

代表モデルの選定結果及び全モデルの評価結果（重大事故等クラス2であってクラス2範囲）

No.	配管モデル	供用状態E*1						供用状態E*2								
		一次応力			一次応力			一次応力			一次応力					
		評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表	評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表	評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表
1	RHR-3	16	59	150	2.54	-	16	65	180	2.76	-					
2	RHR-5	38	79	150	1.89	-	38	82	180	2.19	-					
3	RHR-6, 7, 47, 49	33	70	154	2.20	-	46	73	185	2.53	-					
4	RHR-8	80	66	150	2.27	-	80	72	180	2.50	-					
5	RHR-10	622	32	154	4.81	-	622	33	185	5.60	-					
6	RHR-12	6	42	150	3.57	-	6	45	180	4.00	-					
7	RHR-15	41	21	150	7.14	-	41	22	180	8.18	-					
8	RHR-34	60	71	154	2.16	-	60	77	185	2.40	-					
9	RHR-48	86	63	184	2.92	-	86	69	221	3.20	-					
10	RHR-70	954	64	154	2.40	-	954	66	185	2.80	-					
11	RHR1-1	2	38	150	3.94	-	2	39	180	4.61	-					
12	RHR2-1	2	38	150	3.94	-	2	39	180	4.61	-					
13	RHR-31	17	22	150	6.81	-	17	23	180	7.82	-					
14	RHR-40, 41, 42, 89	707	106	150	1.41	○	707	109	180	1.65	○					
15	RHR-66	1N	27	154	5.70	-	1N	29	185	6.37	-					

① b, c

① b, c

① b, c

① b, c

注記 *1：設計・建設規格 PPC-3520(1)に基づき計算した一次応力を示す。

*2：設計・建設規格 PPC-3520(2)に基づき計算した一次応力を示す。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第59条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備】

1. 基準適合性の確認結果

①緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

- a. 既工事計画においては、代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入、代替再循環系ポンプトリップ機能による原子炉出力抑制、ほり酸水注入系による発電用原子炉の未臨界移行、自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止について、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備として、残留熱除去系配管と原子炉格納容器電気配線貫通部の改造は緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備に該当せず、審査対象文とならない。

表 3-3-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (1/18)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故等対処設備（既設+新設）*3		
(第 59 条) 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	原子炉緊急停止系	ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	常設	ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) の電源は、所内常設直流電源設備から給電することで、非常用交流電源設備から給電する原子炉緊急停止系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。 ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 また、ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。
		ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) 手動スイッチ	常設	
		制御棒	常設	
		制御棒駆動機構	常設	
		制御棒駆動系水圧制御ユニット	常設	
(第 59 条) 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制	原子炉緊急停止系 制御棒 制御棒駆動系水圧制御ユニット	ATWS 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能)	常設	ATWS 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能) の電源は、所内常設直流電源設備から給電することで、非常用交流電源設備から給電する原子炉緊急停止系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。 ATWS 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能) は、検出器から再循環系ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器まで原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 また、ATWS 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能) は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。
		再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ	常設	
		低速度用電源装置遮断器手動スイッチ	常設	
(第 59 条) ほう酸水注入	原子炉緊急停止系 制御棒 制御棒駆動系水圧制御ユニット	ほう酸水注入ポンプ	常設	ほう酸水注入系は、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ほう酸水注入ポンプを非常用交流電源設備からの給電により駆動することで、アキュムレータにより駆動する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットに対して多様性を有する設計とする。 ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、原子炉建屋原子炉棟内の制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと異なる区画に設置することで、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		ほう酸水貯蔵タンク	常設	
(第 59 条) 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	自動減圧系	自動減圧系の起動阻止スイッチ	常設	自動減圧系の起動阻止スイッチは、設計基準事故対処設備である自動減圧系の制御盤と共通要因によって同時に機能が損なわれないよう、中央制御室内で位置的分散を図る設計とする。

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について 【第６２条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備】

1. 基準適合性の確認範囲

(1) 残留熱除去系配管の改造

①原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の施設

既工事計画においては、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の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、代替循環冷却系、残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により発電用原子炉を冷却できる設備を施設することとしており、今回の改造範囲については、補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】に記載している。

「原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）の系統図」（第4-3-1-13図，第4-3-1-15図参照）

「原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備（代替循環冷却系）の系統図」（第4-4-8-13図，第4-4-8-15図，第4-4-8-17図参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記の系統構成及び主要仕様に変更のないことを確認する。

なお、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、低圧炉心スプレイス系、緊急用海水系及び残留熱除去海水系は、今回の配管改造に関係しない設備であることから、基準適合性の確認範囲には含まれない。また、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備は、原子炉冷却系統施設として整理されているため、原子炉格納施設としては、審査対象条文とならない。

②原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の機能

既工事計画においては、重大事故防止設備は、重大事故等時に原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却する機能を有することを記載している。

「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」（40頁参照）
今回の変更認可申請に伴い、上記の機能に変更のないことを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第62条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
<p>補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】</p> <p>原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）の系統図（第4-3-1-13図，第4-3-1-15図）</p> <p>原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系）の系統図（第4-4-8-13図，第4-4-8-15図，第4-4-8-17図）</p>	<ul style="list-style-type: none"> 今回の配管改造により，代替循環冷却系，残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）として兼用する残留熱除去系の系統構成に変更がなく，原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備が施設されること，主配管の配置，最高使用温度，最高使用圧力，外径及び厚さに変更がないことを確認した。【①】
<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p>	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故防止設備は，重大事故等時において，原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却する機能を有することとしており，今回の配管改造によりその方針に変更のないことを確認した。【②】

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第62条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備】

3. まとめ

(1) 残留熱除去系配管の改造

- ・ 今回の配管改造について、代替循環冷却系、残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）として兼用する残留熱除去系の系統構成に変更がなく、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備が施設されることを確認した。
- ・ 代替循環冷却系、残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）として兼用する残留熱除去系の系統構成、主配管の配置、最高使用温度、最高使用圧力、外径及び厚さに変更がないことから、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却できる機能に変更はないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・ 既工事計画において確認された設計を変更するものではない。また、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備に関する基本設計方針についても変更がないことから、審査対象条文とならない。

(2) 原子炉格納容器電気配線貫通部の改造

- ・ 今回の電気配線貫通部の改造は、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備に該当しないため、審査対象条文とならない。

工事計画認可申請	第 4-3-1-13 図
東海第二発電所	
名	原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) の系統図 (2/6)
称	(重大事故等対処設備)
日本原子力発電株式会社	
8909	

工事計画認可申請	第 4-3-1-15 図
東海第二発電所	
名	原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) の系統図 (4/6)
称	(重大事故等対処設備)
日本原子力発電株式会社	
8909	

①

工事計画認可申請		第 4-4-8-13 図
東海第二発電所		
名	原子炉冷却系統施設のうち	
称	非常用炉心冷却設備その他原子炉本設備 (代替循環冷却系) の系統図 (2/6) (重大事故等対処設備)	
日本原子力発電株式会社		8827

		工事計画認可申請	第 4-4-8-15 図
		東海第二発電所	
名	原子炉冷却系統施設のうち 非常用炉心冷却設備その他原子炉本設備 (代経備置台系) の系統図 (1/6)		
称	(重大事故等対処設備)		
		日本原子力発電株式会社	
		8827	

工事計画認可申請		第 4-4-8-17 図
		東海第二発電所
名	原子炉冷却系統施設のうち 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (代替炉心冷却用系)の系統図 (6/6)	
称	(重大事故等対処設備)	
日本原子力発電株式会社		8604

V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される
条件の下における健全性に関する説明書

3.2 原子炉冷却系統施設

(1) 機能

原子炉冷却系統施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等において、適切に炉心を冷却する機能（原子炉压力容器及び一次冷却材設備）
- b. 設計基準事故時等において、炉心を冷却する機能（非常用炉心冷却系）
- c. 設計基準事故時等において、原子炉压力容器に注水し、水位を維持する機能（原子炉隔離時冷却系）
- d. 通常運転時等において、炉心崩壊熱及び残留熱の除去、炉心を冷却する機能（残留熱除去系）
- e. 通常運転時等において、残留熱除去設備、非常用炉心冷却設備等の機器で発生する熱を冷却除去する機能（残留熱除去系海水系）
- f. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する機能
 - ・ 高圧代替注水系による原子炉注水
 - ・ 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
 - ・ 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水
 - ・ ほう酸水注入系による原子炉注水（ほう酸水注入）
 - ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力上昇抑制
- g. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する機能
 - ・ 逃がし安全弁
 - ・ インターフェイスシステムLOCA隔離弁
- ② h. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却する機能
 - ・ 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水
 - ・ 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却
 - ・ 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水
 - ・ 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却
 - ・ 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却
 - ・ 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水
 - ・ 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水
- ② 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

- ・緊急用海水系
 - ・残留熱除去系海水系
- i. 通常運転時等において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能（残留熱除去系海水系）
- j. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能
- ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（放射線管理施設、原子炉格納施設及び非常用電源設備と兼用）
 - ・耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 - ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱
 - ・残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱
 - ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱
 - ・残留熱除去系海水系による除熱
 - ・緊急用海水系による除熱
- k. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能
- ・緊急用海水系
 - ・残留熱除去系海水系
- l. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
- ・代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉格納施設と兼用）
- m. 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能
- ・溶融炉心の落下遅延及び防止（原子炉格納施設と兼用）
- n. 重大事故等時において、使用済燃料プールの冷却等を行う機能
- ・代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
- o. 重大事故等の収束に必要な水を供給する機能
- ・重大事故等収束のための水源（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用）
 - ・水の供給（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用）
- p. 重大事故等時に対処するための流路、注水先、注入先、排出元等（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
- q. アクセスルート確保

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更可申請に伴う影響について 【第63条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備】

1. 基準適合性の確認範囲

(1) 残留熱除去系配管の改造

①最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の施設

既工事計画においては、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、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブレシジョン・プール冷却系）により、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備を施設することとしており、今回の改造範囲については、補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】に記載している。

「原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）の系統図」（第4-3-1-13図、第4-3-1-15図参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記の系統構成及び主要仕様に変更がないことを確認する。

なお、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系、残留熱除去系海水系及び緊急用海水系は、今回の配管改造に関係しない設備であることから、基準適合性の確認範囲には含まない。また、最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備は、原子炉冷却系統施設として整理されているため、原子炉格納施設としては、審査対象条文とならない。

②最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の機能

既工事計画においては、原子炉冷却系統施設は、重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を有することを記載している。

「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」（41頁参照）
今回の変更認可申請に伴い、上記の機能に変更がないことを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更可申請に伴う影響について
【第63条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
<p>補足-4 【残留熱除去系配管改造工事の概要について】 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）の系統図（第4-3-1-13図，第4-3-1-15図）</p>	<ul style="list-style-type: none"> 今回の配管改造により，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系），残留熱除去系（格納容器スプレッド冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の系統構成に変更がなく，最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備が施設されること，主配管の配置，最高使用温度，最高使用圧力，外径及び厚さに変更がないことを確認した。【①】
<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却系統施設は，重大事故等時において，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を有することとしており，今回の配管改造によりその方針に変更がないことを確認した。【②】

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第63条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備】

3. まとめ

(1) 残留熱除去系配管の改造

- ・ 今回の配管改造について、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の系統構成に変更がなく、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備が施設されることを確認した。
- ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の系統構成、主配管の配置、最高使用温度、最高使用圧力、外径及び厚さに変更がないことから、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能に変更がないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・ 既工事計画で確認された設計を変更するものではない。また、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備に関する基本設計方針についても変更がないことから、審査対象条文とならない。

(2) 原子炉格納容器電気配線貫通部の改造

- ・ 今回の電気配線貫通部の改造は、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備に該当しないため、審査対象条文とならない。

工事計画認可申請		第 4-3-1-13 図
		東海第二発電所
名	原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) の系統図 (2/6)	
称	(重大事故等対処設備)	
日本原子力発電株式会社		8909

工事計画認可申請	第 4-3-1-15 図
東海第二発電所	
名	原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) の系統図 (4/6)
称	(重大事故等対処設備)
日本原子力発電株式会社	
8909	

V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される
条件の下における健全性に関する説明書

- ・緊急用海水系
 - ・残留熱除去系海水系
- i. 通常運転時等において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能（残留熱除去系海水系）
- ② j. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能
- ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（放射線管理施設、原子炉格納施設及び非常用電源設備と兼用）
 - ・耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
- ②
- ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱
 - ・残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱
 - ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱
 - ・残留熱除去系海水系による除熱
 - ・緊急用海水系による除熱
- k. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能
- ・緊急用海水系
 - ・残留熱除去系海水系
- l. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
- ・代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉格納施設と兼用）
- m. 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能
- ・溶融炉心の落下遅延及び防止（原子炉格納施設と兼用）
- n. 重大事故等時において、使用済燃料プールの冷却等を行う機能
- ・代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
- o. 重大事故等の収束に必要な水を供給する機能
- ・重大事故等収束のための水源（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用）
 - ・水の供給（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用）
- p. 重大事故等時に対処するための流路、注水先、注入先、排出元等（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
- q. アクセスルート確保

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について 【第64条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備】

1. 基準適合性の確認範囲

①原子炉格納容器内の冷却等のための設備の施設

既工事計画においては、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、また、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、残留熱除去系のうち、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系により、原子炉格納容器内を冷却できる設備を施設することとしており、今回の改造範囲については、補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】及び補足-5【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】に記載している。

「原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系）の系統図」（第8-3-4-2-2図、第8-3-4-2-4図参照）

「原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（サブプレッション・プール冷却系）の系統図」（第8-3-4-3-2図、第8-3-4-3-4図参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記の系統構成及び主要仕様に変更がないことを確認する。

なお、原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、今回の配管改造に関係しない設備であることから、基準適合性の確認範囲に含めない。また、原子炉格納容器内の冷却等のための設備は、原子炉格納施設として整理されているため、原子炉冷却系統施設としては、審査対象文とならない。

②原子炉格納容器内の冷却等のための設備の機能

既工事計画においては、原子炉格納施設は、重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能を有することを記載している。

「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」（51頁参照）

「V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」（3,44頁参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記の機能に変更がないことを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更可申請に伴う影響について
【第64条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
<p>補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】</p> <p>原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系）の系統図（第8-3-4-2-2図，第8-3-4-2-4図）</p> <p>原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（サプレッション・プール冷却系）の系統図（第8-3-4-3-2図，第8-3-4-3-4図）</p>	<p>今回の配管改造により，残留熱除去系のうち，格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系の系統構成に変更がなく，原子炉格納容器内の冷却等のための設備が施設されることと，主配管の配置，最高使用温度，最高使用圧力，外径及び厚さに変更がないことを確認した。 【①】</p>
<p>補足-5【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】</p>	<p>今回の電気配線貫通部の改造により，電気配線貫通部の配置及び材料に変更がないことを確認した。 【①】</p>
<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p>	<p>原子炉格納施設は，重大事故等時において，原子炉格納容器内の冷却等を行う機能を有することとしており，今回の配管改造によりその方針に変更がないことを確認した。 【②】</p>
<p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p>	<p>今回の配管改造により，原子炉格納容器内の冷却等を行うことができる設計に変更がないことを確認した。 【②】</p>

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第64条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備】

3. まとめ

(1) 残留熱除去系配管の改造

- ・ 今回の配管改造について、残留熱除去系のうち、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系の系統構成に変更がなく、原子炉格納容器内の冷却等のための設備が施設されることを確認した。
- ・ 残留熱除去系のうち、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系の系統構成、主配管の配置、最高使用温度、最高使用圧力、外径及び厚さに変更がないことから、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能に変更がないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・ 既工事計画で確認された設計を変更するものではない。また、原子炉格納容器内の冷却等のための設備に関する基本設計方針についても変更がないことから、審査対象条文とならない。

(2) 原子炉格納容器電気配線貫通部の改造

- ・ 今回の電気配線貫通部の改造は、電気配線貫通部の配置及び材料に変更がなく、原子炉格納容器内の冷却等のための設備に影響がないことを確認した。
- ・ 電気配線貫通部の配置に変更はなく、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能に変更がないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・ 既工事計画で確認された設計を変更するものではない。また、原子炉格納容器内の冷却等のための設備に関する基本設計方針についても変更がないことから、審査対象条文とならない。

工事計画認可申請 第 8-3-1-2-2 図

東海第二発電所

原子炉格納施設のうち
圧力低下設備その他の安全設備の
原子炉格納容器安全設備
(格納容器スプレイ冷却系)の系統図
(2/4) (重大事故等対処設備)

日本原子力発電株式会社

S909



工事計画認可申請 第 8-3-1-2-4 図

東海第二発電所

原子炉格納施設のうち
圧力低下設備その他の安全設備の
原子炉格納容器安全設備
(格納容器スプレイ冷却系)の系統図
(4/4) (重大事故等対応設備)

日本原子力発電株式会社

S909

工事計画認可申請 第 8-3-1-3-2 図

東海第二発電所

原子炉格納施設のうち
圧力低減設備その他の安全設備の
原子炉格納容器安全設備
(サブプレッション・プール(右列系)の系統図
(2/4) (重大事故等対処設備))

日本原子力発電株式会社

8827

工事計画認可申請 第 8-3-1-3-4 図

東海第二発電所

原子炉格納施設のうち
圧力低減設備その他の安全設備の
原子炉格納容器安全設備
名称 (サブプレッション・プール(右列系)の系統図
(4/4) (重大事故等対処設備))

日本原子力発電株式会社

8827

V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される
条件の下における健全性に関する説明書

3.6 原子炉格納施設

(1) 機能

原子炉格納施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における原子炉格納容器バウンダリ機能
- b. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉冷却系統施設、放射線管理施設及び非常用電源設備と兼用）
- ② c. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能
 - ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却
 - ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却
- ② d. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の除熱
 - ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱
 - ・残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱
- e. 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能
 - ・格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水
 - ・格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水
 - ・溶融炉心の落下遅延及び防止（原子炉冷却系統施設と兼用）
- f. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
 - ・可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化（非常用電源設備と兼用）
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出（計測制御系統施設、放射線管理施設及び非常電源設備と兼用）
- g. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する機能
 - ・原子炉建屋ガス処理系による水素排出
 - ・静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制（計測制御系統施設と兼用）
- h. 工場等外への放射性物質の拡散を抑制する機能
 - ・大気への放射性物質の拡散抑制（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
 - ・海洋への放射性物質の拡散抑制（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）

V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書

することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。また、耐圧強化ベント系は、格納容器内雰囲気ガスを非常用ガス処理系排気筒を通して原子炉建屋外に放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。なお、窒素ガス代替注入系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とする。

- ② 重大事故等時の原子炉格納容器内の冷却のために用いる代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプによりドライウエル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイ並びに残留熱除去系ポンプ及び熱交換器によりサブプレッション・チェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器の過圧破損防止のために用いる代替循環冷却系は、代替循環冷却系ポンプにより、サブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、原子炉格納容器内へスプレイするとともに、原子炉注水及びサブプレッション・チェンバのプール水の除熱を行うことで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置により放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。なお、窒素ガス代替注入系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却のために用いる格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）及びペDESTAL排水系は、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプにより、ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。また、溶融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する場合に、溶融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するため、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設ける。

更) 許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が 5 mSv 以下であることを確認しており、耐圧強化ベント系はこの評価条件を満足するよう、非常用ガス処理系排気筒(地表上の高さ 140 m) から放出する設計とする。

可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として、窒素ガス代替注入系を設ける。

窒素ガス代替注入系は、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス(窒素)の供給が可能な設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス(窒素)で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とする。

②

3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、また、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に原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)を設ける。また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)が使用できる場合は重大事故等対処設備として使用できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(常設)は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内のスプレイヘッドからドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(常設)の水源である代替淡水貯槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(常設)は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(常設)は、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の設備として兼用する設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)は、可搬型代替注水中型ポンプ(直列2台)により西側淡水貯水設備の水を、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由してスプレイヘッドからドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)の水源である代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、可搬型代替

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第65条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備】

1. 基準適合性の確認範囲

① 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の施設

既工事計画においては、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過圧による破損を防止するため、代替循環冷却系により、原子炉格納容器パウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで過圧破損を防止できる設備を施設することとしており、今回の改造範囲については、補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】及び補足-5【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】に記載している。

「原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）の系統図」（第8-3-4-6-9図、第8-3-4-6-11図、第8-3-4-6-13図参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記の系統構成及び主要仕様に変更がないことを確認する。

なお、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、格納容器圧力逃がし装置は、今回の配管改造に関係しない設備であることから、基準適合性の確認範囲には含まれない。また、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備は、原子炉格納施設として整理されているため、原子炉冷却系統施設としては、審査対象条文とならない。

② 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の機能

既工事計画においては、原子炉格納施設は、重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能を有することを記載している。

「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」（51頁参照）

「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」（3, 45頁参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記の機能に変更がないことを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第65条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
<p>補足-4 【残留熱除去系配管改造工事の概要について】</p> <p>原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）の系統図 （第8-3-4-6-9図，第8-3-4-6-11図，第8-3-4-6-13図）</p>	<p>今回の配管改造により，代替循環冷却系として兼用する残留熱除去系の系統構成に変更がなく，原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備が施設されること，主配管の配置，最高使用温度，最高使用圧力，外径及び厚さに変更がないことを確認した。【①】</p>
<p>補足-5 【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】</p>	<p>今回の電気配線貫通部の改造により，電気配線貫通部の配置及び材料に変更がないことを確認した。【①】</p>
<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p>	<p>原子炉格納施設は，重大事故等時において，原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能を有することとしており，今回の配管改造によりその方針に変更がないことを確認した。【②】</p>
<p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p>	<p>今回の配管改造により，原子炉格納容器の過圧破損を防止することができる設計に変更がないことを確認した。【②】</p>

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更可申請に伴う影響について

【第65条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備】

3. まとめ

(1) 残留熱除去系配管の改造

- ・ 今回の配管改造について、代替循環冷却系として兼用する残留熱除去系の系統構成に変更がなく、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備が施設されることを確認した。
- ・ 代替循環冷却系として兼用する残留熱除去系の系統構成、主配管の配置、最高使用温度、最高使用圧力、外径及び厚さに変更がないことから、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能に変更はないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・ 既工事計画で確認された設計を変更するものではない。また、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備に関する基本設計方針についても変更がないことから、審査対象条文とならない。

(2) 原子炉格納容器電気配線貫通部の改造

- ・ 今回の電気配線貫通部の改造は、電気配線貫通部の配置及び材料に変更がなく、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備に変更がないことを確認した。
- ・ 電気配線貫通部の配置に変更はなく、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能に変更はないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・ 既工事計画で確認された設計を変更するものではない。また、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備に関する基本設計方針についても変更がないことから、審査対象条文とならない。

工事計画認可申請		第 8-3-4-6-9 図
東海第二発電所		
原子炉格納施設のうち		
名	圧力低減設備その他の安全設備の	
称	原子炉格納容器安全設備	
	(代替循環冷却系)の系統図(2/6)	
	(重大事故等対処設備)	
	日本原子力発電株式会社	
	8909	

工事計画認可申請		第 8-3-4-6-11 図
東海第二発電所		
原子炉格納施設のうち		
名	圧力低減設備その他の安全設備の 原子炉格納容器安全設備	
称	(代替循環冷却系)の系統図(4/6) (重大事故等対処設備)	
日本原子力発電株式会社		
		8909

工事計画認可申請 | 第 8-3-4-6-13 図

東海第二発電所

原子炉格納施設のうち、
圧力低減設備その他の安全設備の
原子炉格納容器安全設備
(代替措置冷却系) の系統図 (6/6)
(重大事故等対処設備)

日本原子力発電株式会社

8806

V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される
条件の下における健全性に関する説明書

3.6 原子炉格納施設

(1) 機能

原子炉格納施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における原子炉格納容器バウンダリ機能
- b. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉冷却系統施設、放射線管理施設及び非常用電源設備と兼用）
- c. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能
 - ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却
 - ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却
 - ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱
 - ・残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱
- ② d. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
 - ・代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉冷却系統施設と兼用）
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（放射線管理施設及び非常用電源設備と兼用）
- e. 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能
 - ・格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水
 - ・格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水
 - ・溶融炉心の落下遅延及び防止（原子炉冷却系統施設と兼用）
- f. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
 - ・可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化（非常用電源設備と兼用）
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出（計測制御系統施設、放射線管理施設及び非常電源設備と兼用）
- g. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する機能
 - ・原子炉建屋ガス処理系による水素排出
 - ・静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制（計測制御系統施設と兼用）
- h. 工場等外への放射性物質の拡散を抑制する機能
 - ・大気への放射性物質の拡散抑制（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
 - ・海洋への放射性物質の拡散抑制（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）

V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書

することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。また、耐圧強化ベント系は、格納容器内雰囲気ガスを非常用ガス処理系排気筒を通して原子炉建屋外に放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。なお、窒素ガス代替注入系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内の冷却のために用いる代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプによりドライウエル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイ並びに残留熱除去系ポンプ及び熱交換器によりサブプレッション・チェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

②

重大事故等時の原子炉格納容器の過圧破損防止のために用いる代替循環冷却系は、代替循環冷却系ポンプにより、サブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、原子炉格納容器内へスプレイするとともに、原子炉注水及びサブプレッション・チェンバのプール水の除熱を行うことで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置により放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。なお、窒素ガス代替注入系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却のために用いる格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）及びペDESTAL排水系は、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプにより、ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。また、溶融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する場合に、溶融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するため、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設ける。

注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、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の設備として兼用する設計とする。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器により、サブプレッション・チェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

②

3.2.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備である代替循環冷却系及び原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備である格納容器圧力逃がし装置を設ける。

代替循環冷却系は、Mark-II型原子炉格納容器の特徴を踏まえ多重性を有する設計とし、代替循環冷却系ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内へスプレイするとともに、原子炉注水及びサブプレッション・チェンバのプール水の除熱を行うことで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

原子炉格納容器内へスプレイされた水は、格納容器ベント管を経て、サブプレッション・チェンバに戻ることで循環できる設計とする。

代替循環冷却系は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラビング水、金属フィルタ、よう素除去部）、圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 13.4 kg/s (1 Pd において)）することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質、ガス状の無機よう素及び有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（待機状態において pH13 以上）に維持する設計とする。

格納容器圧力逃がし装置はサブプレッション・チェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッ

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について 【第66条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備】

1. 基準適合性の確認範囲

①原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の施設

既工事計画においては、炉心の著しい損傷が発生した場合において溶融炉心が原子炉格納容器下部の床面へ落下するのを遅延・防止するため、代替循環冷却系により、原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設備を施設することとしており、今回の改造範囲については、補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】及び補足-5【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】に記載している。

「原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）の系統図」（第8-3-4-6-9図、第8-3-4-6-11図、第8-3-4-6-13図参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記の系統構成及び主要仕様に変更がないことを確認する。

なお、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち、格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）、ペダスタル排水系、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、高圧代替注水系及びびほう酸水注入系は、今回の配管改造に関係しない設備であることから、基準適合性の確認範囲には含めない。また、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備は、原子炉格納施設として整理されているため、原子炉冷却系統施設としては、審査対象文とならない。

②原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の機能

既工事計画においては、原子炉格納施設は、重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能を有することを記載している。

「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」（51頁参照）

「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」（4, 46, 48, 49頁参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記の機能に変更がないことを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第66条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
<p>補足-4 【残留熱除去系配管改造工事の概要について】</p> <p>原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）の系統図 （第8-3-4-6-9図，第8-3-4-6-11図，第8-3-4-6-13図）</p>	<ul style="list-style-type: none"> 今回の配管改造により，代替循環冷却系として兼用する残留熱除去系の系統構成に変更がなく，原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備が施設されること，主配管の配置，最高使用温度，最高使用圧力，外径及び厚さに変更がないことを確認した。【①】
<p>補足-5 【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】</p>	<ul style="list-style-type: none"> 今回の電気配線貫通部の改造により，電気配線貫通部の配置及び材料に変更がないことを確認した。【①】
<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納施設は，重大事故等時において，原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能を有することとしており，今回の配管改造によりその方針に変更がないことを確認した。【②】
<p>V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p>	<ul style="list-style-type: none"> 今回の配管改造により，原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却することができる設計に変更がないことを確認した。【②】

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第66条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備】

3. まとめ

(1) 残留熱除去系配管の改造

- ・ 今回の配管改造について、代替循環冷却系として兼用する残留熱除去系の系統構成に変更がなく、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備が施設されることを確認した。
- ・ 代替循環冷却系として兼用する残留熱除去系の系統構成、主配管の配置、最高使用温度、最高使用圧力、外径及び厚さに変更はななく、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却できる機能に変更がないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・ 既工事計画で確認された設計を変更するものではない。また、原子炉格納容器下部に溶融炉心を冷却するための設備に関する基本設計方針についても変更がないことから、審査対象条文とならない。

(2) 原子炉格納容器電気配線貫通部の改造

- ・ 今回の電気配線貫通部の改造は、電気配線貫通部の配置及び材料に変更がなく、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備に変更がないことを確認した。
- ・ 電気配線貫通部の配置に変更はなく、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能に変更がないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・ 既工事計画で確認された設計に影響を与えないことから、審査対象条文とならない。

工事計画認可申請		第 8-3-4-6-9 図
東海第二発電所		
原子炉格納施設のうち		
名	圧力低減設備その他の安全設備の	
称	原子炉格納容器安全設備	
	(代替循環冷却系)の系統図(2/6)	
	(重大事故等対処設備)	
	日本原子力発電株式会社	
	8909	

工事計画認可申請 第 8-3-4-6-11 図	
東海第二発電所	
原子炉格納施設のうち	
名	圧力低減設備その他の安全設備の 原子炉格納容器安全設備
称	(代替循環冷却系)の系統図(4/6) (重大事故等対処設備)
日本原子力発電株式会社	
8909	

工事計画認可申請 | 第 8-3-4-6-13 図

東海第二発電所

原子炉格納施設のうち、
圧力低下設備その他の安全設備の
原子炉格納容器安全設備
(代替措置冷却系) の系統図 (6/6)
(重大事故等対処設備)

日本原子力発電株式会社

8806

V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される
条件の下における健全性に関する説明書

3.6 原子炉格納施設

(1) 機能

原子炉格納施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における原子炉格納容器バウンダリ機能
- b. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉冷却系統施設、放射線管理施設及び非常用電源設備と兼用）
- c. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能
 - ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却
 - ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却
 - ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱
 - ・残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱
- d. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
 - ・代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉冷却系統施設と兼用）
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（放射線管理施設及び非常用電源設備と兼用）
- ② e. 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能
 - ・格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水
 - ・格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水
 - ② ・溶融炉心の落下遅延及び防止（原子炉冷却系統施設と兼用）
- f. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
 - ・可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化（非常用電源設備と兼用）
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出（計測制御系統施設、放射線管理施設及び非常用電源設備と兼用）
- g. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する機能
 - ・原子炉建屋ガス処理系による水素排出
 - ・静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制（計測制御系統施設と兼用）
- h. 工場等外への放射性物質の拡散を抑制する機能
 - ・大気への放射性物質の拡散抑制（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
 - ・海洋への放射性物質の拡散抑制（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）

V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書

することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。また、耐圧強化ベント系は、格納容器内雰囲気ガスを非常用ガス処理系排気筒を通して原子炉建屋外に放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。なお、窒素ガス代替注入系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内の冷却のために用いる代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプによりドライウエル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイ並びに残留熱除去系ポンプ及び熱交換器によりサブプレッション・チェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器の過圧破損防止のために用いる代替循環冷却系は、代替循環冷却系ポンプにより、サブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、原子炉格納容器内へスプレイするとともに、原子炉注水及びサブプレッション・チェンバのプール水の除熱を行うことで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置により放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。なお、窒素ガス代替注入系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却のために用いる格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）及びペDESTAL排水系は、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプにより、ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。また、溶融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する場合には、溶融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するため、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設ける。

②

熔融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下を遅延・防止するために用いる低压代替注水系（常設）、低压代替注水系（可搬型）、高压代替注水系、代替循環冷却系及びほう酸水注入系は、低压代替注水系（常設）、低压代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系及び高压代替注水系のいずれかと並行してほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を行うことで熔融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内における水素爆発による破損防止のために用いる可搬型窒素供給装置は、原子炉格納容器内を不活性化するため、原子炉格納容器内に窒素を供給することで、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にできる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置により放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素及び酸素を大気に排出できる設計とし、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、ベント開始後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。なお、窒素ガス代替注入系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とする。

原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために用いる原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする水素等を含む気体を吸引し、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインにて放射性物質を低減して主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒から排出することで、原子炉建屋原子炉棟内に水素が滞留せず、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷の防止が可能な設計とする。また、静的触媒式水素再結合器は、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止できる設計とする。

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために用いる原子炉建屋放水設備は、可搬型代替注水大型ポンプにより海水を取水し、放水砲から原子炉建屋へ放水することで発電所外への放射性物質の拡散を抑制する設計とし、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため、可搬型代替注水大型ポンプにより泡混合器を通して、海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。また、海洋拡散抑制設備は、汚濁防止膜（可搬型）を汚染水が発電所から海洋に流出する雨水排水路集水柵及び放水路に設置することで発電所外への放射性物質の拡散を抑制する設計とする。

オン・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、ドライウェル床面からの高さを確保する設計とするとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、原子炉格納容器が負圧とならないよう、代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用とする。仮に、原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。

格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔人力操作機構（個数4）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。

系統内に設ける圧力開放板は、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため、格納容器圧力逃がし装置使用後にフィルタ装置スクラビング水を移送ポンプ（容量10 m³/h/個、揚程40 m、個数1）によりサブプレッション・チェンバへ移送できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽から、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置にスクラビング水を補給できる設計とする。また、代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として、窒素ガス代替注入系を設ける。

窒素ガス代替注入系は、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。

窒素供給装置用電源車は、窒素供給装置用電源車1台により、2台の窒素供給装置に給電できる設計とする。

② 3.2.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能

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、熔融し、ペDESTAL（ドライウェル部）に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対

処設備として、格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）及びペDESTAL排水系を設ける。また、熔融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下するまでに、ペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保し、落下した熔融炉心の冷却が可能な設計とする。なお、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水及び格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水と合わせて、熔融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する場合に、熔融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び熔融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するため、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設ける。

格納容器下部注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を格納容器下部注水系配管等を経由してペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、熔融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

格納容器下部注水系（常設）の水源である代替淡水貯槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

格納容器下部注水系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ（直列2台）により、西側淡水貯水設備の水を建屋内にあらかじめ敷設した格納容器下部注水系配管等を経由してペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、熔融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

また、可搬型代替注水大型ポンプにより、代替淡水貯槽の水を建屋内にあらかじめ敷設した格納容器下部注水系配管等を経由してペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、熔融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）の水源である代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

コリウムシールドは、熔融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）へと落下した場合において、熔融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び熔融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するため、寸法が高さ1.88 m、厚さ0.15 m、材料がジルコニア（ ZrO_2 ）、個数が1個の設計とする。なお、コリウムシールドは耐震性を有する設計とする。

ペDESTAL排水系は、ドライウエル圧力高信号及び原子炉水位異常低下信号（レベル1）

により、ペDESTAL（ドライウエル部）内へ流入する配管に対してペDESTAL（ドライウエル部）外側に設置した制限弁を自動閉止し、ペDESTAL（ドライウエル部）への流入水を制限するとともに、格納容器床ドレンサンプ内に流入した水を格納容器床ドレンサンプ導入管より流出させ、格納容器床ドレンサンプスリット及び排水配管を經由してサブプレッション・チェンバへ排水することにより、必要な水位を維持できる設計とする。また、ペDESTAL（ドライウエル部）内の水位が1.2 mを超えた場合には、格納容器床ドレンサンプ導入管と併せて格納容器機器ドレンサンプ導入管より流出させ、格納容器機器ドレンサンプスリット及び排水配管を經由してサブプレッション・チェンバへ排水することができる設計とする。

格納容器床ドレンサンプ導入管は、ペDESTAL（ドライウエル部）内の水位を常時1 mに維持するため、格納容器床ドレンサンプ底部から高さが1 mの設計とする。また、格納容器機器ドレンサンプ導入管は、ペDESTAL（ドライウエル部）内の水位が1.2 m以上であるときに、格納容器床ドレンサンプ導入管と併せてペDESTAL（ドライウエル部）より排水するため、格納容器床ドレンサンプ底部から高さが1.2 mの設計とする。

格納容器床ドレンサンプ導入管及び格納容器機器ドレンサンプ導入管は、サイフォン効果を除去し、意図した水位で排水を停止するため、頂部付近に空気抜き孔を有する設計とする。

原子炉圧力容器破損前までに想定される落下物により、格納容器床ドレンサンプ導入管及び格納容器機器ドレンサンプ導入管が損傷することを防止するため、格納容器床ドレンサンプ導入管カバー及び格納容器機器ドレンサンプ導入管カバーを設ける設計とする。また、格納容器床ドレンサンプ導入管カバー及び格納容器機器ドレンサンプ導入管カバーは、異物による排水機能への悪影響を防止するため、異物混入防止機能を有する設計とする。

原子炉圧力容器破損時にペDESTAL（ドライウエル部）に落下したデブリが、格納容器床ドレンサンプ及び格納容器機器ドレンサンプの排水流路を通じてサブプレッション・チェンバへ移行することを防止するため、格納容器床ドレンサンプスリット及び格納容器機器ドレンサンプスリット（高さ□mm、幅□mm、厚さ□mm、材料 ステンレス鋼）は、流入したデブリの冷却及び凝固停止を促進する設計とする。

原子炉圧力容器破損後のペDESTAL水のサブプレッション・チェンバへの流出を防止するため、ベント管に接続する格納容器床ドレン排水弁及び格納容器機器ドレン排水弁は、原子炉圧力容器破損前のペDESTAL（ドライウエル部）への注水により一旦水位を上昇させ、その後の排水によりペDESTAL（ドライウエル部）の水位が1 mまで低下する時間を考慮し、自動閉止する設計とする。

②

炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、高圧代替注水系、代替循環冷却系及びほう酸水注入系を設ける。

低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、高圧代替注水系、代替循環冷却系及びほう酸水注入系は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、高圧代替注水系及び代替循環冷却系のいずれかと並行してほう酸水注入系による原子炉圧力容器

②

への注水を行うことで溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系（常設）の水源である代替淡水貯槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ（直列2台）により西側淡水貯水設備の水を、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を低圧炉心スプレイ系等又は残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の水源である代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を高圧炉心スプレイ系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

②

代替循環冷却系は、代替循環冷却系ポンプにより、サプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

ほう酸水注入系は、ほう酸水注入ポンプにより、ほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・防止する設計とする。

3.2.6 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能

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内における水素爆発による破損を防止するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器内を不活性化するための設備である窒素供給装置及び原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための設備である格納容器圧力逃がし装置を設ける。

また、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内における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する設計とする。

窒素供給装置は、原子炉格納容器内に窒素を供給することで、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にできる設計とする。

窒素供給装置は、窒素供給装置用電源車から給電できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 13.4 kg/s (1 Pd

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第67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】

1. 基準適合性の確認結果

①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

- a. 既工事計画においては、可搬型窒素供給装置及び格納容器圧力逃がし装置について、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としているため、残留熱除去系配管と原子炉格納容器電気配線貫通部の改造範囲は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に該当せず、審査対象条文とならない。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (8/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第66条) 溶融炉心の落下遅延及び防止	-	常設高圧代替注水系ポンプ	常設	-
		サブプレッション・チェンバ 【水源】	常設	
	-	ほう酸水注入ポンプ	常設	
		ほう酸水貯蔵タンク【水源】	常設	
	-	常設低圧代替注水系ポンプ	常設	
		代替淡水貯槽【水源】	常設	
	-	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
		西側淡水貯水設備【水源】	常設	
		代替淡水貯槽【水源】	常設	
	-	代替循環冷却系ポンプ	常設	
		残留熱除去系熱交換器	常設	
		サブプレッション・チェンバ 【水源】	常設	
		緊急用海水ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
緊急用海水系ストレータ 【原子炉冷却系統施設】		常設		
残留熱除去系海水系ポンプ 【原子炉冷却系統施設】		常設		
残留熱除去系海水系ストレータ 【原子炉冷却系統施設】		常設		
(第67条) 可搬型窒素供給装置による 原子炉格納容器内の不活性化	-	窒素供給装置	可搬型	-
	-	窒素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	可搬型	

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (9/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第67条) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出	-	フィルタ装置	常設	格納容器圧力逃がし装置は, 非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。
		第一弁 (S/C側)	常設	
		第一弁 (D/W側)	常設	
		第二弁	常設	
		第二弁バイパス弁	常設	
		遠隔人力操作機構	常設	
		第二弁操作室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		第二弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンプ) 【放射線管理施設】	可搬型	
		第二弁操作室差圧計 【放射線管理施設】	常設	
		圧力開放板	常設	
		窒素供給装置	可搬型	
		窒素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	可搬型	
		フィルタ装置遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		移送ポンプ	常設	
		可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
		西側淡水貯水設備[水源]	常設	
		代替淡水貯槽[水源]	常設	
		フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 【放射線管理施設】	常設	
フィルタ装置入口水素濃度 【計測制御系統施設】	常設			
(第68条) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出	-	非常用ガス処理系排風機	常設	非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は, 非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
		非常用ガス処理系フィルタトレイン	常設	
		非常用ガス再循環系排風機	常設	
		非常用ガス再循環系フィルタトレイン	常設	

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については, その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2: () 付の設備は, 重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり, 共通要因による機能喪失を想定していない。
*3: 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

補足-2 【設計及び工事計画変更認可申請書に
添付する書類の整理について】

(改7)

設計及び工事計画変更認可申請に添付する書類の整理について

1. 概要

本資料では、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく当該手続きを行うにあたり、設計及び工事計画変更認可申請書に添付する書類について整理する。

また、併せて「電気事業法」に基づく工事計画変更の手続きの要否についても整理する。

2. 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく設計及び工事計画変更認可申請書に添付する書類の整理について

設計及び工事計画変更認可申請書に添付すべき書類は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（以下、「実用炉規則」という。）の第九条第三項に規定の、別表第二の上覧に掲げる種類に応じた同表の下欄に掲げる書類並びに設計及び工事に係る品質マネジメントの説明書類となるが、別表第二では「認可の申請又は届出に係る工事の内容に関係あるものに限る。」との規定があるため、本申請範囲である「原子炉冷却系統施設」及び「原子炉格納施設」に要求される添付書類の要否の検討を行った。検討結果を表1に示す。

3. 「電気事業法」に基づく工事計画変更認可申請書に添付する書類の整理について

「電気事業法」に基づく工事計画の手続き対象となる工事については、「原子力発電工作物の保安に関する命令」（以下、「保安命令」という。）の別表第一及び別表第三に規定されている。

今回改造する残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部については、それぞれ原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設に係る設備であり、保安命令の別表第一に規定する工事計画の認可を要するものに該当する。

表1 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく設計及び工事計画変更認可申請において要求される添付書類及び本申請における添付の要否の検討結果

(1) 残留熱除去系配管

実用炉規則 第九条第三項に規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
別表第二（各発電用原子炉施設に共通）		
送電関係一覧図	×	送電設備に変更はないため、添付しない。
急傾斜地崩壊危険区域内において行う制限工事に係る場合は、当該区域内の急傾斜地の崩壊の防止措置に関する説明書	×	東海第二発電所において急傾斜地崩壊危険区域に指定された箇所はないため、添付しない。
工場又は事業所の概要を明示した地形図	×	発電所の概要を明示した地形図に変更はないため、添付しない。
主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図	×	主要設備の配置に変更はないため、添付しない。
単線結線図	×	単線結線図に変更はないため、添付しない。
新技術の内容を十分に説明した書類	×	新技術に該当しないため、添付しない。
発電用原子炉施設の熱精算図	×	熱精算に変更はないため、添付しない。

実用炉規則 第九条第三項に規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
熱出力計算書	×	熱出力計算に変更はないため、添付しない。
発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書	○	本申請では、変更する機器が設置許可との整合性に影響がないことを説明するため添付する。 ※本文五号との整合性に関する説明書 ※本文十一号との整合性に関する説明書
排気中及び排水中の放射性物質の濃度に関する説明書	×	排気中及び排水中の放射性物質の濃度に変更はないため、添付しない。
人が常時勤務し、又は頻繁に出入する工場又は事業所内の場所における線量に関する説明書	×	発電所の場所における線量に影響を与えないため、添付しない。
発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書	○	補足－１の添付書類で確認した書類であることから添付する。 ・ V-1-1-2-1-1* ¹ ・ V-1-1-2-1-2* ¹ ・ V-1-1-2-2-1* ¹ ・ V-1-1-2-2-4* ¹ ・ V-1-1-2-2-5* ¹ ・ V-1-1-2-3-1* ¹ ・ V-1-1-2-3-2* ¹ ・ V-1-1-2-3-3* ¹ ・ V-1-1-2-4-1* ¹ ・ V-1-1-2-4-2* ¹ ・ V-1-1-2-4-3* ¹ ・ V-1-1-2-5-1* ¹ ・ V-1-1-2-5-2* ¹ ・ V-1-1-2-5-3* ¹ ・ V-1-1-2-5-4* ¹ ・ V-1-1-2-5-6* ¹
排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備の配置の概要を明示した図面	×	該当する設備はないため、添付しない。
取水口及び放水口に関する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。

実用炉規則 第九条第三項に 規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
設備別記載事項の設定根拠に 関する説明書	○	最高使用圧力, 最高使用温度及び外径の設定値 並びにその設定根拠に変更はないが, 設備の改 造を行うため添付する。 ・ V-1-1-4-3-10* ¹
環境測定装置の構造図及び取 付箇所を明示した図面	×	該当する設備はないため, 添付しない。
クラス 1 機器及び炉心支持構 造物の応力腐食割れ対策に関 する説明書	○	クラス 1 機器 (主配管) の改造を行うため, 添 付する。 ・ V-1-1-5
安全設備及び重大事故等対処 設備が使用される条件の下に おける健全性に関する説明書	○	設計基準事故時及び重大事故等時に想定され る環境条件及び系統施設毎の機能に影響はな く, 必要な箇所の保守点検ができる設計とす ること等に変更はないが, 設備の改造を行うた め添付する。 ・ V-1-1-6* ¹
発電用原子炉施設の火災防護 に関する説明書	○	本工事により火災の感知及び消火並びに火災 の影響軽減の火災防護対策について影響を与 えない。改造する範囲は不燃材料を使用してい るため, 火災の発生防止についても変更はない が, 設備の改造を行うため添付する。 ・ V-1-1-7* ¹
発電用原子炉施設の溢水防護 に関する説明書	○	本工事により溢水等による損傷防止として防 護すべき設備に影響を与えない。配管ルート の一部変更に伴う溢水評価については, 各エ リアでの溢水想定に包含されるため評価に 変更はないが, 設備の改造を行うため添付 する。 ・ V-1-1-8* ¹ 補足-1 の添付書類で確認した書類である ことから添付する。 ・ V-1-1-8-1* ¹ ・ V-1-1-8-2* ¹ ・ V-1-1-8-3* ¹ ・ V-1-1-8-4* ¹ ・ V-1-1-8-5* ¹

実用炉規則 第九条第三項に規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書	○	配管破損想定位置であるターミナル・エンド（配管アンカーサポート点）に変更はなく、並防護対策の評価として当該配管破損想定位置が障壁で囲まれていること等にも変更はないが、設備の改造を行うため添付する。 ・ V-1-1-9* ¹
通信連絡設備に関する説明書及び取付箇所を明示した図面	×	該当する設備はないため、添付しない。
安全避難通路に関する説明書及び安全避難通路を明示した図面	×	該当する設備はないため、添付しない。
非常用照明に関する説明書及び取付箇所を明示した図面	×	該当する設備はないため、添付しない。
別表第二（原子炉冷却系統施設）		
原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	○	配置図及び系統図について、今回の申請範囲に係る箇所について添付する。 ※主配管の配置を明示した図面 ・ 残留熱除去系 ※系統図 ・ 残留熱除去設備（残留熱除去系） ・ 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系） ・ 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系） ・ 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系）
蒸気タービンの給水処理系統図	×	該当する設備はないため、添付しない。

実用炉規則 第九条第三項に 規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
耐震性に関する説明書	○	今回の申請に伴い、一部評価結果に変更がある ことから添付する。 ※基本方針 (変更なし) ・ V-2-1-6* ¹ ・ V-2-1-9* ¹ ・ V-2-1-13-6* ¹ ※管の耐震性についての計算書 ・ V-2-5-2-1-1 ・ V-2-5-4-1-4 補足－１の添付書類で確認した書類であるこ とから添付する。 ・ V-2-1-1* ¹ ・ V-2-1-3* ¹ ・ V-2-1-4* ¹ ・ V-2-1-8* ¹ ・ V-2-1-12-1* ¹ ・ V-2-2-1* ¹ ・ V-2-2-2* ¹ ・ V-2-9-2-2* ¹ ・ V-2-9-3-4* ¹ ・ V-2-12* ¹
強度に関する説明書	○	今回の申請に伴い、一部評価結果に変更がある ことから添付する。 ※基本方針，強度計算方法 ・ V-3-1-2* ¹ ・ V-3-1-3* ¹ ・ V-3-1-6* ¹ ・ V-3-2-1* ¹ ・ V-3-2-2* ¹ ・ V-3-2-4* ¹ ・ V-3-2-11* ¹ ※管の基本板厚計算書 ・ V-3-5-3-1-5 ※管の応力計算書 ・ V-3-5-1-1-2* ¹ ・ V-3-5-3-1-6 補足－１の添付書類で確認した書類であるこ とから添付する。 ・ V-3-別添 3-2-1-1* ¹

実用炉規則 第九条第三項に 規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
構造図	×	該当する設備はないため、添付しない。
原子炉格納容器内の原子炉冷却材又は一次冷却材の漏えいを監視する装置の構成に関する説明書、検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
蒸気発生器及び蒸気タービンの基礎に関する説明書及びその基礎の状況を明示した図面	×	該当する設備はないため、添付しない。
流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書	○	配管内円柱状構造物は存在せず、配管改造後も定期的に技術基準の適合性を確認する方針に変更は無いが、設備の改造を行うため添付する。 ・ V-1-4-2* ¹
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書	○	補足－1の添付書類で確認した書類であることから添付する。 ・ V-1-4-3* ¹
蒸気タービンの制御方法に関する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
蒸気タービンの振動管理に関する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
蒸気タービンの冷却水の種類及び冷却水として海水を使用しない場合は、可能取水量を記載した書類	×	該当する設備はないため、添付しない。
安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書	○	補足－1の添付書類で確認した書類であることから添付する。 ・ V-4-1* ¹

実用炉規則 第九条第三項に規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
計算機プログラム（解析コード）の概要	○	計算プログラムの概要に変更は無いが、設備の改造に伴い計算プログラムを使用することから、添付する。 ・ V-5
別表第二（原子炉格納施設）		
原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	○	配置図及び系統図について、今回の申請範囲に係わる箇所について添付する。 ※主配管の配置を明示した図面 ・ 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系） ※系統図 ・ 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系） ・ 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（サブプレッション・プール冷却系） ・ 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系） ・ 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系） ・ 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替系）
耐震性に関する説明書	○	今回の申請に伴い、一部評価結果に変更があることから添付する。 ※残留熱除去設備（残留熱除去系）に含む
強度に関する説明書	○	今回の申請に伴い、一部評価結果に変更があることから添付する。 ※残留熱除去設備（残留熱除去系）に含む
構造図	×	該当する設備はないため、添付しない。
原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	○	補足－１の添付書類で確認した書類であることから添付する。 ・ V-1-8-1* ¹
原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
原子炉格納施設の基礎に関する説明書及びその基礎の状況を明示した図面	○	補足－１の添付書類で確認した書類であることから添付する。 ・ V-1-8-3* ¹
圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書	○	補足－１の添付書類で確認した書類であることから添付する。 ・ V-1-8-4* ¹

実用炉規則 第九条第三項に 規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
安全弁及び逃がし弁の吹出量 計算書	○	補足－１の添付書類で確認した書類であること から添付する。 ・ V-4-1*1
計算機プログラム（解析コード）の概要	○	計算プログラムの概要に変更は無いが、設備の 改造に伴い計算プログラムを使用することから、 添付する。 ・ V-5

(2)原子炉格納容器電気配線貫通部

実用炉規則 第九条第三項に 規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
別表第二 (各発電用原子炉施設に共通)		
送電関係一覧図	×	送電設備に変更はないため、添付しない。
急傾斜地崩壊危険区域内において行う制限工事に係る場合は、当該区域内の急傾斜地の崩壊の防止措置に関する説明書	×	東海第二発電所において急傾斜地崩壊危険区域に指定された箇所はないため、添付しない。
工場又は事業所の概要を明示した地形図	×	発電所の概要を明示した地形図に送電設備に変更はないため、添付しない。
主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図	×	主要設備の配置に変更はないため、添付しない。
単線結線図	×	単線結線図に変更はないため、添付しない。
新技術の内容を十分に説明した書類	×	新技術に該当しないため、添付しない。
発電用原子炉施設の熱精算図	×	熱精算に変更はないため、添付しない。
熱出力計算書	×	熱出力計算に変更はないため、添付しない。
発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書	○	本申請では、変更する機器が設置許可との整合性に影響がないことを説明するため添付する。 ※本文五号との整合性に関する説明書 ※本文十一号との整合性に関する説明書
排気中及び排水中の放射性物質の濃度に関する説明書	×	排気中及び排水中の放射性物質の濃度に変更はないため、添付しない。
人が常時勤務し、又は頻繁に出入する工場又は事業所内の場所における線量に関する説明書	×	発電所の場所における線量に変更はないため、添付しない。

実用炉規則 第九条第三項に 規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
発電用原子炉施設の自然現象 等による損傷の防止に関する 説明書	○	補足－１の添付書類で確認した書類であるこ とから添付する。 ・ V-1-1-2-1-1* ¹ ・ V-1-1-2-1-2* ¹ ・ V-1-1-2-2-1* ¹ ・ V-1-1-2-2-4* ¹ ・ V-1-1-2-2-5* ¹ ・ V-1-1-2-3-1* ¹ ・ V-1-1-2-3-2* ¹ ・ V-1-1-2-3-3* ¹ ・ V-1-1-2-4-1* ¹ ・ V-1-1-2-4-2* ¹ ・ V-1-1-2-4-3* ¹ ・ V-1-1-2-5-1* ¹ ・ V-1-1-2-5-2* ¹ ・ V-1-1-2-5-3* ¹ ・ V-1-1-2-5-4* ¹ ・ V-1-1-2-5-6* ¹
排水監視設備及び放射性物質 を含む排水を安全に処理する 設備の配置の概要を明示した 図面	×	該当する設備はないため、添付しない。
取水口及び放水口に関する説 明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
設備別記載事項の設定根拠に 関する説明書	○	最高使用圧力，最高使用温度，外径，構成及び 個数の設定値，並びにその設定根拠に変更はな いが，設備の改造を行うため添付する。 ・ V-1-1-4-7-9* ¹
環境測定装置の構造図及び取 付箇所を明示した図面	×	該当する設備はないため、添付しない。
クラス 1 機器及び炉心支持構 造物の応力腐食割れ対策に関 する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。

実用炉規則 第九条第三項に 規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
安全設備及び重大事故等対処 設備が使用される条件の下に おける健全性に関する説明書	○	設計基準事故時及び重大事故等時に想定され る環境条件及び系統施設毎の機能に影響はな く、必要な箇所の保守点検ができる設計とす ること等に変更はないが、設備の改造を行うため 添付する。 ・ V-1-1-6* ¹
発電用原子炉施設の火災防護 に関する説明書	○	本工事により火災の感知及び消火並びに火災 の影響軽減の火災防護対策について影響を与 えない。改造する範囲は不燃材料を使用してい るため、火災の発生防止についても変更はない が、設備の改造を行うため添付する。 ・ V-1-1-7* ¹
発電用原子炉施設の溢水防護 に関する説明書	○	本工事により溢水等による損傷防止として防 護すべき設備に影響を与えない。原子炉格納容 器の一部として、溢水防護設計に変更はない が、設備の改造を行うため添付する。 ・ V-1-1-8* ¹
発電用原子炉施設の蒸気ター ビン、ポンプ等の損壊に伴う 飛散物による損傷防護に関す る説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
通信連絡設備に関する説明書 及び取付箇所を明示した図面	×	該当する設備はないため、添付しない。
安全避難通路に関する説明書 及び安全避難通路を明示した 図面	×	該当する設備はないため、添付しない。
非常用照明に関する説明書及 び取付箇所を明示した図面	×	該当する設備はないため、添付しない。
別表第二 (原子炉格納施設)		
原子炉格納施設に係る機器の 配置を明示した図面及び系統 図	×	配置図について、配置する箇所に変更はないた め添付しない。

実用炉規則 第九条第三項に 規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
耐震性に関する説明書	○	スリーブ長さは短くなり全体質量も軽くなるため、評価結果に変更はないが、設備の改造を行うため添付する。 ・ V-2-9-2-10* ¹ 補足－1 の添付書類で確認した書類であることから添付する。 ・ V-2-1-1* ¹ ・ V-2-1-3* ¹ ・ V-2-1-4* ¹ ・ V-2-1-6* ¹ ・ V-2-1-8* ¹ ・ V-2-2-1* ¹ ・ V-2-2-2* ¹ ・ V-2-9-2-2* ¹ ・ V-2-9-3-4* ¹ ・ V-2-12* ¹
強度に関する説明書	○	スリーブ長さは短くなり、スリーブの板厚に変更はないため、評価結果に変更はないが、設備の改造を行うため添付する。 ・ V-3-9-1-4-3* ¹ 補足－1 の添付書類で確認した書類であることから添付する。 ・ V-3-別添 3-2-1-1* ¹ ・ V-3-1-6* ¹ ・ V-3-1-8* ¹
構造図	○	構造図について、今回の申請範囲に係る箇所について添付する。
原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	○	格納容器(電気配線貫通部)の設計条件(200℃、2Pd 環境下における健全性)に変更はないが、設備の改造を行うため添付する。 ・ V-1-8-1* ¹
原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
原子炉格納施設の基礎に関する説明書及びその基礎の状況を明示した図面	○	補足－1 の添付書類で確認した書類であることから添付する。 ・ V-1-8-3* ¹

実用炉規則 第九条第三項に 規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
圧力低減設備その他の安全設 備のポンプの有効吸込水頭に 関する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
安全弁及び逃がし弁の吹出量 計算書	×	該当する設備はないため、添付しない。
計算機プログラム（解析コー ド）の概要	○	計算プログラムの概要に変更は無いが、設備 の改造を行うため添付する。 ・ V-5

* 1 : 平成30年10月18日付け原規規発第1810181号にて認可された設計及び工事の計画（既工事計画）から変更がないことを示す。

補足-3 【工事の方法に関する補足説明資料】

(改2)

工事の方法に関する補足説明資料

1. 概 要

工事の方法として、工事手順、使用前事業者検査の方法、工事上の留意事項を、それぞれ施設、主要な耐圧部の溶接部、燃料体に区分し定めており、これら工事手順及び使用前事業者検査の方法は、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に定めたプロセス等に基づいたものとしている。

また、工事の方法は、すべての施設を網羅するものとして作成しており、それを原子炉本体に記載し、その他施設については該当箇所を呼び込むことにしている。

本資料では、工事の方法のうち当該工事に該当する箇所を明示するものである。

2. 当該工事に該当する箇所

工事の方法のうち、当該工事に該当する箇所を示す。

申請に係る工事の方法として、原子炉本体に係る工事の方法を以下に示す。

変更前	変更後
<p>発電用原子炉施設の設置又は変更の工事並びに主要な耐圧部の溶接部における工事の方法として、原子炉設置(変更)許可を受けた事項、及び「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則」(以下「技術基準」という。)の要求事項に適合するための設計(基本設計方針及び必要目表)に従い実施する工事の手順と、それら設計や工事の手順に従い工事が行われたことを確認する使用前事業者検査の方法を以下に示す。</p> <p>これらの工事の手順及び使用前事業者検査の方法は、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に定めたプロセス等に基づいたものとする。</p> <p>1. 工事の手順</p> <p>1.1 工事の手順と使用前事業者検査</p> <p>発電用原子炉施設の設置又は変更の工事における工事の手順を使用前事業者検査との関係を含め図1に示す。</p> <p>1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査</p> <p>主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順を使用前事業者検査との関係を含め図2に示す。</p> <p>1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査</p> <p>燃料体に係る工事の手順を使用前事業者検査との関係を含め図3に示す。</p> <p>2. 使用前事業者検査の方法</p> <p>構造、強度及び漏えいを確認するために十分な方法、機能及び性能を確認するために十分な方法、その他設置又は変更の工事がその設計及び工事の計画に従って行われたものであることを確認するために十分な方法により、使用前事業者検査を図1、図2及び図3のフローに基づき実施する。使用前事業者検査は「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセスにより、抽出されたものの検査を実施する。</p> <p>また、使用前事業者検査は、検査の時期、対象、方法、検査体制に加えて、検査の内容と重要度に応じて、立会、抜取り立会、記録確認のいずれかとすることを要領書等で定め実施する。</p> <p>2.1 構造、強度又は漏えいに係る検査</p> <p>2.1.1 構造、強度又は漏えいに係る検査</p> <p>構造、強度又は漏えいに係る検査ができるようになったとき、表1に示す検査を実施する。</p>	<p>変更なし</p>

表1 構造、強度又は漏えいに係る検査（燃料体を除く）*1

検査項目	検査方法	判定基準
「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセスにより、当該工事における構造、強度又は漏えいに係る確認事項として次に掲げる項目の中から抽出されたもの。	材料検査 機械的強度等が工事計画のとおりであることを確認する。	設工認のとおりであること、技術基準に適合するものであること。
寸法検査	主要寸法が工事計画のとおりであり、許容寸法内であることを確認する。	設工認に記載されている主要寸法の計測値が、許容寸法を満足すること。
外観検査	有害な欠陥がないことを確認する。	健全性に影響を及ぼす有害な欠陥がないこと。
組立て及び据付け状態を確認する検査（据付検査）	組立て状態並びに据付け位置及び状態が工事計画のとおりであることを確認する。	設工認のとおりに組立て、据付けされていること。
状態確認検査	評価条件、手順等が工事計画のとおりであることを確認する。	設工認のとおりであること。
耐圧検査	技術基準の規定に基づく検査圧力で所定時間保持し、検査圧力に耐え、異常のないことを確認する。	検査圧力に耐え、かつ、異常のないこと。
漏えい検査	耐圧検査終了後、技術基準の規定に基づく検査圧力により漏えいの有無を確認する。なお、漏えい検査が構造上困難な部位については、技術基準の規定に基づく非破壊検査等により確認する。	著しい漏えいのないこと。
原子炉格納施設が直接設置される基盤の状態を確認する検査	原子炉格納施設が直接設置される基盤の状態を確認する検査	設工認のとおりであること。
建物・構築物の構造を確認する検査	建物・構築物の構造を確認する検査	設工認のとおりであること。

変更なし

注記 *1：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

*2：耐圧検査及び漏えい検査の方法について、表1によらない場合、基本設計方針の共通項目として定めた「耐圧試験等」の方針によるものとする。

2.1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る検査

主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査は、技術基準第17条第15号、第31条、第48条第1項及び第55条第7号、並びに実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(以下「技術基準解釈」という。)に適合するよう、以下の(1)及び(2)の工程ごとに検査を実施する。

(1) あらかじめ確認する事項

次の①及び②については、主要な耐圧部の溶接をしようとする前に、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 溶接規格 (JSME S NB1-2007) (以下「溶接規格」という。) 第2部 溶接施工法認証標準及び第3部 溶接士技能認証標準に従い、表2-1、表2-2に示す検査を行う。その際、以下のいずれかに該当する特殊な溶接方法は、その確認事項の条件及び方法の範囲内で①溶接施工法に関することを確認する。

- ・平成12年6月以前に旧電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令(昭和45年通商産業省令第81号)第2条に基づき、通商産業大臣の認可を受けた特殊な溶接方法。
- ・平成12年7月以降に、一般社団法人日本溶接協会又は一般財団法人発電設備技術検査協会による確性試験により適合性確認を受けた特殊な溶接方法。

- ① 溶接施工法に関すること
- ② 溶接士の技能に関すること

なお、①又は②について、既に、以下のいずれかにより適合性が確認されているものは、主要な耐圧部の溶接をしようとする前に表2-1、表2-2に示す検査は要さないものとする。

① 溶接施工法に関すること

- ・平成12年6月30日以前に電気事業法(昭和39年法律第170号)に基づき国の認可証又は合格証を取得した溶接施工法。
- ・平成12年7月1日から平成25年7月7日に、電気事業法に基づく溶接事業者検査において、各設置者が技術基準への適合性を確認した溶接施工法。
- ・平成25年7月8日以降、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和32年法律第166号)に基づき、各設置者が技術基準への適合性を確認した溶接施工法。

・前述と同等の溶接施工法として、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和32年法律第166号)における他の施設にて、認可を受けたもの、溶接安全管理検査、使用前事業者検査等で溶接施工法の確認を受けたもの又は客観性を有する方法により確認試験が行われ判定基準に適合しているもの。ここで、他の施設とは、加工施設、試験研究用等原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、再処理施設、特定第一種廃棄物処理施設、特定廃棄物管理施設をいう。

② 溶接士の技能に関すること

- ・溶接規格第3部 溶接士技能認証標準によって認定されたものと同等と認められるものとして、技術基準解釈別記-5に示されている溶接士が溶接を行う場合。
- ・溶接規格第3部 溶接士技能認証標準に適合する溶接士が、技術基準解釈別記-5の有効期間内に溶接を行う場合。

変更なし

表 2-1 あらかじめ確認すべき事項（溶接施工法）

検査項目	検査方法及び判定基準
溶接施工法の内容確認	計画している溶接施工法の内容が、技術基準に適合する方法であることを確認する。
材料確認	試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。
開先確認	試験をする上で、健全な溶接が施工できることを確認する。
溶接作業中確認	溶接施工法及び溶接設備等が計画どおりのものであり、溶接条件等が溶接検査計画書のとおりを実施されることを確認する。
外観確認	試験材について、目視により外観が良好であることを確認する。
溶接後熱処理確認	溶接後熱処理の方法等が技術基準に基づき計画した内容に適合していることを確認する。
浸透探傷試験確認	技術基準に適合した試験の方法により浸透探傷試験を行い、表面における開口した欠陥の有無を確認する。
機械試験確認	溶接部の強度、延性及び靱性等の機械的性質を確認するため、継手引張試験、曲げ試験及び衝撃試験により溶接部の健全性を確認する。
断面検査確認	管と管板の取付け溶接部の断面について、技術基準に適合する方法により目視検査及びのど厚測定により確認する。
(判定) *	以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接施工法は技術基準に適合するものとする。

注記 *：() 内は検査項目ではない。

変更なし

表 2-2 あらかじめ確認すべき事項（溶接士）

検査項目	検査方法及び判定基準
溶接士の試験内容の確認	検査を受けようとする溶接士の氏名、溶接訓練歴等、及びその者が行う溶接施工法の範囲を確認する。
材料確認	試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。
開先確認	試験をする上で、健全な溶接が施工できることを確認する。
溶接作業中確認	溶接士及びその溶接士が行う溶接作業が溶接検査計画書のとおりであり、溶接条件が溶接検査計画書のとおり実施されることを確認する。
外観確認	目視により外観が良好であることを確認する。
浸透探傷試験確認	技術基準に適合した試験の方法により浸透探傷試験を行い、表面に開口した欠陥の有無を確認する。
機械試験確認	曲げ試験を行い、欠陥の有無を確認する。
断面検査確認	管と管板の取付け溶接部の断面について、技術基準に適合する方法により目視検査及びのど厚測定により確認する。
(判定) *	以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接士は技術基準に適合する技能を持った者とする。

注記 *：() 内は検査項目ではない。

(2) 主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項

発電用原子炉施設のうち技術基準第 17 条第 15 号、第 31 条、第 48 条第 1 項及び第 55 条第 7 号の主要な耐圧部の溶接部について、表 3-1 に示す検査を行う。

また、以下の①又は②に限り、原子炉冷却材圧力バウンダリに属する容器に対してテンパービーロード溶接を適用することができ、この場合、テンパービーロード溶接方法を含まず溶接施工法の溶接部については、表 3-1 に加えて表 3-2 に示す検査を実施する。

- ① 平成 19 年 12 月 5 日以前に電気事業法に基づき実施された検査において溶接後熱処理が不要として適合性が確認された溶接施工法
- ② 以下の規定に基づく溶接施工法確認試験において、溶接後熱処理が不要として適合性が確認された溶接施工法

- ・平成 12 年 6 月以前に旧電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令（昭和 45 年通商産業省令第 81 号）第 2 条に基づき、通商産業大臣の許可を受けた特殊な溶接方法。

- ・平成 12 年 7 月以降に、一般社団法人日本溶接協会又は一般財団法人発電設備技術検査協会による確性試験による適合性確認を受けた特殊な溶接方法。

変更なし

表 3-1 主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項

検査項目	検査方法及び判定基準
適用する溶接施工法、溶接士の確認	適用する溶接施工法、溶接士について、表 2-1 及び表 2-2 に示す適合確認がなされていることを確認する。
材料検査	溶接に使用する材料が技術基準に適合するものであることを確認する。
開先検査	開先形状、開先面の清浄及び継手面の食違い等が技術基準に適合するものであることを確認する。
溶接作業検査	あらかじめの確認において、技術基準に適合していることが確認された溶接施工法及び溶接士により溶接施工しているかを確認する。
熱処理検査	溶接後熱処理の方法、熱処理設備の種類及び容量が、技術基準に適合しているものであること、また、あらかじめの確認において技術基準に適合していることを確認した溶接施工法の範囲により実施しているかを確認する。
非破壊検査	溶接部について非破壊試験を行い、その試験方法及び結果が技術基準に適合するものであることを確認する。
機械検査	溶接部について機械試験を行い、当該溶接部の機械的性質が技術基準に適合するものであることを確認する。
耐圧検査*1	規定圧力で耐圧試験を行い、これに耐え、かつ、漏えいがないことを確認する。規定圧力で行うことが著しく困難な場合は、可能な限り高い圧力で試験を実施し、耐圧試験の代替として非破壊試験を実施する。 (外観の状況確認)
(適合確認) *2	溶接部の形状、外観及び寸法が技術基準に適合することを確認する。 以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接部は技術基準に適合するものとする。

注記 *1：耐圧検査の方法について、表 3-1 によらない場合、基本設計方針の共通項目として定めた「材料及び構造等」の方針によるものとする。

*2：() 内は検査項目ではない。

変更なし

表 3-2 溶接施工した構造物に対して確認する事項（テンパーピード溶接を適用する場合）

検査項目	検査方法及び判定基準	同種材の溶接	クラッド材の溶接	異種材の溶接	ベタリング材の溶接
材料検査	1. 中性子照射 10 ¹⁹ nvt 以上受ける設備を溶接する場合に使用する溶接材料の銅含有量は、0.10%以下であることを確認する。 2. 溶接材料の表面は、錆、油脂付着及び汚れ等がないことを確認する。	適用	適用	適用	適用
開先検査	1. 当該施工部位は、溶接規格に規定する溶接後熱処理が困難な部位であることを図面等で確認する。 2. 当該施工部位は、過去に当該溶接施工法と同一又は類似の溶接後熱処理が不要な溶接方法を適用した経歴を有していないことを確認する。 3. 溶接を行う機器の面は、浸透探傷試験又は磁粉探傷試験を行い、これに合格することを確認する。 4. 溶接深さは、母材の厚さの2分の1以下であることを確認する。 5. 個々の溶接部の面積は650cm ² 以下であることを確認する。 6. 適用する溶接施工法に、クラッド材の溶接開先底部とフェライト系母材との距離が規定されている場合は、その寸法が規定を満足していることを確認する。 7. 適用する溶接施工法に、溶接開先部がフェライト系母材側へまたがって設けられ、そのまたがりの距離が規定されている場合は、その寸法が規定を満足していることを確認する。	適用	適用	適用	適用
溶接作業検査	自動テイク溶接を適用する場合は、次によることを確認する。 1. 自動テイク溶接は、溶加材を電加熱しない方法であることを確認する。 2. 溶接は、適用する溶接施工法に規定された方法に適合することを確認する。 ①各層の溶接入熱が当該施工法に規定する範囲内で施工されていることを確認する。 ②2層目端部の溶接は、1層目溶接部の母材熱影響部（1層目溶接による粗粒化域）が適切なファンナー効果を受けるよう、1層目溶接部と2層目溶接部の距離が1mmから5mmの範囲であることを確認する。 ③予熱を行う溶接施工法の場合は、当該施工法に規定された予熱範囲及び予熱温度を満足していることを確認する。 ④当該施工法にバス間温度が規定されている場合は、温度制限を満足していることを確認する。 ⑤当該施工法に、溶接を中断する場合及び溶接終了時の温度保持範囲と保持時間が規定されている場合は、その規定を満足していることを確認する。 ⑥余盛り溶接は、1層以上行われていることを確認する。 ⑦溶接後の温度保持終了後、最終層ピードの除去及び溶接部が平滑となるよう仕上げ加工されていることを確認する。	適用	適用	適用	適用
非破壊検査	溶接部の非破壊検査は、次によることを確認する。 1. 1層目の溶接終了後、磁粉探傷試験又は浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。 2. 溶接終了後の試験は、次によることを確認する。 ①溶接終了後の非破壊試験は、至温状態で48h時間以上経過した後実施していることを確認する。 ②予熱を行った場合はその領域を含み、溶接部は磁粉探傷試験又は浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。 ③超音波探傷試験を行い、これに合格することを確認する。 ④超音波探傷試験又は2層目以降の各層の磁粉探傷試験若しくは浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。 ⑤放射線透過試験又は超音波探傷試験を行い、これに合格することを確認する。 3. 温度管理のために取り付けた熱電対がある場合は、機械的方法で除去し、除去した面に欠陥がないことを確認する。	適用	適用	適用	適用

変更なし

2.1.3 燃料体に係る検査
 燃料体については、以下(1)～(3)の加工の工程ごとに表4に示す検査を実施する。なお、燃料体を発電用原子炉に受け入れた後は、原子炉本体として機能又は性能に係る検査を実施する。

(1) 燃料材、燃料被覆材その他の部品については、組成、構造又は強度に係る試験をすることができる状態になった時

(2) 燃料要素の加工が完了した時

(3) 加工が完了した時

また、燃料体については構造、強度又は漏えいに係る検査を実施することにより、技術基準への適合性が確認できることから、構造、強度又は漏えいに係る検査の実施をもって工事の完了とする。

表4 構造、強度又は漏えいに係る検査(燃料体)*

検査項目	検査方法	判定基準
(1) 燃料材、燃料被覆材その他の部品の化学成分の分析結果の確認その他のこれらの部品の組成、構造又は強度に係る検査	材料検査 使用されている材料の化学成分、機械的強度等が工事計画のとおりであることを確認する。	
(2) 燃料要素に係る次の検査	寸法検査 主要寸法が工事計画のとおりであり、許容寸法内であることを確認する。	
一 寸法検査	有害な欠陥等がないことを確認する。	
二 外観検査	表面に付着している核燃料物質の量が技術基準の規定を満足することを確認する。	設工認のとおりであること、技術基準に適合するものであること。
三 表面汚染密度検査		
四 溶接部の非破壊検査	溶接部の健全性を非破壊検査等により確認する。	
五 漏えい検査(この表の(3)三に掲げる検査が行われる場合を除く。)	漏えい検査 漏えい試験における漏えい量が、技術基準の規定を満足することを確認する。	
(3) 組み立てられた燃料体に係る次の検査	質量検査 燃料集合体の総質量が工事計画のとおりであり、許容値内であることを確認する。	
一 寸法検査		
二 外観検査		
三 漏えい検査(この表の(2)五に掲げる検査が行われる場合を除く。)		
四 質量検査		

変更なし

注記 *：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

2.2 機能又は性能に係る検査

機能又は性能を確認するため、以下のとおり検査を行う。

ただし、表1の表中に示す検査により機能又は性能を確認できる場合は、表5、表6又は表7の表中に示す検査を表1の表中に示す検査に替えて実施する。

また、改造、修理又は取替の工事であって、燃料体を挿入できる段階又は臨界反応操作を開始できる段階と工事完了時が同じ時期の場合、工事完了時として実施することができる。

構造、強度又は漏えいを確認する検査と機能又は性能を確認する検査の内容が同じ場合は、構造、強度又は漏えいを確認する検査の記録確認をもって、機能又は性能を確認する検査とすることができる。

2.2.1 燃料体を挿入できる段階の検査

発電用原子炉に燃料体を挿入することができる状態になったとき表5に示す検査を実施する。

表5 燃料体を挿入できる段階の検査*

検査項目	検査方法	判定基準
発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要なものを確認する検査及び工地上発電用原子炉に燃料体を挿入する前で行わなければならない検査	発電用原子炉に燃料体を挿入するにあたり、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等により確認するほか、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要な工学的安全施設、安全設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。	原子炉に燃料体を挿入するにあたり、核燃料物質の取扱施設に係る機能範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。

注記 *：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

2.2.2 臨界反応操作を開始できる段階の検査

発電用原子炉の臨界反応操作を開始することができる状態になったとき、表6に示す検査を実施する。

表6 臨界反応操作を開始できる段階の検査*

検査項目	検査方法	判定基準
発電用原子炉が臨界に達する時に必要なものを確認する検査及び工地上発電用原子炉が臨界に達する前で行わなければならない検査	発電用原子炉の出力を上げるにあたり、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態での確認項目として、燃料体の炉内配置及び原子炉の核的特性等を確認する。また、工地上発電用原子炉が臨界に達する前で行わなければならない検査を確認する。	原子炉の臨界反応操作を開始するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。

注記 *：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

2.2.3 工事完了時の検査

全ての工事が完了したとき、表7に示す検査を実施する。

表7 工事完了時の検査*

検査項目	検査方法	判定基準
発電用原子炉の出力運転時における発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する検査、その他工事の完了を確認するために必要な検査	工事の完了を確認するために、発電用原子炉で発生した蒸気を用いる施設の試運転等により、当該各系統の機能又は性能の最終的な確認を行う。 発電用原子炉の出力を上げた状態における確認項目として、プラント全体での最終的な試運転により発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する。	当該原子炉施設の供用を開始するにあたり、原子炉施設の安全性を確保するために必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。

注記 *：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

2.3 基本設計方針検査

基本設計方針のうち「構造、強度又は漏えいに係る検査」及び「機能又は性能に係る検査」では確認できない事項について、表8に示す検査を実施する。

変更なし

表8 基本設計方針検査

検査項目	検査方法	判定基準
基本設計方針検査	基本設計方針のうち表1、表4、表5、表6、表7では確認できない事項について、基本設計方針に従い工事が実施されたことを工事中又は工事完了時における適切な段階で確認する。	「基本設計方針」とおりであること。

2.4 品質マネジメントシステムに係る検査

実施した工事が、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセス、「1. 工事の手順」並びに「2. 使用前事業者検査の方法」とおり行われていることの実施状況を確認するとともに、使用前事業者検査で記録確認の対象となる工事の段階で作成される製造メモカ等の記録の信頼性を確保するため、表9に示す検査を実施する。

表9 品質マネジメントシステムに係る検査

検査項目	検査方法	判定基準
品質マネジメントシステムに係る検査	工事が設工認の「工事の方法」及び「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に示すプロセスなどにより実施していることを品質記録や聞取り等により確認する。この確認には、検査における記録の信頼性確認として、基となる記録採取の管理方法の確認やその管理方法の遵守状況の確認を含む。	設工認で示す「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」及び「工事の方法」のとおりに工事が管理が行われていること。

3. 工事上の留意事項

3.1 設置又は変更の工事に係る工事上の留意事項

発電用原子炉施設の設置又は変更の工事並びに主要な耐圧部の溶接部における工事の実施にあたっては、発電用原子炉施設保安規定を遵守するとともに、従事者及び公衆の安全確保や既設の安全上重要な機器等への悪影響防止等の観点から、以下に留意し工事を進める。なお、工事の手順と使用前事業者検査との関係については、図1、図2及び図3に示す。

- a. 設置又は変更の工事を行う発電用原子炉施設の機器等については、周辺資機材、他の発電用原子炉施設及び環境条件からの悪影響や劣化等を受けないよう、隔離、作業環境維持、異物侵入防止対策等の必要な措置を講じる。
- b. 工事にあたっては、既設の安全上重要な機器等へ悪影響を与えないよう、現場状況、作業環境及び作業条件を把握し、作業に潜在する危険性又は有害性や工所用資機材から想定される影響を確認するとともに、隔離、火災防護、溢水防護、異物侵入防止対策、作業管理等の必要な措置を講じる。
- c. 設置又は変更の工事を行う発電用原子炉施設の機器等については、必要に応じて、供用後の施設管理のための重要なデータを採取する。
- d. プラントの状況に応じて、検査・試験、試運転等の各段階における工事を管理する。
- e. 設置又は変更の工事を行う発電用原子炉施設の機器等について、供用開始後に必要な機能性能を発揮できるよう製造から供用開始までの間、管理する。
- f. 放射性廃棄物の発生量低減に努めるとともに、その種類に応じて保管及び処理を行う。
- g. 現場状況、作業環境及び作業条件を把握し、放射線業務従事者に対して防護員の着用や作業時間管理等適切な被ばく低減措置と、被ばく線量管理を行う。また、公衆の放射線防護のため、気体及び液体廃棄物の放出管理については、周辺管理区域外の空气中・水中の放射性物質濃度が「核原料物質又は核燃料物質の精錬の事業に関する規則等の規定に基づき線量限度等を定める告示」に定める値を超えないようにするとともに、放出管理目標値を超えないように努める。
- h. 修理の方法は、基本的に「図1 工事の手順と使用前事業者検査のプロロー（燃料体を除く。）」の手順により行うこととし、機器等の全部又は一部について、撤去、切断、切削又は取外しを行い、据付、溶接又は取付け、若しくは同等の方法により、同等仕様又は性能・強度が改善されたものに取替を行う等、機器等の機能維持又は回復を行う。また、機器等の一部撤去、一部撤去の既設端部について閉止板の取付け、熱交換器又は冷却器の伝熱管への閉止栓取付け又は同等の方法により適切な処置を実施す

変更なし

<p>る。</p> <p>i. 特別な工法を採用する場合の施工方法は、技術基準に適合するよう、安全性及び信頼性について必要に応じ検証等により十分確認された方法により実施する。</p> <p>3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項</p> <p>燃料体の加工に係る工事の実施にあたっては、以下に留意し工事を進める。</p> <p>a. 工事対象設備について、周辺資機材、他の加工施設及び環境条件から波及的影響を受けないよう、隔離等の必要な措置を講じる。</p> <p>b. 工事を行うことにより、他の供用中の加工施設が有する安全機能に影響を与えないよう、隔離等の必要な措置を講じる。</p> <p>c. 工事対象設備について、必要に応じて、供用後の施設管理のための重要なデータを採取する。</p> <p>d. 加工施設の状況に応じて、検査・試験等の各段階における工程を管理する。</p> <p>e. 工事対象設備について、供用開始後に必要な機能性能を発揮できるよう維持する。</p> <p>f. 放射性廃棄物の発生量低減に努めるとともに、その種類に応じて保管及び処理を行う。</p> <p>g. 放射線業務従事者に対する適切な被ばく低減措置と、被ばく線量管理を行う。</p>	<p>変更なし</p>
--	-------------

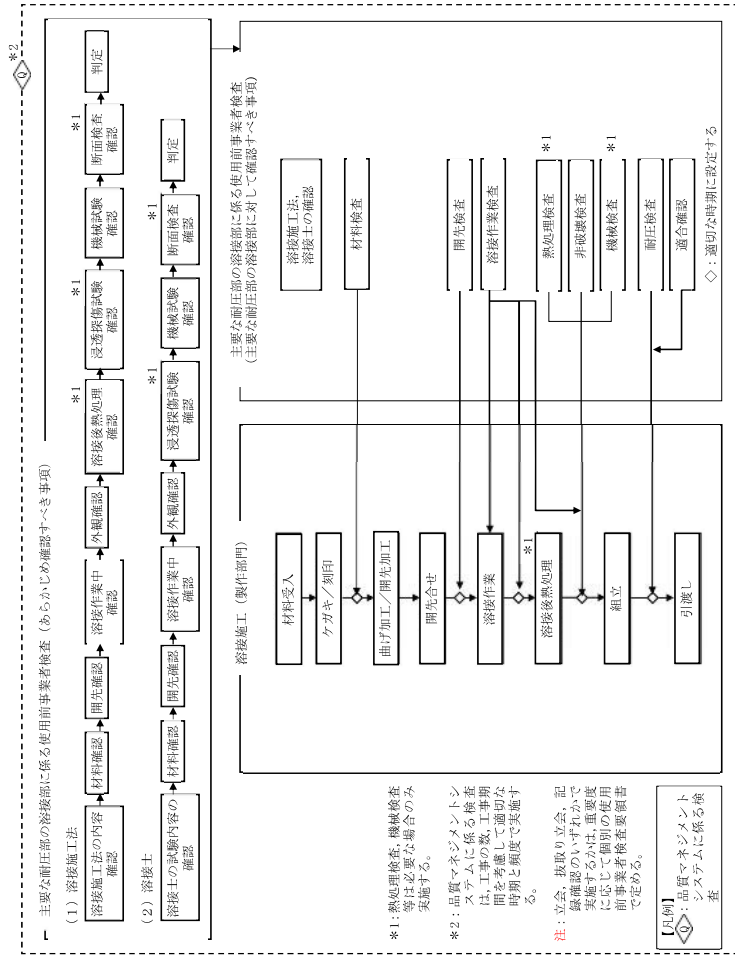


図2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査フロー

変更なし

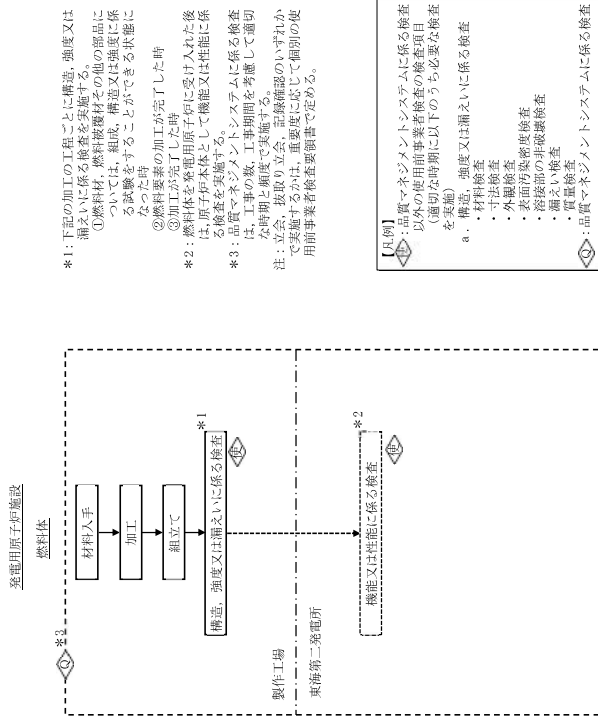


図3 工事の手順と使用用前事業者検査のフロー（燃料体）

変更なし

申請に係る工事の方法として、原子炉本体に係る工事の方法を以下に示す。

東電 柏崎	原電 東海第二	備考
	<p>発電用原子炉施設の設置又は変更の工事並びに主要な耐圧部の溶接部における工事の方法として、原子炉設置(変更)許可を受けた事項、及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」(以下「技術基準」という。)の要求事項に適合するための設計(基本設計方針及び要目表)に従い実施する工事の手順と、それら設計や工事の手順に従い工事が行われたことを確認する使用前事業者検査の方法を以下に示す。</p> <p>これらの工事の手順及び使用前事業者検査の方法は、「設計及びび工事に係る品質マネジメントシステム」に定めたプロセス等に基づいたものとする。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 工事の手順 <ol style="list-style-type: none"> 1.1 工事の手順と使用前事業者検査 <ul style="list-style-type: none"> 発電用原子炉施設の設置又は変更の工事における工事の手順を図1に示す。 1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査 <ul style="list-style-type: none"> 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順を図2に示す。 1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査 <ul style="list-style-type: none"> 燃料体に係る工事の手順を図3に示す。 2. 使用前事業者検査の方法 <ul style="list-style-type: none"> 構造、強度及び漏えいを確認するために十分な方法、機能及び性能を確認するために十分な方法、その他設置又は変更の工事がその設計及びび工事の計画に従って行われたものであることを確認するために十分な方法により、使用前事業者検査を図1、図2及び図3のフローに基づき実施する。使用前事業者検査は「設計及びび工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセスにより、抽出されたものの検査を実施する。 また、使用前事業者検査は、検査の時期、対象、方法、検査体制に加えて、検査の内容と重要度に応じて、立会、抜取り立会、記録確認のいずれかとする必要事項等で定め実施する。 2.1 構造、強度又は漏えいに係る検査 <ol style="list-style-type: none"> 2.1.1 構造、強度又は漏えいに係る検査 <ul style="list-style-type: none"> 構造、強度又は漏えいに係る検査ができなくなったとき、表1に示す検査を実施する。 	

表1 構造、強度又は漏えいに係る検査（燃料体を除く）*1

検査項目	検査方法	判定基準
「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセスにより、当該工事における構造、強度又は漏えいに係る確認事項として次に掲げる項目の中から抽出されたもの。 <ul style="list-style-type: none"> ・材料検査 ・寸法検査 ・外観検査 ・組立て及び据付け状態を確認する検査（据付け検査） ・状態確認検査 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・原子炉格納施設が直接設置される基盤の状態を確認する検査 ・建物・構築物の構造を確認する検査 	<p>材料検査</p> <p>使用されている材料の化学成分、機械的強度等が工事計画のとおりであることを確認する。</p> <p>寸法検査</p> <p>主要寸法が工事計画のとおりであり、許容寸法内であることを確認する。</p> <p>外観検査</p> <p>有害な欠陥がないことを確認する。</p> <p>組立て及び据付け状態を確認する検査（据付け検査）</p> <p>状態確認検査</p> <p>耐圧検査*2</p> <p>漏えい検査*2</p>	<p>設計のとおりであり、技術基準に適合すること。</p> <p>設計に記載されている主要寸法の計測値が、許容寸法を満足すること。</p> <p>健全性に影響を及ぼす有害な欠陥がないこと。</p> <p>設計のとおりに組立て、据付けされていること。</p> <p>設計のとおりであること。</p> <p>検査圧力に耐え、かつ、異常のないこと。</p> <p>著しい漏えいのないこと。</p> <p>設計のとおりであること。</p> <p>設計のとおりであること。</p>
原子炉格納施設が直接設置される基盤の状態を確認する検査	原子炉格納施設が直接設置される基盤の状態を確認する検査	原子炉格納施設が直接設置される基盤の状態を確認することを確認する。
建物・構築物の構造を確認する検査	主要寸法、組立方法、据付位置及び据付状態等が工事計画のとおり製作され、組み立てられていることを確認する。	設計のとおりであること。

注記 *1：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

*2：耐圧検査及び漏えい検査の方法について、表1によらない場合、基本設計方針の共通項目として定められた「耐圧試験等」の方針によるものとする。

東電 柏崎	原電 東海第二	備考
	<p>2.1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る検査</p> <p>主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査は、技術基準第17条第15号、第31条、第48条第1項及び第55条第7号、並びに実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「技術基準解釈」という。）に適合するよう、以下の①及び②の工程ごとに検査を実施する。</p> <p>(1) あらかじめ確認する事項</p> <p>次の①及び②については、主要な耐圧部の溶接をしようとする前に、「日本機械学会 発電用原子炉設備規格 溶接規格 (JISME S NBI-2007) (以下「溶接規格」という。)) 第2部 溶接施工法認証標準及び第3部 溶接士技能認証標準に従い、表 2-1、表 2-2 に示す検査を行う。その際、以下のいずれかに該当する特殊な溶接方法は、その確認事項の条件及び方法の範囲内で①溶接施工法に関することを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・平成12年6月以前に旧電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令（昭和45年通商産業省令第81号）第2条に基づき、通商産業大臣の認可を受けた特殊な溶接方法。 ・平成12年7月以降に、一般社団法人日本溶接協会又は一般財団法人発電設備技術検査協会による確性試験により適合性確認を受けた特殊な溶接方法。 <p>① 溶接施工法に関すること</p> <p>② 溶接士の技能に関すること</p> <p>なお、①又は②について、既に、以下のいずれかにより適合性が確認されているものは、主要な耐圧部の溶接をしようとする前に表 2-1、表 2-2 に示す検査は要さないものとする。</p> <p>① 溶接施工法に関すること</p> <ul style="list-style-type: none"> ・平成12年6月30日以前に電気事業法（昭和39年法律第170号）に基づき国の認可証又は合格証を取得した溶接施工法。 ・平成12年7月1日から平成25年7月7日に、電気事業法に基づく溶接事業者検査において、各設置者が技術基準への適合性を確認した溶接施工法。 ・平成25年7月8日以降、核燃料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）に基づき、各設置者が技術基準への適合性を確認した溶接施工法。 ・前述と同等の溶接施工法として、核燃料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）における他の施設にて、認可を受けたもの、溶接安全管理検査、使用前事業者検査等で溶接施工法の確認を受けたもの又は各観性を有する方法により確認試験が行われ判定基準に適合しているもの。ここで、他の施設とは、加工施設、試験研究用等原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、再処理施設、特定第一種廃棄物処理施設、特定廃棄物管理施設をいう。 <p>② 溶接士の技能に関すること</p> <ul style="list-style-type: none"> ・溶接規格第3部 溶接士技能認証標準によって認定されたものと同等と認められるものとして、技術基準解釈別記-5に示されている溶接士が溶接を行う場合。 ・溶接規格第3部 溶接士技能認証標準に適合する溶接士が、技術基準解釈別記-5の有効期間内に溶接を行う場合。 	

表 2-1 あらかじめ確認すべき事項（溶接施工法）

検査項目	検査方法及び判定基準
溶接施工法の内容確認	計画している溶接施工法の内容が、技術基準に適合する方法であることを確認する。
材料確認	試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。
開先確認	試験をする上で、健全な溶接が施工できることを確認する。
溶接作業中確認	溶接施工法及び溶接設備等が計画どおりのものであり、溶接条件等が溶接検査計画書のとおりを実施されることを確認する。
外観確認	試験材について、目視により外観が良好であることを確認する。
溶接後熱処理確認	溶接後熱処理の方法等が技術基準に基づき計画した内容に適合していることを確認する。
浸透探傷試験確認	技術基準に適合した試験の方法により浸透探傷試験を行い、表面における開口した欠陥の有無を確認する。
機械試験確認	溶接部の強度、延性及び靱性等の機械的性質を確認するため、継手引張試験、曲げ試験及び衝撃試験により溶接部の健全性を確認する。
断面検査確認	管と管板の取付け溶接部の断面について、技術基準に適合する方法により目視検査及びびのど厚測定により確認する。
(判定) *	以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接施工法は技術基準に適合するものとする。

注記 *：() 内は検査項目ではない。

表 2-2 あらかじめ確認すべき事項（溶接士）

検査項目	検査方法及び判定基準
溶接士の試験内容の確認	検査を受けようとする溶接士の氏名、溶接訓練歴等、及びその者が行う溶接施工法の範囲を確認する。
材料確認	試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。
開先確認	試験をする上で、健全な溶接が施工できることを確認する。
溶接作業中確認	溶接士及びその溶接士が行う溶接作業が溶接検査計画書のとおりであり、溶接条件が溶接検査計画書のとおり実施されることを確認する。
外観確認	目視により外観が良好であることを確認する。
浸透探傷試験確認	技術基準に適合した試験の方法により浸透探傷試験を行い、表面に開口した欠陥の有無を確認する。
機械試験確認	曲げ試験を行い、欠陥の有無を確認する。
断面検査確認	管と管板の取付け溶接部の断面について、技術基準に適合する方法により目視検査及びのど厚測定により確認する。
(判定) *	以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接士は技術基準に適合する技能を有する者と判断する。

注記 *：() 内は検査項目ではない。

(2) 主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項

発電用原子炉施設のうち技術基準第17条第15号、第31条、第48条第1項及び第55条第7号の主要な耐圧部の溶接部について、表 2-1 に示す検査を行う。

また、以下の①又は②に限り、原子炉冷却材圧力バウンダリに属する容器に対してテンパーピード溶接を適用することができ、この場合、テンパーピード溶接方法を含む溶接施工法の溶接部については、表 2-1 に加えて表 2-2 に示す検査を実施する。

- ① 平成19年12月5日以前に電気事業法に基づき実施された検査において溶接後熱処理が不要として適合性が確認された溶接施工法
- ② 以下の規定に基づく溶接施工法確認試験において、溶接後熱処理が不要として適合性が確認された溶接施工法
 - ・平成12年6月以前に旧電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令（昭和45年通商産業省令第81号）第2条に基づき、通商産業大臣の許可を受けた特殊な溶接方法。
 - ・平成12年7月以降に、一般社団法人日本溶接協会又は一般財団法人発電設備技術検査協会による確性試験による適合性確認を受けた特殊な溶接方法。

表 3-1 主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項

検査項目	検査方法及び判定基準
適用する溶接施工法、溶接士の確認	適用する溶接施工法、溶接士について、表 2-1 及び表 2-2 に示す適合確認がなされていることを確認する。
材料検査	溶接に使用する材料が技術基準に適合するものであることを確認する。
開先検査	開先形状、開先面の清浄及び継手面の食違い等が技術基準に適合するものであることを確認する。
溶接作業検査	あらかじめの確認において、技術基準に適合していることが確認された溶接施工法及び溶接士により溶接施工しているかを確認する。
熱処理検査	溶接後熱処理の方法、熱処理設備の種類及び容量が、技術基準に適合するものであること、また、あらかじめの確認において技術基準に適合していることを確認した溶接施工法の範囲により実施しているかを確認する。
非破壊検査	溶接部について非破壊試験を行い、その試験方法及び結果が技術基準に適合するものであることを確認する。
機械検査	溶接部について機械試験を行い、当該溶接部の機械的性質が技術基準に適合するものであることを確認する。
耐圧検査*1	規定圧力で耐圧試験を行い、これに耐え、かつ、漏えいがないことを確認する。規定圧力で行うことが著しく困難な場合は、可能な限り高い圧力で試験を実施し、耐圧試験の代替として非破壊試験を実施する。 (外観の状況確認)
(適合確認)*2	溶接部の形状、外観及び寸法が技術基準に適合していることを確認する。 以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接部は技術基準に適合するものとする。

注記 *1：耐圧検査の方法について、表 3-1 に示さない場合、基本設計方針の共通項目として定めた「材料及び構造等」の方針によるものとする。

*2：() 内は検査項目ではない。

表 3-2 溶接施工した構造物に対して確認する事項（テンパーピード溶接を適用する場合）

検査項目	検査方法及び判定基準	同種材の溶接	クラッド材の溶接	異種材の溶接	バタリン材の溶接
材料検査	<ol style="list-style-type: none"> 中性子照射 10¹⁸nvt 以上受ける設備を溶接する場合に使用する溶接材材料の銅含有量は、0.10%以下であることを確認する。 溶接材の表面は、錆、油脂付着及び汚れ等がないことを確認する。 	適用	適用	適用	適用
開先検査	<ol style="list-style-type: none"> 当該施工部位は、溶接規格に規定する溶接後熱処理が困難な部位であることを図面等で確認する。 当該施工部位は、過去に当該溶接施工法と同一又は類似の溶接後熱処理が不要な溶接方法を適用した経歴を有していないことを確認する。 溶接を行う機器の面は、浸透探傷試験又は磁粉探傷試験を行い、これに合格することを確認する。 溶接深さは、母材の厚さの2分の1以下であることを確認する。 個々の溶接部の面積は650cm²以下であることを確認する。 適用する溶接施工法に、クラッド材の溶接開先底部とフェライト系母材との距離が規定されている場合は、その寸法が規定を満足していることを確認する。 適用する溶接施工法に、溶接開先底部がフェライト系母材側へまたがって設けられ、そのまたがりの距離が規定されている場合は、その寸法が規定を満足していることを確認する。 	適用	適用	適用	適用
溶接作業検査	<p>自動テイク溶接を適用する場合は、次によることを確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 自動テイク溶接は、溶接材を通电加熱しない方法であることを確認する。 溶接は、適用する溶接施工法に規定された方法に適合することを確認する。 <ol style="list-style-type: none"> 各層の溶接入熱が当該施工法に規定する範囲内で施工されていることを確認する。 2層目底部の溶接は、1層目溶接部の母材熱影響部（1層目溶接による粗粒化域）が適切なテンパー効果を受けるよう、1層目溶接部と2層目溶接部の距離が1mmから5mmの範囲であることを確認する。 予熱を行う溶接施工法の場合は、当該施工法に規定された予熱範囲及び予熱温度を満足していることを確認する。 当該施工法にバス温度が規定されている場合は、温度制限を満足していることを確認する。 当該施工法に、溶接を中断する場合及び溶接終了時の温度保持範囲と保持時間が規定されている場合は、その規定を満足していることを確認する。 余盛り溶接は、1層以上行われていることを確認する。 溶接後の温度保持終了後、最終層ピードの除去及び溶接部が平滑となるよう仕上げ加工されていることを確認する。 	適用	適用	適用	適用
非破壊検査	<p>溶接部の非破壊検査は、次によることを確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1層目の溶接終了後、磁粉探傷試験又は浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。 溶接終了後の試験は、次によることを確認する。 <ol style="list-style-type: none"> 溶接終了後の非破壊試験は、室温状態で8時間以上経過した後実施していることを確認する。 予熱を行った場合はその傾城を含み、溶接部は磁粉探傷試験又は浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。 超音波探傷試験を行い、これに合格することを確認する。 超音波探傷試験又は2層目以降の各層の磁粉探傷試験若しくは浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。 放射線透過試験又は超音波探傷試験を行い、これに合格することを確認する。 温度管理のために取り付けられた熱電対がある場合は、機械的方法で除去し、除去した面に欠陥がないことを確認する。 	適用	適用	適用	適用

2.1.3 燃料体に係る検査

燃料体については、以下(1)～(3)の加工の工程ごとに表 4 に示す検査を実施する。なお、燃料体を発電用原子炉に受け入れた後は、原子炉本体として機能又は性能に係る検査を実施する。

- (1) 燃料材、燃料被覆材その他の部品については、組成、構造又は強度に係る試験をすることができる状態になった時
- (2) 燃料要素の加工が完了した時
- (3) 加工が完了した時

また、燃料体については構造、強度又は漏えいに係る検査を実施することにより、技術基準への適合性が確認できることから、構造、強度又は漏えいに係る検査の実施をもって工事の完了とする。

表 4 構造、強度又は漏えいに係る検査 (燃料体) *

検査項目	検査方法	判定基準
(1) 燃料材、燃料被覆材その他の部品の化学成分の分析結果の確認その他これらの部品の組成、構造又は強度に係る検査	材料検査 使用されている材料の化学成分、機械的強度等が工事計画のとおりであることを確認する。	
(2) 燃料要素に係る次の検査 一 寸法検査 二 外観検査 三 表面汚染密度検査 四 溶接部の非破壊検査 五 漏えい検査 (この表の(3)に掲げる検査が行われる場合を除く。)	寸法検査 主要寸法が工事計画のとおりであり、許容寸法内であることを確認する。 外観検査 有害な欠陥等がないことを確認する。 表面汚染密度検査 表面に付着している核燃料物質の量が技術基準の規定を満足することを確認する。	設工認のとおりであること、技術基準に適合するものであること。
(3) 組み立てられた燃料体に係る次の検査 一 寸法検査 二 外観検査 三 漏えい検査 (この表の(2)に掲げる検査が行われる場合を除く。) 四 質量検査	溶接部の非破壊検査 溶接部の健全性を非破壊検査等により確認する。 漏えい検査 漏えい試験における漏えい量が、技術基準の規定を満足することを確認する。 質量検査 燃料集合体の総質量が工事計画のとおりであり、許容値内であることを確認する。	

注記 *：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

2.2 機能又は性能に係る検査

機能又は性能を確認するため、以下のおお検査を行う。

ただし、表 1 の表中に示す検査により機能又は性能を確認できる場合は、表 5、表 6 又は表 7 の表中に示す検査を表 1 の表中に示す検査に替えて実施する。

また、改造、修理又は取替の工事であって、燃料体を挿入できる段階又は臨界反応操作を開始できる段階と工事完了時が同じ時期の場合、工事完了時として実施することができる。

構造、強度又は漏えいを確認する検査と機能又は性能を確認する検査の内容が同じ場合は、構造、強度又は漏えいを確認する検査の記録確認をもって、機能又は性能を確認する検査とすることができる。

2.2.1 燃料体を挿入できる段階の検査

発電用原子炉に燃料体を挿入することができる状態になったとき表 5 に示す検査を実施する。

表 5 燃料体を挿入できる段階の検査*

検査項目	検査方法	判定基準
発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要なものを確認する検査及び工地上発電用原子炉に燃料体を挿入する前で行われれば実施できない検査	発電用原子炉に燃料体を挿入するにあたり、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等により確認するほか、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要な工学的安全施設、安全設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。	原子炉に燃料体を挿入するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりに適合するものであること。

注記 *：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

2.2.2 臨界反応操作を開始できる段階の検査

発電用原子炉の臨界反応操作を開始することができる状態になったとき、表 6 に示す検査を実施する。

表 6 臨界反応操作を開始できる段階の検査*

検査項目	検査方法	判定基準
発電用原子炉が臨界に達する時に必要なものを確認する検査及び工地上発電用原子炉が臨界に達する前で行われれば実施できない検査	発電用原子炉の出力を上げるにあたり、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態での確認項目として、燃料体の炉内配置及び原子炉の核的的特性等を確認する。また、工地上発電用原子炉が臨界に達する前で行われれば機能又は性能を確認できない設備について、機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。	原子炉の臨界反応操作を開始するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりに適合するものであること。

注記 *：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

2.2.3 工事完了時の検査

全ての工事が完了したとき、表 7 に示す検査を実施する。

表 7 工事完了時の検査*

検査項目	検査方法	判定基準
発電用原子炉の出力運転時における発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する検査、その他工事の完了を確認するために必要な検査	<p>工事の完了を確認するために、発電用原子炉で発生した蒸気を用いる施設の試運転等により、当該各系統の機能又は性能の最終的な確認を行う。</p> <p>発電用原子炉の出力を上げた状態における確認項目として、プラント全体での最終的な試運転により発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する。</p>	<p>当該原子炉施設の供用を開始するにあたり、原子炉施設の安全性を確保するため、設工認の範囲について、設工認のとおりで、技術基準に適合するものであること。</p>

注記 *：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

2.3 基本設計方針検査

基本設計方針のうち「構造、強度又は漏えいに係る検査」及び「機能又は性能に係る検査」では確認できない事項について、表 8 に示す検査を実施する。

表 8 基本設計方針検査

検査項目	検査方法	判定基準
基本設計方針検査	<p>基本設計方針のうち表 1、表 4、表 5、表 6、表 7 では確認できない事項について、基本設計方針に従い工事が実施されたことを工事中又は工事完了時における適切な段階で確認する。</p>	<p>「基本設計方針」のとおりであること。</p>

2.4 品質マネジメントシステムに係る検査

実施した工事が、「設計及び工事に係る品質マネジメント」に記載したプロセス、「1. 工事の手順」並びに「2. 使用前事業者検査の方法」とおり行われていることの実施状況を確認するとともに、使用前事業者検査で記録確認の対象となる工事の段階で作成される製造メーカー等の記録の信頼性を確保するため、表 9 に示す検査を実施する。

表 9 品質マネジメントシステムに係る検査

検査項目	検査方法	判定基準
品質マネジメントシステムに係る検査	<p>工事が設計承認の「工事の方法」及び「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に示すプロセスのとおり実施していることを品質記録や聞取り等により確認する。この確認には、検査における記録の信頼性確認として、基となる記録採取の管理方法の確認やその管理方法の遵守状況の確認を含む。</p>	<p>設計で示す「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」及び「工事の方法」のとおりに行われている管理が行われていること。</p>

3. 工事上の留意事項

3.1 設置又は変更の工事に係る工事上の留意事項

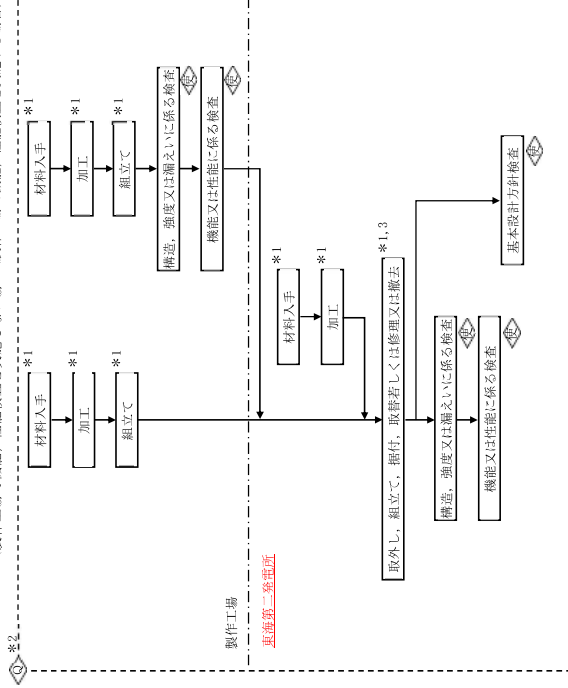
発電用原子炉施設の設置又は変更の工事並びに主要な耐圧部の溶接部における工事の実施にあたっては、発電用原子炉施設保安規定を遵守するとともに、従事者及び公衆の安全確保や既設の安全上重要な機器等への悪影響防止等の観点から、以下に留意し工事を進める。なお、工事の手順と使用前事業者検査との関係については、[図 1](#)、[図 2](#) 及び [図 3](#) に示す。

- a. 設置又は変更の工事を行う発電用原子炉施設の機器等について、周辺資機材、他の発電用原子炉施設及び環境条件からの悪影響や劣化等を受けないよう、隔離、作業環境維持、異物侵入防止対策等の必要な措置を講じる。
- b. 工事にあたっては、既設の安全上重要な機器等へ悪影響を与えないよう、現場状況、作業環境及び作業条件を把握し、作業に潜在する危険性又は有害性や工所用資機材から想定される影響を確認するとともに、隔離、火災防護、漏水防護、異物侵入防止対策、作業管理等の必要な措置を講じる。
- c. 設置又は変更の工事を行う発電用原子炉施設の機器等について、供用後の施設管理のための重要なデータを採取する。
- d. フラントの状況に応じて、検査・試験、試運転等の各段階における工程を管理する。
- e. 設置又は変更の工事を行う発電用原子炉施設の機器等について、供用開始後に必要な機能性能を発揮できるよう製造から供用開始までの間、管理する。
- f. 放射性廃棄物の発生量低減に努めるとともに、その種類に応じて保管及び処理を行う。
- g. 現場状況、作業環境及び作業条件を把握し、放射線業務従事者に対して防護具の着用や作業時間管理等適切な被ばく低減措置と、被ばく線量管理を行う。また、公衆の放射線防護のため、気体及び液体廃棄物の放出管理については、周辺管理区域外の空気中・水中の放射性物質濃度が「核原料物質又は核燃料物質の精錬の事業に関する規則等の規定に基づき線量限度等を定める告示」に定める値を超えないようすとともに、放出管理目標値を超えないように努める。
- h. 修理の方法は、基本的に「[図 1](#) 工事の手順と使用前事業者検査のフロー（燃料体を除く）」の手順により行うこととし、機器等の全部又は一部について、撤去、切断、切削又は取外しを行い、据付、溶接又は取付け、若しくは同等の方法により、同等仕様又は性能・強度が改善されたものに取替を行う等、機器等の機能維持又は回復を行う。また、機器等の一部撤去、一部撤去の既設端部について閉止板の取付け、熱交換器又は冷却器の伝熱管への閉止栓取付け又は同等の方法により適切な処置を実施する。
- i. 特別な工法を採用する場合の施工方法は、技術基準に適合するよう、安全性及び信頼性について必要に応じ検証等により十分確認された方法により実施する。

東電 柏崎	原電 東海第二	備考
	<p>3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項 燃料体の加工に係る工事の実施にあたっては、以下に留意し工事を進める。</p> <ol style="list-style-type: none"> a. 工事対象設備について、周辺資機材、他の加工施設及び環境条件から波及的影響を受けないよう、隔離等の必要な措置を講じる。 b. 工事を行うことにより、他の供用中の加工施設が有する安全機能に影響を与えないよう、隔離等の必要な措置を講じる。 c. 工事対象設備について、必要に応じて、供用後の施設管理のための重要なデータを採取する。 d. 加工施設の状態に応じて、検査・試験等の各段階における工程を管理する。 e. 工事対象設備について、供用開始後に必要な機能性能を発揮できるよう維持する。 f. 放射性廃棄物の発生量低減に努めるとともに、その種類に応じて保管及び処理を行う。 g. 放射線業務従事者に対する適切な被ばく低減措置と、被ばく線量管理を行う。 	

発電用原子炉施設

(製作工場で機能、性能検査を実施しない場 (製作工場で機能、性能検査を実施する場合))



- 【凡例】
- 品質マネジメントシステムに係る検査以外の使用前事業者検査の検査項目(適切な時期に以下のうち必要の検査を実施)
 - a. 構造、強度又は性能に係る検査
 - ・材料検査
 - ・寸法検査
 - ・耐圧検査
 - ・漏えい検査
 - ・外観検査
 - ・搬付検査
 - ・状態確認検査
 - b. 発電の状態を確認する検査
 - ・建物・構築物の構造を確認する検査
 - ・機能又は性能に係る検査
 - ・状態確認検査
 - ・機能検査
 - ・性能検査
 - c. 基本設計方針検査
 - 品質マネジメントシステムに係る検査

図1 工事の手順と使用前事業者検査のフロー (燃料体を除く。)

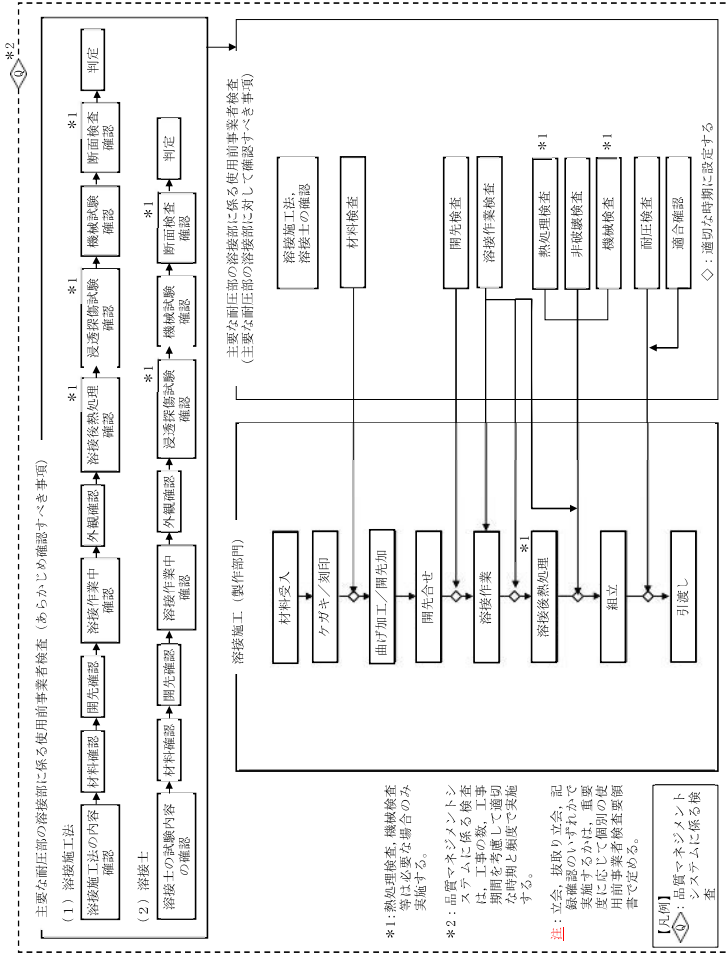
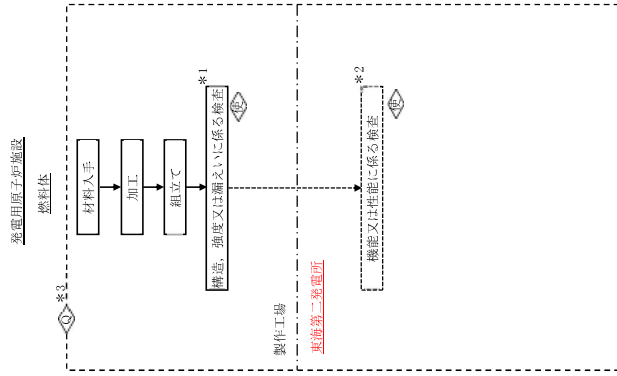


図 2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査フロー



*1: 下記の加工の工程ごとに構造、強度又は漏えいに係る検査を実施する。
 ①燃料材、燃料被覆材その他の部品については、組成、構造又は強度に係る試験をすることができるときは、行う。
 ②検査履歴の加工が完了した時
 *2: 燃料体を検査用原子炉に受け入れた後は、原子炉本体として機能又は性能に係る検査を実施する。
 *3: 品質マネジメントに係る検査は、工事期間を考慮して適切な時期と強度で実施する。
注: 立会、抜取り立会、記録確認のいずれかで実施するかは、重要度に応じて個別の使用前事業者検査要領書で定める。

- 【凡例】
- ◇: 品質マネジメントに係る検査以外の使用前事業者検査の検査項目(適切な時期に以下のうち必要な検査を実施)
 - a. . . 構造、強度又は漏えいに係る検査
 - ・ 材料検査
 - ・ 寸法検査
 - ・ 外観検査
 - ・ 表面検査
 - ・ 放射線計測検査
 - ・ 漏えい検査
 - ・ 置換検査
 - ◇: 品質マネジメントに係る検査

図3 工事の手順と使用前事業者検査のフロー (燃料体)

(余白)

東海第二発電所 設工認本文「III-II. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」の他社との比較表

原電（東海第二）	関西（高浜1号）	備考
<p>III-II. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム</p> <p>1. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム 当社は、原子力発電所の安全を達成・維持・向上させるため、健全な安全文化を育成し維持するための活動をを行う仕組みを含めた原子力施設の設計、工事及び検査段階から運転段階に係る保安活動を確実に実施するための品質マネジメントシステムを確立し、「東海第二発電所原子力施設保安規定」（以下「保安規定」という。）の品質マネジメントシステム計画（以下「保安規定品質マネジメントシステム計画」という。）に定めている。</p> <p>「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」（以下「設工認品質管理計画」という。）は保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき、設計、工事及び検査に係る具体的な品質管理の方法、組織等の計画された事項を示したものである。</p> <p>2. 適用範囲・定義</p> <p>2.1 適用範囲 設工認品質管理計画は、東海第二発電所原子力施設の設計、工事及び検査に係る保安規定品質マネジメントシステム計画に従う。</p> <p>2.2 定義 設工認品質管理計画における用語の定義は、以下を除き保安規定品質マネジメントシステム計画に従う。</p> <p>(1) 実用炉規則 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年12月28日通商産業省令第77号）をいう。</p> <p>(2) 技術基準規則 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号）をいう。</p> <p>(3) 実用炉規則別表第二対象設備 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年12月28日通商産業省令第77号）の別表第二「設備別記載事項」に示された設備をいう。</p> <p>(4) 適合性確認対象設備 設計及び工事の計画（以下「設工認」という。）に基づき、技術基準規則等への適合性を確保するために必要となる設備をいう。</p> <p>3. 設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等 設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき以下のとおり実施する。</p> <p>3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。） 設計、工事及び検査は、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す役割分担のもと、本店組織及び発電所組織で構成する体制で実施する。 設計、工事及び検査に係る組織は、担当する設備に関する設計、工事及び検査について責任と権限を持つ。</p> <p>3.2 設工認における設計、工事及び検査の各段階とその審査</p> <p>3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用 設工認におけるグレード分けは、原子力施設の安全上の重要性に応じて表3-9-1に示す重要度分類「A」、 「B」及び「C」の3区分とし、これに基づき品質保証活動を実施する。 また、重大事故等対処設備（以下「SA設備」という。）の重要度分類については、一律「A」とする。 ただし、SA設備の中でも原子力特有の技術仕様を要求しない一般産業用工業品は、重要度分類「C」とし、当社において実施する検査により、SA設備としての品質を確保する。</p>	<p>東海第二は「検査」を記載</p> <p>内容に差異なし</p> <p>内容に差異なし</p> <p>内容に差異なし</p>	<p>差違所の相違によるグレード分け方法の相違</p>

表3-1 原子力発電施設の重要度分類基準

重要度 分類	定 義	機 能
A	(1) その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷、又は燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある設備	① 原子炉冷却材圧力バウンダリ ② 逆動反応度の印加抑制機能 ③ 炉心形状の維持機能 ④ 原子炉の緊急停止機能 ⑤ 冷却系維持機能 ⑥ 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 ⑦ 原子炉停止後の除熱機能 ⑧ 炉心冷却機能 ⑨ 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮蔽及び放出低減機能 ⑩ 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 ⑪ 安全上特に重要な閉鎖機能
	(2) 炉心以外の安全上必要な設備	—
	(3) 発電所の出力低下又は停止に直結するおそれのある設備、又は予備機がなく故障管理のため発電所停止を必要とする設備	—
	(4) その損傷又は故障により発生する事象によって、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある設備	① 原子炉冷却材を内蔵する機能 ② 原子炉冷却材圧力バウンダリに漏洩が検出された場合に、放射性物質を貯蔵する機能 ③ 燃料を安全に取扱う機能 ④ 安全弁及び過圧防止の吹き止まり機能
B	(1) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要されるものであって、炉心冷却が損なわれる可能性の高い設備	① 燃料プール水の補給機能 ② 放射性物質放出の防止機能
	(2) 異常状態への対応上特に重要な設備	① 事故時のプラント状態の把握機能 ② 異常状態の緩和機能 ③ 副制御系からの安全停止機能
	(3) 異常状態の起因事象となるものであって、上記以外の設備	① 原子炉冷却材及び補給 ② 原子炉冷却材の順送機能 ③ 放射性物質の貯蔵機能 ④ 電源供給機能 ⑤ プラント計測・制御機能 ⑥ プラント運転制御機能
	(4) 原子炉の安全に直接関連しない設備を除く。）	① 燃料発生成分の原子炉冷却材中への放散防止機能 ② 炉心上昇の抑制機能 ③ 炉心上昇の抑制機能 ④ 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能
	(5) 発電所の出力低下又は停止に直接つながるおそれがある設備	—
C	(6) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障ない程度に低く抑える設備 （原子炉の安全に直接関連しない設備を除く。）	① 原子炉冷却材中の放射性物質濃度を通常運転に支障ない程度に低く抑える設備 ② 原子炉の安全に直接関連しない設備を除く。）
	(7) 運転時の異常な過渡変化があっても、事象を緩和する設備 （原子炉の安全に直接関連しない設備を除く。）	—
D	(8) 異常状態への対応上必要な設備 （原子炉の安全に直接関連しない設備を除く。）	—
	(9) 発電所の出力低下又は停止に直接つながるおそれがある設備	—
E	(10) 予備機はあるが点検等で保護機能な設備	—
	A、B以外の設備	—

内容に差異なし

3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査
 設工認における設計、工事及び検査の流れを図 3-1 に示すとともに、設計、工事及び検査の各段階と保安規定品質マネジメントシステム計画との関係を表 3-2 に示す。

実用規程別表第二対象設備のうち、設工認申請（届出）が不要な工事等を行う場合は、設工認品質管理計画のうち、必要な事項を適用して設計、工事及び検査を実施し、設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規程等に適合していることを確認する。
 設計を主管する組織の長又は工事を主管する組織の長並びに検査を主管する審査（以下「レビュー」という。）を実施するとともに、記録を管理する。
 設計の各段階におけるレビューについては、本店組織及び発電所組織で当該設備の設計に関する専門家を合めて実施する。

設工認のうち、主要な部品組の溶接溶接に対する必要な検査は、「3.3 設計に係る品質管理の方法」[3.4 工事に係る品質管理の方法]、「3.5 使用前事業者検査の方法」及び「3.6 設工認における調達管理の方法」に示す管理（表3-2における「3.3(1)基本設計方針の作成（設計1）」～「3.6 設工認における調達管理の方法」）のうち、必要な事項を適用して設計、工事及び検査を実施し、設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規程等に適合していることを確認する。

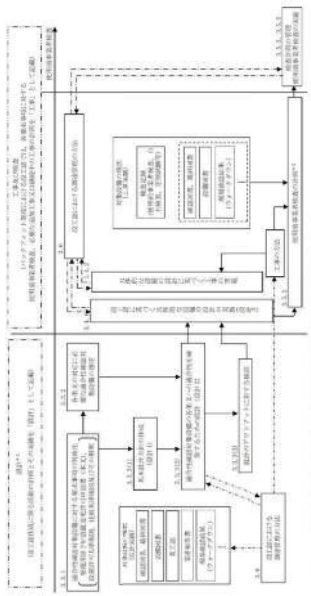
表3-2 設工認における設計、工事及び検査の各段階

各段階	実施項目	概要	
設計	3.3 設計に係る品質管理	7.3.1 必要項目 7.3.2 設工認計画	適合性を確保するために必要な品質管理計画の作成及び品質管理計画の承認等
	3.3.1 急がざる緊急事項の明確化	7.3.1 必要項目 7.3.2 設工認計画 7.3.3 設工認計画に関する事項	緊急事態発生時の対応等の要求事項の明確化
	3.3.2 各要素の互換性に必要な適合性確認対象設備の選定	7.3.3 設工認計画に関する事項	技術基準規程等に規定するための設備・選定の抽出
	3.3.3(1) 基本設計方針の作成（設計1）	7.3.3 設工認計画に関する事項	緊急事項を識別する基本設計方針の作成
	3.3.3(2) 適合性確認対象設備の選定	7.3.3 設工認計画に関する事項	適合性確認対象設備に必要な設計の選定
	3.3.3(4) 設計方針の届出	7.3.5 設工認計画に関する事項	品質適合性を確保するための設計の届出
	3.3.4 設計における変更	7.3.7 設工認計画に関する事項	品質適合性を確保するための設計の変更の承認
	3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の承認（設計2）	7.3.3 設工認計画に関する事項 7.3.5 設工認計画に関する事項	設工認を基とするための具体的な設備の設計
	3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の承認	7.3.5 設工認計画に関する事項	適合性確認対象設備の二事の本質的確認が完了した設備の設計に基づく工事の承認
	3.5.1 急がざる緊急事項の明確化	7.3.1 必要項目 7.3.2 設工認計画	緊急事態発生時の対応等の要求事項の明確化
	3.5.2 使用前事業者検査の計画	7.3.6 設工認計画に関する事項	適合性確認対象設備が設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準等の要求事項に適合していることを確認する計画と方法の決定
	3.5.3 検査計画の管理	7.3.6 設工認計画に関する事項	設工認計画に適合する検査計画の作成
	3.5.4 主要な部品組の溶接溶接に係る使用前事業者検査の実施	7.3.6 設工認計画に関する事項	適合性確認対象設備が設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準等の要求事項に適合していることを確認
	3.5.5 使用前事業者検査の実施	7.3.6 設工認計画に関する事項	適合性確認対象設備が設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準等の要求事項に適合していることを確認
	3.6 設工認における調達管理の方法	7.3.6 設工認計画に関する事項	適合性確認対象設備の調達管理

注：「3.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査」で述べられている「設計の各段階におけるレビュー」の各段階を示す。

内容に差異なし
※組織/箇所の変遷については以下同じ

内容に差異なし

原電（東海第二）	関西（高浜1号）	備考
<p>3.3 設計に係る品質管理の方法</p> <p>3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化 設計を主管する組織の長は、設工認における技術基準規則等への適合性を確保するために必要な要求事項を明確にする。</p> <p>3.3.2 各条文的対応に必要な適合性確認対象設備の選定 設計を主管する組織の長は、設工認に関する工事において、追加・変更となる適合性確認対象設備（運用を含む。）に対する技術基準規則等への適合性を確保するために、実際に使用する際の系統・構成が必要となる設備・運用を含めて、適合性確認対象設備として抽出する。</p> <p>3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証 設計を主管する組織の長は、適合性確認対象設備の技術基準規則等への適合性を確保するための設計を以下のとおり実施する。 (1) 基本設計方針の作成（設計1） 「設計1」として、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項をもとに、必要な設計を漏れなく実施するための基本設計方針を明確化する。 (2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2） 「設計2」として、「設計1」で明確にした基本設計方針を用いて適合性確認対象設備に必要な詳細設計を実施する。 なお、詳細設計の品質を確保する上で重要な活動となる「調査による解析」及び「手計算による自社解析」について、個別に管理事項を計画し信頼性を確保する。 (3) 設計のアウトプットに対する検証 設計を主管する組織の長は、「設計1」及び「設計2」の結果について、当該業務に直接関与していない者に検証を実施させる。</p> <p>3.3.4 設計における変更 設計を主管する組織の長は、設計の変更が必要となった場合、各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、設計結果を必要に応じて修正する。</p> <p>3.4 工事に係る品質管理の方法 工事を主管する組織の長は、工事段階において、設工認に基づく具体的な設備の設計（設計3）、その結果を反映した設備を導入するために必要な工事を以下のとおり実施する。 また、これらの活動を調達する場合は、「3.6 設工認における調達管理の方法」を適用して実施する。</p>	 <p>図 3.3.1 適合性確認対象設備の設計及び設計のアウトプットに対する検証</p> <p>図 3.3.2 適合性確認対象設備の設計及び設計のアウトプットに対する検証</p> <p>図 3.3.3 適合性確認対象設備の設計及び設計のアウトプットに対する検証</p> <p>図 3.3.4 適合性確認対象設備の設計及び設計のアウトプットに対する検証</p>	<p>内容に差異なし</p> <p>内容に差異なし</p> <p>内容に差異なし</p> <p>内容に差異なし</p> <p>内容に差異なし</p> <p>内容に差異なし</p>

原電（東海第二）	関西（高浜1号）	備考
<p>3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3） 工事を主管する組織の長は、工事段階において、以下のいずれかにより、設工認に基づく製品実現のための具体的な設備の設計（設計3）を実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自社で設計する場合 ・「設計3」を本店組織の工事を主管する組織の長が調達し、発注所組織の工事を主管する組織の長が調達管理として「設計3」を管理する場合 ・「設計3」を発注所組織の工事を主管する組織の長が調達し、かつ、調査管理として「設計3」を管理する場合 ・「設計3」を本店組織の工事を主管する組織の長が調達し、かつ、調査管理として「設計3」を管理する場合 <p>3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施 工事を主管する組織の長は、設工認に基づく設備を設置するための工事を、「工事の方法」に記載された工事の手順並びに「3.6 設工認における調査管理の方法」に従い実施する。</p> <p>3.5 使用前事業者検査の方法 使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則等に適合していることを確認するため、保安規定に基づく使用前事業者検査を計画し、工事を主管する組織からの独立性を確保した検査体間のもと実施する。</p> <p>3.5.1 使用前事業者検査での確認事項 使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則等に適合していることを確認するために以下の項目について検査を実施する。</p> <p>①表設備の仕様の適合性確認 ②実施した工事が、「3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）」及び「3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施」に記載したプロセス並びに「工事の方法」のとおり行われていること。 これらの項目のうち、①を表3-3に示す検査として、②を品質マネジメントシステムに係る検査（以下「QA検査」という。）として実施する。</p> <p>②については、工事全般に対して実施するものであるが、工事を主管する組織が「3.5.4 主要な副圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理」を実施する場合は、工事を主管する組織が実施する溶接に関するプロセス管理が適切に行われていることの確認をQA検査に追加する。 また、QA検査では上記②に加え、上記①のうち工事を主管する組織が実施する検査記録の信頼性の確認を行い、設工認に基づく工事の信頼性を確保する。</p> <p>3.5.2 使用前事業者検査の計画 検査を主管する組織の長は、適合性確認対象設備が設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則等に適合していることを確認するため、使用前事業者検査を計画する。 使用前事業者検査は、「工事の方法」に記載された使用前事業者検査の項目及び方法並びに表3-3に定める要求範囲ごとに確認項目、確認観点及び主な検査項目をもとに計画を策定する。 適合性確認対象設備のうち、技術基準規則上の措置（運用）に必要な設備についても使用前事業者検査を計画する。 個々に実施する使用前事業者検査に加えてプラント運転に影響を及ぼしていないことを総合的に確認するため、定格熟出力一定運転時の主要パラメータを確認することによる使用前事業者検査（負荷検査）の計画を必要に応じて策定する。 また、使用前事業者検査の実施に先立ち、設計結果に関する具体的な検査概要及び判定基準を使用前事業者検査の方法として明確にする。</p> <p>3.5.3 検査計画の管理 検査を主管する組織の長は、使用前事業者検査を適切な段階で実施するため、関係組織と調整の上、検査計画を作成する。 使用前事業者検査の実施時期及び使用前事業者検査が確実に実施に行われることを適切に管理する。</p>	<p>内容に差異なし</p> <p>内容に差異なし</p> <p>内容に差異なし</p> <p>内容に大きな差異なし</p> <p>表現の相違</p> <p>東海第二は「工事」の信頼性を確保するとした（九州も「工事」としている） 内容に差異なし</p>	<p>発注所の相違による役割分担の相違 （東海第二では検査を主管する組織の長が検査計画を作成している）</p>

3.5.4 主要な副圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理
 検査を主管する組織の長は、溶接が特殊工程であることを踏まえ、工程管理等の計画を策定し、溶接施工
 場におけるプロセスの適切性の確認及び監視を行う。
 また、溶接継手に対する要求事項は、溶接部詳細一覧表（溶接方法、溶接材料、溶接施工法、熱処理条件、
 検査項目等）により管理し、これに係る関連図書を含め、業務の実施に当たって必要な図書を管理する。

3.5.5 使用前事業者検査の実施

使用前事業者検査は、検査要領書の作成、体制の確立を行い実施する。

(1) 使用前事業者検査の独立性確保

使用前事業者検査の独立性は、組織的独立を確保して実施する。

(2) 使用前事業者検査の体制

使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。

(3) 使用前事業者検査の検査要領書の作成

工事を主管する組織の長は、適合性確認対象設備が設工に記載された仕様及びプロセスのとおり
 であること、技術基準規則等に適合していることを確認するための「3.5.2 使用前事業者検査の計画」
 で決定した確認方法をもとに、使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成し、検査を主管
 する組織の長が承認する。

実施する検査が代替検査となる場合は、代替による使用前事業者検査の方法を決定する。

(4) 使用前事業者検査の実施

検査実施責任者は、検査要領書に基づき、確立された検査体制のもとで、使用前事業者検査を実施
 する。

発電所の用途による役割分担の相違
 （東海第二では検査を主管する組織の長が溶接施工工場
 におけるプロセスの適切性の確認及び監視を行っている）
 表現の相違

発電所の用途による役割分担の相違
 （東海第二では、工事を主管する組織の長が検査要領書
 作成し、検査を主管する組織の長が承認している）
 表現の相違

表現の相違

内容に差異なし

表3-3 要求種別に対する確認項目及び確認視点

要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目
設計 要求	設置 要求	設計要求のとおりに （名称、取付箇所、 屋敷）に設置されて いることを確認す る。	取付検査 状態確認検査 外観検査
	機能 要求	要目表の記載のと おりであることを 確認する。	材料検査 寸法確認 建物・構造物構造検査 取付検査 状態確認検査 取付検査 漏えい検査 機能・性能検査
	評価 要求	実際に使用できる 承認構成になって いることを確認す る。 目的とする機能・性 能が実現できるこ とを確認する。	内容に応じて、設置要求、 機能要求の検査を適用 する。
運用	運用要求	運用要求事項 （保安規定） 手順確認 手順化されている ことを確認する。	状態確認検査

原電（東海第二）	関西（高浜1号）	備考
<p>3.6 設工認における調達管理の方法 設工認で行う調達管理は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき以下に示す管理を実施する。</p> <p>3.6.1 供給者の技術的評価 契約を主管する組織の長及び調達を主管する組織の長は、供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を判断の根拠として供給者の技術的評価を実施する。</p> <p>3.6.2 供給者の選定 調達を主管する組織の長は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力安全に対する影響や供給者の実績等を考慮し、「3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用」に示す重要度に応じてグレード分けを行い管理する。</p> <p>3.6.3 調達製品の調達管理 業務の実施に際し、原子力安全に及ぼす影響に応じて、調達管理に係るグレード分けを適用する。</p> <p>(1) 調達文書の作成 調達を主管する組織の長は、業務の内容に応じ、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す調達要求事項を含めた調達文書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。(2) 調達製品の管理（参照） 調達を主管する組織の長は、「一般産業用工業品を重要度分類「A」、「B」の機器等（LIS等の規格適合品の消耗品等は除く）」に使用する場合は、適合性を評価することを要求する。また、供給先で検査を行う際に原子力規制委員会の職員が同行して工場等の施設に立ち入る場合があることを供給者へ要求する。</p> <p>(2) 調達製品の管理 調達を主管する組織の長は、調達文書で要求した製品が確実に納入されるよう調達製品が納入されるまでの間、製品に応じた必要な管理を実施する。</p> <p>(3) 調達製品の検証 調達を主管する組織の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確認するために調達製品の検証を行う。 調達を主管する組織の長は、供給先で検証を実施する場合、あらかじめ調達文書で検証の要領及び調達製品のリリースの方法を明確にした上で検証を行う。</p> <p>3.6.4 調達先品質保証監査 供給者に対する監査を主管する組織の長は、供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成し維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、供給者に対する品質保証監査を実施する。</p> <p>3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ</p> <p>3.7.1 文書及び記録の管理 (1) 適合性確認対象設備の設計、工事及び検査に係る文書及び記録 設計、工事及び検査に係る組織の長は、設計、工事及び検査に係る文書及び記録を、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す社内規程に基づき作成し、これらを適切に管理する。 (2) 供給者が所有する当社の管理下でない図書を設計、工事及び検査に用いる場合、供給者において供給者が所有する当社の管理下でない図書を設計、工事及び検査に用いる場合、供給者の品質保証能力の確認、かつ、対象設備での使用が可能な場合において、適用可能な図書として扱う。 (3) 使用前事業者検査に用いる文書及び記録 使用前事業者検査として、記録確認検査を実施する場合に用いる記録は、上記(1)、(2)を用いて実施する。</p>	<p>整備所の相違による役割分担の相違 (東海第二では、契約を主管する組織の長及び調達を主管する組織の長が供給者評価を実施している)表現の相違</p> <p>内容に差異なし</p> <p>整備所の相違による一般産業用工業品に対する要求事項の相違</p> <p>内容に差異なし</p> <p>内容に差異なし</p>	<p>整備所の相違による役割分担の相違 (東海第二では、契約を主管する組織の長及び調達を主管する組織の長が供給者評価を実施している)表現の相違</p> <p>内容に差異なし</p> <p>整備所の相違による一般産業用工業品に対する要求事項の相違</p> <p>内容に差異なし</p>

原電（東海第二）	関西（高浜1号）	備考
<p>3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 測定機器の管理 工事を主管する組織の長又は検査を主管する組織の長は、保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計及び工事、検査で使用する測定機器について、校正・検記及び識別等の管理を実施する。</p> <p>(2) 機器、弁及び配管等の管理 工事を主管する組織の長又は検査を主管する組織の長は、機器類、弁及び配管類について、保安規定品質マネジメントシステム計画に従った管理を実施する。</p> <p>3.8 不適合管理 設工認に基づく設計、工事及び検査において発生した不適合については、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき処置を行う。</p> <p>4. 適合性確認対象設備の施設管理 適合性確認対象設備の工事は、保安規定に規定する施設管理に基づき業務を実施する。</p>		<p>表現の相違 <u>発起所の相違による役割分担の相違</u></p> <p>内容に差異なし</p> <p>内容に差異なし</p>

補足-4 【残留熱除去系配管改造工事の概要について】

(改9)

適用条文について

今回の残留熱除去系配管の改造に伴い、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第11条、第12条、第14条、第15条、第19条、第26条、第27条、第32条、第33条、第44条、第52条、第54条及び第62条から第66条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に基づき、残留熱除去系（兼用含む）の施設に係る技術基準の適用条文を示す。

なお、適用条文等の整理については、補足－1に示す。

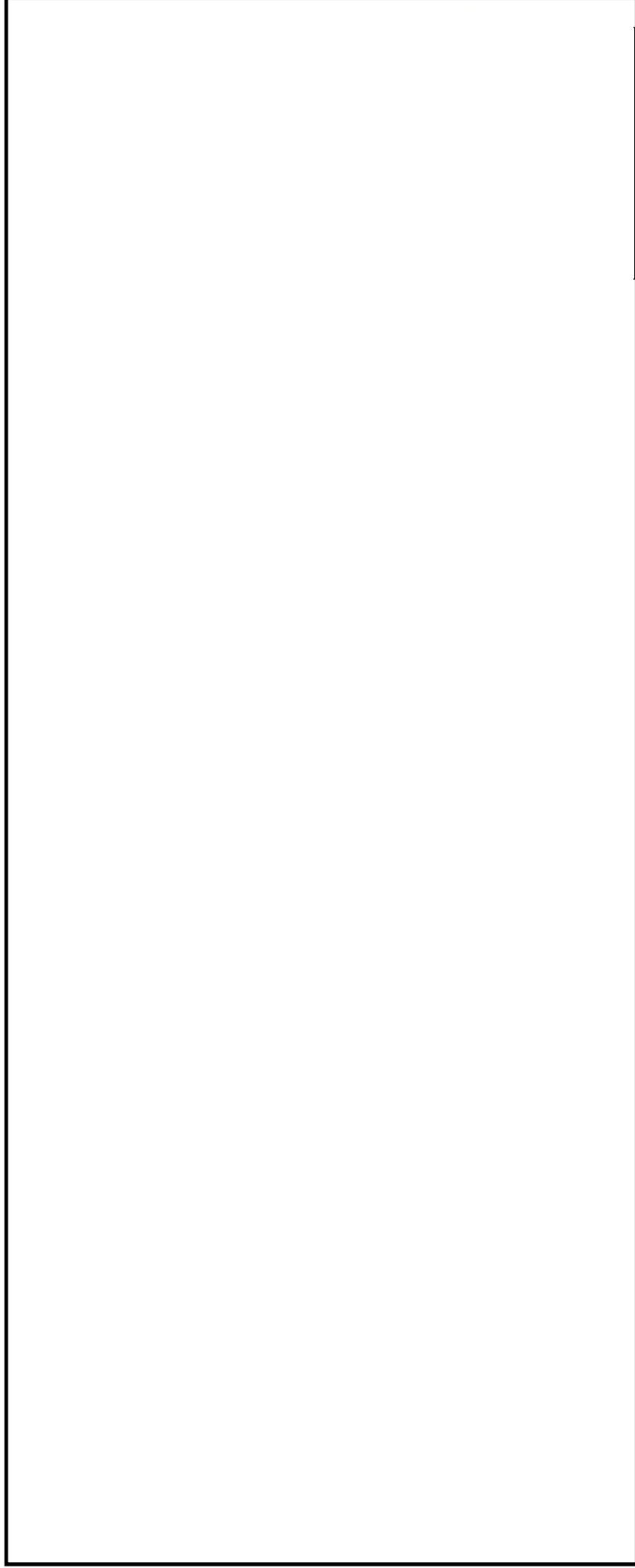
残留熱除去系 A 主配管変更箇所一覧

No.	名称	変更内容
①	残留熱除去系ポンプA ～ 残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点	E12-F048A取替に伴う配管取替範囲の見直し ⇒上流側配管が短く、切断後の開先加工等が困難なため枝管及び母管を含めた改造 (TEE化) を行う。また、施工時調整用PIPE (SGV410) も併せて追加する。 【適用条文】 第26条, 第32条, 第33条, 第44条, 第62条から第66条
	残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器A	
②	残留熱除去系熱交換器A ～ A系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点	代替循環冷却系ポンプ吸込管取合い継手の形状見直し ⇒規格品TEEを使用した場合、分岐側と既設管切断位置が短く、配管を設置することが困難なため、鍛造一体型TEEに変更する。材料については設計建設規格に基づきSFVC2Bとする。 【適用条文】 第26条, 第32条, 第33条, 第44条, 第62条から第66条
③	A系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器A出口管合流点	E12-F048A取替に伴う配管取替範囲の見直し ⇒下流側配管が短く、切断後の開先加工等が困難なため枝管及び母管を含めた改造 (TEE化) を行う。それに伴い2-6-RHR-74の接続先の変更を行う。 【適用条文】 第26条, 第32条, 第33条, 第44条, 第62条から第66条
	残留熱除去系熱交換器A出口管合流点 ～ A系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点	
④	残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器A出口管合流点	①、③の変更に伴い構成が継手、弁のみとなるため記載の適正化を行う 【適用条文】 第26条, 第32条, 第33条, 第44条, 第62条から第66条
⑤	A系統原子炉停止時冷却系配管分岐点 ～ 弁E12-F053A	E12-F053A取替に伴う異材質継手への変更 ⇒弁材質 (SUS) と上流側配管材質 (STPT410) の異材質接合となることから、溶接部の品質の安定化を図るためバタリングを行ったSFVC2BのPIPEに変更する。 【適用条文】 第62条, 第63条
⑥	A系統サブレーション・チェンバスブレイ配管分岐点 ～ 格納容器スプレイヘッド	pH制御装置設置位置見直しに伴う変更 ⇒施工性及び干渉物状況を考慮し、B系統への接続とするためTEEを削除する。 【適用条文】 第63条

残留熱除去系 A 変更箇所



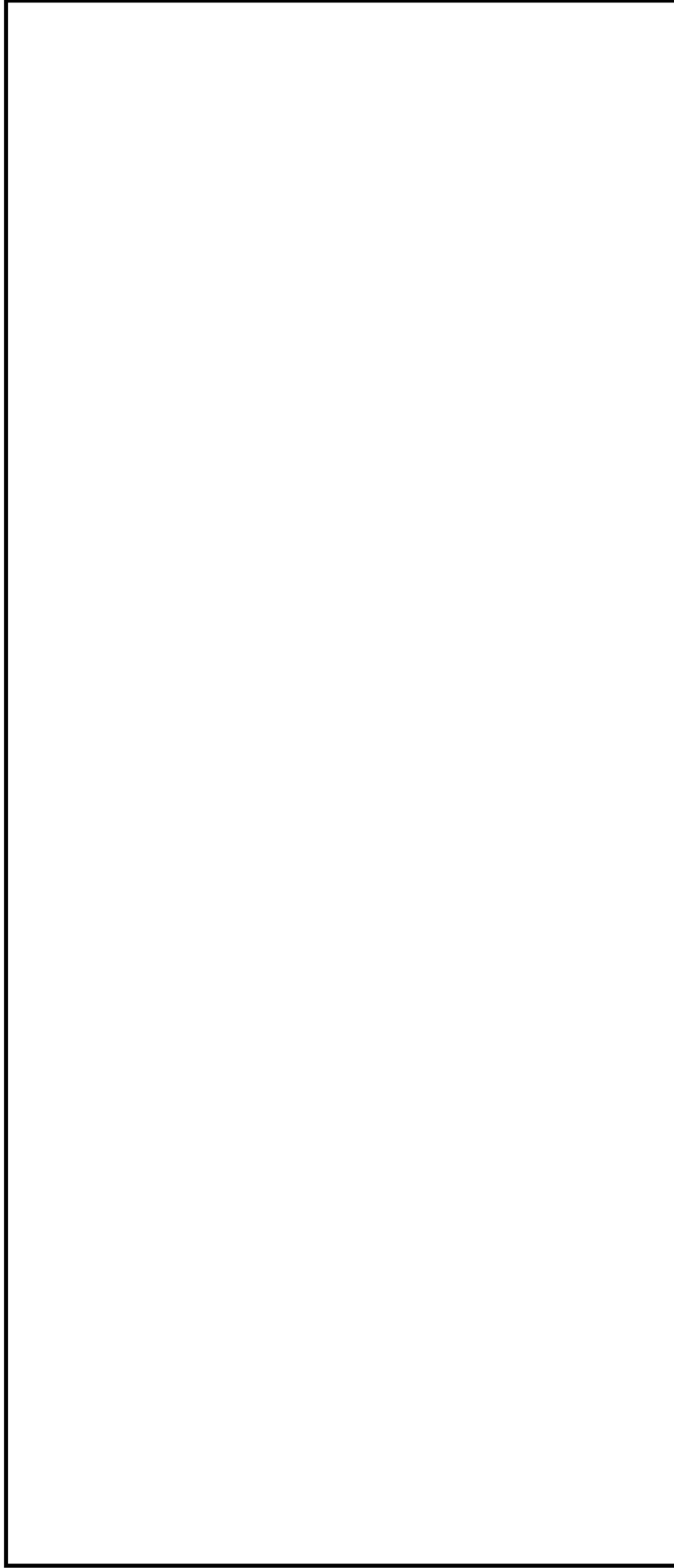
主配管変更概略図 (No.①、②、③、④)



- ①E12-F048A取替に伴う取替範囲の見直し (SGV410・TEE、PIPEの追加)
- ②代替循環冷却ポンプ取合継手の形状見直し (規格品TEE⇒鍛造一体型)
- ③E12-F048A取替に伴う取替範囲の見直し (SGV410・TEE、PIPEの追加)
- ④SGV410・TEEの追加により、SM41B・PIPEの削除

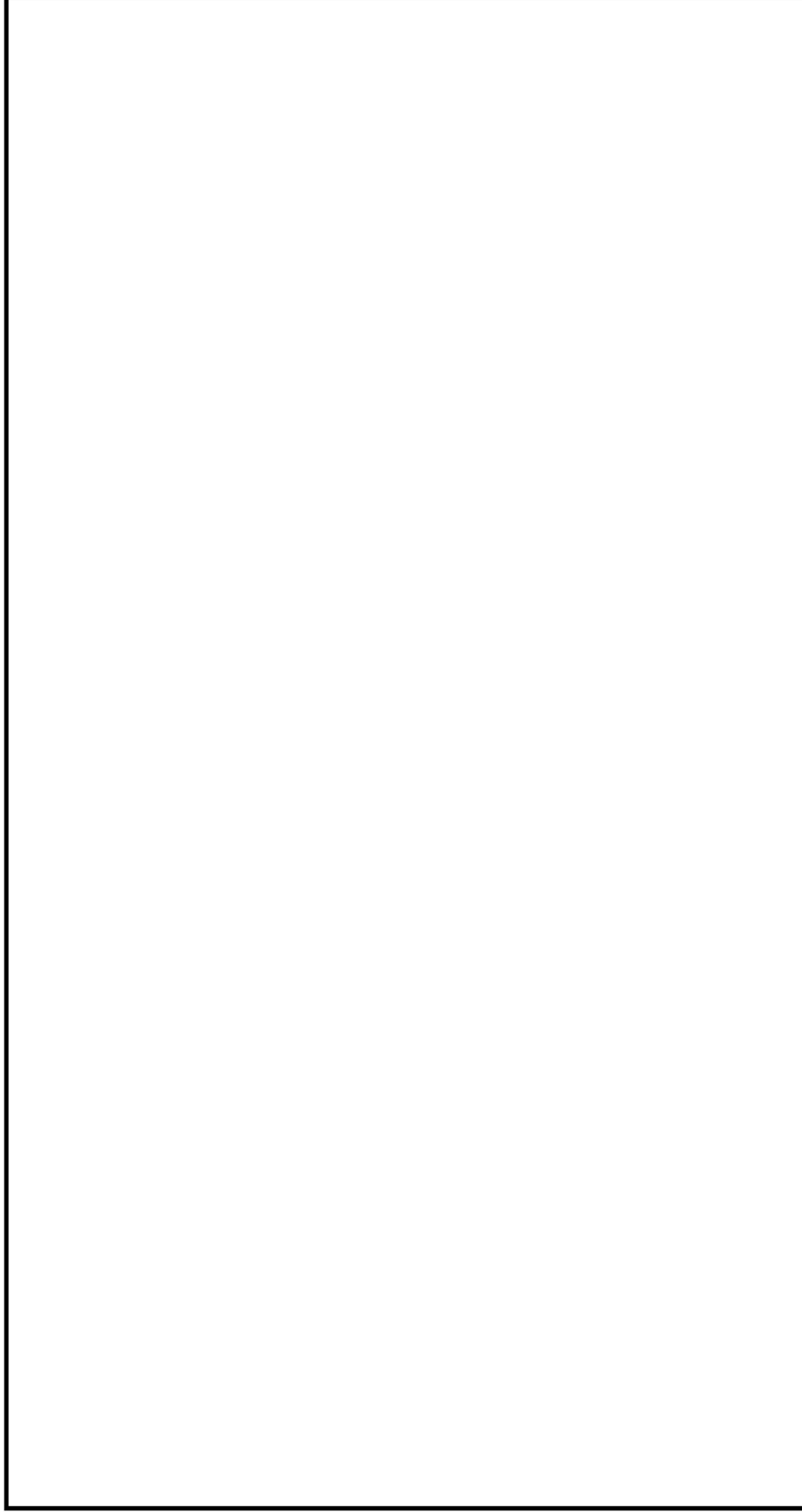
* ()は要目表との紐付記号を示す

主配管変更概略図 (No.⑤)



E12-F053A取替に伴い、炭素鋼-ステンレスの異材溶接となることから、溶接部の品質の安定化を図るためバタリングを行ったSFVC2B・PIPEに変更する。

主配管変更概略図 (No.⑥)



pH制御装置設置にあたり、施工性及び干渉物を考慮し、残留熱除去系Aから
残留熱除去系Bへの接続に変更したため、STPT410のTEEを削除する。

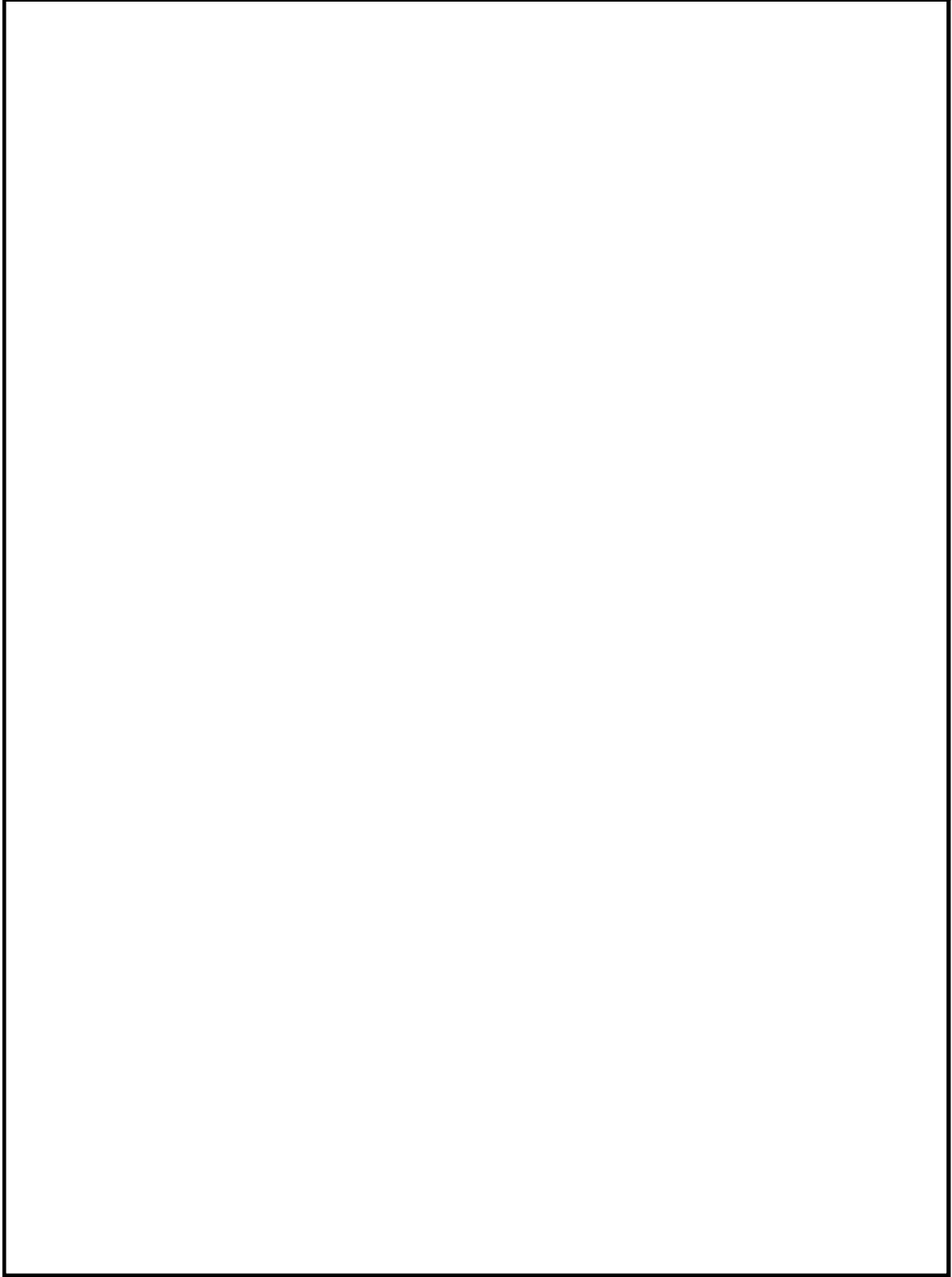
残留熱除去系 B・C 主配管変更箇所一覧 (1/2)

No.	名称	変更内容
①	残留熱除去系ポンプ B ～ 残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点	E12-F048B 取替に伴う配管取替範囲の見直し ⇒ 上流・下流側配管が短く、切断後の開先加工等が困難なため枝管及び母管を含めた改造 (TEE化) を行う。また、施工時調整用 PIPE (SGV410) も併せて追加する。 【適用条文】 第 2 6 条, 第 3 2 条, 第 3 3 条, 第 4 4 条, 第 6 2 条から第 6 6 条
	残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器 B	
	残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点 ～ B 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点	
	残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点	
②	B 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点	①の変更に伴い構成が継手、弁のみとなるため記載の適正化を行う 【適用条文】 第 2 6 条, 第 3 2 条, 第 3 3 条, 第 4 4 条, 第 6 2 条から第 6 6 条
③	残留熱除去系ポンプ C ～ 低圧代替注水系残留熱除去系配管 C 系合流点	流量計位置調整のため直管を追加 ⇒ 低圧代替注水系合流点が流量計測に影響を与えないよう、流量計を離れた位置に設置させるため PIPE (SGV410) を追加する。
④	B 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点 ～ B 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点	E12-F053B 取替に伴う配管取替範囲の見直し ⇒ 上流側配管が短く、切断後の開先加工等が困難なため枝管及び母管を含めた改造 (TEE化) を行う。また、施工時調整用 PIPE (SGV410) も併せて追加する。 【適用条文】 第 2 6 条, 第 3 2 条, 第 3 3 条, 第 6 2 条から第 6 6 条
	B 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点 ～ B 系統低圧注水系配管分岐点	

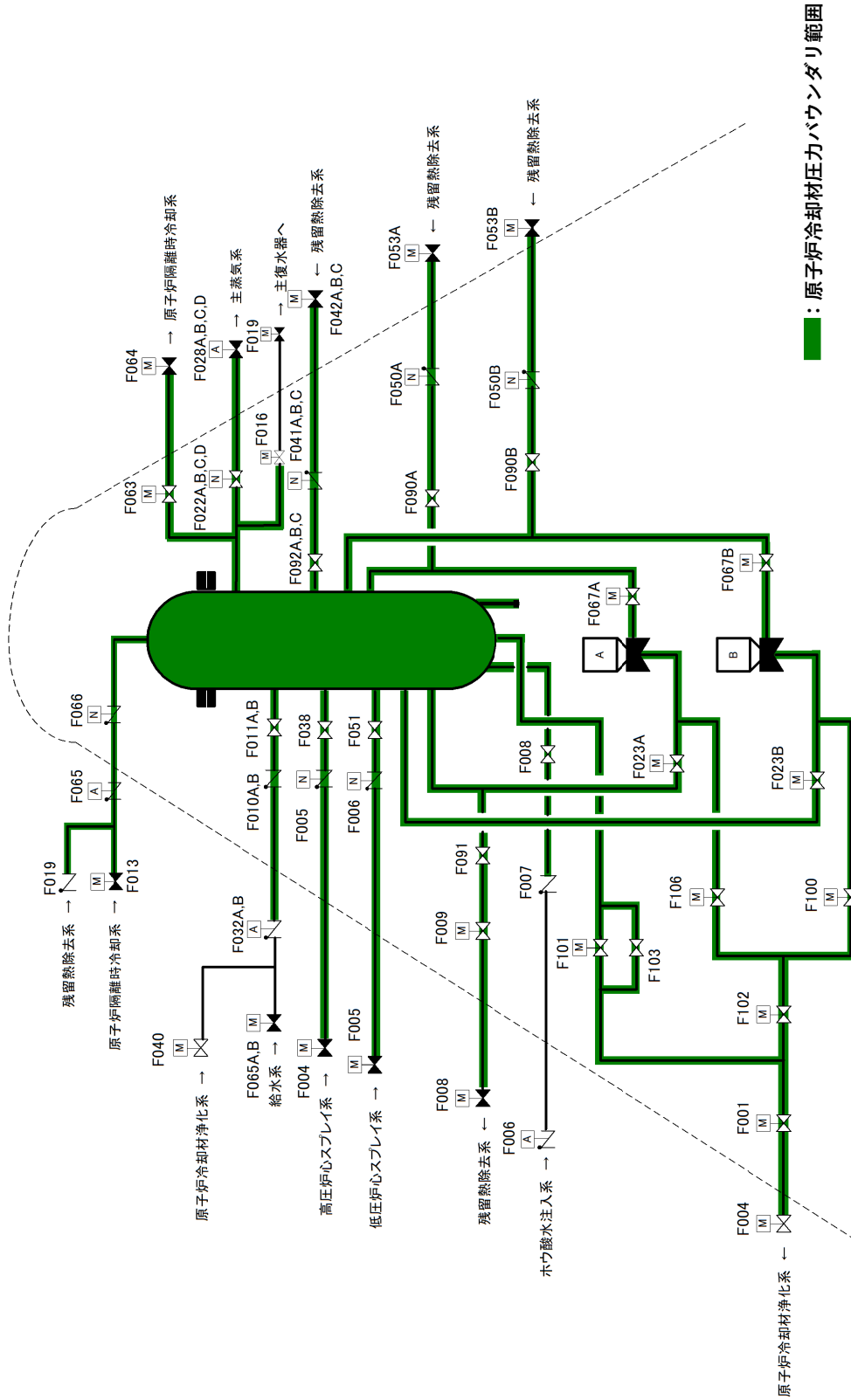
残留熱除去系 B・C 主配管変更箇所一覧 (2/2)

No.	名称	変更内容
⑤	B 系統代替循環冷却系テスト配管合流点 ～ サプレッション・チェンバ	代替循環冷却系テストライン取合い継手取替範囲の見直し ⇒ 当該配管は開放端 (サプレッション・チェンバ) であり、TEE 下流側に PIPE を追加し、閉止板にて耐圧検査を行うため。 【適用条文】 第 3 2 条, 第 6 4 条
⑥	B 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点 ～ 弁 E12-F053 B	E12-F053 B 取替に伴う異材継手の追加 ⇒ 弁材質 (SUS) と上流側配管材質 (STPT410) の異材溶接となることから、溶接部の品質の安定化を図るためバタリングを行った SFVC2B の PIPE に変更する。 【適用条文】 第 6 2 条, 第 6 3 条
⑦	B 系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点 ～ 格納容器スプレイヘッド	pH 制御装置設置位置見直しに伴う変更 ⇒ 施工性及び干渉物を考慮し、本系統への接続としたため TEE を追加する。 【適用条文】 第 6 3 条
⑧	弁 E12-F050 B ～ 再循環系ポンプ B 吐出管合流点	E12-F050 B 取替に伴う配管取替範囲の見直し ⇒ 原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の改造となるため SCC 対策材である SUS316TP の PIPE、エルボを追加する。 【適用条文】 第 2 7 条, 第 6 2 条, 第 6 3 条

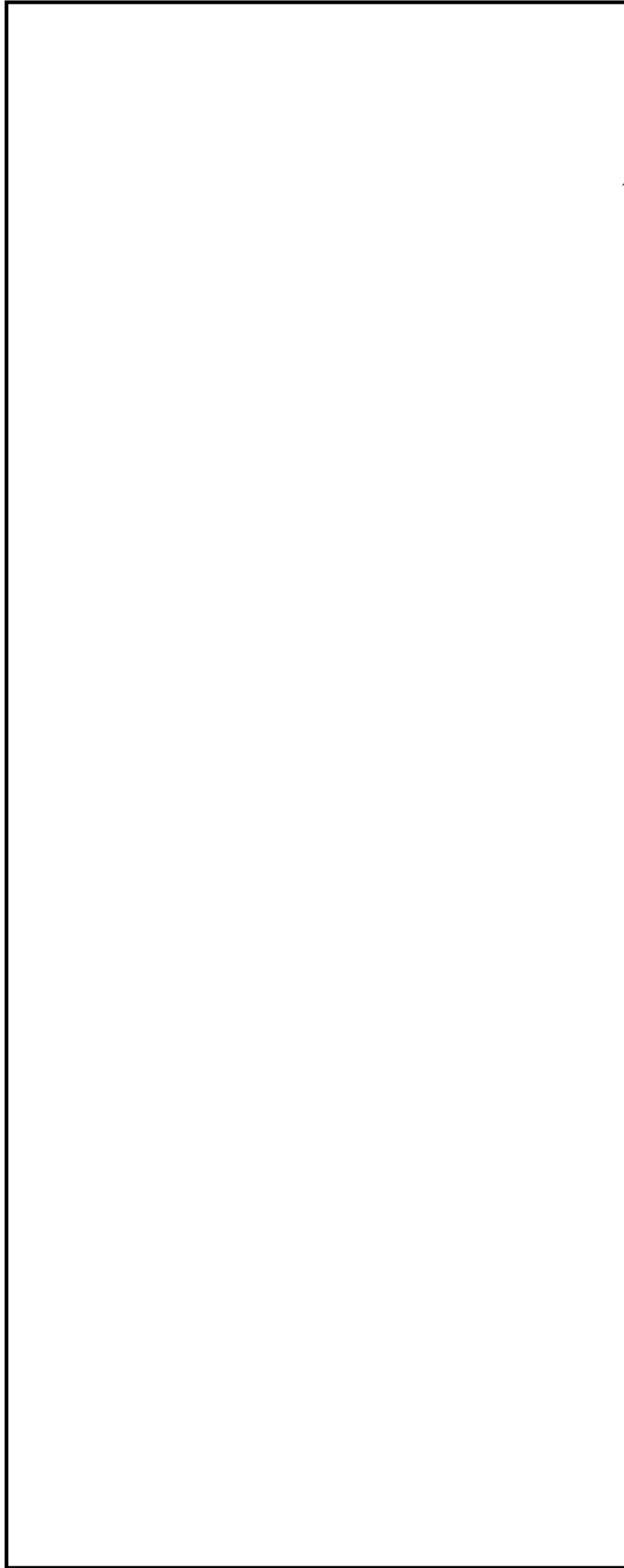
残留熱除去系B・C 変更箇所



原子炉冷却材圧カバウンダリ概要図



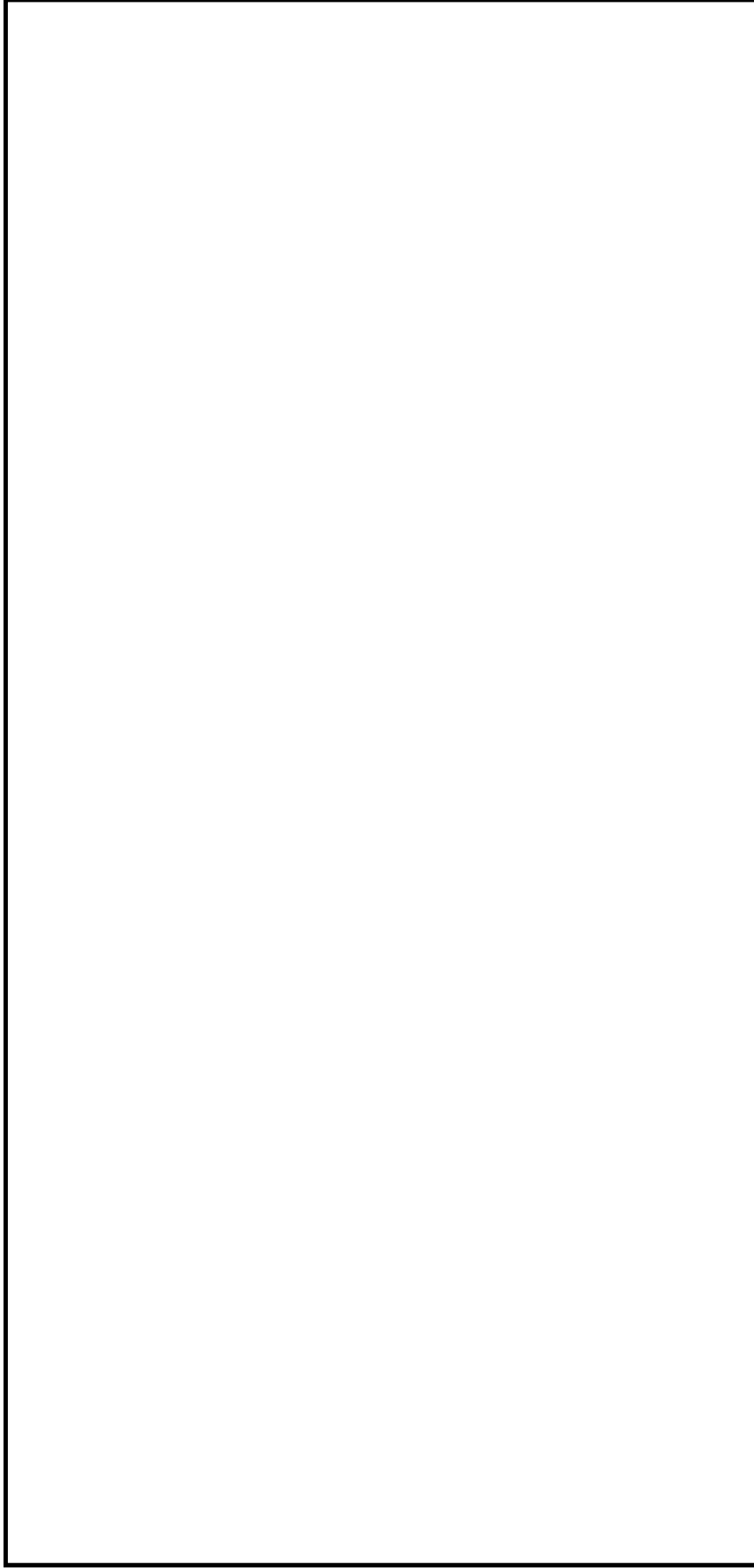
主配管変更概略図 (No.①、②)



B系統代替循環冷却系ポンプ
吸込管分岐点

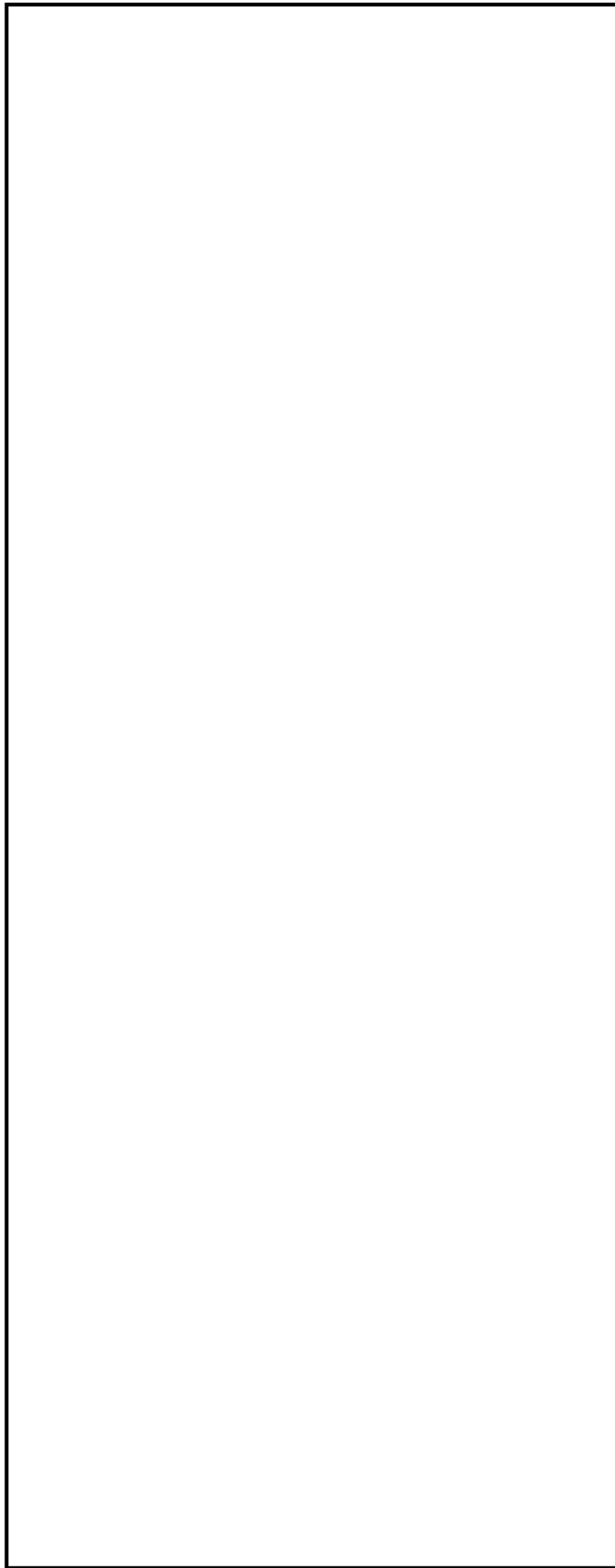
- ① E12-F048A取替に伴う取替範囲の見直し (SGV410・TEE、PIPEの追加)
- ② SGV410・TEEの追加により、SM41B・PIPEの削除

主配管変更概略図 (No.③)



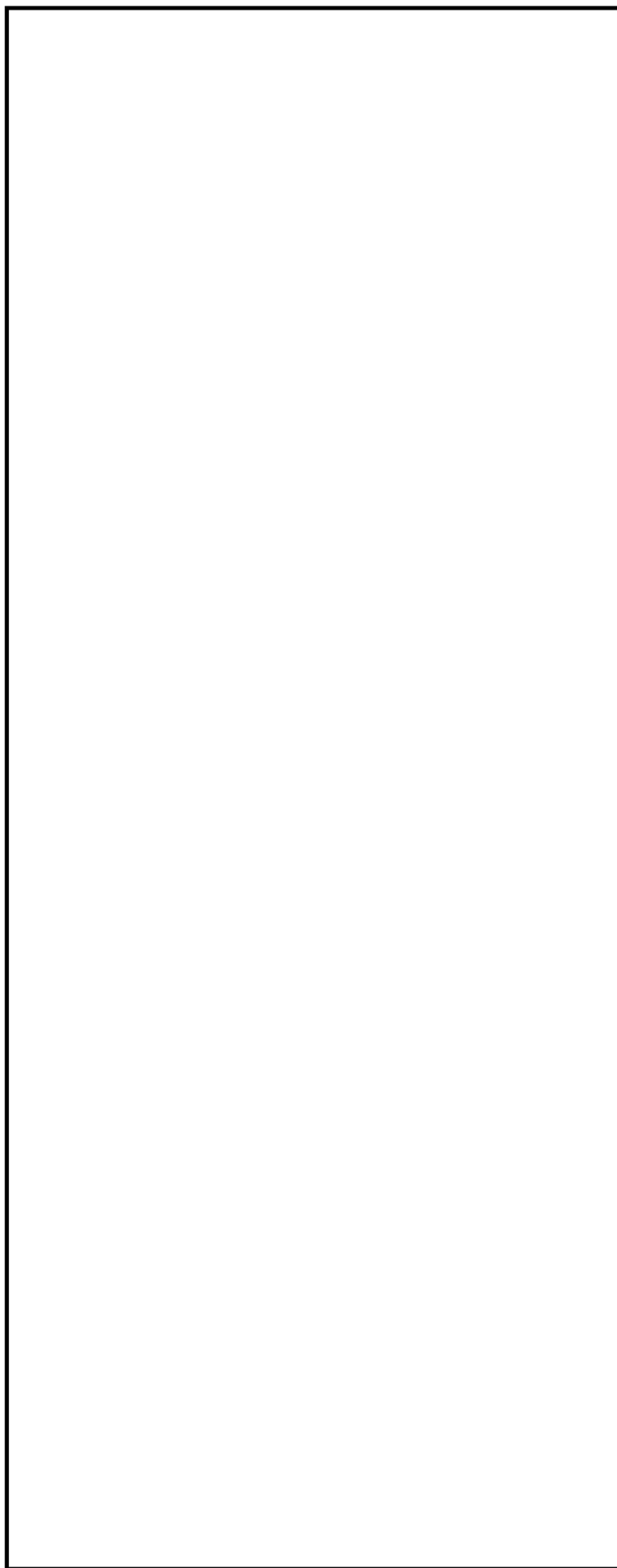
低圧代替注水系合流点が流量計測に悪影響を与えないよう、流量計 (E12-FE-N014C) 設置位置を調整するためのPIPE (SGV410) を追加する。

主配管変更概略図 (No.④、⑥、⑧)



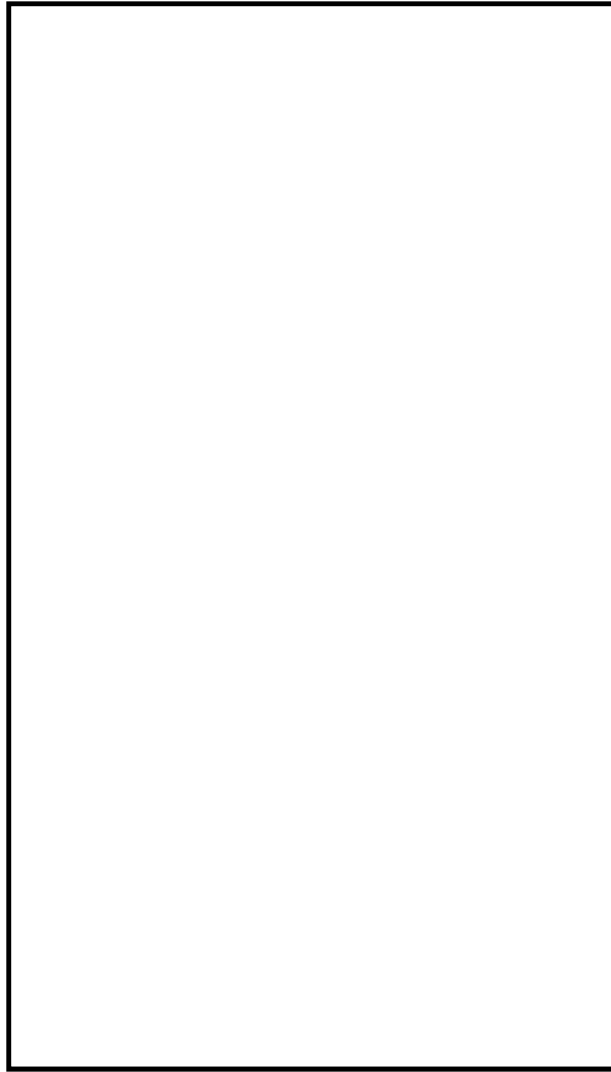
- ④E12-F053B取替に伴う取替範囲の見直し (SGV410・TEE、PIPEの追加)
- ⑥炭素鋼-ステンレスの溶接となるため異材継手の追加 (SFVC2B・PIPE追加)
- ⑧E12-F050B取替に伴う取替範囲の見直し (SUS316TP・PIPE、エルボの追加)

主配管変更概略図 (No.⑤)



耐圧検査を考慮した配管取替範囲の見直し (STPT410・PIPEを追加)

主配管変更概略図 (No.⑤) B系統代替循環冷却系テスト配管合流点～サプレッション・チェンバ 耐圧試験概略



■ 現地での耐圧試験

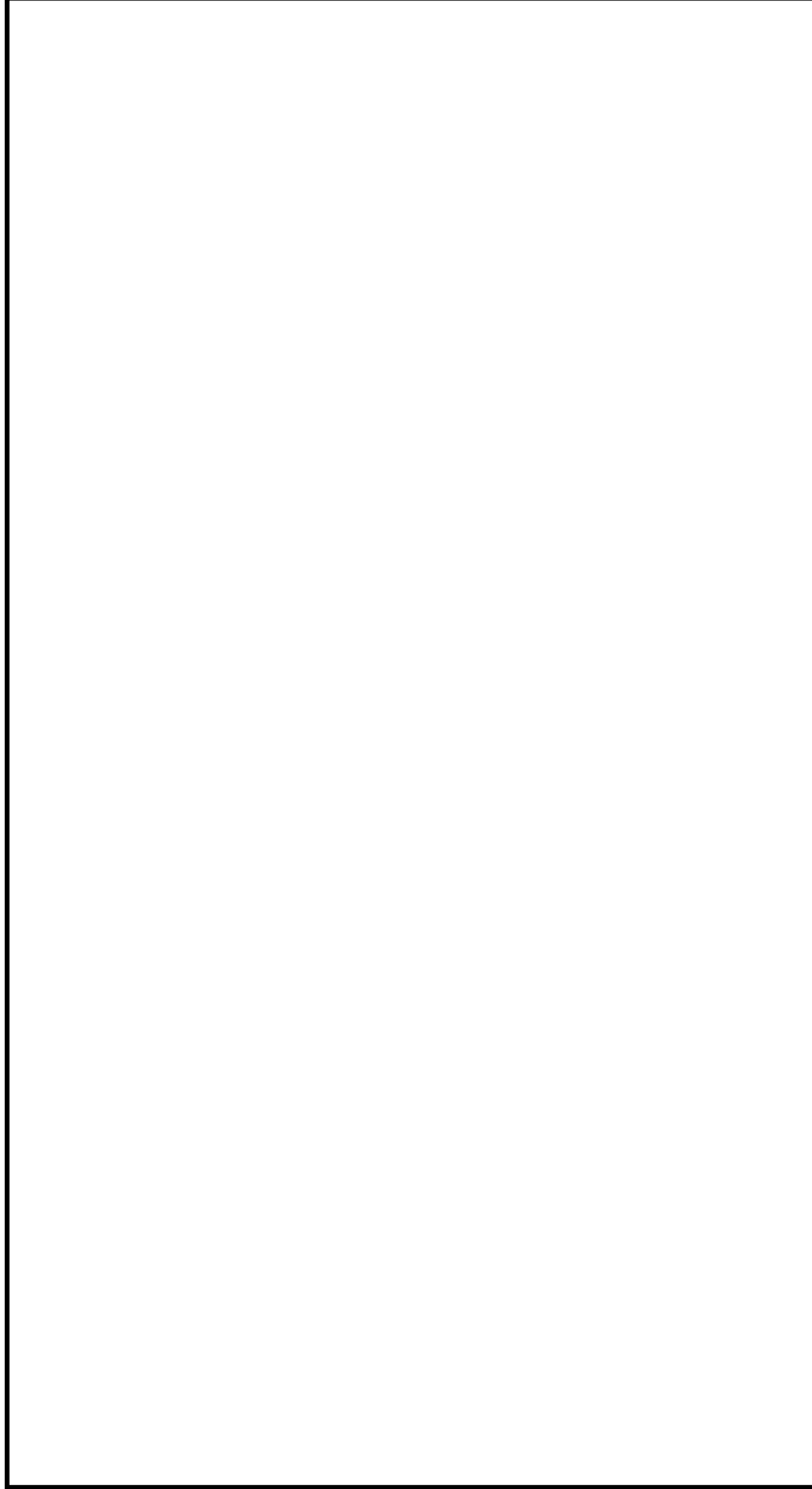
(aの位置に閉止板を取り付けた状態で実施。
TEEには耐圧閉止板取付不可のため、直管部に閉止板を取り付ける。)

■ 工場での単品耐圧試験



現地にて、a,bの溶接を実施し、耐圧代替検査を行う

主配管変更概略図 (No.⑦)

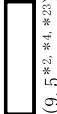

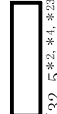

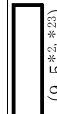



pH制御装置設置にあたり、施工性及び干渉物を考慮し、残留熱除去系Aから残留熱除去系Bへの接続に変更したため、STPT410のTEEを追加する。

(8) 主配管（使用済燃料貯蔵槽の補給及び冷却に用いるものを含む。）の名称、最高使用圧力、最高使用温度、外径、厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し、可搬型の場合は、個数及び取付箇所を付記すること。）

変				更				前				更				後							
名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 ^{*2} (mm)	厚さ (mm)	材料	名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料			
残 留 熱 除 去 系	残留熱除去システムA ～ サブレーション・チェンバ	— [0.310] ^{*21, *23} — [0.493] ^{*3, *21}	104.5 ^{*23} 148 ^{*3}	<input type="text"/>	<input type="text"/>	GSTPL相当 <input type="text"/>	残 留 熱 除 去 系																
	残留熱除去システムB ～ サブレーション・チェンバ	— [0.310] ^{*21, *23} — [0.493] ^{*3, *21}	104.5 ^{*23} 148 ^{*3}	<input type="text"/>	<input type="text"/>	GSTPL相当 <input type="text"/>																	
	残留熱除去システムC ～ サブレーション・チェンバ	— [0.310] ^{*21, *23} — [0.493] ^{*3, *21}	104.5 ^{*23} 148 ^{*3}	<input type="text"/>	<input type="text"/>	GSTPL相当 <input type="text"/>																	
	サブレーション・チェンバ 弁 E12-F004A	0.86 ^{*1, *23}	100 ^{*23} 148 ^{*3}	609, 6 ^{*23}	<input type="text"/> (9.5 ^{*2, *23})	SM41B ^{*23}																	
	残留熱除去系ポンプA 吸込管合流点	1.52 ^{*1, *23}	174 ^{*23}	609, 6 ^{*23}	<input type="text"/> (9.5 ^{*2, *4, *23})	SM50B ^{*23}																	
	残留熱除去系ポンプA 吸込管合流点 ～ 残留熱除去系ポンプA	1.52 ^{*1, *23}	174 ^{*23}	609, 6 ^{*23}	<input type="text"/> (9.5 ^{*2, *4, *23})	SM50B ^{*23}																	
	サブレーション・チェンバ ～ 弁 E12-F004B	0.86 ^{*1, *23}	100 ^{*23} 148 ^{*3}	609, 6 ^{*23}	<input type="text"/> (9.5 ^{*2, *4, *23})	SM41B ^{*23}																	

(続き)

変			更			前			更			後		
名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	
残 留 熱 除 去 系	弁 E12-F004B ～ 残留熱除去系ポンプ B 吸込管合流点	1.62 ^{*1,*23}	174 ^{*23}	609.6 ^{*23}	 (9.5 ^{*2,*4,*23})	SM50B ^{*23}	残 留 熱 除 去 系						変更なし	
	残留熱除去系ポンプ B 吸込管合流点 ～	1.62 ^{*1,*23}	174 ^{*23}	609.6 ^{*23}	 (9.5 ^{*2,*4,*23})	SM50B ^{*23}		変更なし						
	残留熱除去系ポンプ B							変更なし						
	再循環系ポンプ吸込管分岐点 ～	8.62 ^{*1,*23}	302 ^{*23}	508.0 ^{*23}	 (32.5 ^{*2,*4,*23})	SUS304TP ^{*23}		変更なし						
	弁 E12-F009							変更なし						
	弁 E12-F009 ～	8.62 ^{*1,*23}	302 ^{*23}	508.0 ^{*23}	 (32.5 ^{*2,*4,*23})	SUS304TP ^{*23}		変更なし						
	弁 E12-F008							変更なし						
	弁 E12-F008 ～ 原子炉停止時冷却系 配管分岐点	1.62 ^{*1,*23}	174 ^{*23}	508.0 ^{*23} 508.0 ^{*23}	9.5 ^{*2,*23}  (9.5 ^{*2,*23})	SPTT42 ^{*23} SM41B ^{*23} SM50B ^{*23}		変更なし						
	原子炉停止時冷却系 配管分岐点 ～							変更なし						
	残留熱除去系ポンプ A 吸込管合流点	1.62 ^{*1,*23}	174 ^{*23}	457.2 ^{*23} 457.2 ^{*23}	 (9.5 ^{*2,*23})	SM41B ^{*23} SPTT42 ^{*23}		変更なし						

(続き)

変			更			前			後			
名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 ^{*2} (mm)	厚さ (mm)	材 料	名 称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 ^{*2} (mm)	厚 さ (mm)	材 料
	原子炉停止時冷却系 配管分岐点 ～ 残留熱除去系ポンプB 吸込管合流点	1.52 ^{*1,*23}	174 ^{*23}	457.2 ^{*23}	<input type="text" value=""/> (9.5 ^{*2,*23})	SM41B ^{*23}	変更なし	変更なし	変更なし	457.2 /457.2 /457.2	<input type="text" value=""/> 14.3 ^{*2} (14.3 ^{*2}) (14.3 ^{*2})	SGV410
				457.2 ^{*23}	9.5 ^{*2,*23}	STPT42 ^{*23}						
	残留熱除去系ポンプA ～ 残留熱除去系熱交換器A バイパス管分岐点	3.45 ^{*1,*23}	174 ^{*23}	457.2 ^{*23} /355.6 ^{*23}	<input type="text" value=""/> (14.3 ^{*2,*23}) (11.1 ^{*2,*23})	SM41B ^{*23}	変更なし	変更なし	変更なし	457.2 /457.2 /457.2	<input type="text" value=""/> 14.3 ^{*2,*23} (14.3 ^{*2,*23})	(a) SGV410
				457.2 ^{*23}	14.3 ^{*2,*23}	STPT42 ^{*23}						
	残留熱除去系熱交換器A バイパス管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器A	3.45 ^{*1,*23}	174 ^{*23}	457.2 ^{*23}	<input type="text" value=""/> (14.3 ^{*2,*23})	SM41B ^{*23}	変更なし	変更なし	変更なし	457.2 /457.2 /457.2	変更なし	(b) SGV410
				457.2 ^{*23}	14.3 ^{*2,*23}	STPT42 ^{*23}						
				558.8 ^{*23} /457.2 ^{*23}	<input type="text" value=""/> (15.9 ^{*2,*23}) (14.3 ^{*2,*23})	SM41B ^{*23}	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし

(続き)

変			更			前			更			後			
名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材	料	
A 系統代替循環冷却系 ポンプ吸込管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器A 出口管合流点	*7.*23	3.45*1.*23	249*23	457.2*23	□ (14.3*2.*23)	SGV410	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	SGV410	
															3.45*1.*23
A 系統代替循環冷却系 ポンプ吐出管合流点	*7.*23	3.45*1.*23	174*23	457.2*23	□ (14.3*2.*23)	SM41B*23	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	457.2 /457.2 /457.2	□ (14.3*2.) (14.3*2.) (14.3*2.)	SGV410	(e)	SGV410
A 系統代替循環冷却系 ポンプ吐出管合流点	*8.*23	3.45*1.*23	174*23	457.2 /457.2 /216.3	14.3*2.*23 /14.3*2.*23 /8.2*2	STPT410*25	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	457.2 /457.2 /-	□ (14.3*2.) (14.3*2.) /-	SGV410	(g)	SGV410
A 系統ドライヴェル スブレイ配管分岐点	*9.*23	3.45*1.*23	174*23	406.4*23	□ (12.7*2.*23)	SM50B*23	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし

残留熱除去系

(続き)

変			更			前			更			後				
名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材 料	名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材 料			
A 系統テラスト配管分岐点 ～ 低圧代替注水系 残留熱除去系配管 A 系合流点	*10、*23	3.45*1、*23	174*23	406.4*23	□ (12.7*2、*1、*23)	SM50B*23	残留熱除去系	残留熱除去系	3.45*1、*23	174*23	406.4	12.7*2 /12.7*2 /8.2*2	SM50B*23			
														406.4*23	12.7*2 /12.7*2 /9.3*2、*23	STPT410
低圧代替注水系 残留熱除去系配管 A 系合流点 ～ A 系統原子炉注水管分岐点	*11、*23	3.45*1、*23	174*23	406.4*23	□ (12.7*2、*1、*23)	SM50B*23	残留熱除去系	残留熱除去系	3.45*1、*23	174*23	406.4*23	12.7*2、*23 /12.7*2、*23 /9.3*2、*23	STPT410*23			
														406.4*23	12.7*2、*23 /12.7*2、*23 /9.3*2、*23	SM50B*23
A 系統原子炉注水管分岐点 ～ 格納容器スプレッドA (ドライウエル側)	*11、*23	3.45*1、*23	174*23	406.4*23	□ (12.7*2、*1、*23)	SM50B*23	残留熱除去系	残留熱除去系	3.45*1、*23	77*23 148*3	406.4*23	□ (12.7*2、*1、*23)	SM50B*23			
														406.4*23	77*23 148*3	SM50B*23
残留熱除去系熱交換器B ～ B 系統代替循環冷却系 ポンプ吸込管分岐点	*5、*23	3.45*1、*23	249*23	558.8*23 /457.2*23	□ 15.9*2、*23 (14.3*2、*23)	SGV410	残留熱除去系	残留熱除去系	3.45*1、*23	249*23	457.2*23	□ (14.3*2、*23)	SGV410			
														457.2*23	□ (14.3*2、*23)	SGV410
														457.2 /457.2 /457.2	14.3*2 (14.3*2) (14.3*2)	SGV410

(続き)

変			更			前			更			後		
名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 ^{*2} (mm)	厚さ (mm)	材 料	名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 ^{*2} (mm)	厚さ (mm)	材 料	
B 系統代替循環冷却系 ポンプ吸込管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点	*7, *23	3.45 ^{*1, *23}	249 ^{*23}	457.2 ^{*23}	<input type="text"/> (14.3 ^{*2, *25})	SM41B ^{*23}	残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点 ～ B 系統代替循環冷却系 ポンプ吐出管合流点	変更なし	変更なし	変更なし	457.2 /457.2 /457.2	<input type="text"/> (14.3 ^{*2}) (14.3 ^{*2}) (14.3 ^{*2})	(K) SGV410	
		3.45 ^{*1, *23}	174 ^{*23}	457.2 ^{*23}	<input type="text"/> (14.3 ^{*2, *25})	SM41B ^{*23}					変更なし	変更なし	変更なし	変更なし
B 系統代替循環冷却系 ポンプ吐出管合流点 ～ B 系統テラスト配管分岐点	*8, *23	3.45 ^{*1, *23}	174 ^{*23}	457.2 /457.2 /216.3	14.3 ^{*2, *23}	SM41B ^{*23}	残留熱除去系	変更なし	変更なし	変更なし	457.2 /457.2 /216.3	14.3 ^{*2} /14.3 ^{*2} /8.2 ^{*2}	STPT42 ^{*23} STPT410 ^{*25}	変更なし
		3.45 ^{*1, *23}	174 ^{*23}	457.2 ^{*23}	<input type="text"/> (14.3 ^{*2, *25})	SM41B ^{*23}					変更なし	変更なし	変更なし	変更なし
B 系統テラスト配管分岐点 ～ サブレーション・チェンバ スブレイ配管分岐点	*10, *23	3.45 ^{*1, *23}	174 ^{*23}	457.2 ^{*23}	<input type="text"/> (14.3 ^{*2, *25})	SM41B ^{*23}	B 系統 サブレーション・チェンバ スブレイ配管分岐点	変更なし	変更なし	変更なし	457.2 ^{*23}	<input type="text"/> (14.3 ^{*2, *25})	SM41B ^{*23}	変更なし
		3.45 ^{*1, *23}	174 ^{*23}	457.2 ^{*23} /406.4 ^{*23}	<input type="text"/> (14.3 ^{*2, *25}) <input type="text"/> (14.3 ^{*2, *25}) (12.7 ^{*2, *25})	SM41B ^{*23}					変更なし	変更なし	変更なし	変更なし
低圧代替注水系 残留熱除去系 配管 B 系合流点	*10, *23	3.45 ^{*1, *23}	174 ^{*23}	406.4 ^{*23}	<input type="text"/> (12.7 ^{*2, *4, *25})	SM50B ^{*23}	低圧代替注水系 残留熱除去系 配管 B 系合流点	変更なし	変更なし	変更なし	406.4 ^{*23}	<input type="text"/> (12.7 ^{*2, *4, *25})	SM50B ^{*23}	変更なし
		3.45 ^{*1, *23}	174 ^{*23}	406.4 ^{*23}	<input type="text"/> (12.7 ^{*2, *4, *25})	SM50B ^{*23}					変更なし	変更なし	変更なし	変更なし

—*27

(続き)

変			更			前			更			後		
名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材 料	名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材 料	
低圧代替注水系 残留熱除去系 配管 B 系合流点	*11, *23	3.45 *1, *23	174 *23	406.4	12.7 *2	STPT410	残留熱除去系	変更なし			変更なし			
				/406.4 /216.3	/12.7 *2 /8.2 *2									
格納容器スプレイヘッド B (ドライウエル側)	~	3.45 *1, *23	77 *23 148 *3	406.4 *23	[] (12.7 *2, *1, *23)	SM50B *23	残留熱除去系	変更なし						
残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点	~	3.45 *1, *23	174 *23	457.2 *23	[] (14.3 *2, *23)	SM41B *23	残留熱除去系	変更なし						
残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点	~	3.45 *1, *23	174 *23	457.2 *23	[] (14.3 *2, *23)	SM41B *23	残留熱除去系	変更なし						
残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点	~	0.86 *1, *23	100 *23 148 *3	609.6 *23	[] (9.5 *2, *4, *23)	SM41B *23	残留熱除去系	変更なし						
サブレーション・チェンバ 弁 E12-F004C	~	0.86 *1, *23	100 *23 148 *3	609.6 *23	[] (9.5 *2, *4, *23)	SM41B *23	残留熱除去系	変更なし						
残留熱除去系ポンプ C 吸込管合流点	~	0.86 *1, *23	100 *23 148 *3	609.6 *23	[] (9.5 *2, *4, *23)	SM41B *23	残留熱除去系	変更なし						
残留熱除去系ポンプ C 吸込管合流点	~	0.86 *1, *23	100 *23 148 *3	609.6 *23	[] (9.5 *2, *4, *23)	SM41B *23	残留熱除去系	変更なし						

(続き)

変			更			前			後				
名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材 料	名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材 料
残留熱除去系	*6,*23 残留熱除去系ポンプC ～ 低圧代替注水系残留熱除去系 配管C系合流点	3.45*1,*23	100*23 148*3	355.6*23	11.1*2,*23	STPT42*23	残留熱除去系	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	SGV410
				457.2*23 /355.6*23	<input type="text"/> (14.3*2,*23) (11.1*2,*23)	SM41B*23							
残留熱除去系	*12,*23 低圧代替注水系残留熱除去系 配管C系合流点 ～ C系統低圧注水系配管分岐点	3.45*1,*23	100*23 148*3	457.2	14.3*2 /14.3*2 /216.3	STPT410	残留熱除去系	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	
				457.2*23	<input type="text"/> (14.3*2,*23)	SM41B*23							
残留熱除去系	*12,*23 C系統低圧注水系配管分岐点 ～ C系統低圧注水系配管分岐点 弁E12-R042C	3.45*1,*23	100*23 148*3	457.2*23	14.3*2,*23 (14.3*2,*23)	STPT42*23	残留熱除去系	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	
				457.2*23	<input type="text"/> (14.3*2,*23) (10.3*2,*23)	SM41B*23							
残留熱除去系	*13,*23 A系統テスト配管分岐点 ～ A系統 サブレーション・チェンバ スブレイ配管分岐点	3.45*1,*23	174*23	406.4*23	<input type="text"/> (12.7*2,*23)	SM50B*23	残留熱除去系	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	
				406.4*23	<input type="text"/> (12.7*2,*23)	SM50B*23							
残留熱除去系	*14,*23 A系統 サブレーション・チェンバ スブレイ配管分岐点 ～ A系統代替循環冷却系 テスト配管合流点	3.45*1,*23	100*23 148*3	406.4*23	<input type="text"/> (12.7*2,*23)	SM50B*23	残留熱除去系	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	
				406.4*23	<input type="text"/> (9.5*2,*23)	SM41B*23							

(続き)

変			更			前			変 更 後					
名 称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外 径 ^{*2} (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外 径 ^{*2} (mm)	厚 さ (mm)	材 料			
*15、*23 A 系統代替循環冷却系 テスト配管合流点 ~ サプレッション・チェンバ	0.86 ^{*1、*23}	100 ^{*23} 148 ^{*3}	406.4 ^{*23}	<input type="text" value=""/>	SM41B ^{*23}	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし			
			406.4 ^{*23}	9.5 ^{*2、*23}	STPT38 ^{*23}									
			406.4 ^{*23}	9.5 ^{*2、*23}	STPT42 ^{*23}									
			406.4 ^{*23}	<input type="text" value=""/>	SM50B ^{*23}									
*16、*23 B 系統テスト配管分岐点 ~ B 系統代替循環冷却系 原子炉注水配管合流点	3.45 ^{*1、*23}	174 ^{*23}	457.2 ^{*23}	<input type="text" value=""/>	SM41B ^{*23}	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし			
			457.2 ^{*23}	14.3 ^{*2、*23}	STPT42 ^{*23}									
*17、*23 B 系統代替循環冷却系 原子炉注水配管合流点 ~ B 系統原子炉停止時冷却系 配管分岐点	3.45 ^{*1、*23}	174 ^{*23}	457.2 ^{*26} /457.2 ^{*26} /216.3 ^{*26}	14.3 ^{*2、*26} /14.3 ^{*2、*26} /8.2 ^{*2、*26}	STPT410 ^{*26}	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし			
			457.2 ^{*23}	<input type="text" value=""/>	SM41B ^{*23}									
			457.2 ^{*23}	14.3 ^{*2、*23}	STPT42 ^{*23}									
			457.2 ^{*23}	14.3 ^{*2、*23}	STPT410 ^{*25}									
残 留 熱 除 去 系				—							457.2 /457.2 /355.6	<input type="text" value=""/>	14.3 ^{*2} (14.3 ^{*2}) 11.1 ^{*2}	(n) SGV410

(続き)

変			更			前			更				後					
名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材 料	名 称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材 料	名 称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材 料
B 系統原子炉停止時冷却系 配管分岐点	*17、*23	3.45*1、*23	174*23	457.2*23	□ (14.3*2、*23)	SM41B*23	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	SGV410	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし
					14.3*2、*23	STPT42*23												
B 系統低圧注水系 配管分岐点	*14、*23	3.45*1、*23	174*23	457.2*23	□ (14.3*2、*23)	SM41B*23	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし
					14.3*2、*23	STPT42*23												
B 系統低圧注水系 配管分岐点	*14、*23	3.45*1、*23	174*23	457.2*23 /406.4*23	□ (14.3*2、*23) □ (12.7*2、*23)	SM41B*23	残	留	熱	除	去	系	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし
					12.7*2、*23	SM50B*23												
B 系統代替循環冷却系 テスト配管合流点	*15、*23	0.86*1、*23	100*23 148*3	406.4*23	□ (12.7*2、*1、*23)	SM50B*23	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし
					12.7*2、*23	SM41B*23												
B 系統代替循環冷却系 テスト配管合流点	*15、*23	0.86*1、*23	100*23 148*3	406.4*23	□ (9.5*2、*23)	SM41B*23	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし
					9.5*2、*23	STPT38*23												
サブレーション・チェンバ	*15、*23	0.86*1、*23	100*23 148*3	406.4*26 /406.4*26 /216.3*26	12.7*2、*26 /12.7*2、*26 /8.2*2、*26	STPT410*26	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし
					9.5*2、*23	SM41B*23												
サブレーション・チェンバ	*15、*23	0.86*1、*23	100*23 148*3	406.4*23	9.5*2、*23	STPT38*23	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし
					9.5*2、*23	STPT42*23												
サブレーション・チェンバ	*15、*23	0.86*1、*23	100*23 148*3	406.4*23	9.5*2、*23	SM50B*23	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし
					12.7*2、*23	SM50B*23												

(続き)

変			更			前			後				
名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材 料	名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材 料
A 系統	ドライウエルスブレイ 配管分岐点	3.45*1.*23	174*23	457.2*23	□ (14.3*2.*23)	SM41B*23							
	原子炉停止時冷却系 配管分岐点												
A 系統	原子炉停止時冷却系 配管分岐点	3.45*1.*23	174*23	457.2*23 /355.6*23	□ (14.3*2.*23) (11.1*2.*23)	SM41B*23							
	原子炉注水配管合流点												
A 系統	代替循環冷却系 原子炉注水配管合流点	3.45*1.*23	174*23	355.6*23 /355.6*23	11.1*2.*4.*23 /11.1*2.*23	STPT42*23 STPT410*22.*23							
	原子炉注水配管合流点												
B 系統	低圧注水配管分岐点	3.45*1.*23	174*23	355.6*23 /318.5*23	11.1*2.*23 /10.3*2.*23	STPT42*23 STPT410*25							
	低圧注水配管分岐点												
残 留 熱 除 去 系													
A 系統	代替循環冷却系 原子炉注水配管合流点	3.45*1.*23	174*23	355.6*23 /355.6*23 /216.3	11.1*2.*23 /11.1*2.*23 /8.2*23	STPT42*23 STPT410*25							
	原子炉注水配管合流点												
B 系統	低圧注水配管分岐点	3.45*1.*23	174*23	355.6*23 /318.5*23	11.1*2.*23 /11.1*2.*23	STPT42*23 STPT410*25							
	低圧注水配管分岐点												
残 留 熱 除 去 系													
変 更 な し													
変 更 な し													
変 更 な し													
変 更 な し													

(続き)

変			更			前			更			後			
名	称	号	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材 料	名	称	号	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材 料
弁 E12-F042A ～ 弁 E12-F041A		*18, *23	8.62*1, *23	302*23	318.5*23	17.4*2, *1, *23	STS49*23								
弁 E12-F041A ～ 原子炉圧力容器		*18, *23	8.62*1, *23	302*23	318.5*23	17.4*2, *1, *23	STS49*23								
弁 E12-F042B ～ 弁 E12-F041B		*18, *23	8.62*1, *23	302*23	318.5*23	17.4*2, *1, *23	STS49*23								
弁 E12-F041B ～ 原子炉圧力容器		*18, *23	8.62*1, *23	302*23	318.5*23	17.4*2, *1, *23	STS49*23								
弁 E12-F042C ～ 弁 E12-F041C		*20, *23	8.62*1, *23	302*23	318.5*23	17.4*2, *1, *23	STS49*23								
弁 E12-F041C ～ 原子炉圧力容器		*20, *23	8.62*1, *23	302*23	318.5*23	17.4*2, *1, *23	STS49*23								
弁 E12-F053A ～ 弁 E12-F050A		*23	10.7*23	302*23	318.5*23	25.4*2, *23 (25.4*2, *23)	SUSF316*23								
弁 E12-F050A ～ 再循環系ポンプ A 吐出管合流点		*23	10.7*23	302*23	318.5*23	25.4*2, *23 (25.4*2, *23)	SUS316TP*23 SUSF316*23								

(続き)

変			更			前			更			後		
名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材 料	名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材 料	
弁 E12-F053B ～ 弁 E12-F050B	*23	10.7*23	302*23	318.5*23	25.4*2, *4, *23 (25.4*2, *4, *23)	SUSF316*23	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	SUS316TP	
						SUS316TP*23								
弁 E12-F050B ～ 再循環系ポンプ B 吐出管合流点	*23	10.7*23	302*23	318.5*23	25.4*2, *4, *23	SUS304TP*23	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	(q) SUS316TP	
弁 G41-F016 ～ 燃料プールの冷却浄化系 配管合流点	*23	1.52*1, *23	174*23	267.4*23	9.3*2, *4, *23	STPT42*23	残留熱除去系	残留熱除去系	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	
B 系統燃料プールの冷却浄化系 配管分岐点及び A 系統燃料プールの冷却浄化系 配管分岐点 ～ 弁 G41-F036	*23	3.45*1, *23	174*23	267.4*23	9.3*2, *4, *23	STPT42*23	残留熱除去系	残留熱除去系	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	
						STPT410*23								
A 系統原子炉注水管分岐点 ～ 残留熱除去系 原子炉注水管合流点	*23	3.45*1, *23	174*23	267.4*23 /267.4*23 /267.4*23	9.3*2, *23 /9.3*2, *23 /9.3*2, *23	STPT410*23	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	
				165.2*23	7.1*2, *4, *23	STPT42*23								
		8.62*1, *23	302*23	165.2*23	11.0*2, *4, *23	SUS304TP								

注記 * 1 : S I 単位に換算したもの。

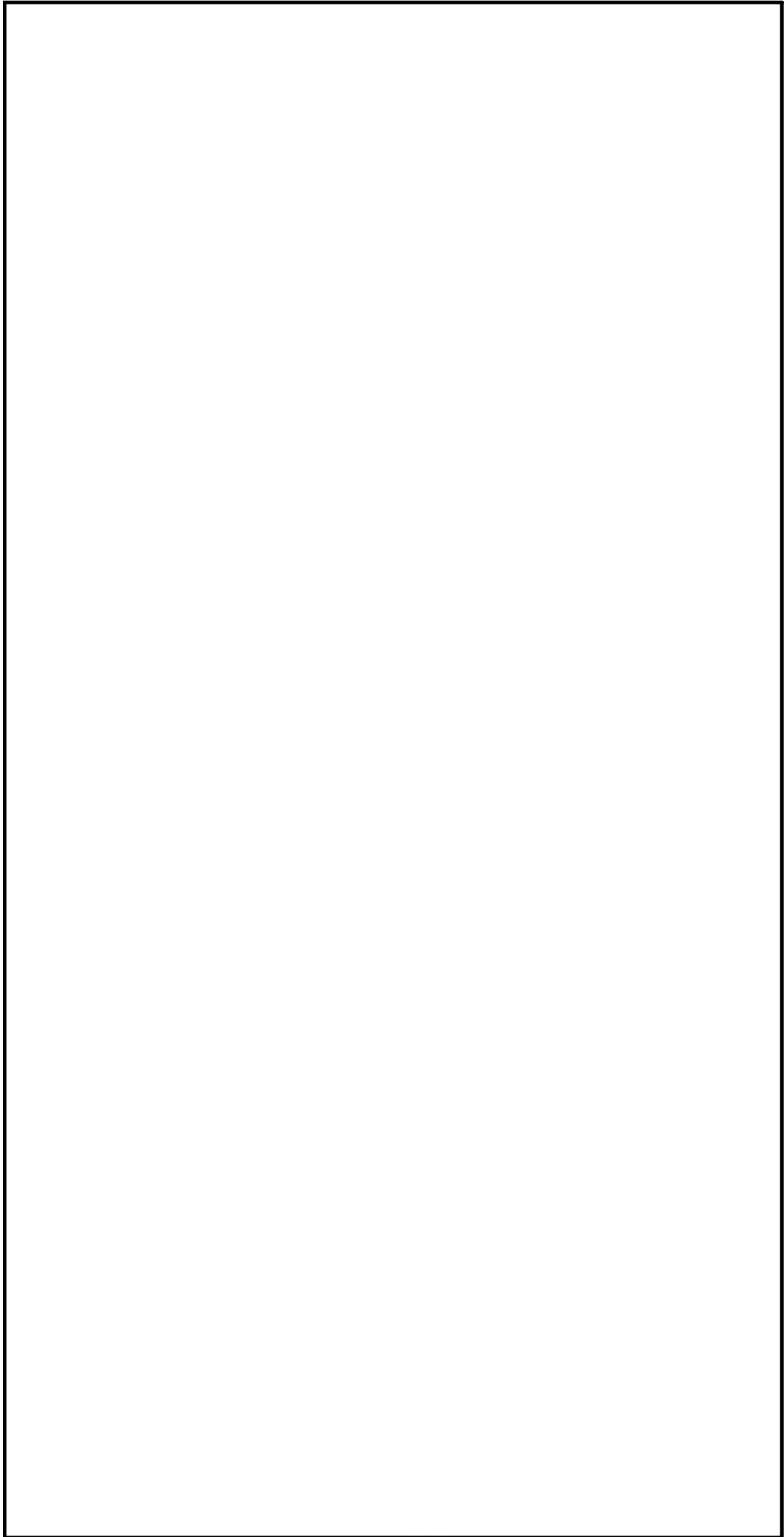
* 2 : 公称値を示す。

* 3 : 重大事故等時における使用時の値を示す。

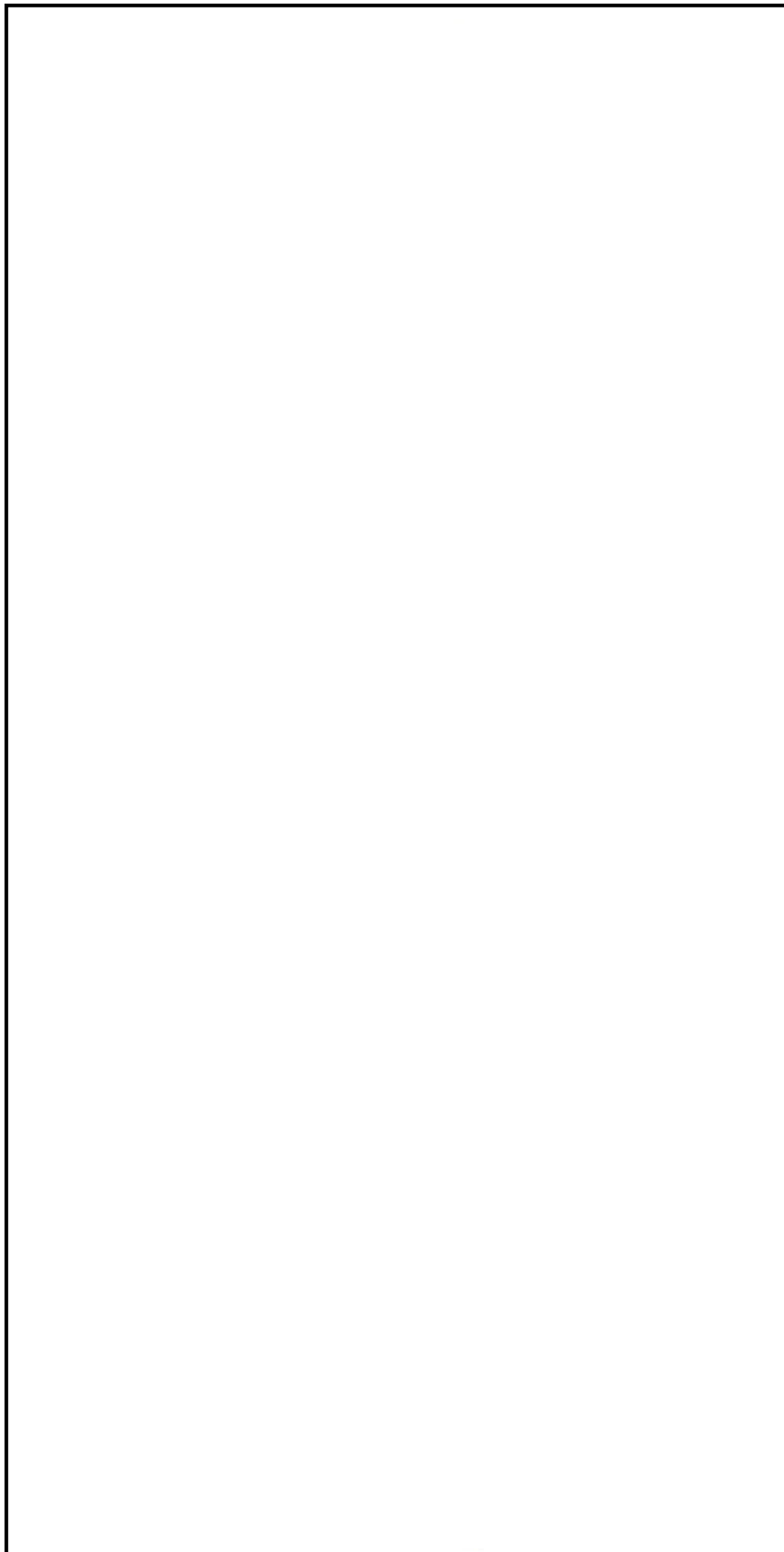
* 4 : エルボにあっては、管と同等以上の厚さのものを選定。

- * 5：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系、代替循環冷却系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系、サブレーション・プール冷却系、代替循環冷却系）と兼用する。
- * 6：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）と兼用。
- * 7：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系、サブレーション・プール冷却系）と兼用する。
- * 8：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系、サブレーション・プール冷却系、代替循環冷却系）と兼用する。
- * 9：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系、サブレーション・プール冷却系、代替循環冷却系）と兼用する。
- * 10：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系、代替循環冷却系）と兼用する。
- * 11：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系、代替循環冷却系）と兼用する。
- * 12：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系、低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）と兼用する。
- * 13：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系、サブレーション・プール冷却系）と兼用する。
- * 14：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（サブレーション・プール冷却系）と兼用する。
- * 15：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（サブレーション・プール冷却系、代替循環冷却系）と兼用する。
- * 16：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（サブレーション・プール冷却系）と兼用する。
- * 17：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系、代替循環冷却系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（サブレーション・プール冷却系、代替循環冷却系）と兼用する。
- * 18：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系、代替循環冷却系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）と兼用する。
- * 19：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系）と兼用する。
- * 20：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系、低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）と兼用する。
- * 21：当該配管は、その機能及び構造上の耐圧機能を必要としないため、サブレーション・チェンバの最高使用圧力を[]内に示す。
- * 22：SPT42 同等材（SPT410）への取替えを行う。
- * 23：平成 30 年 10 月 18 日付け原規規発第 1810181 号にて認可された既工事計画書の変更前の記載。
- * 24：記載の適正化を行う。平成 30 年 10 月 18 日付け原規規発第 1810181 号にて認可された既工事計画書には「SGV410」と記載。
- * 25：SPT42 同等材（SPT410）への取替えを行う。平成 30 年 10 月 18 日付け原規規発第 1810181 号にて認可された既工事計画書には記載なし。
- * 26：当該継手は、設計及び工事の計画の認可として申請を行う。
- * 27：本範囲は「残留熱除去系熱交換器 B ～ B 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点」及び「残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点 ～ B 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点」に記載される配管で構成されるため、配管仕様は記載しない。
- * 28：本範囲は「残留熱除去系ポンプ A ～ 残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点」及び「残留熱除去系熱交換器 A 出口管合流点 ～ A 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点」に記載される配管で構成されるため、配管仕様は記載しない。

主配管要目表「B系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器B出口管合流点」の記載の適正化について



主配管要目表「残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器A出口管合流点」の記載の適正化について



(続き)

変			更			前			更			後					
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料
*7,*23 B系統代替循環冷却系 ポンプ吸込管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器B 出口管合流点	3.45*1,*23	249*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2 /457.2	12.8 (14.3*2) /12.8 (14.3*2)	SGV410	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2 /457.2	12.8 (14.3*2) /12.8 (14.3*2)	SGV410
				12.8*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23					変更なし	変更なし					変更なし	変更なし
*7,*23 残留熱除去系熱交換器B 出口管合流点 ～ B系統代替循環冷却系 ポンプ吐出管合流点	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	—	—	残留	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23
				457.2*23	14.3*2,*23				STPT42*23 STPT410*25	変更なし	変更なし						
*8,*23 B系統代替循環冷却系 ポンプ吐出管合流点 ～ B系統テスト配管分岐点	3.45*1,*23	174*23	457.2 /457.2 /216.3	14.3*2 /14.3*2 /8.2*2	STPT410	熱除	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23
				12.8*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23					変更なし	変更なし						
*10,*23 B系統テスト配管分岐点 ～ B系統 サブレーション・チェンバ スブレイ配管分岐点	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23	系	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23
				12.8*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23					変更なし	変更なし						
*10,*23 B系統 サブレーション・チェンバ スブレイ配管分岐点 ～ 低圧代替注水系 残留熱除去系 配管B系合流点	3.45*1,*23	174*23	457.2*23 /406.4*23	12.8*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23	系	3.45*1,*23	174*23	406.4*23	11.2*1,*23 (12.7*2,*4,*23)	SM50B*23	変更なし	3.45*1,*23	174*23	406.4*23	11.2*1,*23 (12.7*2,*4,*23)	SM50B*23
				12.8*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23					変更なし	変更なし						

(続き)

変			更			前			更			後				
名	称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 ^{*2} (mm)	厚さ (mm)	材料	名	称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材	料
低圧代替注水系 残留熱除去系 配管 B 系合流点	*11,*23	~	3.45*1,*23	174*23	406.4	12.7*2 /12.7*2	STPT410	残留熱除去系	変更なし							
					/406.4 /216.3	/8.2*2										
格納容器スプレイヘッド B (ドライウエル側)	*11,*23	~	3.45*1,*23	77*23 148*3	406.4*23	11.2*1,*23 (12.7*2,*4,*23)	SM60B*23	残留熱除去系	変更なし							
					406.4*23	11.2*1,*23 (12.7*2,*4,*23)										
残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点 ~ 残留熱除去系熱交換器 A 出口管合流点	*6,*23	~	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23	残留熱除去系	変更なし			- *28				
					457.2*23	12.8*23 (14.3*2,*23)										
残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点 ~ 残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点	*6,*23	~	3.45*1,*23	174*23	457.2	12.8*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23	残留熱除去系	変更なし				-			
					457.2*23	12.8*23 (14.3*2,*23)										
サブレンジオン・チェンバ 弁 E12-F004C	*6,*23	~	0.86*1,*23	100*23 148*3	609.6*23	14.3*2,*23	STPT410*25	系	変更なし							
					609.6*23	14.3*2,*23										
弁 E12-F004C ~ 残留熱除去系ポンプ C 吸込管合流点	*6,*23	~	0.86*1,*23	100*23 148*3	609.6	8.5*4,*23 (9.5*2,*4,*23)	SM41B*23	系	変更なし							
					609.6*23	8.5*4,*23 (9.5*2,*4,*23)										
残留熱除去系ポンプ C 吸込管合流点 ~ 残留熱除去系ポンプ C	*6,*23	~	0.86*1,*23	100*23 148*3	609.6*23	8.5*4,*23 (9.5*2,*4,*23)	SM41B*23	系	変更なし							
					609.6*23	8.5*4,*23 (9.5*2,*4,*23)										

要目表一②

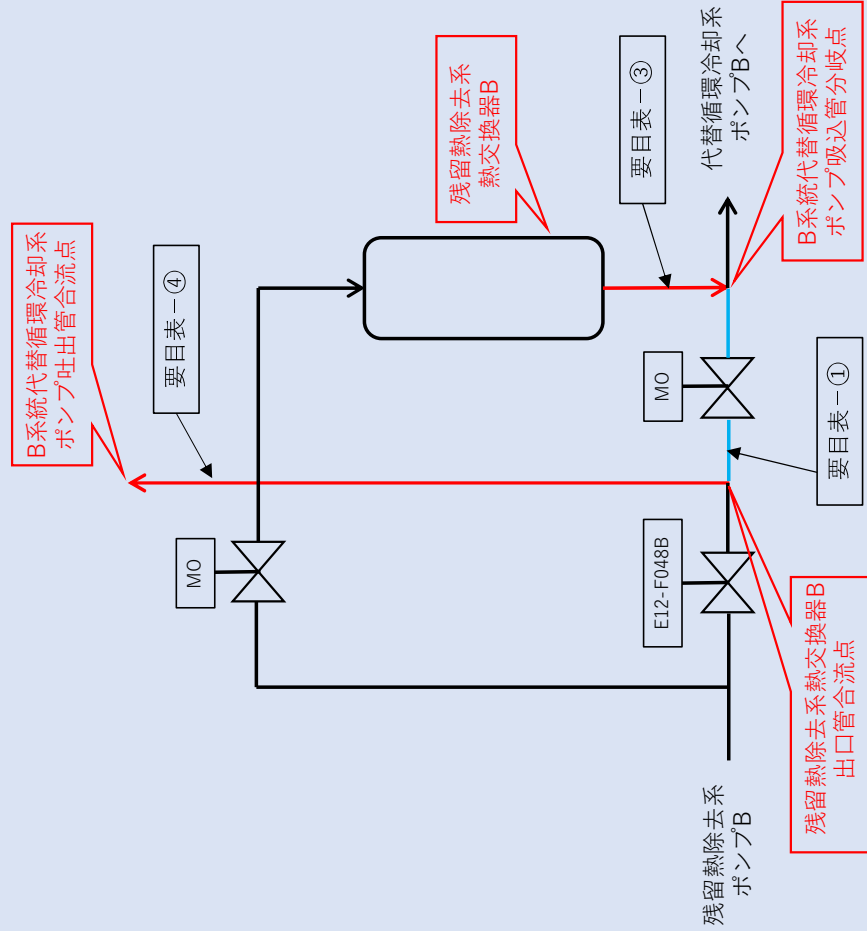
要目表注記抜粋

- * 5：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系、代替循環冷却系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系、サブプレッション・プール冷却系、代替循環冷却系）と兼用する。
- * 6：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）と兼用。
- * 7：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系、サブプレッション・プール冷却系）と兼用する。
- * 8：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系、サブプレッション・プール冷却系、代替循環冷却系）と兼用する。
- * 9：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系、サブプレッション・プール冷却系、代替循環冷却系）と兼用する。
- * 10：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系、代替循環冷却系）と兼用する。
- * 11：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系、代替循環冷却系）と兼用する。
- * 12：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系、低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）と兼用する。
- * 13：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系、サブプレッション・プール冷却系）と兼用する。
- * 14：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（サブプレッション・プール冷却系）と兼用する。
- * 15：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（サブプレッション・プール冷却系、代替循環冷却系）と兼用する。
- * 16：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（サブプレッション・プール冷却系）と兼用する。
- * 17：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系、代替循環冷却系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（サブプレッション・プール冷却系、代替循環冷却系）と兼用する。
- * 18：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系、代替循環冷却系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）と兼用する。
- * 19：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系）と兼用する。
- * 20：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系、低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）と兼用する。
- * 21：当該配管は、その機能及び構造上の耐圧機能を必要としないため、最高使用圧力を設定しないが、ここでは、サブプレッション・チェンバの最高使用圧力を[]内に示す。
- * 22：SPT42 同等材（SPT410）への取替えを行う。
- * 23：平成 30 年 10 月 18 日付け原規規発第 1810181 号にて認可された既工事計画書の変更前の記載。
- * 24：記載の適正化を行う。平成 30 年 10 月 18 日付け原規規発第 1810181 号にて認可された既工事計画書には「SGV410」と記載。
- * 25：SPT42 同等材（SPT410）への取替えを行う。平成 30 年 10 月 18 日付け原規規発第 1810181 号にて認可された既工事計画書には記載なし。
- * 26：当該継手は、設計及び工事の計画の認可として申請を行う。
- * 27：本範囲は「残留熱除去系熱交換器 B ～ B 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点」及び「残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点 ～ B 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点」に記載される配管で構成されるため、配管仕様は記載しない。
- * 28：本範囲は「残留熱除去系ポンプ A ～ 残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点」及び「残留熱除去系熱交換器 A 出口管合流点 ～ A 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点」に記載される配管で構成されるため、配管仕様は記載しない。

残留熱除去系 主配管要目表 対象箇所概略図

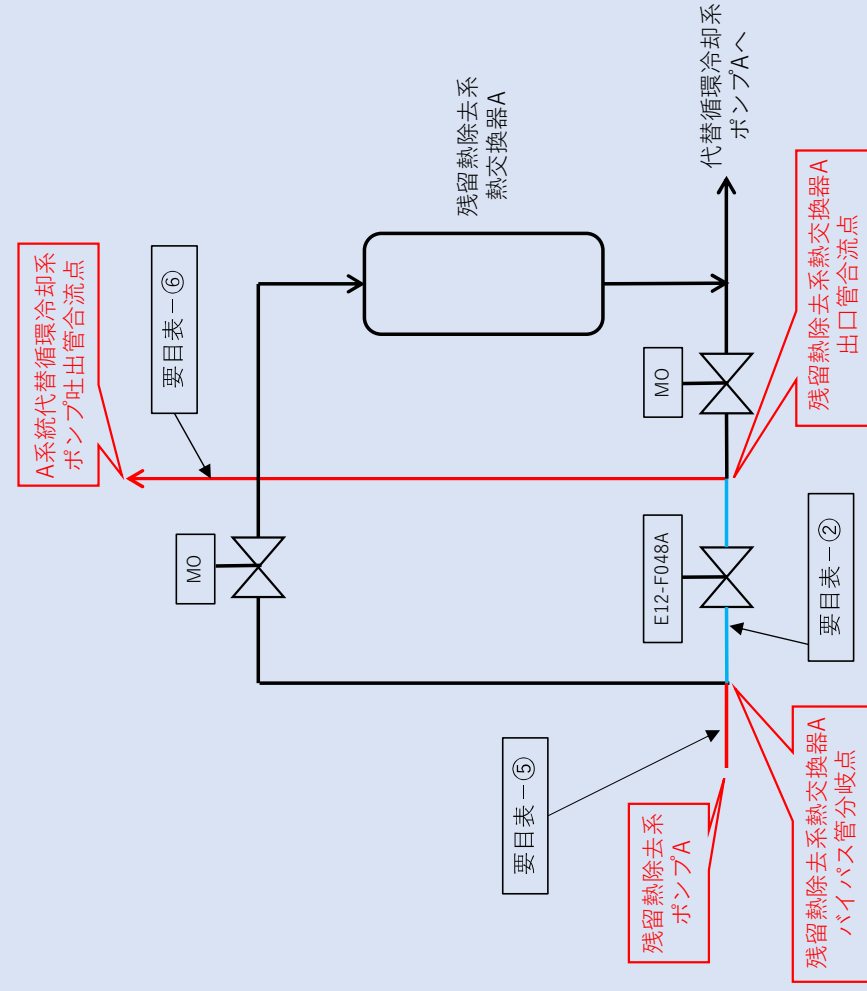
注記 * 2 7

「残留熱除去系熱交換器B～B系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点」
 「残留熱除去系熱交換器B出口管合流点～B系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点」



注記 * 2 8

「残留熱除去系ポンプA～残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点」
 「残留熱除去系熱交換器A出口管合流点～A系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点」



(続き)

変		更			前			更				後	
名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外径 ^{*2} (mm)	厚さ (mm)	材料	名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材 料
A 系統ナスト配管分岐点 ～ 低圧代替注水系 残留熱除去系配管 A 系合流点	*10, *23	3.45 ^{*1, *23}	174 ^{*23}	406.4 ^{*23}	11.2 ^{*1, *23} (12.7 ^{*2, *4, *23})	SM50B ^{*23}	残留熱除去系	変更なし					
低圧代替注水系 残留熱除去系配管 A 系合流点	*11, *23	3.45 ^{*1, *23}	174 ^{*23}	406.4 /406.4 /216.3	12.7 ^{*2} /12.7 ^{*9} /8.2 ^{*2}	STPT410	残留熱除去系	変更なし					
A 系統原子炉注水管分岐点 ～ A 系統原子炉注水管分岐点	*11, *23	3.45 ^{*23}	174 ^{*23}	406.4 ^{*23} /406.4 ^{*23} /267.4 ^{*23}	12.7 ^{*2, *23} /12.7 ^{*2, *23} /9.3 ^{*2, *23}	STPT410 ^{*23}	残留熱除去系	変更なし					
A 系統原子炉注水管分岐点 ～ 格納容器スプレイヘッド A (ドライウエル側)	*11, *23	3.45 ^{*1, *23}	174 ^{*23}	406.4 ^{*23}	11.2 ^{*1, *23} (12.7 ^{*2, *4, *23})	SM50B ^{*23}	残留熱除去系	変更なし					
残留熱除去系熱交換器 B ～ B 系統代替循環冷却系 ポンプ吸込管分岐点	*5, *23	3.45 ^{*1, *23}	249 ^{*23}	558.8 ^{*23} /457.2 ^{*23}	14.4 ^{*23} /12.8 ^{*23} (15.9 ^{*2, *27}) (14.3 ^{*2, *23})	SGV410	残留熱除去系	変更なし					
				457.2 ^{*23} /457.2	12.8 ^{*23} (14.3 ^{*2, *23})	SGV410							
				457.2 /457.2 /457.2	12.8 (14.3 ^{*2}) /12.8 (14.3 ^{*2}) /12.8 (14.3 ^{*2})	SGV410							

要目表一③

(続き)

変			更			前			更			後					
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料
*7,*23 B 系統代替循環冷却系 ポンプ吸込管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点	3.45*1,*23	249*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2.5*23)	SM41B*23	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2	12.8 (14.3*2)	SGV410	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2	12.8 (14.3*2)	SGV410
				14.3*2.5*23	SM41B*23					/457.2						/12.8 (14.3*2)	
*7,*23 残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点 ～ B 系統代替循環冷却系 ポンプ吐出管合流点	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	—	—	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2	12.8*23 (14.3*2.5*23)	SM41B*23	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2	12.8 (14.3*2)	SGV410
				457.2*23	14.3*2.5*23				STPT42*23	STPT410*25							
*8,*23 B 系統代替循環冷却系 ポンプ吐出管合流点 ～ B 系統テスト配管分岐点	3.45*1,*23	174*23	457.2 /457.2 /216.3	14.3*2	—	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2	14.3*2 /14.3*2 /8.2*2	STPT410	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2	14.3*2 /14.3*2 /8.2*2	STPT410
				457.2*23	12.8*23 (14.3*2.5*23)				SM41B*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2.5*23)				SM41B*23		
*10,*23 B 系統テスト配管分岐点 ～ サブレーション・チェンバ スブレイ配管分岐点	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2.5*23)	SM41B*23	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2.5*23)	SM41B*23	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2.5*23)	SM41B*23
				457.2*23	11.2*1,*23 (12.7*2.5*4,*23)				SM50B*23								
*10,*23 B 系統 サブレーション・チェンバ スブレイ配管分岐点 ～ 低圧代替注水系 残留熱除去系 配管 B 系合流点	3.45*1,*23	174*23	457.2*23 /406.4*23	12.8*23 (14.3*2.5*23)	SM41B*23	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2.5*23)	SM41B*23	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2.5*23)	SM41B*23
				406.4*23	11.2*1,*23 (12.7*2.5*4,*23)				SM50B*23								

要目表一④

(続き)

変			更			前			更			後		
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料			
*23 原子炉停止時冷却系 配管分岐点 ～ 残留熱除去系ポンプB 吸込管合流点	1.52*1, *23	174*23	457.2*23	8.5*23 (9.5*2, *23)	SM41B*23	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし			
				457.2*23	STPT42*23									
*5, *23 残留熱除去系ポンプA ～ 残留熱除去系熱交換器A バイパス管分岐点	3.45*1, *23	174*23	457.2*23 /355.6*23	12.8*23 (14.3*2, *23)	SM41B*23	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし			
				9.6*23 (11.1*2, *23)	SM41B*23									
				12.8*23 (14.3*2, *23)	SM41B*23									
				14.3*2, *23	STPT42*23									
残留熱除去系 ～ 残留熱除去系熱交換器A バイパス管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器A	3.45*1, *23	174*23	457.2*23	—	—	残留熱除去系	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	SGV410			
												12.8*23 (14.3*2, *23)	SM41B*23	
												457.2*23	SGV410	
												12.8 (14.3*2) /12.8 (14.3*2)	SGV410	
												457.2 /457.2	SGV410	
												457.2*23	SGV410	
残留熱除去系 ～ 残留熱除去系熱交換器A バイパス管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器A	3.45*1, *23	249*23	568.8*23 /457.2*23	14.4*23 (15.9*2, *23) /12.8*23 (14.3*2, *23)	SM41B*23	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし			
												14.3*2, *23	SM41B*23	
												14.3*2, *23	STPT42*23	
												12.8*23 (14.3*2, *23)	SM41B*23	
												457.2*23	STPT42*23	
												457.2*23	SM41B*23	

(続き)

変			更			前			更			後					
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料
*7,*23 A系統代替循環冷却系 ポンプ吸込管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器A 出口管合流点	3.45*1,*23	249*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2,*23)	SGV410	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	SGV410	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	SGV410
				12.8*23 (14.3*2,*23)	SGV410												
*7,*23 残留熱除去系熱交換器A 出口管合流点 ～ A系統代替循環冷却系 ポンプ吐出管合流点	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	—	残 留 熱 除 去 系	変更なし	変更なし	変更なし	457.2*23	12.8*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23	変更なし	変更なし	変更なし	457.2 /457.2	12.8 (14.3*2) /12.8 (14.3*2)	SGV410
				457.2*23						14.3*2,*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23						
				457.2*23						—	STPT410*25						
*8,*23 A系統代替循環冷却系 ポンプ吐出管合流点 ～ A系統ドライウエル スブレイ配管分岐点	3.45*1,*23	174*23	457.2 /457.2 /216.3	14.3*2 /14.3*2 /8.2*2	STPT410	変更なし	変更なし	変更なし	457.2 /457.2	12.8*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23	変更なし	変更なし	457.2 /457.2	12.8 (14.3*2) /12.8 (14.3*2)	SGV410	
				457.2*23	14.3*2,*23					STPT42*23							
				406.4*23	11.2*23 (12.7*2,*23)					SM50B*23							
*9,*23 A系統ドライウエル スブレイ配管分岐点 ～ A系統テスト配管分岐点	3.45*1,*23	174*23	406.4*23	—	残 留 熱 除 去 系	変更なし	変更なし	変更なし	457.2 /457.2	12.8*23 (14.3*2,*23)	SGV410	変更なし	変更なし	457.2 /457.2	12.8 (14.3*2) /12.8 (14.3*2)	SGV410	
457.2*23				14.3*2,*23						STPT42*23							

要目表一⑥

自主対策設備の悪影響防止について【pH制御設備接続位置変更に伴う考慮】

SA工認「補足-40-13【自主対策設備の悪影響防止について】（以下「SA工事計画（抜粋）」として示す。）」において、自主対策設備の直接的な影響と間接的な影響を評価しており、さらに発電所における運用リソースについても評価している。

当該資料において、サプレッション・プール水pH制御設備については、他の設備への影響として考慮すべき事象としては、以下の項目が挙げられており、それぞれ悪影響はないと評価されている。

- ・ 直接的影響：アルカリ薬液による原子炉格納容器バウンダリの腐食
アルカリ薬液と原子炉格納容器内の保温材及びグレージング等との反応による水素発生による圧力上昇
アルカリ薬液と原子炉格納容器内の保温材及びグレージング等との反応による水素発生による燃焼リスク
- ・ 間接的影響：薬液タンクの破損によるアルカリ薬液の漏えい

上記の事象に対して、pH制御設備の接続位置をRHR（A）系からRHR（B）系へ変更することに伴い、悪影響防止の観点で検討を行った。また、併せてその他の影響として、溢水によるの影響についても評価を行った。

自主対策設備の悪影響防止について
【pH制御設備接続位置変更に伴う考慮すべき事象のまとめ】

	想定事象	検討結果
直接的影響	アルカリ薬液による原子炉格納容器バウニングの腐食	pH制御したサプレッション・プール水の水酸化ナトリウムは低濃度であり、PCVバウニングを構成するステンレス鋼や炭素鋼の腐食領域でないため悪影響はない。 シール材についても耐アルカリ性の改良EPDMを使用することから悪影響はない。 【A系・B系共通事項のため変更はない】
	アルカリ薬液とPCV内の保温材及びグレートチンク等との反応による水素発生による圧力上昇	PCV内のアルミニウムと亜鉛が全量反応し水素が発生すると仮定しても、事故時におけるPCV内気相は水蒸気が多くを占めているため圧力制御には影響はない。 【PCV内での想定事象のため変更はない】
	アルカリ薬液とPCV内の保温材及びグレートチンク等との反応による水素発生による燃焼リスク	PCV内は窒素置換されており、燃焼のリスクはない。 【PCV内での想定事象のため変更はない】
間接的影響	薬液タンクの破損によるアルカリ薬液の漏えい	薬液タンクを十分な強度を有する設計とするとともに、タンク周囲には堰を設ける計画のため悪影響はない。 【A系・B系共通事項のため変更はない】
	運用リソースに関する影響	必要な人員、手順に基づいた対応を行うため悪影響はない。 また、残留熱除去系B系が停止し、B系サプレッション・チェンバースプレイ弁が閉の状態薬液注入となることから、残留熱除去系への悪影響はない。 【B系への変更を反映】
その他	溢水等による損傷等の防止	注入位置の変更により配管ルートに変更があるが、見直した評価についても、従来の各エリアで想定する溢水量に包含されるため、全体の溢水評価に変更はない。 また、注入位置変更により安全区分の分離状態が変るものではないため、接続位置変更は、全体の溢水評価に影響を与えない。

第12条 発電用原子炉施設内における溢水等による損傷等の防止に対する影響について

残留熱除去系配管の接続箇所変更については、内部溢水評価における、以下3つの評価に対する影響がないことから、全体の溢水評価に影響を与えるものではない。

・地震随伴溢水

残留熱除去系配管は耐震クラスSクラスであり、地震時の溢水は想定しないことから、接続箇所の変更による溢水評価に影響はない。

・消火活動により発生する溢水

pH装置の各設備配置に変更がないことから、想定する火災時の溢水量及び溢水影響範囲に変更はないため、接続箇所の変更による溢水評価に影響はない。

・想定破損による溢水

残留熱除去系配管への接続位置変更により、B系配管への分岐が追加となるが、評価は接続箇所の変更による溢水評価に影響はない。

pH装置の薬液タンク及び配管は、静水頭の機器と気体系配管の範囲となるため、想定破損評価においては、破損想定をしない範囲であり、溢水を想定していない。

以上の理由より、接続箇所の変更による溢水評価に影響はない。

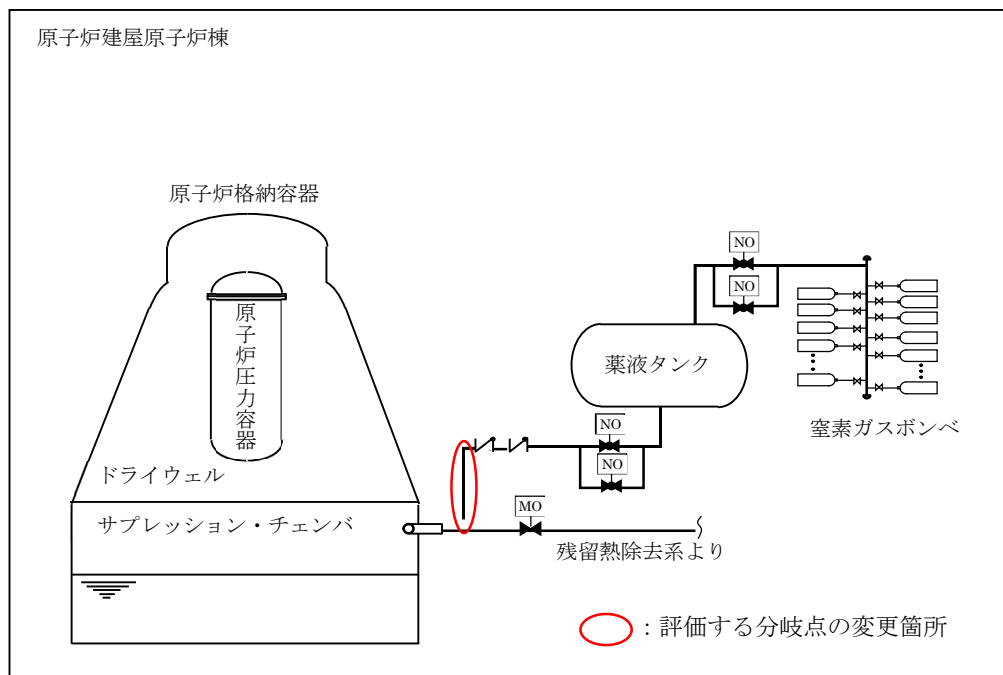


図1 原子炉格納容器 pH制御のための設備 系統概要図

補足-40-13 【自主対策設備の悪影響防止について】

1. はじめに

自主対策設備（自主対策として実施するバックアップシール材の塗布を含む。）（以下「自主対策設備」という。）として使用するものについて、他の設備への悪影響防止について記載する。

2. 想定される悪影響について

重大事故等時においては、重大事故等対処設備として配備している機器の他に、事故対応の運用性の向上のために配置・配備している自主対策設備を用いる場合がある。この場合には、自主対策設備を使用することにより、他の設備（設計基準対象施設及び重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼすことがないように考慮する必要がある。

この場合に想定される悪影響については、自主対策設備の使用時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）及びタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮する必要がある。また、地震、火災、溢水等による波及的影響を考慮する必要がある。

これらの自主対策設備を使用することの影響について類型化すると、以下に示す2種類の影響について考慮する必要がある。

①

- ・自主対策設備を使用することによって生じる直接的な影響
- ・自主対策設備を使用することによって生じる間接的な影響

直接的な影響として考慮すべき事項には、自主対策設備を使用する際、接続する他の設備の設計条件を上回る条件で使用する場合の影響、薬品の使用による腐食や化学反応による影響、他の設備との干渉により使用条件が限定されることによる影響等が挙げられる。

一方、間接的な影響として考慮すべき事項には、自主対策設備の損傷により生じる波及的影響、自主対策設備を使用することにより他の機器の環境条件を悪化させる影響等が挙げられる。

①

さらに、これらの影響とは別に、自主対策設備を使用する場合に、発電所構内に予め確保されている水源や燃料、人員等の運用リソースを必要とする場合がある。

これらの影響により、他の設備の機能に悪影響を及ぼすことがないように、自主対策設備の設計及び運用において、以下のとおり考慮する。

(1) 直接的な影響に対する考慮

自主対策設備を使用することにより、接続される他の設備の設計条件を超える場合には、事前に健全性を確認した上で使用する。

自主対策設備において薬品や海水を使用することにより、他の設備に腐食等の影響が懸念される自主対策設備については、事前にその影響や使用時間等を考慮して使用する。また、電気設備の短絡等により生じる電氣的影響については、保護継電装置等により、他の設備に悪影響を及ぼさないよう考慮する。

重大事故等対処設備の配管にホースを接続する等により、他の設備の機能を喪失させる自主対策設備については、当該設備を使用すべき状況になった場合に自主対策設備の使用を中止することで、他の設備に悪影響を及ぼさないよう考慮する。

(2) 間接的な影響に対する考慮

自主対策設備が損傷し溢水等が生じることによる波及的影響について考慮し、耐震性を確保することや、溢水経路における溢水水位を算出し、溢水経路に設置された他の設備が機能喪失しないことを溢水影響評価にて確認すること、必要な強度を有していることを確認すること等により、他の設備に波及的影響を及ぼさないよう考慮する。

高温箇所への注水により水蒸気が発生する場合等、自主対策設備の使用により他の設備の周辺環境が悪化する場合には、環境悪化による他の設備の機能への影響を評価した上で使用する。また、自主対策設備の内部を高放射線量の流体が流れることにより、当該機器の周辺へのアクセスが困難になることが想定される場合には、必要に応じて遮蔽体を設置する等の被ばく低減対策を講じる。

大型設備を運搬して使用する場合や、通路にホース等を敷設して使用する場合等、現場でのアクセス性を阻害する自主対策設備については、基本的には予め通路を確保するよう配置することとし、仮に使用中に他の設備へのアクセス性を阻害する場合は通路を確保するように移動することにより、他の設備の使用に影響を及ぼさないよう考慮して使用する。

(3) 発電所における運用リソースに対する考慮

注水に淡水を用いる場合、駆動源の燃料として軽油を使用する場合、操作に人員を要する場合等、発電所構内の運用リソースを必要とする自主対策設備については、他の設備の使用に影響を及ぼさないよう考慮して使用する。

3. 自主対策設備の悪影響防止

3.1 自主対策設備の悪影響防止に対する基本的方針

自主対策設備を使用することによる他の設備に対する悪影響防止に対する方針については、大まかには以下の5つの方針に分類される。

A：設計基準対象施設と同じ系統構成で使用することで、使用による悪影響を防止するもの

B：設計条件下（既設設備については設計基準対象施設としての設計条件下）で使用することで、使用による悪影響を防止するもの

C：他の設備と独立して使用する設計とすることで、使用による悪影響を防止するもの

D：保護継電器等により電氣的波及影響を防止可能な設計とすることで、使用による悪影響を防止するもの

E：A～Dに分類されず、他の設備への影響が多岐に渡るもので、詳細な影響評価を実施したもの

②

自主対策設備の悪影響防止の方針について分類結果を表1、各自主対策設備に関する悪影響の検討結果を表2に示す。Eに分類される以下の設備については、他の設備への影響が多岐に渡ることから、他の設備への影響について評価した結果を次項に示す。

- ・サブプレッション・プール水pH制御設備
- ・格納容器頂部注水系
- ・バックアップシール材

3.2 サプレッション・プール水pH制御設備

(1) 設備概要

格納容器圧力逃がし装置を使用する際、サブプレッション・プール水の酸性化を防止すること及びサブプレッション・プール水中の核分裂生成物由来のよう素を捕捉することにより、よう素の放出量の低減を図るために、サブプレッション・プール水pH制御設備を設ける設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心に含まれるよう素がサブプレッション・プール水へ流入し溶解する。また、原子炉格納容器内のケーブル被覆材には塩素等が含まれており、重大事故時にケーブルの放射線分解と熱分解により塩酸等の酸性物質が大量に発生するため、サブプレッション・プール水が酸性化する可能性がある。サブプレッション・プー

ル水が酸性化すると、水中に溶解しているよう素が有機よう素としてサプレッション・チェンバの気相部へ放出されるという知見があることから、サプレッション・プール水をアルカリ性に保つため、pH制御として薬液（水酸化ナトリウム）をサプレッション・チェンバに注入する。よう素の溶解量とpHの関係については、米国の論文*にまとめられており、サプレッション・プール水をアルカリ性に保つことで、気相部へのよう素の移行を低減することが期待できる。

本設備は、原子炉建屋原子炉棟内に設置する隔離弁（2弁）を中央制御室からのスイッチ操作、又は現場での手動操作により開操作することで、薬液タンクを窒素により加圧し、残留熱除去系（A系サプレッション・チェンバスプレイ配管）を使用してサプレッション・チェンバに薬液（水酸化ナトリウム）を注入する構成とする。

注記*：米国原子力規制委員会による研究（NUREG-1465）や、米国Oak Ridge National Laboratoryによる論文（NUREG/CR-5950）によると、pHが酸性側になると、水中に溶解していたよう素が気体となって気相部に移行するとの研究結果が示されている。NUREG-1465では、原子炉格納容器内に放出されるよう素の化学形態と、よう素を水中に保持するためのpH制御の必要性が整理されている。また、NUREG/CR-5950では、酸性物質の発生量とpHが酸性側に変化していく経過を踏まえ、pH制御の効果を達成するための考え方が整理されており、これらの論文での評価内容を参照し、東海第二発電所の状況を踏まえ、サプレッション・チェンバへのアルカリ薬液の注入時間及び注入量を算定する。

②

(2) 他の設備への悪影響について

サプレッション・プール水pH制御設備を使用することで、アルカリ薬液である水酸化ナトリウムを原子炉格納容器へ注入する。このため、サプレッション・プール水pH制御設備を使用することで、他の設備への影響として考慮すべき事象としては、以下の項目がある。

・直接的影響：アルカリ薬液による原子炉格納容器バウンダリの腐食

アルカリ薬液と原子炉格納容器内の保温材及びグレーチング等との反応による水素発生による圧力上昇

アルカリ薬液と原子炉格納容器内の保温材及びグレーチング等との反応による水素発生による燃焼リスク

・間接的影響：薬液タンクの破損によるアルカリ薬液の漏えい

これらの影響について、以下のとおり確認した。

このうち、原子炉格納容器バウンダリの腐食については、pH制御したサブプレッション・プール水の水酸化ナトリウムは低濃度であり、原子炉格納容器バウンダリを主に構成しているステンレス鋼や炭素鋼の腐食領域ではないため悪影響はない。同様に、原子炉格納容器のシール材についても耐アルカリ性を確認した改良EPDMを使用することから原子炉格納容器バウンダリのシール性に対する悪影響はない。

また、水素の発生については、原子炉格納容器内では配管の保温材やグレーチング等に両性金属であるアルミニウムや亜鉛を使用しており、水酸化ナトリウムと反応することで水素が発生する。しかしながら、原子炉格納容器内のアルミニウムと亜鉛が全量反応し水素が発生すると仮定しても、事故時の原子炉格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから、原子炉格納容器の圧力制御には影響がない。また、原子炉格納容器内は窒素により不活性化されており、本反応では酸素の発生がないことから、水素の燃焼は発生しない。

原子炉格納容器バウンダリの腐食及び水素の発生について影響を確認した結果を添付資料1に示す。

一方、薬液タンクの破損によるアルカリ薬液の漏えいについては、薬液タンクを十分な強度を有する設計とするとともに、タンク周囲に堰を設け、悪影響を及ぼさないよう考慮する。

なお、運用リソースに関する影響については、必要な人員を想定した手順を準備しており、手順に基づいた対応を行うため、悪影響はない。

また、電源を必要とするが、他の設備の使用に悪影響を及ぼさないよう必要な電源を確保できる場合にのみ使用する。

また、本設備は薬液タンクを窒素により加圧し、サブプレッション・チェンバ側のスプレイヘッドを使用してサブプレッション・チェンバに薬液を注入する構成であるが、残留熱除去系A系が停止し、かつA系ドライウェルスプレイ弁が閉である状態において薬液注入を行う手順とすることから、残留熱除去系への悪影響はない。

表1 自主対策設備の分類(2/4)

技術基準 条文番号	自主対策設備	分類
63	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (第一弁(S/C側)バイパス弁, 第一弁(D/W側)バイパス弁)	B
	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(第一弁 (S/C側)バイパス弁, 第一弁(D/W側)バイパス弁)	B
	代替残留熱除去系海水系による除熱(可搬型代替注水大型ポンプ)	B
64	消火系による原子炉格納容器内の冷却(電動駆動消火ポンプ, ディーゼル駆動消火ポンプ, ろ過水貯蔵タンク, 多目的タンク)	B
	補給水系による原子炉格納容器内の冷却(復水移送ポンプ, 復水貯蔵タンク)	B
	ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の除熱	A
65	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (第一弁(S/C側)バイパス弁, 第一弁(D/W側)バイパス弁)	B
	サプレッション・プール水 pH制御設備による薬液注入	E
66	消火系によるペDESTAL(ドライウェル部)への注水(ディーゼル駆動消火ポンプ, ろ過水貯蔵タンク, 多目的タンク)	B
	補給水系によるペDESTAL(ドライウェル部)への注水(復水移送ポンプ, 復水貯蔵タンク)	B
	消火系による原子炉圧力容器への注水(ディーゼル駆動消火ポンプ, ろ過水貯蔵タンク, 多目的タンク)	B
	補給水系による原子炉圧力容器への注水(復水移送ポンプ, 復水貯蔵タンク)	B
	安全弁によるペDESTAL排水系及び液体廃棄物処理系配管内の減圧	B
67	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出(第一弁(S/C側)バイパス弁, 第一弁(D/W側)バイパス弁)	B
	可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	A
	格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	A
68	格納容器頂部注水系(可搬型)	E
	格納容器頂部注水系(常設)	E
69	補給水系による使用済燃料プール注水(復水移送ポンプ, 復水貯蔵タンク)	B
	消火系による使用済燃料プール注水(電動駆動消火ポンプ, ディーゼル駆動消火ポンプ, ろ過水貯蔵タンク, 多目的タンク)	B
70	大気への放射性物質の拡散抑制効果の確認(ガンマカメラ, サーモカメラ)	C
	海洋への放射性物質の拡散抑制(放射性物質吸着材)	C
	初期対応における延焼防止処置(化学消防自動車, 水槽付消防ポンプ自動車, 泡消火薬剤容器(消防車用), 消火栓(原水タンク))	C
	初期対応における延焼防止処置(化学消防自動車, 水槽付消防ポンプ自動車, 泡消火薬剤容器(消防車用), 防火水槽)	C

②

技術基準 条文番号	自主対策設備	(1)直接的影響		(2)間接的影響		(3)発電所におけるリソースの消費	
		検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果
64	消火系による原子炉格納容器内の冷却（電動駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク）	－	<ul style="list-style-type: none"> 消火系を用いた原子炉格納容器内の冷却での流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。 消火系による消火が必要ない場合が発生しない場合のみ使用することから、使用による悪影響なし。 	○	<ul style="list-style-type: none"> 水源であるろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクの破損により、漏水が生じる可能性があるが、漏水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。 	○	<ul style="list-style-type: none"> 消火系を用いた原子炉格納容器内の冷却は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
	補給水系による原子炉格納容器内の冷却（復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク）	－	<ul style="list-style-type: none"> 補給水系を用いた原子炉格納容器内の冷却は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。 	○	<ul style="list-style-type: none"> 水源である復水貯蔵タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。 	○	<ul style="list-style-type: none"> 補給水系を用いた原子炉格納容器内の冷却は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の除熱	－	<ul style="list-style-type: none"> ドライウェル冷却系を用いた原子炉格納容器内の除熱は、設計基準対象施設として使用することから、使用による悪影響なし。 	－	<ul style="list-style-type: none"> ドライウェル冷却系は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。 	○	<ul style="list-style-type: none"> ドライウェル冷却系を用いた原子炉格納容器内の除熱の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するが、悪影響なし。 ドライウェル冷却系を用いた原子炉格納容器内の除熱は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
65	格納容器圧力速がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（第一弁（S/C側）バイパス弁、第一弁（D/W側）バイパス弁）	－	<ul style="list-style-type: none"> 第一弁バイパス弁は、格納容器ベント実施を想定した設計条件として使用することから、使用による悪影響なし。 	－	<ul style="list-style-type: none"> 第一弁バイパス弁は、格納容器ベント実施を想定した設計条件として使用することから、使用による悪影響なし。 	○	<ul style="list-style-type: none"> 第一弁バイパス弁を使用した格納容器圧力速がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 第一弁バイパス弁を使用した格納容器圧力速がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	サブプレッジョン・プール水pH制御設備による薬液注入	○	<ul style="list-style-type: none"> サブプレッジョン・プール水pH制御設備は、アルカリ薬液（水酸化ナトリウム）を原子炉格納容器へ注入するため、アルカリとの反応で原子炉格納容器が腐食することによる原子炉格納容器バウナリのシールド性への影響が考えられるが、低濃度であり材料への腐食影響はないことを確認している。また、原子炉格納容器のシールド材は耐アルカリ性を確認した改良EPDMを使用することから、シールド材に対する悪影響はない。 原子炉格納容器内の保温材及びグレーチング等とアルカリ薬液との反応で水素ガスが発生するものの、事故時の原子炉格納容器内の保温材は水蒸気が多くを占めていることから、原子炉格納容器の圧力制御には影響がない。 原子炉格納容器内は酸素ガスにより不活性化されており、原子炉格納容器内の保温材及びグレーチング等とアルカリ薬液との反応では酸素ガスの発生はなく、水素ガスの燃焼リスクが増加しないことから、悪影響なし。 	○	<ul style="list-style-type: none"> 薬液タンクの破損により、アルカリ薬液が漏れいける可能性があるが、薬液タンクは十分な強度を有する設計としており、かつ薬液タンクの周囲には堰を設ける設計としており、悪影響なし。 	○	<ul style="list-style-type: none"> サブプレッジョン・プール水pH制御設備の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 サブプレッジョン・プール水pH制御設備は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。

②

原子炉格納容器 pH制御による原子炉格納容器への影響の確認について

1. 設備概要

設備概要を図 1 に示す。本系統は残留熱除去系配管に薬液を混入させ、サブプレッション・チェンバスプレイ配管から原子炉格納容器内に薬液を注入する構成とする。薬液タンクに貯蔵する薬液は、原子炉格納容器内に敷設された全てのケーブルが溶融し、ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも、原子炉格納容器内のサブプレッション・プール水が酸性化することを防止するために必要な容量を想定し、水酸化ナトリウム wt% 水溶液) m³ とする。

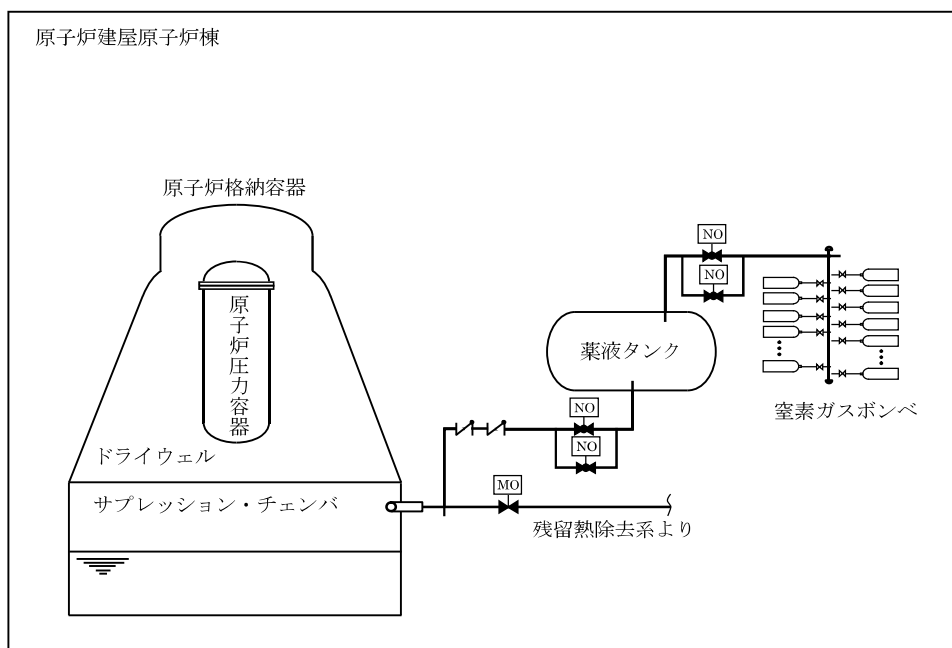


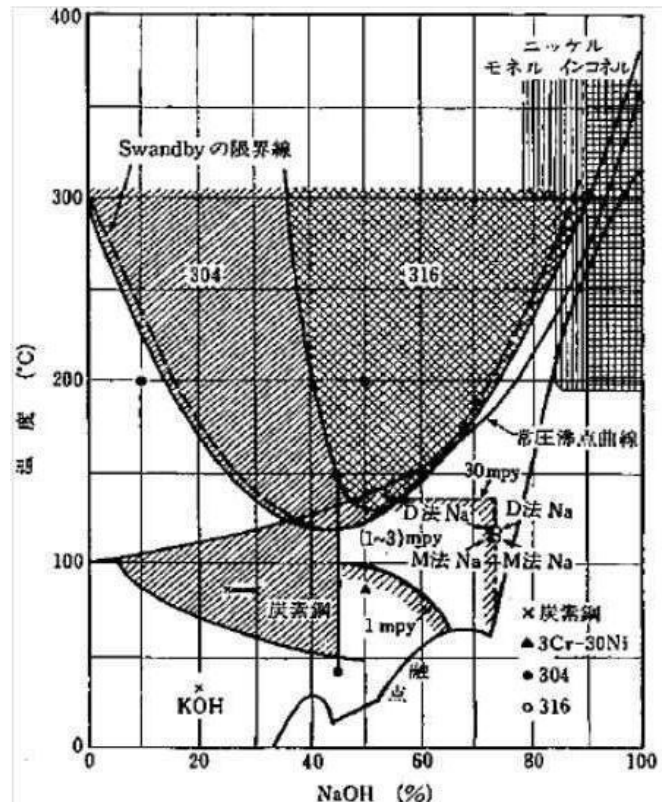
図 1 原子炉格納容器 pH制御のための設備 系統概要図

2. 原子炉格納容器バウンダリの腐食に対する影響について

アルカリ溶液による原子炉格納容器バウンダリの腐食に対する影響評価を行う。

薬液は原子炉格納容器内のサブプレッション・チェンバへ注入するが、サブプレッション・プール水の水酸化ナトリウム濃度は最大で約 wt%, pHは約 となる。また各箇所へ所定量の薬液を注入した後には、格納容器スプレイ等によって、サブプレッション・チェンバへの水の流入があるため、薬液が局所的に滞留・濃縮することはない。

サプレッション・チェンバのライナ部で使用しているステンレス鋼、及び底部ライナに使用している炭素鋼のアルカリ腐食への耐性を図2、図3に示す。図2より、pH制御操作時の条件は水酸化ナトリウム濃度が約 wt%，温度は保守的に考えても限界温度 200 °C 以下であり、アルカリ腐食割れの発生領域に入っていないことから、アルカリ腐食割れは発生しない。また、図3より、pHが高くなると腐食速度は低下する傾向になることから、塩化物による孔食、すきま腐食、SCCの発生を抑制することができる。



注：ハッチングされた領域は、アルカリ腐食割れの発生領域を示す

図2 アルカリ腐食割れに及ぼす温度、濃度の影響

出典『小若，金属の腐食損傷と防食技術，アグネ承風社，2000年』

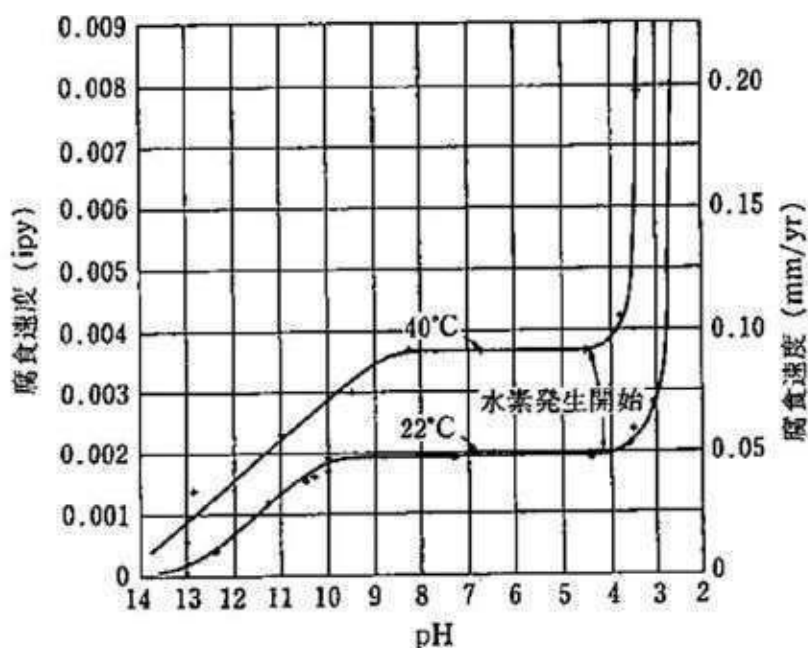


図3 炭素鋼の腐食に及ぼすpHの影響

出典『小若, 金属の腐食損傷と防食技術, アグネ承風社, 2000年』

また, 原子炉格納容器バウンダリで主に使用しているシール材は, 耐熱性能に優れた改良 EPDM に変更しているが, この改良 EPDM について事故条件下でのシール性能を確認するため, 表1の条件で蒸気暴露後の圧縮永久ひずみ率を測定し, 耐アルカリ性能を確認した。

表1 改良 EPDM 耐アルカリ性確認試験

照射量	pH	蒸気温度	暴露時間	圧縮永久ひずみ率測定結果
		200°C	168 hr	

これらから, pH制御薬液による原子炉格納容器バウンダリへの悪影響は無いことを確認した。

なお, 水酸化ナトリウムの相平衡を図4に示すが, 本システム使用後の濃度である wt% では, 水温が 0 °C 以上であれば相変化は起こらず, 析出することはない。



注：赤線より上の領域は液相のみの領域、
下の領域は析出物が生じる領域となる

図 4 水酸化ナトリウムの水系相平衡図

出典『Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928』

3. 水素の発生について

アルカリ薬液と原子炉格納容器内の保温材及びグレーチング等との反応による水素発生による圧力上昇及び燃料リスクに対する影響評価を行う。

原子炉格納容器内では、配管の保温材等にアルミニウムを使用している。アルミニウムは両性金属であり、スプレーにより水酸化ナトリウムに被水すると式(a)に示す反応により水素が発生する。また、原子炉格納容器内のグレーチング等には、亜鉛によるメッキが施され、また、塗装にも亜鉛（ジンク系）が用いられている。亜鉛もまた両性金属であり、式(b)に示すとおり水酸化ナトリウムと反応することで水素が発生する。

これらを踏まえ、事故時に想定される原子炉格納容器内の水素の発生量を評価する。



3.1 アルミニウムによる水素発生量

原子炉格納容器内のアルミニウムの主な使用用途は配管保温材の外装材であり、使用されるアルミニウム量を調査した。WCAP-16530*により、環境条件における溶解速度（温度、pH依存）を用いて溶解するアルミニウム量を算出し、全量溶解する結果となった。この溶解量より、生成する水素発生量を評価した。

注記*：「Evaluation of Post-Accident Chemical Effects in Containment Sump Fluids to Support GSI-191」(Westinghouse WCAP-16530-NP)

【算出条件】

- ・保温材等に含まれるアルミニウム体積：約 m³
- ・アルミニウム密度：2.7 g/cm³
- ・アルミニウム原子量：26.98

【計算結果】

上記条件より、アルミニウム量は kg となる。そして、式(a)よりこのアルミニウムが全量反応すると、水素の発生量は約 kg となる。

注：アルミニウム量の算出については、補足-270-6「圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書に係る補足説明資料の補足2 重大事故等時の発生異物量評価について」による。

3.2 亜鉛による水素発生量

原子炉格納容器内の亜鉛の使用用途はグレーチング等の亜鉛メッキ及び構造材のジंक系塗料であり、亜鉛が使用される構造材の表面積を調査した。アルミニウムと同様に WCAP-16530 により、環境条件における溶解速度（温度、pH 依存）を用いて溶解する亜鉛量を算出し、生成する水素発生量を評価した。

【算出条件】

- ・ドライウエル（ペDESTAL含む） 亜鉛表面積 : 約 m²
溶解速度 : mg/m²・min
- ・サプレッション・チェンバ 亜鉛表面積 : 約 m²
溶解速度 : mg/m²・min
- ・亜鉛原子量 : 65.38

【計算結果】

上記条件より、溶解する亜鉛量はドライウエルで kg、サプレッション・チェンバで kg となり、合計で kg となる。そして、式(b)よりこの亜鉛が全量反応すると、水素の発生量は約 kg となる。

注：亜鉛量の算出については、補足-270-6「圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書に係る補足説明資料の補足 2 重大事故等時の発生異物量評価について」による。

3.3 水素発生による影響について

3.3.1 水素発生による圧力上昇

ジルコニウム-水反応等により原子炉格納容器内で発生する水素量は、有効性評価上の大LOCAシナリオで□kgであり、薬液注入によりアルミニウムと亜鉛が全量反応したとしても、表2に示すとおり、重大事故等時の原子炉格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから、原子炉格納容器の圧力制御には影響がない。

表2 原子炉格納容器の気相部のモル分率

アルミニウム/亜鉛の水素発生	窒素	水蒸気	水素
考慮しない場合	約 0.35	約 0.5	約 0.15
考慮する場合	約 0.31	約 0.45	約 0.24

注：圧力制御の観点で厳しい「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できない場合）」における、最も蒸気分圧が少ない格納容器ベント直前（1.5 Pd：約19時間後）の値

3.3.2 水素発生による燃焼リスク

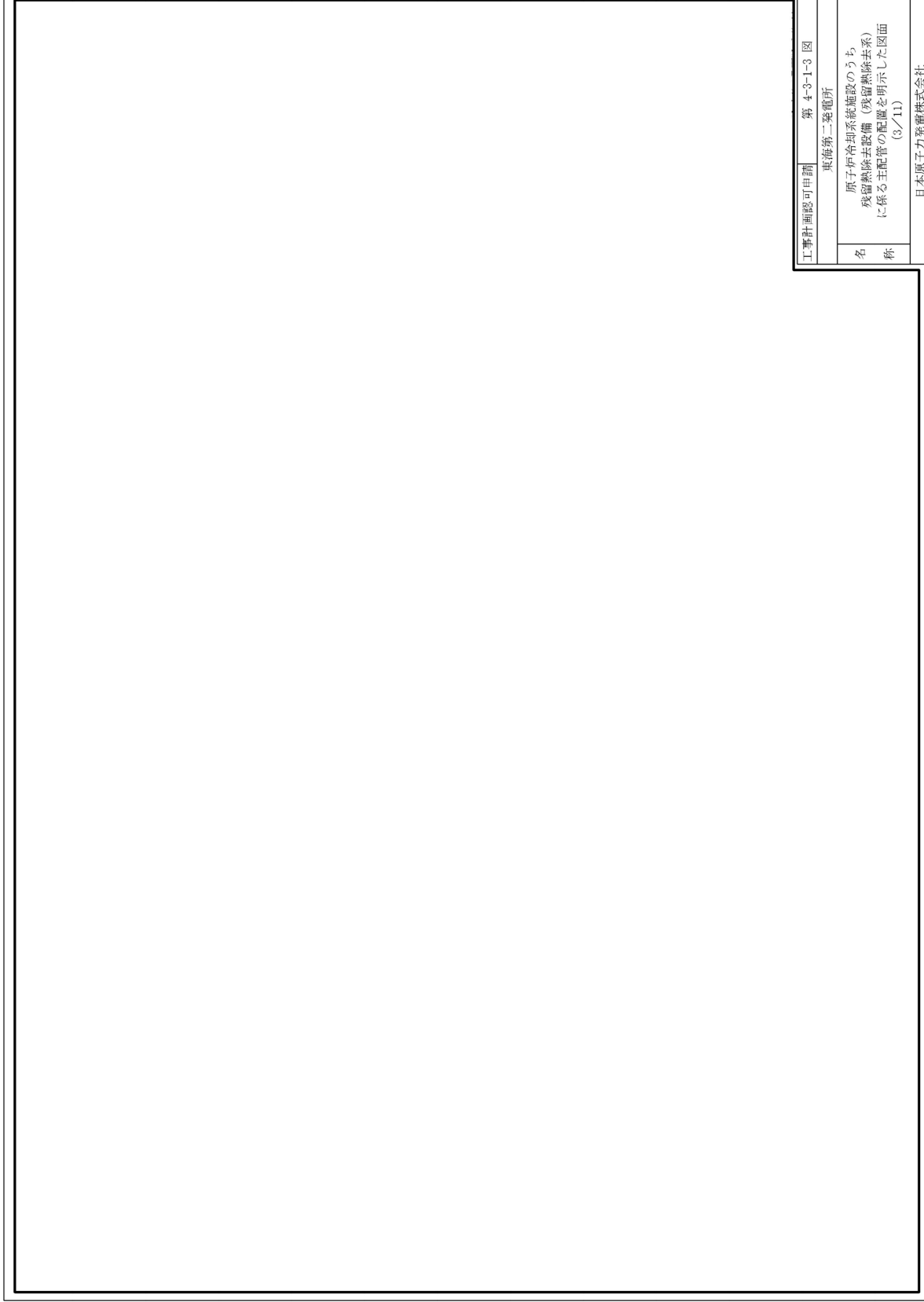
ジルコニウム-水反応や本反応等により発生する水素によって、原子炉格納容器内の水素濃度は可燃限界である4 vol%を超えることが考えられるが、原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されていることから、酸素濃度を可燃限界未満に管理（酸素濃度4.3 vol%（ドライ条件）到達により格納容器ベント実施）することで、原子炉格納容器内での水素爆発を防止することとしており、本反応では酸素の発生がないことから、水素の燃焼は発生しない。なお、本反応により発生する水素によって酸素濃度は低下することから、酸素濃度を基準とした格納容器ベント開始時間は遅くなる。

これらのことから、pH制御に伴って原子炉格納容器内に水素が発生することを考慮しても、影響はないものとする。

(余白)

残留熱除去系配管の改造に係る添付図（主配管の配置を明示した図面，系統図）の変更前後比較

改正後



備考

改造に伴う変更
①：補 4-5 頁 ①の内容

改正前

