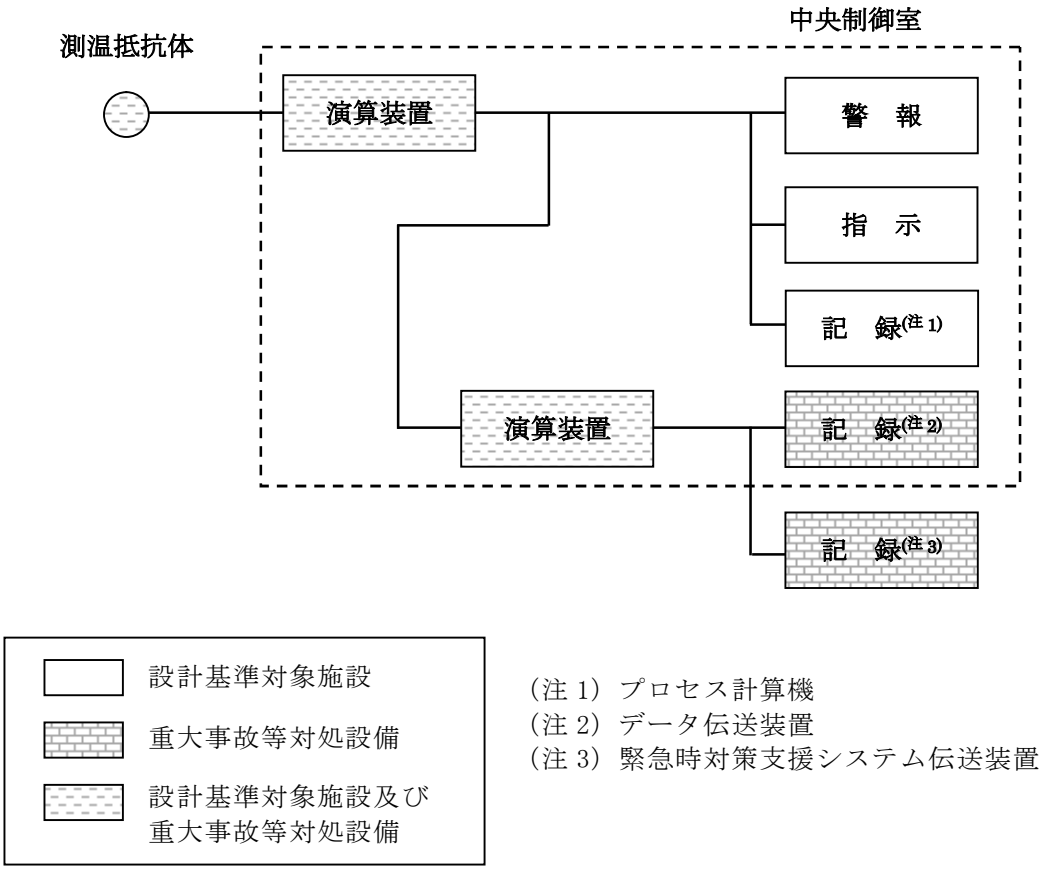
個　　数　：　1 個

設置場所　：　原子炉建屋原子炉棟 6 階

使用済燃料プール水位（SA 広域）は第五十四条第 1 項で要求される想定事故（第 37 条解釈 3-1（a）想定事故 1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び（b）想定事故 2（サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故））及び第五十四条第 2 項で要求される使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し，使用済燃料ラック底部近傍（EL.35,077 ㎜）から使用済燃料プール上端近傍（EL.46,577 ㎜）を計測範囲とする。（第 54-11-3 図参照）

(2)　温度計測について

使用済燃料プール温度（SA 広域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，測温抵抗体により検出された電気信号を演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。（第 54-11-2 図参照）



第 54-11-2 図　使用済燃料プール温度（SA 広域）の概略構成図

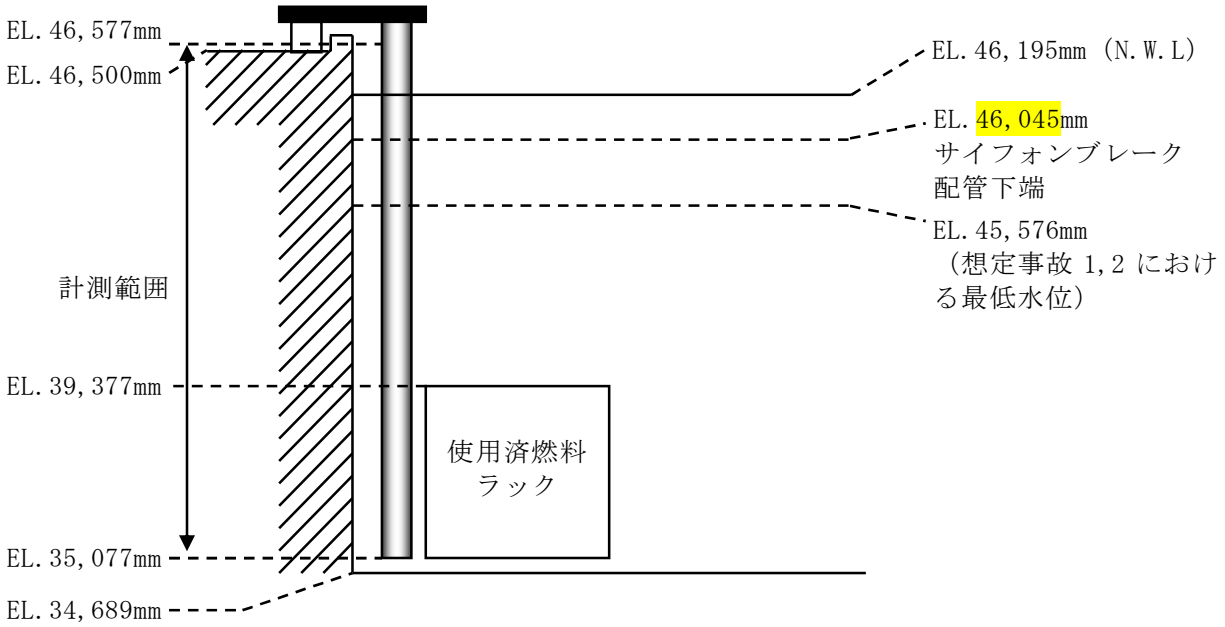
（設備仕様）

計測範囲　：　0 ～ 120℃

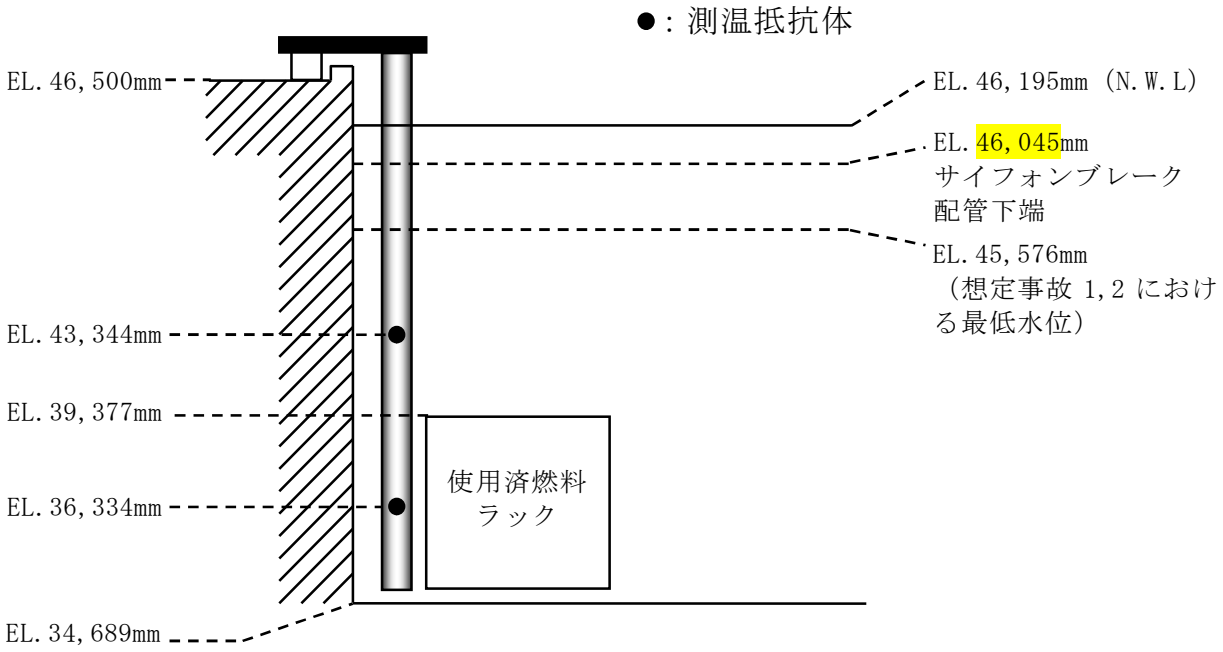
個　　数　：　2 個

設置場所　：　原子炉建屋原子炉棟 6 階

なお，第五十四条第 1 項で要求される想定事故は第 37 条解釈 3-1（a）想定事故 1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び（b）想定事故 2（サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故）であり，水位が低下した場合の最低水位（有効性評価：燃料プール冷却浄化系配管が破断した場合の水位（EL.45,576mm））においても温度計測できる設置位置とする。（第 54-11-4 図参照）



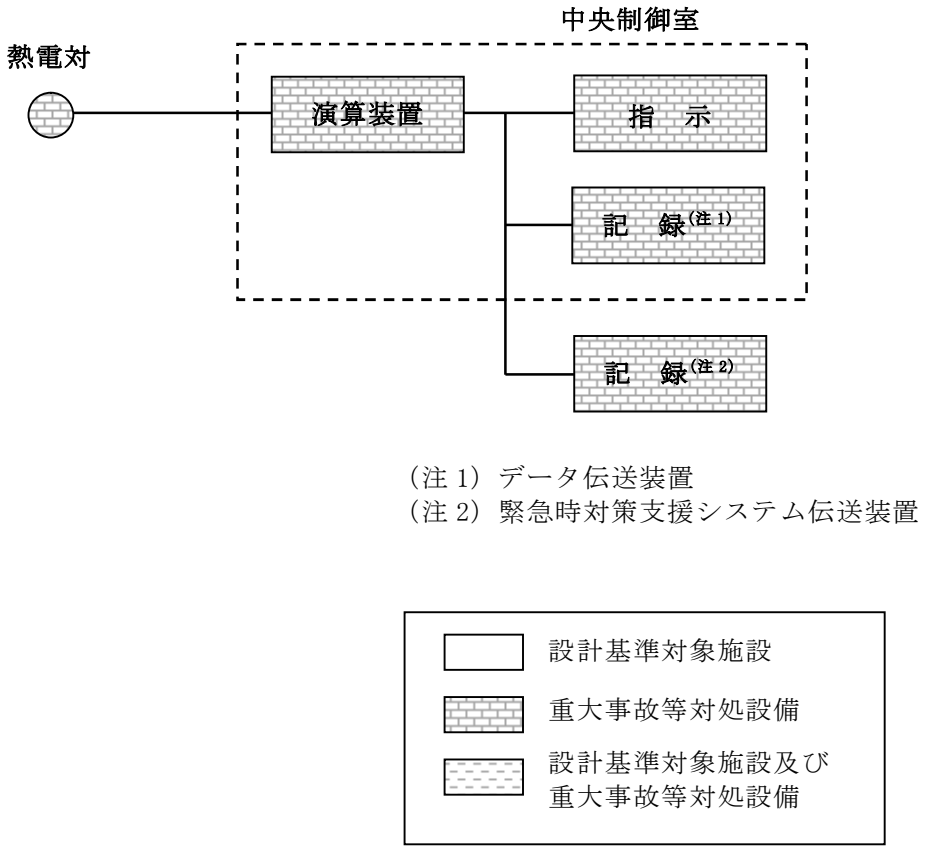
第 54-11-3 図　使用済燃料プール水位（SA 広域）の概略構成図



第 54-11-4 図　使用済燃料プール温度（SA 広域）の概略構成図

2.2　使用済燃料プール温度（SA）

使用済燃料プール温度（SA）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，熱電対により検出された電気信号を演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。（第 54-11-5 図参照）



第 54-11-5 図　使用済燃料プール温度（SA）の概略構成図

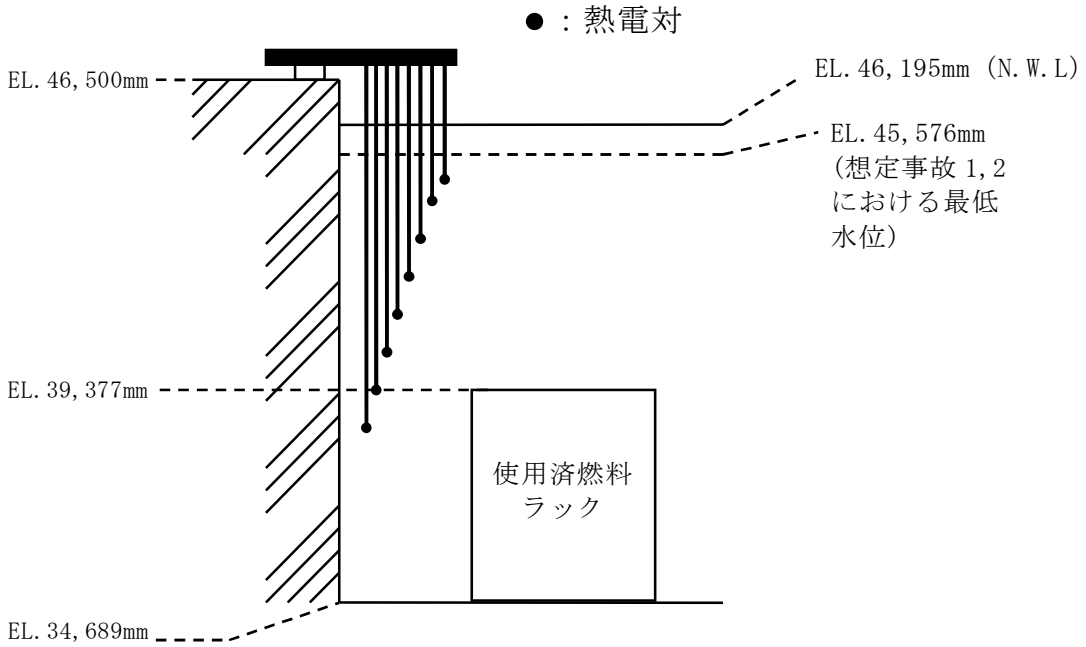
（設備仕様）

計測範囲　：　0　～　120℃

個　　数　：　1 個（検出点 8 箇所）

設置場所　：　原子炉建屋原子炉棟 6 階

なお，第五十四条第 1 項で要求される想定事故（第 37 条解釈 3-1（a）想定事故 1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び（b）想定事故 2（サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故））における水位が低下した場合の最低水位（有効性評価：燃料プール冷却浄化系配管が破断した場合の水位（EL.45,576mm）においても温度計測できる設置位置としている。（第 54-11-6 図参照）

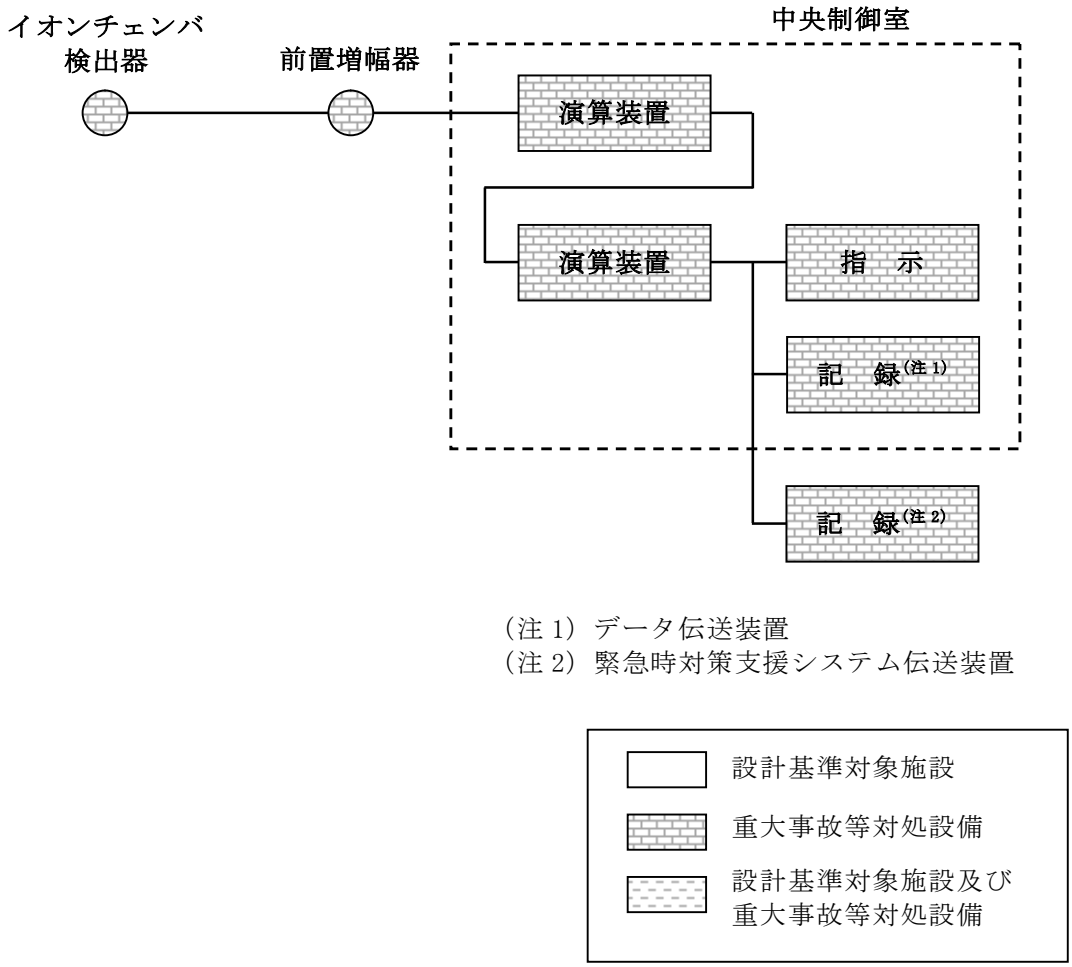


第 54-11-6 図　使用済燃料プール温度（SA）の計測範囲

2.3　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）

使用済燃料プールエリア放射線モニタは，重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料プールエリアの空間線量率を，イオンチェンバ式検出器を用いて電流信号として検出する。検出した電流信号を前置増幅器にて増幅し，演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。

なお，事故時においても，より広範囲の計測を可能とするため高レンジと低レンジの放射線モニタを設置する。（第 54-11-7 図参照）



第 54-11-7 図　使用済燃料プールエリア放射線モニタの概略構成図

（設備仕様）

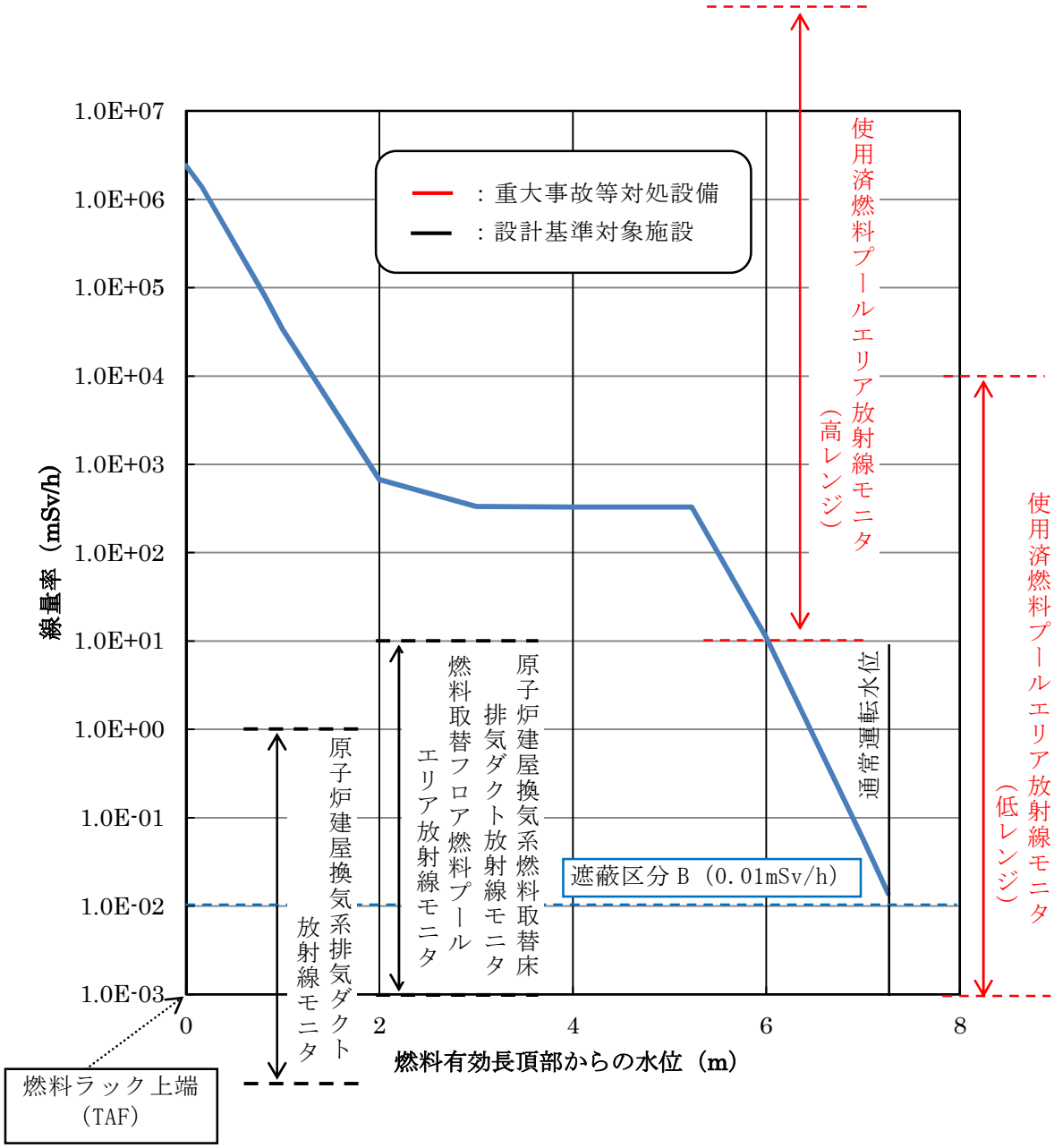
計測範囲　：高レンジ　10^{-2} ～ 10^{5}Sv／h

　　低レンジ　10^{-3} ～ 10^{4}mSv／h

個　　数　：　各１個

設置場所　：　原子炉建屋原子炉棟６階

使用済燃料プールエリア放射線モニタの計測範囲は、重大事故等時に使用済燃料プール水位の異常な低下が発生し，使用済燃料が露出した場合に想定される最大線量率を計測できる範囲（～10^5Sv／h）とする。（第 54-11-8 図参照）



第 54-11-8 図　水位と放射線線量率の関係

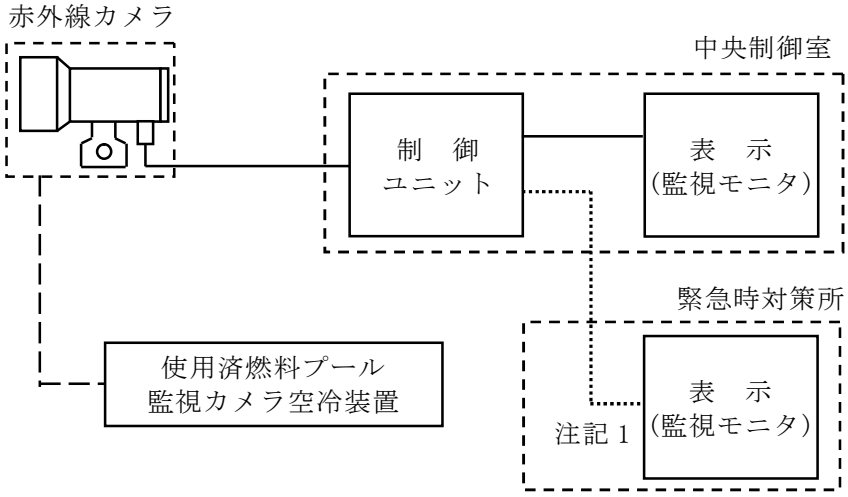
2.4　使用済燃料プール監視カメラ

(1)　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は，重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料プール及びその周辺の状態が確認できるよう高所に設置し，燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において，使用済燃料プールの状態を監視する。また，照明がない場合や蒸気雰囲気下においても使用済燃料プールの状態が監視できるよう赤外線監視カメラとする。

使用済燃料プール監視カメラの映像信号は，制御ユニットを介し中央制御室の監視モニタに表示する。(第 54-11-9 図参照)

なお，使用済燃料プール監視カメラの視野概略図を第 54-11-10 図に示す。



注記 1：緊急時対策所まで無線通信

第 54-11-9 図　使用済燃料プール監視カメラの概略構成図

(設備仕様)

個　　数　：　1 個

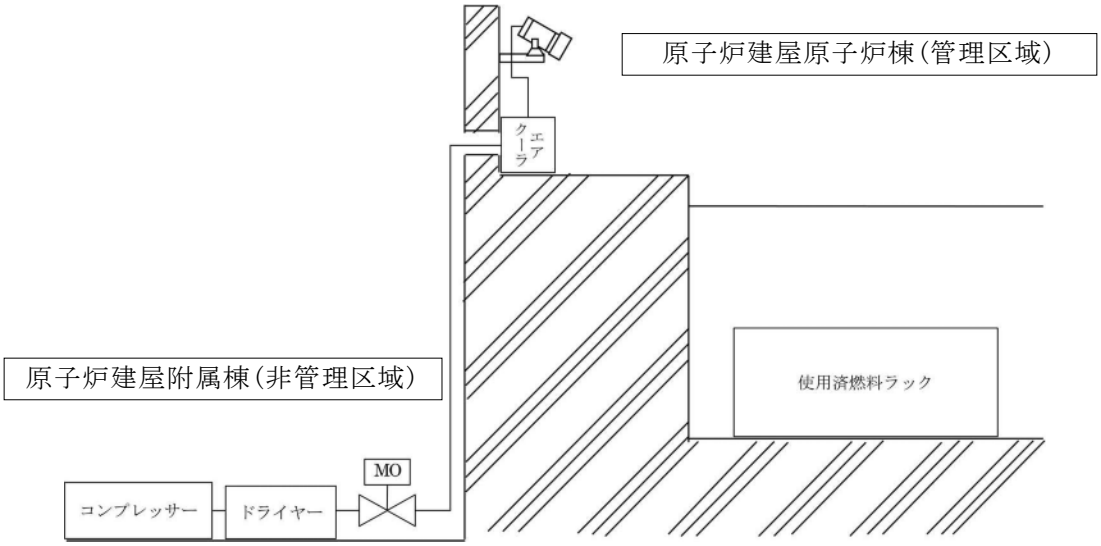
設置場所　：　原子炉建屋原子炉棟 6 階

使用済燃料プール監視カメラ監視範囲（第 2.4-2 図「使用済燃料プール視野概略図」参照）

第 54-11-10 図　使用済燃料プール監視カメラの視野概略図

(2)　使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は，重大事故等対処設備の機能を有しており，コンプレッサー，ドライヤー，エアクーラ―等で構成し，燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に使用済燃料プール監視カメラの耐環境性向上用の空気を供給する。(第 54-11-11 図参照)



第 54-11-11 図　使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の構成図

(3)　蒸気雰囲気下での使用済燃料プール監視カメラの監視性確認について

蒸気雰囲気下（沸騰したヤカンの蒸気に加え，空焚きした鍋に水を注いだ状態）と蒸気なし状態において，可視カメラと赤外線カメラの映像を比較した結果，可視カメラにおいては，蒸気雰囲気下では蒸気によるレンズの曇りによって，状態把握が困難であるが，赤外線カメラは大きな影響は見られず，蒸気雰囲気下でも状態監視可能である。

また，使用済燃料プール監視カメラは耐環境性向上のため使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置で冷却を行うが，使用済燃料プール監視カメラを設置する原子炉建屋 6 階の温度は 100℃となることから温度差により結露の発生が考えられる。赤外線カメラのレンズ表面に結露なしの状態と，レンズ表面に結露を模擬した状態のカメラ映像を比較した結果，結露ありの場合については，ガラス表面に水滴がつくことにより赤外線の減衰等により対象物がぼやけることがあるが，対象物に温度（赤外線放射量）の差があればさらにはっきりとした映像になると思われる。これより，赤外線カメラにおいては，カメラのレンズ表面に結露が発生した場合にも状態監視可能と考えられる。（第 54-11-12 図参照）

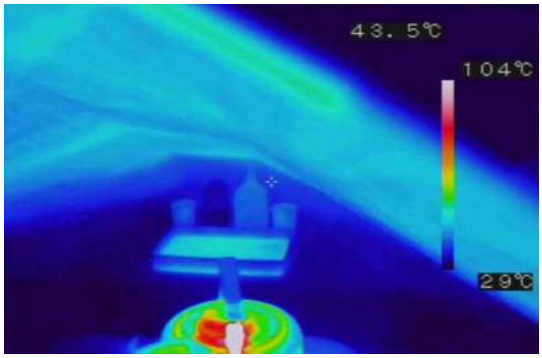
①可視カメラ

蒸気なし状態の映像

蒸気雰囲気状態の映像

②赤外線カメラ

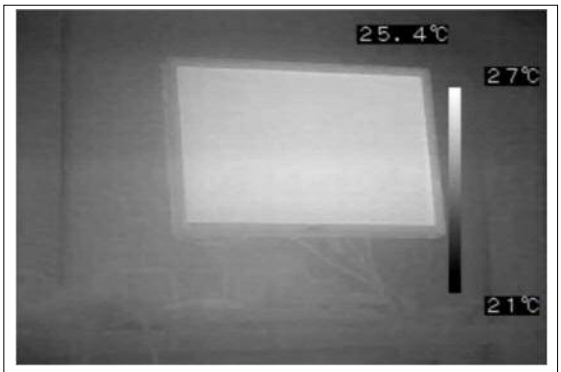
蒸気なし状態の映像



蒸気雰囲気状態の映像

③赤外線カメラのレンズに結露を模擬

結露なし状態の映像



結露あり状態の映像

第 54-11-12 図　可視カメラと赤外線カメラの状態監視及び結露発生状態での状態監視

3.　大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プール水位が異常に低下した場合の監視設備について

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事象においては，使用済燃料プールの水位及び温度，空間線量率による監視を継続し，水位監視を主としながら必要に応じて，使用済燃料プール監視カメラにより使用済燃料プールの状態を監視する。

・使用済燃料プール水位の異常な低下事象時における水位監視については，使用済燃料プール底部までの水位低下傾向を把握するため，使用済燃料プール水位（SA 広域）を配備する。
・使用済燃料プール水位の異常な低下事象時における空間線量率については，使用済燃料プール区域の空間線量の上昇や使用済燃料プール水の蒸散による環境条件の悪化を想定した使用済燃料プールエリア放射線モニタにて空間線量率を計測する。

［水位監視］

使用済燃料プールの燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり水位監視を行う。

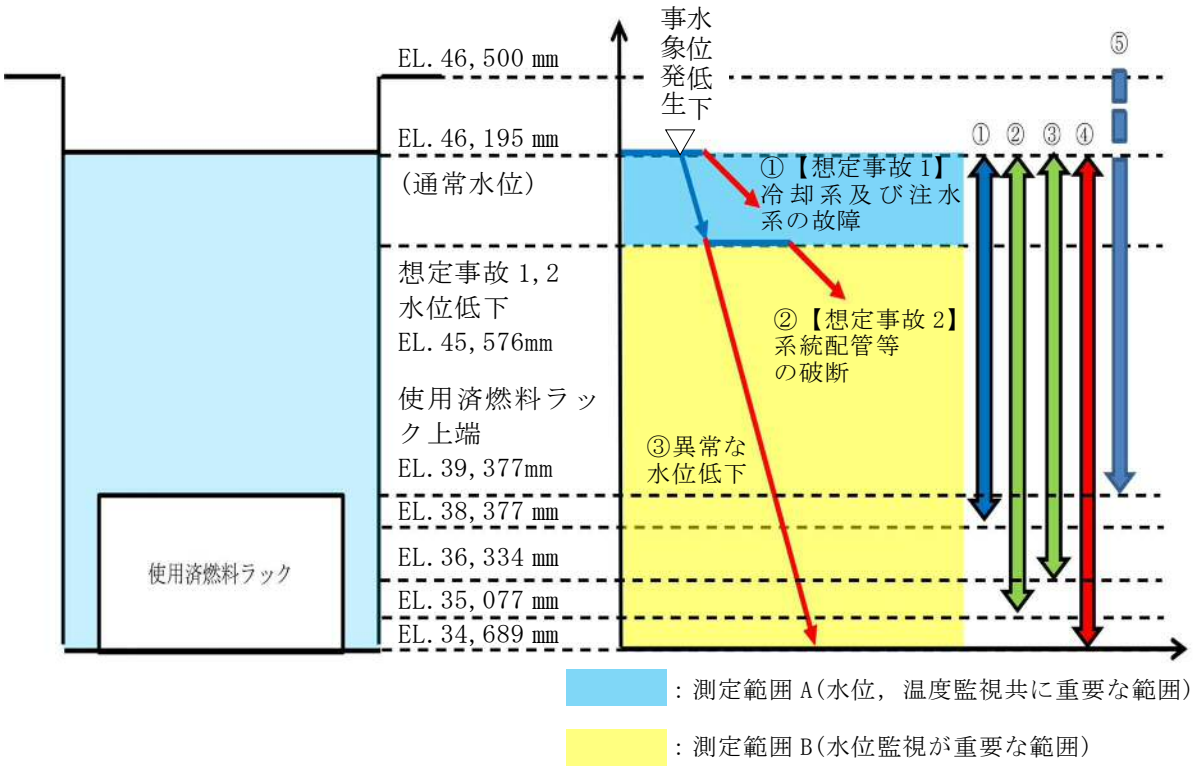
［温度監視］

水位監視を主として，使用済燃料プール温度（SA 広域）にて温度監視を行う。（温度は沸騰による蒸散状態では，使用済燃料プール水の温度変化がないことから，必要に応じて監視する。）

［空間線量率監視］

使用済燃料プール区域の空間線量率を把握するため線量率監視を行う。

使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備については，第 54-11-13 図に示す。



①：使用済燃料プール温度（SA）
②：使用済燃料プール水位（SA 広域）
③：使用済燃料プール温度（SA 広域）
④：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）
⑤：使用済燃料プール状態監視カメラ

第 54-11-13 図　使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図

4.　使用済燃料プール監視設備の重大事故等対処設備の設計基準対象施設への影響防止対策

(1)　使用済燃料プール水位

設計基準対象施設（使用済燃料プール水位）と重大事故等対処設備（使用済燃料プール水位（SA 広域）は，通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計とし，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また，電源についても遮断器，ヒューズによって電気的な分離する設計とする。

重大事故等対処設備については，現場検出器から中央制御室まで，電線管による独立したケーブルを布設する設計とする。

(2)　使用済燃料プール温度

設計基準対象施設（燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度及び使用済燃料プール温度）と重大事故等対処設備（使用済燃料プール温度（SA 広域，SA）は，通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計とし，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また，電源についても遮断器，ヒューズによって電気的な分離する設計とする。

重大事故等対処設備については，現場検出器から中央制御室まで，電線管による独立したケーブルを布設する設計とする。

(3)　使用済燃料プール上部の空間線量率

設計基準対象施設（燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取扱床排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排

気ダクト放射線モニタ）と重大事故等対処設備（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））は，通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計とし，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また，電源についても遮断器，ヒューズによって電気的な分離する設計とする。

重大事故等対処設備については，現場検出器から中央制御室まで，電線管による独立したケーブルを布設する設計とし，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。

これら重大事故等対処設備は，原子炉建屋原子炉棟6階に設置し，重大事故等対処設備の周辺には火災の発生源となる物は除去し，ケーブルは電線管により布設する設計とすることで，火災による共通要因で設計基準対象施設と同時に機能喪失しないよう考慮した設計とする。

また，当該エリアは火災の感知区域となっており感知された場合には初期消火が実施される。

重大事故等対処設備（検出器）からの信号は，微弱な電流であり重大事故等対処設備が火災源になることは考えられず，かつ，信号ケーブルは電線管によって独立して布設する設計とすることで，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。

電源についてもそれぞれ異なる箇所から供給し，設計基準対象施設に対して多様性を考慮した設計とする。

重大事故等対処設備は，共通要因（火災，地震，溢水）により設計基準対象施設の安全機能と同時に機能が損なわれることがない設計とする。（第54-11-14図参照。）

第 54-11-14 図　使用済燃料プール監視設備の配置図

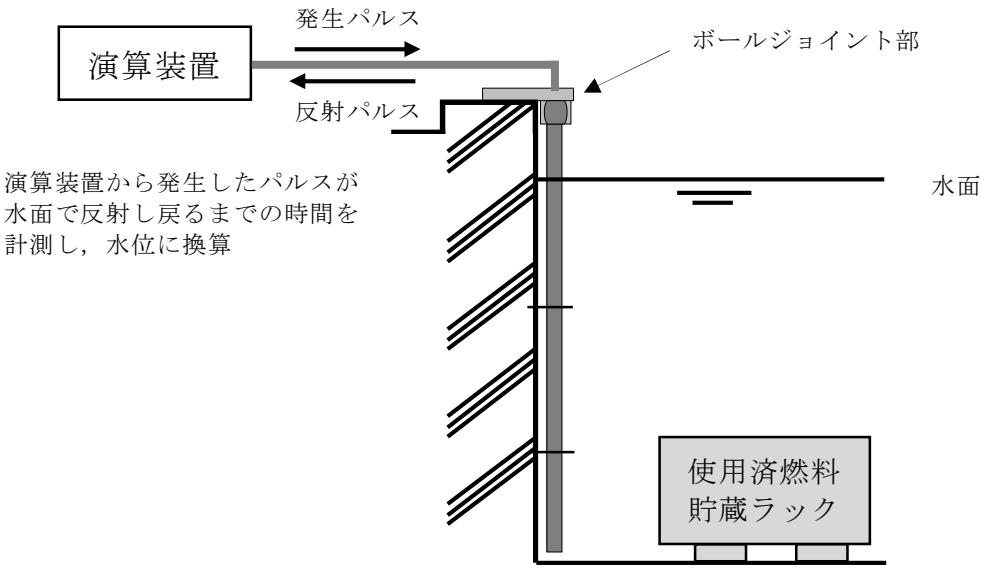
使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）について

1.　使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）の計測性能

(1)　水位計の検出原理

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）は，演算装置から高速電圧パルスを発生させ，検出器頂部のコネクタ部からの反射波とインピーダンスの違いによる空気と水面の境界からの反射波が，演算装置に戻る時間差を水位に換算して測定する水位計である。

検出器は伝達回路となる導体のステンレスの芯棒が，同様に伝達回路となる導体のステンレス鋼管に収められており，検出器端部から検出器ボールジョイント部下付近までの連続水位測定が可能である。



第 1 図　ガイドパルス式水位計による水位検出原理

(2)　温度計及び水位計としての機能維持について

使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）は，電圧パルスによる水位測定に加え，測温抵抗体による温度計測により水温を測定する二つの機能を持つ。

温度計に関しては，液相にある 2 箇所の温度を測定することで多重性を持つ設計とする。また，温度計は測温抵抗体を使用し，連続して測定が可能な設計としている。

水位計に関しては，空気と水面のインピーダンス（抵抗）の差による電圧パルスの反射により水位を監視することができる。

異なった検出原理（検出器）により，同時に水位及び温度計測が可能な設計とする。

使用済燃料プール監視設備の耐環境性

1.　重大事故等時における使用済燃料プール監視計器の耐環境性について

使用済燃料プールで重大事故等が発生した場合に，計器周辺の環境が高温，高湿度となる可能性を考慮し，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の機能健全性を評価する。

第１－１表　使用済燃料プール事故時環境下での監視計器の健全性について

監視計器				環境条件※1【想定変動範囲】	評価	補　　足	総合評価
水位・温度	使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）	温度	120℃	～100℃	○	－	○
		湿度	防水	～100％	○	飽和蒸気下で健全性確認済。	○
		放射線	1.4MGy	～1.7kGy	○	－	○
	使用済燃料プール温度（SA）	温度	100℃	～100℃	○	－	○
		湿度	100%	～100％	○	－	○
		放射線	－	～1.7kGy	○	検出部の構成材料が無機物で構成されているため問題ない。	○
空間線量	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）	温度	100℃	～105℃	○	－	○
		湿度	防水	～100％	○	蒸気環境下で健全性確認済。	○
		放射線	770kGy	～1.7kGy	○	－	○
状態監視	使用済燃料プール監視カメラ	温度	≦50℃	～100℃	△	耐環境試験にて [redacted]℃で機能維持確認済。雰囲気温度 100℃環境での使用も想定し，空気による冷却等により 80℃以下に維持することで，耐環境性向上を図る。	○
		湿度	防水（IP65：噴流水に対する防護）	～100％	○	防水仕様であり問題ない。	○
		放射線	[redacted]	～1.7kGy	△	ある値以上水位が低下し，空間線量率が上昇した場合は仕様を超えるため，その後は使用済燃料プール水位（SA 広域）を主体とし，線量率も含め状態の監視を行う。	○

※1：現時点で想定している変動範囲であり，今後見直す予定あり

第 1-1 表より計器の監視機能は維持されており，機能の健全性に問題はない。なお，使用済燃料プール監視カメラは，カメラの仕様を超えた環境条件となっているが，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を設置し，耐環境性の向上を図る。また，計器の仕様を超えた場合は，他の使用済燃料プール水位（SA 広域）を主体とし，他の監視設備にて総合的に監視できる。

54-12　使用済燃料プールサイフォンブレーカの健全性について

東海第二発電所　使用済燃料プールサイフォンブレーカの健全性について

（１）サイフォンブレーカの機能及び耐震性について

使用済燃料プール入口配管に設置されているサイフォンブレーカについては，弁等の機器は設置されていない口径[redacted]の配管であり，既設の真空破壊弁が設置してある配管から枝分かれした形状であり，水面下約[redacted]㎜に水没させる。使用済燃料プール入口配管破断時においては，EL.[redacted]に設置するサイフォンブレーカより空気を吸入することにより，サイフォンブレークさせ使用済燃料プール水位の低下を防止するものである。

使用済燃料プール入口配管及びその配管に接続されている既設サイフォンブレーカに新設の配管サイフォンブレーカを接続し，耐震Ｓクラスで設計する。

（２）人的要因による機能阻害について

サイフォンブレーカは操作や作動機構を有さない単管のみであることから，誤操作や故障により機能を喪失することはない。そのため，使用済燃料プール入口配管のサイフォン現象による漏えいが発生した場合でも，操作や作業を実施することなく，サイフォンブレーカ開口部レベルまで使用済燃料プール水位が低下すればサイフォン効果を除去することが可能である。

（３）異物による閉塞について

使用済燃料プールは燃料プール冷却浄化系の「ろ過脱塩装置」により，下記の不純物を除去し水質基準を満足する設計となっており，不純物によ

るサイフォンブレーカの閉塞を防止することが可能である。

・プール水面上の空気中からの混入物

・プールに貯蔵される燃料及び機器表面に付着した不純物

・燃料交換時に炉心から出る腐食生成物と核分裂生成物

・燃料交換作業，その他の作業の際の混入物

・プール洗浄後の残留化学洗浄液またはフラッシング水

ａ．ろ過脱塩装置による異物除去について

ろ過脱塩装置は，カチオン樹脂とアニオン樹脂及びイオン交換樹脂により使用済燃料プール水を浄化する設備である。

ろ過脱塩装置の出口側には樹脂の流出を防止するために出口ストレーナが設置されている。出口ストレーナのエレメントは24×110メッシュ（縦約 1.016 ㎜×横約 0.23 ㎜）であり，サイフォンブレーカを閉塞させるような不純物の除去が可能である。

ｂ．使用済燃料プールの巡視について

使用済燃料プールは，当直員により，１回／１日の巡視をすることとなっており，サイフォンブレーカを閉塞させる可能性がある浮遊物等がないことを確認することができる。このような巡視で浮遊物等を発見することにより，除去作業が速やかに行えるため，異物による閉塞を防止することが可能である。

（４）落下物干渉による変形について

静的サイフォンブレーカの落下物干渉を考慮する必要がある周辺設備として，原子炉建屋原子炉棟鉄骨梁，原子炉建屋クレーン，燃料取替機等の重量物があるが，これらは基準地震動 Ss に対する耐震評価にて使用済燃

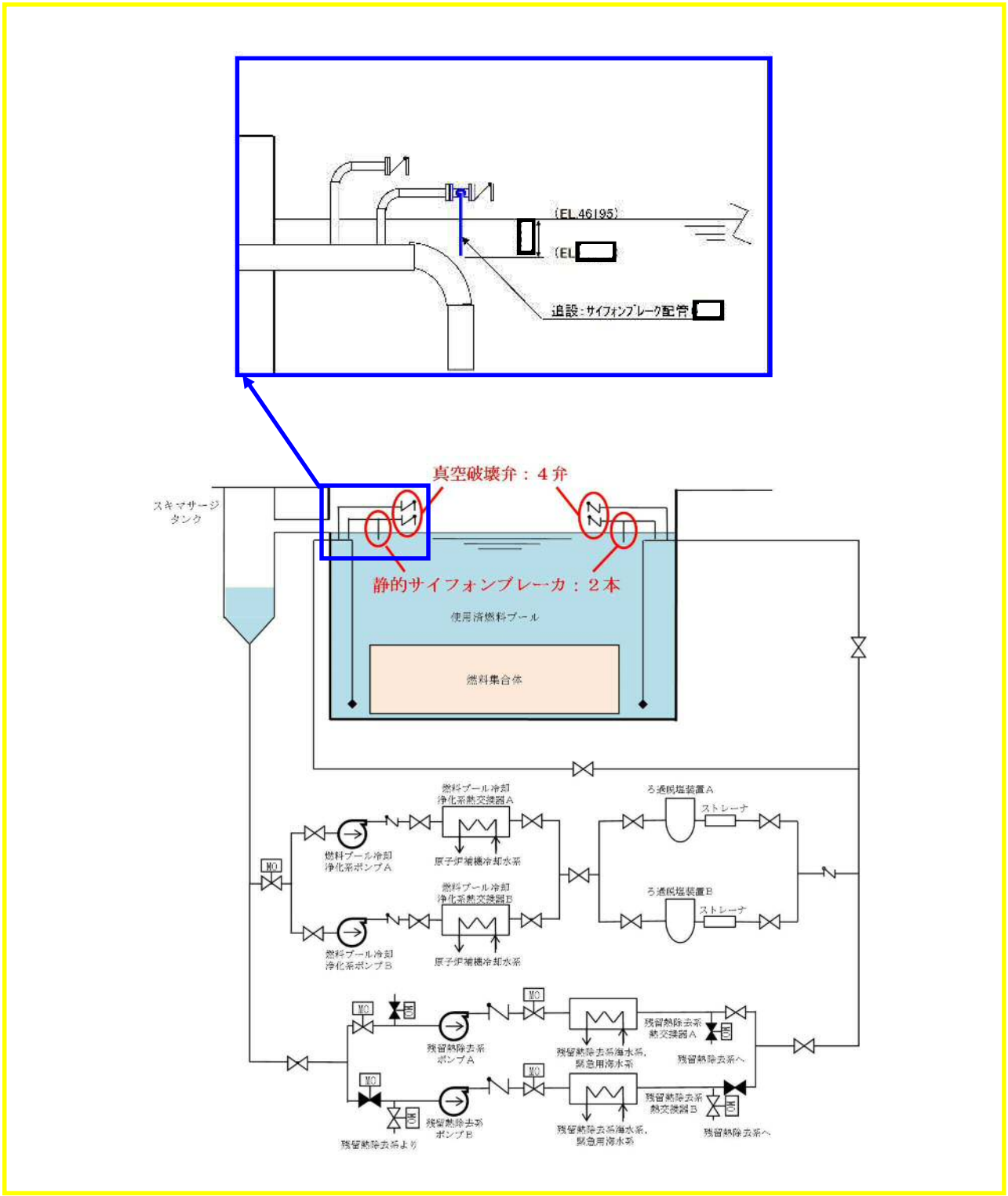
料プール内に落下しないことを確認しているため，静的サイフォンブレーカの落下物干渉による変形は考えられない。

その他手摺等の軽量物については，ボルト固定，固縛による運用としている。

よって，落下物として静的サイフォンブレーカに干渉すると考えられる設備は軽量物であるが，仮に落下して静的サイフォンブレーカに変形が生じたとしても，本配管は剛性の高いステンレス鋼であることから，配管が完全閉塞に至る変形は考えにくいことから，サイフォン効果の除去機能は確保される。

４．サイフォンブレーカの健全性確認方法について

サイフォンブレーカについては，定期的なパトロール（１回／１週）を実施し，目視により水面の揺らぎ確認で通水状態を確認する。



第 54-12-１図　サイフォンブレーカ設置概要図

54-13　使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

東海第二発電所　使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

東海第二発電所の使用済燃料プールでは，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルを平成 6 年 11 月に設置し，現在に至るまで燃料を貯蔵している。使用済燃料プールには，通常は限られた体数の新燃料と照射済燃料を貯蔵するが，臨界設計では，新燃料及びいかなる燃焼度の照射済燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように，炉心装荷時の無限増倍率が 1.30 となる燃料を用いて評価している。また，使用済燃料プール水温，ラック製造公差，ボロン添加率，ラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。未臨界性評価の基本計算条件を第 54-13-1 表に，ラック形状が確保された状態を前提とした計算体系を第 54-13-1 図に示す。

仮に使用済燃料プール水が沸騰又は喪失状態となり，使用済燃料プールのスプレイ設備が作動する状態となった場合には，使用済燃料プールの水密度が減少することにより，ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し，実効増倍率を低下させる効果が生じる。一方，ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため，隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり，実効増倍率を増加させる効果が生じる。

低水密度状態を想定した場合の使用済燃料プールの実効増倍率は上記の 2 つの効果のバランスにより決定されるため，ラックの材質・ピッチの組合せによっては通常の冠水状態と比較して未臨界性評価結果が厳しくなる可能性がある。

そこで，東海第二発電所の使用済燃料プールにおいて水密度を一様に 1.0～0.0g／cm^3と変化させて実効増倍率を計算したところ，中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により，実効増倍率を増加させる効果がある隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから，第 54-13-2 図

に示すとおり，水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する結果が得られた。ボロンは供用期間中に中性子を吸収し，中性子の吸収体としての効果が低下することが考えられるが，仮に供用期間を 60 年としても効果の低下はごく僅かである。このため，水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることとなる。

なお，解析には，米国オークリッジ国立研究所（ＯＲＮＬ）が米国原子力規制委員会（ＮＲＣ）の原子力関連許認可評価用として作成したモンテカルロ法に基づく３次元多群輸送計算コードであり，米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されているＳＣＡＬＥシステムを用いた。

第 54-13-1 表　未臨界性評価の基本計算条件

	項目	仕様
燃料仕様	燃料種類	９×９燃料（Ａ型）
	U^{235} 濃縮度	[redacted]wt％　※1
	ペレット密度	理論密度の 97％
	ペレット直径	0.96 cm
	被覆管外径	1.12 cm
	被覆管厚さ	0.71 mm
	燃料有効長	3.71 m
使用済燃料ラック	ラックタイプ	キャン型
	ラックピッチ	[redacted]mm
	材料	ボロン添加ステンレス鋼
	ボロン濃度	[redacted]wt％　※2
	板厚	[redacted]mm
	内のり	[redacted]mm

※１：未臨界性評価用燃料集合体（k∞＝1.3 未燃焼組成，Gd なし）

※２：ボロン濃度の解析使用値は，製造公差下限値とする。

第 54-13-1 図　角管型ラックの計算体系

第 54-13-2 図　実効増倍率の水密度依存性

54-14　その他

【ポンプサポート系（冷却水）の記載方針について】

常設代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプのサポート系（冷却水）については，設置許可基準規則第 43 条第 2 項第 3 号（常設），第 3 項第 7 号（可搬型）への対応の基本方針「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等について」の考え方に従い類型化しており，本体資料の設置許可基準規則第 43 条への適合性説明において，それぞれ次の通り説明していることから，考え方を整理する。

常設低圧代替注水系ポンプ　　不要（自然冷却）

可搬型代替注水大型ポンプ　　自己冷却

常設低圧代替注水系ポンプは，通常の横置き遠心式ポンプで，冷却水として外部サポートは不要とする設計である。また，ポンプケーシングと軸受は分離されており，ケーシング内の流水による冷却や，冷却水として吐出水の一部を取り出す等の設計ではないことから，冷却水としては不要と整理する。また，常設低圧代替注水系ポンプは，常設低圧代替注水系格納槽内に設置されており，当該格納槽内の環境条件で運転することから、自然冷却を付記する。

可搬型代替注水大型ポンプは，冷却水として他の冷却水系等から外部サポートを受けないが，取水ポンプで汲み上げた海水の一部をブースターポンプの冷却水として使用する。このように，冷却水により強制冷却を行うが，自己完結型の冷却方式の場合は，自己冷却と整理する。