設 計 及 び 工 事 計 画 届 出 書

（高浜発電所第３号機の変更の工事）

関 原 発　第 ２９７ 号
２０２０年　９月　７日

原子力規制委員会　殿

大阪市北区中之島３丁目６番１６号
関　西　電　力　株　式　会　社
執 行 役 社 長　　森 本　　孝

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第４３条の３の１０第１項の規定により別紙のとおり設計及び工事の計画を届け出ます。

別紙

高浜発電所第３号機

設計及び工事計画届出書

本文及び添付書類

関西電力株式会社

目　次

Ⅰ．氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名

Ⅱ．工事計画

Ⅲ．工事工程表

Ⅳ．設計及び工事に係る品質マネジメントシステム

Ⅴ．変更の理由

Ⅵ．添付書類

Ⅰ．氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名

名　　称	関西電力株式会社
住　　所	大阪市北区中之島３丁目６番１６号
代表者の氏名	執行役社長　　森本　孝

Ⅱ．工事計画

発電用原子炉施設

1　発電用原子炉を設置する工場又は事業所の名称及び所在地

名　称　　高浜発電所

所在地　　福井県大飯郡高浜町田ノ浦

2　発電用原子炉施設の出力及び周波数

出　力　　3,392,000 kW

第１号機　　826,000 kW

第２号機　　826,000 kW

第３号機　　870,000 kW（今回届出分）

第４号機　　870,000 kW

周波数　　60 Hz

【届出範囲】（変更の工事に該当するものに限る）

原子炉冷却系統施設（蒸気タービンに係るものを除く。）

４　一次冷却材の循環設備

（１）蒸気発生器

・蒸気発生器

１１　原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の基本設計方針、適用基準及び適用規格

１２　原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）に係る工事の方法

計測制御系統施設（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係るものを除く。）※

１０　計測制御系統施設（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置を除く。）の基本設計方針、適用基準及び適用規格

１１　計測制御系統施設（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置を除く。）に係る工事の方法

※原子炉冷却系統施設のうち一次冷却材の循環設備の蒸気発生器を、計測制御系統施設のうちほう酸注入機能を有する設備として兼用し、重大事故等時に流路として使用する。

原子炉冷却系統施設

加圧水型発電用原子炉施設に係るもの（蒸気タービンに係るものを除く。）にあっては、次の事項

4　一次冷却材の循環設備に係る次の事項

（1）蒸気発生器の名称、種類、容量、最高使用圧力、最高使用温度、加熱面積、伝熱管の本数、主要寸法、材料及び個数並びに伝熱管振止め金具の種類、主要寸法、材料、個数及び取付位置

(1／5)

			変更前		変更後
名称			蒸気発生器(注1)		変更なし
種類		－	たて置U字管式（主蒸気流量制限器付）		
容量（設計蒸発量）		kg/h/個	1.737×10^{6}		
一次側（管側）	最高使用圧力	MPa	17.16 18.5 (注2)		
	最高使用温度	℃	343 360 (注2)		
二次側（胴側）	最高使用圧力	MPa	7.48 8.0 (注2)		
	最高使用温度	℃	291 344 (注2)		
管板及び伝熱管	最高使用圧力	MPa	一次側から二次側	11.03 11.2 (注2)	
			二次側から一次側	4.62 5.7 (注2)	
	最高使用温度	℃	343 360 (注2)		
加熱面積		m^2	A蒸気発生器	[redacted] (4,611 (注3))	
			B蒸気発生器	[redacted] (4,573 (注3))	変更なし(4,572 (注3))
			C蒸気発生器	[redacted] (4,595 (注3))	変更なし(4,594 (注3))

				変更前		変更後
伝熱管の本数			本	A蒸気発生器	[redacted] (3,272 (注3))	変更なし
				B蒸気発生器	[redacted] (3,248 (注3))	変更なし(3,247 (注3))
				C蒸気発生器	[redacted] (3,262 (注3))	変更なし(3,261 (注3))
主要寸法	一次側	鏡板内半径	mm	1,595 (注4)		変更なし
		鏡板厚さ	mm	[redacted] (132.5 (注4))		
		内張り厚さ	mm	鏡板側：[redacted] (5 (注4)) 管板側：[redacted] (6 (注4))		
		冷却材入口管台内径	mm	800 (注4)		
		冷却材入口管台厚さ	mm	[redacted] (71.5 (注4))		
		冷却材出口管台内径	mm	800 (注4)		
		冷却材出口管台厚さ	mm	[redacted] (71.5 (注4))		
		一次側マンホール内径	mm	417.6 (注4)		
		一次側マンホール蓋厚さ	mm	[redacted] (110 (注4))		
	二次側	胴内径	mm	上部： 4,280 (注4)	下部： 3,286 (注4)	
		胴板厚さ	mm	上部： [redacted] (97 (注4))	下部： [redacted] (77 (注4))	
		鏡板厚さ	mm	[redacted] (97 (注4))		
		鏡板長径	mm	4,280 (注4,5)		
		鏡板短径	mm	1,070 (注4,6)		
		蒸気出口管台内径	mm	741.6 (注4)		
		蒸気出口管台厚さ	mm	[redacted] (38.1 (注4))		
		給水入口管台内径	mm	367.0 (注4)		

				変　更　前	変　更　後
主要寸法	二次側	給水入口管台厚さ	mm	[redacted](22.2 (注4))	変更なし
		二次側マンホール内径	mm	406.4 (注4)	
		二次側マンホール蓋厚さ	mm	[redacted](80 (注4))	
	管板厚さ		mm	[redacted](550 (注4))	
	伝熱管外径		mm	22.23 (注4)	
	伝熱管厚さ		mm	[redacted](1.27 (注4))	
	全高		mm	20,625 (注4)	
	プラグ外径	メカニカルプラグ（φ19.30mm）	mm	19.30 (注4)	同左
		メカニカルプラグ（φ15.88mm）	mm	15.88 (注4)	変更なし
		管板用スリーブプラグ	mm	22.36 (注4)	
		管内用スリーブプラグ	mm	19.70 (注4)	
	プラグ厚さ	メカニカルプラグ（φ19.30mm）	mm	[redacted]	同左
		メカニカルプラグ（φ15.88mm）	mm		変更なし
		管板用スリーブプラグ	mm		
		管内用スリーブプラグ	mm		

				変　更　前	変　更　後
材料	一次側	鏡板	－	ASME SA216 Gr.WCC (GSC3 相当)	変更なし
		一次側マンホール蓋	－	ASME SA533 Gr.A Class1 (SQV1A 相当)	
	二次側	胴板	－	ASME SA533 Gr.A Class1 (SQV1A 相当)	
		二次側マンホール蓋	－	ASME SA533 Gr.A Class1 (SQV1A 相当)	
		給水入口管台	－	ASME SA508 Class2 (SFVV2 相当)	
		蒸気出口管台	－	ASME SA508 Class2 (SFVV2 相当)	
		二次側マンホール座	－	ASME SA508 Class2 (SFVV2 相当)	
		鏡板	－	ASME SA533 Gr.A Class1 (SQV1A 相当)	
	管板		－	ASME SA508 Class3 (SFVV3 相当)	
	伝熱管		－	ASME SB163 (NCF1TB 相当)	
	水室内張り材		－	鏡板側：ステンレス鋼 (溶接クラッド) 管板側：インコネル (溶接クラッド)	
	メカニカルプラグ		－	GNCF690C	同左
				特殊熱処理ニッケル－クロム－ 鉄合金690 (TT690合金)	変更なし
	スリーブ付メカニカルプラグ		－	GNCF690C	

				変　更　前	変　更　後
個数			—	3	変更なし
伝熱管振止め金具	種類		—	スライド式、スロット付、ソリッドの組合せ	
	主要寸法	幅	mm	[redacted]	
		厚さ	mm		
	材料	本体	—	SUS405	
	個数		本	[redacted]	
	取付位置		—		

（注1）計測制御系統施設のうちほう酸注入機能を有する設備と兼用

（注2）重大事故等時における使用時の値

（注3）現設備が保有する値

（注4）公称値

（注5）鏡板の内面における長径を示す。

（注6）鏡板の内面における短径の2分の1を示す。

〔修理の方法〕

Ｂ蒸気発生器の伝熱管１本及びＣ蒸気発生器の伝熱管１本に対して、メカニカルプラグにて施栓を行う。

１１　原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の基本設計方針、適用基準及び適用規格

（１）基本設計方針

申請範囲に係る部分に限る。

変更前	変更後
用語の定義は「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」の第２条（定義）による。 それ以外の用語については以下に定義する。 １．設置許可基準規則第 12 条第２項に規定される「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」（解釈を含む）を重要施設とする。（以下「重要施設」という。） ２．設計基準対象施設のうち、安全機能を有するものを安全施設とする。（以下「安全施設」という。） ３．安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものを重要安全施設とする。（以下「重要安全施設」という。） ４．設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生じるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きい施設を耐震重要施設とする。（以下「耐震重要施設」という。）	変更なし
第１章　共通項目 ２．自然現象 ２．１　地震による損傷の防止 ２．１．１　耐震設計 （１）耐震設計の基本方針	第１章　共通項目 ２．自然現象 ２．１　地震による損傷の防止 ２．１．１　耐震設計 変更なし

変更前	変更後
耐震設計は、以下の項目に従って行う。 a．設計基準対象施設のうち、地震により生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの（以下「耐震重要施設」という。）は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震（設置（変更）許可（平成27年2月12日）を受けた基準地震動Ss（以下「基準地震動Ss」という。））による加速度によって作用する地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、基準地震動Ssによる地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。 b．設計基準対象施設は、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失（地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。）及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度（以下「耐震重要度」という。）に応じて、耐震重要度分類をＳクラス、Ｂクラス及びＣクラスに分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられる設計とする。 　重大事故等対処施設については、施設の各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて、常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設、常	変更なし

変更前	変更後
設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）、常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）及び可搬型重大事故等対処設備に分類する。 　重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができる設計とする。本施設と常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の両方に属する重大事故等対処施設については、基準地震動Ssによる地震力を適用するものとする。なお、特定重大事故等対処施設に該当する施設は本申請の対象外である。 ｃ．建物・構築物とは、建物、構築物及び土木構造物（屋外重要土木構造物及びその他の土木構造物）の総称とする。 　また、屋外重要土木構造物とは、耐震安全上重要な機器・配管系の間接支持機能、若しくは非常時における海水の通水機能を求められる土木構造物をいう。 ｄ．Ｓクラスの施設（ｆ．に記載のものを除く。）は、基準地震動Ssによる地震力に対してその安全機能が保持できる設計とする。建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐	変更なし

変更前	変更後
力時の変形）に対して十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする。機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持する設計とし、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさない設計とする。動的機器等については、基準地震動による地震力に対して、当該機器に要求される機能を維持する設計とする。このうち、動的機能が要求される機器については、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行う、又は既往の研究等で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認する。 また、設置（変更）許可（平成 27 年 2 月 12 日）を受けた弾性設計用地震動 Sd（以下「弾性設計用地震動 Sd」という。）による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して概ね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。建物・構築物については、発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。機器・配管系については、応答が全体的に概ね弾性状態に留まる設計とする。 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、基準地震動 Ss による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の	変更なし

変更前	変更後
変形）に対して十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする。機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持する設計とし、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさない設計とする。動的機器等については、基準地震動による地震力に対して、当該機器に要求される機能を維持する設計とする。このうち、動的機能が要求される機器については、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行う、又は既往の研究等で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認する。 ｅ．Ｓクラスの施設（ｆ．に記載のものを除く。）について、静的地震力は、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。 　Ｓクラスの施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動 Ss 及び弾性設計用地震動 Sd による地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。 ｆ．屋外重要土木構造物、津波防護機能を有する設備（以下「津波防護施設」という。）、浸水防止機能を有する設備（以下「浸水防止設備」という。）及び敷地における津波監視機能を有する施設（以	変更なし

変更前	変更後
下「津波監視設備」という。）並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物は、基準地震動 Ss による地震力に対して、構造全体として変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できる設計とする。 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物は、基準地震動 Ss による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。 また、耐震重要施設、重大事故等対処施設の周辺斜面の安定性を保持するために設置する、その他の土木構造物である抑止ぐい及び連続地中壁については、屋外重要土木構造物に準じた設計とする。 g．Ｂクラスの施設は、静的地震力に対して概ね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。 また、共振のおそれがある施設については、その影響についての検討を行う。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動 Sd に 2 分の 1 を乗じたものとする。当該地震動による地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。 Ｃクラスの施設は、静的地震力に対して概ね弾性状態に留まる	変更なし

変更前	変更後
範囲で耐えられる設計とする。 　常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、上記に示す、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に対して、概ね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。 ｈ．耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設が、それ以外の発電所内にある施設（資機材等含む）の波及的影響によって、それぞれその安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。 ｉ．可搬型重大事故等対処設備については、地震による周辺斜面の崩壊等の影響を受けないように「５．１．５　環境条件等」に基づく設計とする。 ｊ．緊急時対策所の耐震設計の基本方針については、「（６）緊急時対策所」に示す。 ｋ．炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下の設計とする。 　弾性設計用地震動 Sd による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全体的	変更なし

変更前	変更後
におおむね弾性状態に留まる設計とする。 　基準地震動Ssによる地震力に対して、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさない設計とする。 （２）耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の設備の分類 ａ．耐震重要度分類 　設計基準対象施設の耐震重要度を以下のとおり分類する。 （ａ）Ｓクラスの施設 　地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいものであり、次の施設を含む。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系 ・使用済燃料を貯蔵するための施設 ・原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設、及び原子炉の停止状態を維持するための施設 ・原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	変更なし

変更前	変更後
・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設 ・放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設であり、上記の「放射性物質の放散を直接防ぐための施設」以外の施設 ・津波防護施設及び浸水防止設備 ・津波監視設備 （b）Ｂクラスの施設 安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がＳクラスの施設と比べ小さい施設であり、次の施設を含む。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、１次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設 ・放射性廃棄物を内蔵している施設（ただし、内蔵量が少ないか又は貯蔵方式により、その破損により公衆に与える放射線の影響が「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和 53 年通商産業省令第 77 号）」第 2 条第 2 項第 6 号に規定する「周辺監視区域」外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く。） ・放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設 ・使用済燃料を冷却するための施設	変更なし

変更前	変更後
・放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設で、Ｓクラスに属さない施設 （ｃ）Ｃクラスの施設 Ｓクラスに属する施設及びＢクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設である。 上記に基づくクラス別施設を第２．１．１表に示す。同表には当該施設を支持する構造物の支持機能が維持されることを確認する地震動についても併記する。 ｂ．重大事故等対処施設の設備の分類 重大事故等対処施設の設備を以下のとおり分類する。 （ａ）常設重大事故防止設備 重大事故等対処設備のうち、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備であって常設のもの イ．常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	変更なし

変更前	変更後
ロ．常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備 常設重大事故防止設備であって、イ．以外のもの （ｂ）常設重大事故緩和設備 重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの （ｃ）可搬型重大事故等対処設備 重大事故等対処設備であって可搬型のもの 重大事故等対処施設のうち、耐震評価を行う主要設備の設備分類について、第２．１．２表に示す。 （３）地震力の算定方法 耐震設計に用いる地震力の算定は以下の方法による。 ａ．静的地震力 設計基準対象施設に適用する静的地震力は、Ｓクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物を除く。）、Ｂクラス及びＣクラスの施設に適用することとし、それぞれ耐震重要度分類に応じて以下の地震層せん断力係数 C_i 及び震度に基づき算定するものとする。 重大事故等対処施設については、常設耐震重要重大事故防止設備	変更なし

変更前	変更後
以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設に、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される静的地震力を適用する。 （ａ）建物・構築物 水平地震力は、地震層せん断力係数 C_i に、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、更に当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。 Ｓクラス　3.0 Ｂクラス　1.5 Ｃクラス　1.0 ここで、地震層せん断力係数 C_i は、標準せん断力係数 C_0 を 0.2 以上とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値とする。 また、必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数 C_i に乗じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、Ｓクラス、Ｂクラス及びＣクラスともに 1.0 とし、その際に用いる標準せん断力係数 C_0 は 1.0 以上とする。 Ｓクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度 0.3 以上を基準とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮し、高さ方向に一定として求めた鉛直震度より算定するものとする。	変更なし

変更前	変更後
ただし、土木構造物の静的地震力は、安全上適切と認められる規格及び基準を参考に、Ｃクラスに適用される静的地震力を適用する。 （ｂ）機器・配管系 静的地震力は、上記（ａ）に示す地震層せん断力係数 C_i に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度として、当該水平震度及び上記（ａ）の鉛直震度をそれぞれ 20%増しとした震度より求めるものとする。 Ｓクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。 ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。 上記（ａ）及び（ｂ）の標準せん断力係数 C_0 等の割増し係数の適用については、耐震性向上の観点から、一般産業施設及び公共施設等の耐震基準との関係を考慮して設定する。 ｂ．動的地震力 設計基準対象施設については、動的地震力は、Ｓクラスの施設、屋外重要土木構造物及びＢクラスの施設のうち共振のおそれのあるものに適用する。Ｓクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物を除く。）については、基準地震動 Ss 及び弾性設計用地震動 Sd から定める入力地震動を適用する。 Ｂクラスの施設のうち共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動 Sd から定める入力地震動の振幅を２分の１にしたもの	変更なし

変更前	変更後
による地震力を適用する。 　屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については、基準地震動 Ss による地震力を適用する。 　重大事故等対処施設については、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設に、基準地震動 Ss による地震力を適用する。 　常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設のうち、Ｂクラスの施設の機能を代替する共振のおそれのある施設については、共振のおそれのあるＢクラスの施設に適用する地震力を適用する。 　常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物については、基準地震動 Ss による地震力を適用する。 　重大事故等対処施設のうち、設計基準対象施設の既往評価を適用できる基本構造と異なる施設については、適用する地震力に対して、要求される機能及び構造健全性が維持されることを確認するため、当該施設の構造を適切にモデル化した上での地震応答解析又は加振試験等を実施する。 　動的解析においては、地盤の諸定数も含めて材料物性の不確かさによる変動幅を適切に考慮する。 　動的地震力は水平２方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。動的地震力の水平２方向及び鉛直方向の組合せについ	変更なし

変更前	変更後
ては、水平１方向及び鉛直方向地震力を組み合わせた既往の耐震計算への影響の可能性がある施設・設備を抽出し、３次元応答性状の可能性も考慮した上で既往の方法を用いた耐震性に及ぼす影響を評価する。 （ａ）入力地震動 解放基盤表面は、Ｓ波速度が約 2.2km/s 以上となっていることから、原子炉格納施設基礎設置位置の EL.+2m としている。 建物・構築物の地震応答解析における入力地震動は、解放基盤表面で定義される基準地震動 Ss 及び弾性設計用地震動 Sd を基に、対象建物・構築物の地盤条件を適切に考慮したうえで、必要に応じ２次元 FEM 解析又は１次元波動論により、地震応答解析モデルの入力位置で評価した入力地震動を設定する。地盤条件を考慮する場合には、地震動評価で考慮した敷地全体の地下構造との関係や対象建物・構築物位置と炉心位置での地質・速度構造の違いにも留意するとともに、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮する。また、必要に応じ敷地における観測記録による検証や最新の科学的・技術的知見を踏まえ、地質・速度構造等の地盤条件を設定する。 また、設計基準対象施設における耐震Ｂクラスの建物・構築物及び重大事故等対処施設における耐震Ｂクラスの施設の機能を代替する常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物のうち共振のおそれがあり、動的解析が必要なものに対しては、弾性設計用地震動 Sd を 1/2 倍したものを用いる。 （ｂ）地震応答解析	変更なし

変更前	変更後
イ　動的解析法 （イ）建物・構築物 　動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性及び適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、建物・構築物に応じた適切な解析条件を設定する。動的解析は、原則として、建物・構築物の地震応答解析及び床応答曲線の策定は、線形解析及び非線形解析に適用可能な時刻歴応答解析法による。また、３次元応答性状等の評価は、時刻歴応答解析法による。 　建物・構築物の動的解析に当たっては、建物・構築物の剛性はそれらの形状、構造特性等を十分考慮して評価し、集中質点系等に置換した解析モデルを設定する。 　動的解析には、建物・構築物と地盤との相互作用を考慮するものとし、解析モデルの地盤のばねは、基礎版の平面形状、基礎側面と地盤の接触状況及び地盤の剛性等を考慮して定める。設計用地盤定数は、原則として、弾性波試験によるものを用いる。 　地盤－建物・構築物連成系の減衰定数は、振動エネルギの地下逸散及び地震応答における各部のひずみレベルを考慮して定める。 　弾性設計用地震動 Sd に対しては弾性応答解析を行う。 　基準地震動 Ss に対する応答解析において、主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、実験等の結果に基づき、該当する建物部分の構造特性に応じて、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した地震応答解析を行う。 　また、Ｓクラスの施設を支持する建物・構築物及び常設耐震重要	変更なし

変更前	変更後
重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設を支持する建物・構築物の支持機能を検討するための動的解析において、施設を支持する建物・構築物の主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した地震応答解析を行う。 地震応答解析に用いる材料定数については、地盤の諸定数も含めて材料物性の不確かさによる変動幅を適切に考慮する。また、不確かさによる変動が建物・構築物の振動性状や応答性状に及ぼす影響を検討し、地盤物性等の不確かさを適切に考慮した動的解析により設計用地震力を設定する。 原子炉格納施設及び原子炉補助建屋については、３次元 FEM 解析等から、建物・構築物の３次元応答性状及び機器・配管系への影響を評価する。 動的解析に用いる解析モデルは、地震観測網により得られた観測記録により振動性状の把握を行い、解析モデルの妥当性の確認を行う。 屋外重要土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物の動的解析は、構造物と地盤の相互作用を考慮できる連成系の地震応答解析手法とし、地盤及び構造物の地震時における非線形挙動の有無や程度に応じて、線形、等価線形、非線形解析のいずれかにて行う。 地震力については、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。	変更なし

変更前	変更後
（ロ）機器・配管系 動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性及び適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、解析条件として考慮すべき減衰定数、剛性等の各種物性値は、適切な規格・基準、あるいは実験等の結果に基づき設定する。 機器の解析に当たっては、形状、構造特性等を考慮して、代表的な振動モードを適切に表現できるよう１質点系、多質点系モデル等に置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。また、時刻歴応答解析法及びスペクトルモーダル解析法を用いる場合は地盤物性等の不確かさを適切に考慮する。配管系については、熱的条件及び口径から高温配管又は低温配管に分類し、その仕様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。スペクトルモーダル解析法及び時刻歴応答解析法の選択に当たっては、燃料集合体、クレーン類、使用済燃料ラックにおける衝突・すべり等の非線形現象を模擬する場合等には時刻歴応答解析法を用いる等、解析対象とする現象、対象設備の振動特性・構造特性等を考慮し適切に選定する。 また、設備の３次元的な広がりを踏まえ、適切に応答を評価できるモデルを用い、水平２方向及び鉛直方向の応答成分について適切に組み合わせるものとする。 剛性の高い機器は、その機器の設置床面の最大応答加速度の 1.2	変更なし

変更前	変更後
倍の加速度を震度として作用させて構造強度評価に用いる地震力を算定する。 ｃ．設計用減衰定数 　地震応答解析に用いる減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準に基づき、設備の種類、構造等により適切に選定するとともに、試験等で妥当性が確認された値も用いる。なお、建物・構築物の地震応答解析に用いる鉄筋コンクリートの材料減衰定数の設定については、既往の知見に加え、既設施設の地震観測記録等により、その妥当性を検討する。 　屋外重要土木構造物については、地盤内部の地震時挙動に大きな影響を受けることから、地震応答解析における減衰については、地盤－構造物連成系の振動特性を考慮した減衰特性を適切に設定する。 （４）荷重の組合せと許容限界 　耐震設計における荷重の組合せと許容限界は以下による。 ａ．耐震設計上考慮する状態 　地震以外に設計上考慮する状態を以下に示す。 （ａ）建物・構築物 　設計基準対象施設については以下のイ～ハの状態、重大事故等対処施設については以下のイ～ニの状態を考慮する。	変更なし

変更前	変更後
イ．運転時の状態 　発電用原子炉施設が運転状態にあり、通常の自然条件下におかれている状態。 　ただし、運転状態には通常運転時、運転時の異常な過渡変化時を含むものとする。 ロ．設計基準事故時の状態 　発電用原子炉施設が設計基準事故時にある状態。 ハ．設計用自然条件 　設計上基本的に考慮しなければならない自然条件（積雪、風荷重）。 ニ．重大事故等時の状態 　発電用原子炉施設が、重大事故に至るおそれのある事故、又は重大事故の状態で、重大事故等対処施設の機能を必要とする状態。 （ｂ）機器・配管系 　設計基準対象施設については以下のイ～ニの状態、重大事故等対処施設については以下のイ～ホの状態を考慮する。 イ．通常運転時の状態 　原子炉の起動、停止、出力運転、高温待機及び燃料取替え等が計画的又は頻繁に行われた場合であって、運転条件が所定の制限値以内にある運転状態。	変更なし

変更前	変更後
ロ．運転時の異常な過渡変化時の状態 　通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には炉心又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態。 ハ．設計基準事故時の状態 　発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態。 ニ．設計用自然条件 　設計上基本的に考慮しなければならない自然条件（積雪、風荷重、津波荷重）。 ホ．重大事故等時の状態 　発電用原子炉施設が、重大事故に至るおそれのある事故、又は重大事故の状態で、重大事故等対処施設の機能を必要とする状態。 ｂ．荷重の種類	変更なし

変更前	変更後
（ａ）建物・構築物 　設計基準対象施設については以下のイ～ニの荷重、重大事故等対処施設については以下のイ～ホの荷重とする。 イ．原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重、すなわち固定荷重、積載荷重、土圧、水圧及び通常の気象条件による荷重。 ロ．運転時の状態で施設に作用する荷重。 ハ．設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重。 ニ．地震力、風荷重、積雪荷重。 ホ．重大事故等時の状態で施設に作用する荷重。 　ただし、運転時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態での荷重には、機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとし、地震力には、地震時土圧、機器・配管系からの反力、スロッシング等による荷重が含まれるものとする。 （ｂ）機器・配管系 　設計基準対象施設については以下のイ～ニの荷重、重大事故等対処施設については以下のイ～ホの荷重とする。	変更なし

変更前	変更後
イ．通常運転時の状態で施設に作用する荷重。 ロ．運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重。 ハ．設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重。 ニ．地震力、風荷重、積雪荷重、津波荷重。 ホ．重大事故等時の状態で施設に作用する荷重。 ｃ．荷重の組合せ 　地震と組み合わせる荷重については「２．３　外部からの衝撃による損傷の防止」で設定している風、積雪及び基準地震動Ssの検討用地震の震源を波源とする津波による荷重を考慮し、以下のとおり設定する。 （ａ）建物・構築物（（ｃ）に記載のものを除く。） イ．Ｓクラスの建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。 ロ．Ｓクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その	変更なし

変更前	変更後
作用が続く荷重と弾性設計用地震動 Sd による地震力又は静的地震力とを組み合わせる。 ハ．常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれのある事象による荷重と地震力とを組み合わせる。決定論的には基準地震動 Ss により施設が損傷し、重大事故等に至ることはないこと、さらに確率論的に基準地震動 Ss 以下の地震による全炉心損傷頻度の累積が小さいことを考慮し、重大事故等については地震によって引き起こされるおそれがない事象として扱う。 ニ．常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重、設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち長期的な荷重は、地震力と組み合わせる。 ホ．Ｂクラス及びＣクラスの建物・構築物並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重及	変更なし

変更前	変更後
び運転時の状態で施設に作用する荷重と、動的地震力又は静的地震力を組み合わせる。 （ｂ）機器・配管系（（ｃ）に記載のものを除く。） イ．Ｓクラスの機器・配管系及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重と地震力とを組み合わせる。 ロ．Ｓクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象による荷重と地震力とを組み合わせる。 ハ．常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれのある事象による荷重と地震力とを組み合わせる。決定論的には基準地震動 Ss により施設が損傷し、重大事故等に至ることはないこと、さらに確率論的に基準地震動 Ss 以下の地震による全炉心損傷頻度の累積が小さいことを考慮し、重大事故等については地震によって引き起こされるおそれがない事象として扱う。 ニ．Ｓクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化	変更なし

変更前	変更後
時の状態及び設計基準事故時の状態で作用する荷重のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。 ホ．常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等の状態で作用する荷重のうち地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。この組合せについては、事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的に勘案の上設定する。なお、継続時間については対策の成立性も考慮した上で設定する。以上を踏まえ、重大事故等の状態で作用する荷重と地震力との組合せについては、以下を基本設計とする。原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と、弾性設計用地震動 Sd による地震力を組み合わせる。また、原子炉格納容器バウンダリを構成する設備（原子炉格納容器内の圧力、温度の条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と、弾性設計用地震動 Sd による地震力を組み合わせる。なお、その際に用いる	変更なし

変更前	変更後
荷重の継続時間に係る復旧等の対応について、保安規定に定める。保安規定に定める対応としては、故障が想定される機器に対してあらかじめ確保した取替部材を用いた既設系統の復旧手段、及び、あらかじめ確保した部材を用いた仮設系統の構築手段について、手順を整備するとともに、社内外から支援を受けられる体制を整備する。さらに、その他の施設については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と、基準地震動 Ss による地震力を組み合わせる。 ヘ．Ｂクラス及びＣクラスの機器・配管系並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時の状態で作用する荷重と、動的地震力又は静的地震力を組み合わせる。 （ｃ）津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物 イ．津波防護施設及び浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と基準地震動 Ss による地震力を組み合わせる。 ロ．浸水防止設備及び津波監視設備については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重等と基準地震動 Ss	変更なし

変更前	変更後
による地震力を組み合わせる。 上記（ｃ）イ、ロについては、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動 Ss による地震力と津波による荷重の組合せを考慮する。また、津波以外による荷重については、「ｂ．荷重の種類」に準じるものとする。 （ｄ）荷重の組合せ上の留意事項 動的地震力については、水平 2 方向と鉛直方向の地震力とを適切に組み合わせて算定するものとする。 ｄ．許容限界 各施設の地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対する許容限界は次のとおりとし、安全上適切と認められる規格及び基準又は試験等で妥当性が確認されている値を用いる。 （ａ）建物・構築物（（ｃ）に記載のものを除く。） イ．Ｓクラスの建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物 （イ）弾性設計用地震動 Sd による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界 建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。	変更なし

変更前	変更後
（ロ）基準地震動Ssによる地震力との組合せに対する許容限界 構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）に対して十分な余裕を有し、終局耐力に対し妥当な安全余裕を持たせることとする。 また、終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次拡大していくとき、その変形又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大耐力とし、既往の実験式等に基づき適切に定めるものとする。 ロ．Ｂクラス及びＣクラスの建物・構築物並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物（ヘ、トに記載のものを除く。） 上記イ（イ）による許容応力度を許容限界とする。 ハ．耐震クラスの異なる施設又は設備分類の異なる重大事故等対処施設を支持する建物・構築物（ヘ、トに記載のものを除く。） 上記イ（ロ）を適用するほか、耐震クラスの異なる施設又は設備分類の異なる重大事故等対処施設がそれを支持する建物・構築物の変形等に対して、その支持機能が損なわれないものとする。当該施設を支持する建物・構築物の支持機能が維持されることを確認する際の地震動は、支持される施設に適用される地震動とする。 ニ．建物・構築物の保有水平耐力（ヘ、トに記載のものを除く。） 建物・構築物については、当該建物・構築物の保有水平耐力が必	変更なし

変更前	変更後
要保有水平耐力に対して耐震重要度分類又は重大事故等対処施設が代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類に応じた安全余裕を有しているものとする。 　ここでは、常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、上記における重大事故等対処施設が代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類をＳクラスとする。 ホ．気密性、止水性、遮蔽性を考慮する施設 　構造強度の確保に加えて気密性、止水性、遮蔽性が必要な建物・構築物については、その機能を維持できる許容限界を適切に設定するものとする。 ヘ．屋外重要土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物 （イ）静的地震力との組合せに対する許容限界 　安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。 （ロ）基準地震動 Ss による地震力との組合せに対する許容限界 　構造部材の曲げについては限界層間変形角又は許容応力度、構造部材のせん断についてはせん断耐力又は許容応力度に対して、妥当な安全余裕をもたせるものとする。それぞれの安全余裕については、	変更なし

変更前	変更後
各施設の機能要求等を踏まえ設定する。 ト．その他の土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物 安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。 （ｂ）機器・配管系（（ｃ）に記載のものを除く。） イ．Ｓクラスの機器・配管系 （イ）弾性設計用地震動 Sd による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界 応答が全体的に概ね弾性状態に留まるものとする。 ただし、一次冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ（原子炉格納容器及び非常用炉心冷却設備等における長期的荷重との組合せを除く。）に対しては、イ（ロ）に示す許容限界を適用する。 （ロ）基準地震動 Ss による地震力との組合せに対する許容限界 塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように応力、荷重等を制限する。 また、地震時又は地震後に動的機能又は電気的機能が要求される機器については、試験等により確認されている機能確認済加速度等	変更なし

変更前	変更後
を許容限界とする。 ロ．常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系 イ（ロ）に示す許容限界を適用する。ただし、原子炉格納容器及び非常用炉心冷却設備等の弾性設計用地震動 Sd と設計基準事故の状態における長期的荷重との組合せに対する許容限界は、イ（イ）に示す許容限界を適用する。 ハ．Ｂクラス及びＣクラスの機器・配管系並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系 応答が全体的に概ね弾性状態に留まるものとする。 ニ．燃料集合体 地震時に作用する荷重に対して、燃料集合体の１次冷却材流路を確保できること及び過大な変形や破損により制御棒の挿入が阻害されないものとする。 ホ．燃料被覆材 炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおりとする。 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動 Sd による地震力又は静的地震力のいずれか	変更なし

変更前	変更後
大きい方の地震力を組み合わせた荷重条件に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態に留まるものとする。 　通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動 Ss による地震力を組み合わせた荷重条件により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないものとする。 （ｃ）津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物 　津波防護施設及び浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については、当該施設及び建物・構築物が構造全体として変形能力（終局耐力時の変形）及び安定性について十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される機能（津波防護機能及び浸水防止機能）が保持できるものとする。浸水防止設備及び津波監視設備については、その施設に要求される機能（浸水防止機能及び津波監視機能）が保持できるものとする。 （５）設計における留意事項 　耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（以下「上位クラス施設」という。）は、下位クラス施設の波及的影響によって、それぞれその安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。この設計における評価に当たっては、敷地全体を	変更なし

変更前	変更後
俯瞰した調査・検討等を行う。 　ここで、下位クラス施設とは、上位クラス施設以外の発電所内にある施設（資機材等含む。）をいう。 　波及的影響を防止するよう現場を維持するため、保安規定に、機器設置時の配慮事項等を定めて管理する。 　耐震重要施設に対する波及的影響については、以下に示すａ．からｄ．の４つの事項から検討を行う。また、原子力発電所の地震被害情報等から新たに検討すべき事項が抽出された場合は、これを追加する。 　常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設に対する波及的影響については、以下に示すａ．からｄ．の４つの事項について、「耐震重要施設」を「常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設」に、「安全機能」を「重大事故等に対処するために必要な機能」に読み替えて適用する。 ａ．設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響 （ａ）不等沈下 　耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して不等沈下による耐震重要施設の安全機能への影響 （ｂ）相対変位	変更なし

変更前	変更後
耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力による下位クラス施設と耐震重要施設の相対変位による、耐震重要施設の安全機能への影響 ｂ．耐震重要施設と下位クラス施設との接続部における相互影響 耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に伴う、耐震重要施設に接続する下位クラス施設の損傷による、耐震重要施設の安全機能への影響 ｃ．建屋内における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響 耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に伴う、建屋内の下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による、耐震重要施設の安全機能への影響 ｄ．建屋外における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響 ・耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、建屋外の下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による、耐震重要施設の安全機能への影響 （６）緊急時対策所 緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）については、基準地震動Ssによる地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が	変更なし

変更前	変更後
損なわれるおそれがないように設計する。 　緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の建物については、耐震構造とする。また、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の居住性を確保するため、基準地震動による地震力に対する構造強度の確保に加え、遮蔽性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまった十分な気密性を維持する設計とする。地震力の算定方法及び荷重の組合せと許容限界については、「（３）地震力の算定方法」及び「（４）荷重の組合せと許容限界」に示す建物・構築物及び機器・配管系のものを適用する。	変更なし

変更前

第２．１．１表　クラス別施設

耐震クラス	クラス別施設	主要設備（注1）		補助設備（注2）		直接支持構造物（注3）		間接支持構造物（注4）		波及的影響を考慮すべき設備（注5）	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用地震動（注6）	適用範囲	検討用地震動（注6）
S	a. 「原子炉冷却材圧力バウンダリ」（「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年6月28日告示）」において記載されている定義と同様）を構成する機器・配管系	・原子炉容器 ・原子炉冷却材圧力バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁	S S	・隔離弁を閉とするために必要な電気計装設備	S	・原子炉容器・蒸気発生器・１次冷却材ポンプ・加圧器の支持構造物 ・機器等の支持構造物	S S	・原子炉格納施設 ・原子炉補助建屋（補助一般建屋、中間建屋）	Ss Ss	・格納容器ポーラクレーン ・原子炉補助建屋（廃棄物処理建屋） ・タービン建屋 ・その他	Ss Ss Ss Ss
	b. 使用済燃料を貯蔵するための施設	・使用済燃料ピット ・使用済燃料ラック	S S	・使用済燃料ピット水補給設備（非常用）	S	－	－	・原子炉補助建屋（燃料取扱建屋）	Ss	・使用済燃料ピットクレーン ・その他	Ss Ss
	c. 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設、及び原子炉の停止状態を維持するための施設	・制御棒クラスタ及び制御棒駆動装置（スクラム機能に関する部分） ・ほう酸注入系（移送系）	S S	・炉心支持構造物及び制御棒クラスタ案内管 ・非常用電源及び計装設備	S S	・機器等の支持構造物	S	・原子炉格納施設 ・原子炉補助建屋（外周建屋、補助一般建屋、中間建屋、ディーゼル建屋）	Ss Ss	・原子炉補助建屋（廃棄物処理建屋） ・タービン建屋 ・その他	Ss Ss Ss
	d. 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	・主蒸気・主給水系（主給水逆止弁より蒸気発生器2次側を経て、主蒸気隔離弁まで） ・補助給水系 ・復水タンク ・余熱除去系	S S S S	・原子炉補機冷却水系（工学的安全設備に係わるもの） ・原子炉補機冷却海水系 ・燃料取替用水タンク ・炉心支持構造物 ・非常用電源及び計装設備	S S S S S	・機器等の支持構造物	S	・原子炉格納施設 ・原子炉補助建屋（外周建屋、補助一般建屋、中間建屋、ディーゼル建屋、燃料取替用水タンク建屋） ・当該の屋外設備を支持する構造物	Ss Ss Ss	・原子炉補助建屋（廃棄物処理建屋） ・タービン建屋 ・その他	Ss Ss Ss

変更後

変更なし

変更前

第２．１．１表　クラス別施設

耐震クラス	クラス別施設	主要設備（注1）		補助設備（注2）		直接支持構造物（注3）		間接支持構造物（注4）		波及的影響を考慮すべき設備（注5）	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用地震動（注6）	適用範囲	検討用地震動（注6）
S	e.原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	・安全注入系 ・余熱除去系（ECCS） ・燃料取替用水タンク	S S S	・原子炉補機冷却水系 ・原子炉補機冷却海水系 ・中央制御室の遮へいと空調設備 ・非常用電源及び計装設備	S S S S	・機器等の支持構造物	S	・原子炉格納施設 ・原子炉補助建屋（外周建屋、補助一般建屋、中間建屋、ディーゼル建屋、燃料取替用水タンク建屋） ・当該の屋外設備を支持する構造物	Ss Ss Ss	・原子炉補助建屋（廃棄物処理建屋） ・タービン建屋 ・その他	Ss Ss Ss
	f.原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設	・原子炉格納容器 ・原子炉格納容器バウンダリに属する配管・弁	S S	－	－	・機器等の支持構造物	S	・原子炉格納施設 ・原子炉補助建屋（外周建屋）	Ss Ss	・原子炉補助建屋（廃棄物処理建屋） ・タービン建屋 ・その他	Ss Ss Ss
				・隔離弁を閉とするために必要な電気計装設備	S	・機器等の支持構造物	S	・原子炉格納施設 ・原子炉補助建屋（外周建屋、補助一般建屋、中間建屋）	Ss Ss		
	g.放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設で上記f.以外の施設	・原子炉格納容器スプレイ系 ・燃料取替用水タンク ・アニュラスシール ・アニュラス空気浄化設備 ・格納容器排気筒 ・安全補機室換気設備（工学的安全施設に含まれるもの）	S S S S S S	・原子炉補機冷却水系 ・原子炉補機冷却海水系 ・非常用電源及び計装設備	S S S	・機器等の支持構造物	S	・原子炉格納施設 ・原子炉補助建屋（外周建屋、補助一般建屋、中間建屋、ディーゼル建屋、燃料取替用水タンク建屋） ・当該の屋外設備を支持する構造物	Ss Ss Ss	・原子炉補助建屋（廃棄物処理建屋） ・タービン建屋 ・その他	Ss Ss Ss

変更後

変更なし

変更前

第２．１．１表　クラス別施設

耐震クラス	クラス別施設	主要設備（注1）		補助設備（注2）		直接支持構造物（注3）		間接支持構造物（注4）		波及的影響を考慮すべき設備（注5）	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用地震動（注6）	適用範囲	検討用地震動（注6）
S	h. 津波防護機能を有する設備及び浸水防止機能を有する設備	・取水路防潮ゲート ・放水口側防潮堤 ・防潮扉 ・屋外排水路逆流防止設備 ・海水ポンプ室浸水防止蓋 ・1号及び2号炉放水ピット止水板	S S S S S S	－	－	－	－	・当該の屋外設備を支持する構造物	Ss	－	－
	i. 敷地における津波監視機能を有する施設	・津波監視カメラ ・潮位計	S S	・非常用電源及び計装設備	S	・機器等の支持構造物	S	・当該の屋外設備を支持する構造物 ・原子炉補助建屋（補助一般建屋、中間建屋、ディーゼル建屋）	Ss Ss	・原子炉補助建屋（廃棄物処理建屋） ・タービン建屋 ・その他	Ss Ss Ss
	その他	・炉内構造物	S	－	－	－	－	・原子炉格納施設	Ss	－	－

変更後

変更なし

変更前

第２．１．１表　クラス別施設

耐震クラス	クラス別施設	主要設備（注1）		補助設備（注2）		直接支持構造物（注3）		間接支持構造物（注4）	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用地震動（注6）
B	j. 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、一次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	・化学体積制御系のうち抽出系と余剰抽出系	B	－	－	・機器等の支持構造物	B	・原子炉格納施設 ・原子炉補助建屋（外周建屋、補助一般建屋）	S_B S_B
	k. 放射性廃棄物を内蔵している施設。ただし、内蔵量が少ないか又は貯蔵方式により、その破損によって公衆に与える放射線の影響が周辺監視区域外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く。	・廃棄物処理設備、ただし、Ｃクラスに属するものは除く	B	－	－	・機器等の支持構造物	B	・原子炉格納施設 ・原子炉補助建屋（補助一般建屋、廃棄物処理建屋）	S_B S_B
	l. 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従業員に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設	・使用済燃料ピット水浄化系 ・化学体積制御系、ただし、Ｓ及びＣクラスに属するものは除く ・放射線低減効果の大きい遮蔽 ・補助建屋クレーン ・使用済燃料ピットクレーン ・燃料取替クレーン ・燃料移送装置	B B B B B B B	－	－	・機器等の支持構造物	B	・原子炉格納施設 ・原子炉補助建屋（外周建屋、燃料取扱建屋、補助一般建屋、新燃料取扱建屋）	S_B S_B

変更後

変更なし

変更前

第２．１．１表　クラス別施設

耐震クラス	クラス別施設	主要設備(注1)		補助設備(注2)		直接支持構造物(注3)		間接支持構造物(注4)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用地震動(注6)
B	m. 使用済燃料を冷却するための施設	・使用済燃料ピット水冷却系	B	・原子炉補機冷却水系 ・原子炉補機冷却海水系 ・電気計装設備	B B B	・機器等の支持構造物	B	・原子炉格納施設 ・原子炉補助建屋〔外周建屋、燃料取扱建屋、補助一般建屋、中間建屋〕 ・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物	S_B S_B S_B
	n. 放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設で、Ｓクラスに属さない施設	－	－	－	－	－	－	－	－

変更後

変更なし

第２．１．１表　クラス別施設

耐震クラス	クラス別施設	三要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用地震動 (注6)
C	o. 原子炉の反応度を制御するための施設でＳクラス、Ｂクラスに属さない設備	・制御棒駆動装置（スクラム機能に関する部分を除く）	C	－	－	・機器等の支持構造物	C	・原子炉格納施設 ・原子炉補助建屋（補助一般建屋、中間建屋）	S_c S_c
	p. 放射性物質を内蔵しているか、又はこれに関連した施設でＳクラス、Ｂクラスに属さない施設	・試料採取系 ・床ドレン系 ・洗浄排水処理系 ・ドラム詰装置より下流の固体廃棄物処理設備（固体廃棄物貯蔵庫を含む） ・ベイラ ・化学体積制御系のうち、ほう酸回収装置蒸留水側及びほう酸補給タンク回り ・液本廃棄物処理設備のうち、廃液蒸発装置蒸留水側 ・原子炉補給水系 ・新燃料貯蔵設備 ・その他	C C C C C C C C C C	－	－	・機器等の支持構造物	C	・原子炉格納施設 ・原子炉補助建屋（外周建屋、燃料取扱建屋、補助一殺建屋、口間建屋、ディーゼル建屋、燃料取替用水タンク建屋、廃棄物処理建屋、新燃料取扱建屋） ・固体廃棄物貯蔵庫	S_c S_c S_c

変更前

変更なし

変更後

変更前

第２．１．１表　クラス別施設

耐震クラス	クラス別施設	主要設備（注1）		補助設備（注2）		直接支持構造物（注3）		間接支持構造物（注4）	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用地震動（注6）
C	q. 放射線安全に関係しない施設等	・タービン設備 ・原子炉補機冷却水系 ・補助ボイラ及び補助蒸気系 ・消火設備 ・主発電機・変圧器 ・空調設備 ・蒸気発生器ブローダウン系 ・所内用空気系 ・格納容器ポーラクレーン ・その他	C C C C C C C C C C	－	－	・機器等の支持構造物	C	・タービン建屋 ・原子炉格納施設 ・原子炉補助建屋（外周建屋、補助一般建屋、中間建屋） ・補助ボイラ建屋	S_C S_C S_C S_C

（注1）主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。
（注2）補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。
（注3）直接支持構造物とは主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物、若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。
（注4）間接支持構造物とは直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物（建物、構築物）をいう。
（注5）波及的影響を考慮すべき設備とは下位の耐震クラスに属するものの破損によって耐震重要施設に波及的影響を及ぼすおそれがある設備をいう。
（注6）Ss：基準地震動Ssにより定まる地震力。
　S_B：耐震Ｂクラス施設に適用される地震力。
　S_C：耐震Ｃクラス施設に適用される静的地震力。

変更後

変更なし

変更前	変更後
第２．１．２表　重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（1/9）	変更なし

設 備 分 類	定 義	主 要 設 備 （〔 〕内は代替する機能を有する設計基準事故対処設備の属する耐震重要度分類）
Ⅰ.常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの以外のもの	・格納容器広域圧力〔C〕 ・原子炉補機冷却水サージタンク水位〔C〕 ・使用済燃料ピット水位（広域）〔C〕 ・使用済燃料ピット温度（AM用）〔C〕 ・海水取水トンネル〔C〕 ・海水ポンプ室〔C〕 ・衛星電話（固定）〔C〕

<table>
<tr><th>変更前</th><th>変更後</th></tr>
<tr><td>
第２．１．２表　重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（2/9）
<table>
<tr><th>設 備 分 類</th><th>定 義</th><th>主 要 設 備
（〔 〕内は代替する機能を有する設計基準事故対処設備の属する耐震重要度分類）</th></tr>
<tr><td>Ⅱ.常設耐震重要重大事故防止設備</td><td>常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの</td><td>・原子炉容器〔Ｓ〕
・蒸気発生器〔Ｓ〕
・加圧器〔Ｓ〕
・１次冷却材ポンプ〔Ｓ〕
・１次冷却材管〔Ｓ〕
・加圧器サージ管〔Ｓ〕
・原子炉格納容器〔Ｓ〕
・Ａ格納容器スプレイ冷却器〔Ｓ〕
・燃料取替用水タンク〔Ｓ〕
・再生熱交換器〔Ｓ〕
・余熱除去冷却器〔Ｓ〕
・ほう酸注入タンク〔Ｓ〕
・ほう酸タンク〔Ｓ〕
・ほう酸フィルタ〔Ｓ〕
・蓄圧タンク〔Ｓ〕
・Ａ格納容器スプレイポンプ〔Ｓ〕
・余熱除去ポンプ〔Ｓ〕
・充てん／高圧注入ポンプ　〔Ｓ〕
・ほう酸ポンプ〔Ｓ〕
・恒設代替低圧注水ポンプ
・燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ〔Ｓ〕
・格納容器再循環サンプスクリーン〔Ｓ〕
・主蒸気管〔Ｓ〕
・Ａ・Ｂ・Ｄ原子炉補機冷却水冷却器〔Ｓ〕</td></tr>
</table>
</td><td>変更なし</td></tr>
</table>

<table>
<tr><th>変更前</th><th>変更後</th></tr>
<tr><td>第２．１．２表　重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（3/9）
<table>
<tr><th>設 備 分 類</th><th>定 義</th><th>主 要 設 備
（〔 〕内は代替する機能を有する設計基準事故対処設備の属する耐震重要度分類）</th></tr>
<tr><td>Ⅱ.常設耐震重要重大事故防止設備</td><td></td><td>・原子炉補機冷却水サージタンク〔Ｓ〕
・海水ストレーナ〔Ｓ〕
・海水ポンプ〔Ｓ〕
・Ａ・Ｂ・Ｃ原子炉補機冷却水ポンプ〔Ｓ〕
・燃料油貯油そう〔Ｓ〕
・燃料油貯油そう（他号炉）〔Ｓ〕
・復水タンク〔Ｓ〕
・タービン動補助給水ポンプ〔Ｓ〕
・電動補助給水ポンプ〔Ｓ〕
・中央制御室循環ファン〔Ｓ〕
・中央制御室空調ファン〔Ｓ〕
・中央制御室非常用循環ファン〔Ｓ〕
・中央制御室非常用循環フィルタユニット〔Ｓ〕
・中央制御室空調ユニット〔Ｓ〕
・Ａ・Ｂ格納容器再循環ユニット
・１次冷却材圧力〔Ｓ〕
・格納容器広域圧力（AM用）
・蒸気発生器蒸気圧力〔Ｓ〕
・格納容器再循環サンプ広域水位〔Ｓ〕
・格納容器再循環サンプ狭域水位〔Ｓ〕</td></tr>
</table></td><td>変更なし</td></tr>
</table>

<table>
<tr><th>変更前</th><th>変更後</th></tr>
<tr><td>
第２．１．２表　重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（4/9）
<table>
<tr><th>設 備 分 類</th><th>定 義</th><th>主 要 設 備
（〔 〕内は代替する機能を有する設計基準事故対処設備の属する耐震重要度分類）</th></tr>
<tr><td>Ⅱ.常設耐震重要重大事故防止設備</td><td></td><td>・燃料取替用水タンク水位〔Ｓ〕
・加圧器水位〔Ｓ〕
・原子炉水位〔Ｃ〕
・蒸気発生器広域水位〔Ｓ〕
・蒸気発生器狭域水位〔Ｓ〕
・復水タンク水位〔Ｓ〕
・ほう酸タンク水位〔Ｓ〕
・余熱除去流量〔Ｓ〕
・高圧安全注入流量〔Ｓ〕
・高圧補助安全注入流量〔Ｓ〕
・蒸気発生器補助給水流量〔Ｓ〕
・格納容器内温度〔Ｃ〕
・１次冷却材高温側温度（広域）〔Ｓ〕
・１次冷却材低温側温度（広域）〔Ｓ〕
・格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）〔Ｓ〕
・格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）〔Ｓ〕
・中性子源領域中性子束〔Ｓ〕
・中間領域中性子束〔Ｓ〕
・出力領域中性子束〔Ｓ〕
・格納容器スプレイ流量積算〔Ｓ〕
・恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算
・ＡＴＷＳ緩和設備
・蓄電池（安全防護系用）〔Ｓ〕</td></tr>
</table>
</td><td>変更なし</td></tr>
</table>

<table>
<tr><th>変更前</th><th>変更後</th></tr>
<tr><td>
第２．１．２表　重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（5/9）
<table>
<tr><th>設 備 分 類</th><th>定 義</th><th>主 要 設 備
（〔　〕内は代替する機能を有する設計基準事故対処設備の属する耐震重要度分類）</th></tr>
<tr><td>Ⅱ.常設耐震重要重大事故防止設備</td><td></td><td>・ディーゼル発電機〔Ｓ〕
・ディーゼル発電機（他号炉）〔Ｓ〕
・原子炉トリップしゃ断器
・原子炉トリップスイッチ〔Ｓ〕
・号機間電力融通恒設ケーブル
・代替所内電気設備分電盤
・代替所内電気設備変圧器
・空冷式非常用発電装置
・格納容器再循環サンプ〔Ｓ〕
・中央制御室遮蔽〔Ｓ〕
・使用済燃料ピット〔Ｓ〕
・制御棒クラスタ〔Ｓ〕
・緊急ほう酸水補給弁〔Ｓ〕
・主蒸気隔離弁〔Ｓ〕
・タービン動補助給水ポンプ起動弁〔Ｓ〕
・加圧器逃がし弁〔Ｓ〕
・主蒸気逃がし弁〔Ｓ〕
・余熱除去ポンプ入口弁〔Ｓ〕
・主蒸気安全弁〔Ｓ〕
・加圧器安全弁〔Ｓ〕
・蓄圧タンク出口弁〔Ｓ〕
・Ａ格納容器スプレイポンプ格納容器再循環サンプ側入口隔離弁〔Ｓ〕</td></tr>
</table>
</td><td>変更なし</td></tr>
</table>

<table>
<tr><th>変更前</th><th>変更後</th></tr>
<tr><td>
第２．１．２表　重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（6/9）
<table>
<tr><th>設備分類</th><th>定義</th><th>主要設備
（〔 〕内は代替する機能を有する設計基準事故対処設備の属する耐震重要度分類）</th></tr>
<tr><td>Ⅲ.常設重大事故緩和設備</td><td>重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの</td><td>・原子炉容器〔Ｓ〕
・蒸気発生器〔Ｓ〕
・加圧器〔Ｓ〕
・１次冷却材ポンプ〔Ｓ〕
・１次冷却材管〔Ｓ〕
・加圧器サージ管〔Ｓ〕
・原子炉格納容器〔Ｓ〕
・格納容器スプレイ冷却器〔Ｓ〕
・燃料取替用水タンク〔Ｓ〕
・再生熱交換器〔Ｓ〕
・余熱除去冷却器〔Ｓ〕
・ほう酸注入タンク〔Ｓ〕
・ほう酸タンク〔Ｓ〕
・ほう酸フィルタ〔Ｓ〕
・格納容器スプレイポンプ〔Ｓ〕
・余熱除去ポンプ〔Ｓ〕
・充てん／高圧注入ポンプ〔Ｓ〕
・ほう酸ポンプ〔Ｓ〕
・恒設代替低圧注水ポンプ
・燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ〔Ｓ〕
・Ａ・Ｂ原子炉補機冷却水冷却器〔Ｓ〕
・原子炉補機冷却水サージタンク〔Ｓ〕
・海水ストレーナ〔Ｓ〕
・海水ポンプ〔Ｓ〕</td></tr>
</table>
</td><td>変更なし</td></tr>
</table>

<table>
<tr><th>変更前</th><th>変更後</th></tr>
<tr><td>
第２．１．２表　重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（7/9）
<table>
<tr><th>設 備 分 類</th><th>定 義</th><th>主 要 設 備
（〔　〕内は代替する機能を有する設計基準事故対処設備の属する耐震重要度分類）</th></tr>
<tr><td>Ⅲ. 常設重大事故緩和設備</td><td></td><td>・Ａ・Ｂ・Ｃ原子炉補機冷却水ポンプ〔Ｓ〕
・燃料油貯油そう〔Ｓ〕
・燃料油貯油そう（他号炉）〔Ｓ〕
・復水タンク〔Ｓ〕
・格納容器排気筒〔Ｓ〕
・中央制御室循環ファン〔Ｓ〕
・中央制御室空調ファン〔Ｓ〕
・中央制御室非常用循環ファン〔Ｓ〕
・アニュラス空気浄化ファン〔Ｓ〕
・中央制御室非常用循環フィルタユニット〔Ｓ〕
・中央制御室空調ユニット〔Ｓ〕
・Ａ・Ｂ格納容器再循環ユニット
・アニュラス空気浄化フィルタユニット〔Ｓ〕
・１次冷却材圧力〔Ｓ〕
・格納容器広域圧力〔Ｓ〕
・格納容器広域圧力（AM用）
・格納容器再循環サンプ広域水位〔Ｓ〕
・格納容器再循環サンプ狭域水位〔Ｓ〕
・原子炉補機冷却水サージタンク水位〔Ｓ〕</td></tr>
</table>
</td><td>変更なし</td></tr>
</table>

<table>
<tr><th>変更前</th><th>変更後</th></tr>
<tr><td>
第２．１．２表　重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（8/9）
<table>
<tr><th>設 備 分 類</th><th>定 義</th><th>主 要 設 備
（〔　〕内は代替する機能を有する設計基準事故対処設備の属する耐震重要度分類）</th></tr>
<tr><td>Ⅲ. 常設重大事故緩和設備</td><td></td><td>・燃料取替用水タンク水位〔Ｓ〕
・高圧安全注入流量〔Ｓ〕
・高圧補助安全注入流量〔Ｓ〕
・余熱除去流量〔Ｓ〕
・格納容器内温度〔Ｃ〕
・格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）〔Ｓ〕
・格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）〔Ｓ〕
・使用済燃料ピット水位（広域）
・使用済燃料ピット温度（ＡＭ用）
・使用済燃料ピットエリア監視カメラ（使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置を含む）
・格納容器スプレイ流量積算〔Ｓ〕
・原子炉下部キャビティ水位
・原子炉格納容器水位
・恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算
・蓄電池（安全防護系用）〔Ｓ〕
・ディーゼル発電機〔Ｓ〕
・ディーゼル発電機（他号炉）〔Ｓ〕
・空冷式非常用発電装置
・号機間電力融通恒設ケーブル
・代替所内電気設備変圧器
・代替所内電気設備分電盤</td></tr>
</table>
</td><td>変更なし</td></tr>
</table>

<table>
<tr><th>変更前</th><th>変更後</th></tr>
<tr><td>
第２．１．２表　重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（9/9）
<table>
<tr><th>設 備 分 類</th><th>定 義</th><th>主 要 設 備
（〔 〕内は代替する機能を有する設計基準事故対処設備の属する耐震重要度分類）</th></tr>
<tr><td>Ⅲ.常設重大事故緩和設備</td><td></td><td>・中央制御室遮蔽〔Ｓ〕
・緊急時対策所遮蔽
・海水取水トンネル〔Ｃ〕
・海水ポンプ室〔Ｃ〕
・使用済燃料ピット〔Ｓ〕
・衛星電話（固定）〔Ｃ〕
・安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）〔Ｃ〕
・ＳＰＤＳ表示装置〔Ｃ〕
・静的触媒式水素再結合装置
・静的触媒式水素再結合装置温度監視装置
・原子炉格納容器水素燃焼装置
・原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置
・加圧器逃がし弁〔Ｓ〕</td></tr>
</table>
</td><td>変更なし</td></tr>
</table>

変更前	変更後
５．設備に対する要求 ５．１　安全設備、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備 ５．１．３　悪影響防止等 （１）飛来物による損傷防止 設計基準対象施設に属する設備は、蒸気タービン、発電機及び内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断並びに高速回転機器の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なうことのない設計とする。 発電用原子炉施設の安全性を損なうことのないよう、蒸気タービン及び発電機は、破損防止対策を行うとともに、原子力委員会　原子炉安全専門審査会「タービンミサイル評価について」により、原子炉格納容器、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び使用済燃料ピットが破損する確率を評価し、判定基準 10^{-7}／年以下となることを確認する。 高温高圧の配管については材料選定、強度設計に十分な考慮を払う。さらに、安全性を高めるために、仮想的な破断を想定し、その結果生じるかもしれない配管のむち打ち、流出流体のジェット力、周辺雰囲気の変化等により、発電用原子炉施設の機能が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うとともに、それらの影響を低減させるための手段として、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設ける設計とする。 高速回転機器のうち、1 次冷却材ポンプフライホイールにあっては、安全性を損なわないよう、限界回転数が予想される最大回転数に比べて十分大きくなる設計とする。また、その他の高速回転機器については、損傷により飛散物とならないように保護装置を設ける	５．設備に対する要求 ５．１　安全設備、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備 ５．１．３　悪影響防止等 変更なし

変更前	変更後
等オーバースピードとならない設計とする。 　損傷防止措置を行う場合、想定される飛散物の発生箇所と防護対象機器の距離を十分にとること、又は飛散物の飛散方向を考慮し、配置上の配慮又は多重性を考慮する設計とする。 （２）共用 　重要安全施設は、発電用原子炉施設間で原則共用しない設計とするが、安全性が向上する場合は、共用することを考慮する。 　重要安全施設以外の安全施設を発電用原子炉施設間で共用する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。 　常設重大事故等対処設備の各機器については、１号機、２号機、３号機及び４号機の同時被災を考慮しても対応できるよう、2 以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。 　ただし、共用対象の施設毎に要求される技術的要件（安全機能）を満たしつつ、2 以上の発電用原子炉施設と共用することによって、安全性が向上する場合であって、さらに同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。 （３）相互接続 　重要安全施設は、発電用原子炉施設間で原則相互に接続しない設計とするが、安全性が向上する場合は、相互に接続することを考慮する。 　重要安全施設以外の安全施設を発電用原子炉施設間で相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なうことのない設計	変更なし

変更前	変更後
とする。 （４）悪影響防止 重大事故等対処設備は発電用原子炉施設（他号機を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。）に対して悪影響を及ぼさないよう、以下の措置を講じた設計とする。 他の設備への悪影響としては、他設備への系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、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。 なお、号機毎に必要な容量を有した設備を配備又は保管することにより、１号機、２号機、３号機及び４号機の同時被災を考慮しても、他号機（１号機、２号機、３号機及び４号機のうち自号機を除く。）の対応に悪影響を及ぼさないよう設計する。 他設備への系統的な影響（電気的な影響を含む。）に対しては、重大事故等対処設備は、他の設備に悪影響を及ぼさないように、弁の閉止等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成及び系統隔離をすること、通常時の分離された状態から接続により重大事故等対処設備としての系統構成をすること、又は他の設備から独立して単独で使用可能なこと、並びに通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。特に放射性物質又は海水を含む系統と、含まない系統を分離する場合は、通常時に確実に閉止し、使用時に通水できるようにディスタンスピースを、又は通常時に確実に取り外し、使用時に取り付けできるよう	変更なし

変更前	変更後
にフレキシブルホースを設けることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 同一設備の機能的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、要求される機能が複数ある場合は、原則、同時に複数の機能で使用しない設計とする。ただし、可搬型重大事故等対処設備のうち、複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばく低減を図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量を合わせた容量とし、兼用できる設計とする。容量については「５．１．４容量等」に基づく設計とする。 地震による影響に対しては、重大事故等対処設備は、地震により他設備に悪影響を及ぼさないように、また、地震による火災源及び溢水源とならないように、耐震設計を行うとともに、可搬型重大事故等対処設備は横滑りを含めて地震による荷重を考慮して機能を損なわない設計とすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。可搬型重大事故等対処設備は、設置場所でのアウトリガーの設置、輪留め等による固定又は固縛が可能な設計とする。 地震に対する耐震設計については、「２．１　地震による損傷の防止」に基づく設計とする。 地震起因以外の火災による影響に対しては、重大事故等対処設備は、火災発生防止、感知、消火による火災防護を行う。 火災防護については「３．１　火災による損傷の防止」に基づく設計とする。 地震起因以外の溢水による影響に対しては、想定する重大事故等対処設備の破損等により生じる溢水により、他設備に悪影響を与えない設計とする。放水砲による建屋への放水により、屋外の設計基	変更なし

変更前	変更後
準事故対処設備及び重大事故等対処設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 風（台風）及び竜巻による影響については、屋内の重大事故等対処設備は、風（台風）及び竜巻による風荷重に対し外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置又は保管することで、他設備に悪影響を及ぼさない設計とする。屋外の重大事故等対処設備は、風（台風）及び竜巻による風荷重を考慮して、浮き上がり又は横滑りによって設計基準事故対処設備（防護対象施設）や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備に衝突し、損傷させることのない設計とするとともに、重大事故等発生時の初動対応時間を確保するために、固縛装置の数を可能な限り少なくする設計とする。固縛装置の設計は、風荷重による浮き上がり及び横滑りの荷重並びに保管場所を踏まえて固縛の要否を決定し、固縛が必要な場合は、発生する風荷重に耐える設計とする。 なお、固縛が必要とされた重大事故等対処設備のうち車両型の設備については、耐震設計に影響を与えることがないよう、固縛装置に余長を持たせた設計とする。（「５．１．５　環境条件等」） 内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器、高速回転機器の破損、ガス爆発及び重量機器の落下を考慮する。重大事故等対処設備としては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器、爆発性ガスを内包する機器及び落下を考慮すべき重量機器はないが、高速回転機器については、飛散物とならない設計とする。	変更なし

変更前	変更後
５．１．４　容量等 （１）常設重大事故等対処設備 　常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組合せにより達成する。 　常設重大事故等対処設備は、１号機、２号機、３号機及び４号機の同時被災を考慮しても対応できるよう、号機毎に必要な容量を有した設備を配備する設計とする。 　「容量等」とは、必要となる機器のポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁放出流量及び発電機容量並びに計装設備の計測範囲及び作動信号の設定値とする。 　事故対応手段の系統設計において、常設重大事故等対処設備のうち異なる目的を持つ設計基準事故対処設備の系統及び機器を使用するものについては、設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準事故対処設備の容量等の仕様と同仕様の設計とする。 　常設重大事故等対処設備のうち設計基準事故対処設備の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準事故対処設備の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。 　常設重大事故等対処設備のうち設計基準事故対処設備以外の系統及び機器を使用するものについては、常設重大事故等対処設備単独	５．１．４　容量等 変更なし

変更前	変更後
で、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。 （２）可搬型重大事故等対処設備 可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組合せにより達成する。 可搬型重大事故等対処設備は、１号機、２号機、３号機及び４号機の同時被災を考慮しても対応できるよう、号機毎に必要な容量を有した設備を保管する設計とする。 「容量等」とは、必要となる機器のポンプ流量、タンク容量、発電機容量、蓄電容量及びボンベ容量、計装設備の計測範囲とする。 可搬型重大事故等対処設備の容量等は、系統の目的に応じて１セットで必要な容量等を有する設計とする。これを複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。 可搬型重大事故等対処設備のうち複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばく低減を図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量等を合わせた容量等とし、兼用できる設計とする。 可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する電源設備及び注水設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備を１基当たり２セット以上持つことに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。また、可搬型重大事故等対処設備のうち、負	変更なし

変更前	変更後
荷に直接接続する可搬型直流電源設備、可搬型バッテリ、可搬型ボンベ及び可搬式空気圧縮機は、1負荷当たり1セットに、発電所全体で故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた容量等を確保する。ただし、待機要求のない時期に保守点検を実施、若しくは保守点検が目視点検等であり保守点検中でも使用可能なものについては、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップを考慮する。 可搬型ホースについては、取水時にホース使用本数が最多となる設置場所を選定した上で、必要なホース本数を1基当たり2セットに加え、保守点検が目視点検であり保守点検中でも使用可能なことから、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップとして1本当たり最長のホースを1本以上持つ設計とする。	変更なし
５．１．５　環境条件等 安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。 重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置（使用）・保管場所に応じた耐	５．１．５　環境条件等 変更なし

変更前	変更後
環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。 　重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度、使用温度）、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁波による影響及び周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状を考慮する。荷重としては重大事故等が発生した場合における環境圧力を踏まえた圧力、温度、機械的荷重に加えて自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響）による荷重を考慮する。 　地震以外の自然現象の組合せについては、風（台風）、積雪及び火山による荷重の組合せを考慮する。地震を含む自然現象の組合せについては、「２．１　地震による損傷の防止」にて考慮する。 　これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて、「(1)　環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候等による影響並びに荷重」に示すように設備分類毎に、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。 （１）環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候等による影響並びに荷重 　安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候等による影響並びに荷重を考慮しても、安	変更なし

変更前	変更後
全機能を発揮できる設計とする。 　原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なうことのない設計とする。 　中央制御室内、原子炉補助建屋内、燃料取扱建屋内及び緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また、横滑りを含めて地震による荷重を考慮して、機能を損なうことのない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、地震後においても機能及び性能を保持する設計とする。このうち、インターフェイスシステムＬＯＣＡ時、蒸気発生器伝熱管破損＋破損蒸気発生器隔離失敗時又は使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用する設備については、これらの環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。特に、使用済燃料ピットエリア監視カメラは、使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用するため、その環境影響を考慮して、空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。操作は中央制御室、異なる区画（フロア）又は離れた場所から若しくは設置場所で可能な設計とする。 　屋外の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計又は設置場所で可能な設計とするか、人が携行して使用可能な設計とする。また、地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山灰による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに可搬型重大事故等対処	変更なし

変更前	変更後
設備については、地震後においても機能及び性能を保持する設計とする。 屋外重大事故等対処設備については、風（台風）及び竜巻による風荷重に対し、位置的分散を考慮した保管により、機能を損なわない設計とする。 位置的分散については、同じ機能を有する重大事故等対処設備（設計基準事故対処設備を兼ねている重大事故等対処設備も含む。）と100m以上の離隔距離を確保した保管場所を定めて保管することにより、竜巻により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失することの防止を図る設計とする。ただし、同じ機能を有する重大事故等対処設備がない設備については、竜巻によって1台が損傷したとしても必要数を満足し、機能が損なわれないよう、予備も含めて分散させるとともに、原子炉格納容器、使用済燃料ピット及びこれらの設備が必要となる事象の発生を防止する設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備を内包する原子炉建屋並びに海水ポンプ室から100m以上の離隔距離を確保した保管場所を定めて保管する設計とする。 運用として、竜巻が襲来して、個々の設備が損傷した場合は、原子炉の停止を含めた対応を速やかにとることとし、この運用について、保安規定に定める。 悪影響防止のための固縛については、位置的分散とあいまって、浮き上がり又は横滑りによって設計基準事故対処設備（防護対象施設）や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備に衝突し、損傷させることのない設計とするとともに、重大事故等発生時の初動対応時間を確保するために、固縛装置の数を可能な限り少なくする設計とする。固縛装置の設計は、風荷重による浮き上がり及び横滑りの	変更なし

変更前	変更後
荷重並びに保管場所を踏まえて固縛の要否を決定し、固縛が必要な場合は、発生する風荷重に耐える設計とする。 　なお、固縛が必要とされた重大事故等対処設備のうち車両型の設備については、耐震設計に影響を与えることがないよう、固縛装置に余長を持たせた設計とする。 　積雪及び火山の影響については、必要により除雪及び除灰等の措置を講じる。この運用について、保安規定に定める。 　屋外の重大事故等対処設備は、重大事故等時において、万が一、使用中に機能を喪失した場合であっても、可搬型重大事故等対処設備によるバックアップが可能となるように位置的分散を考慮して可搬型重大事故等対処設備を複数保管する設計とする。 　原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備は、設計基準事故等及び重大事故等時に想定される圧力、温度等の格納容器スプレイ水による影響を考慮して、その機能を発揮できる設計とする。 　安全施設及び重大事故等対処設備における主たる流路及びその流路に影響を与える範囲の健全性は、主たる流路とその主たる流路に影響を与える範囲を同一又は同等の規格で設計することにより、流路としての機能を維持する設計とする。 （２）海水を通水する系統への影響 　海水を通水する系統への影響に対しては、常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する安全施設及び重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する。ただし、常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。 　また、使用時に海水を通水する又は淡水若しくは海水から選択可	変更なし

変更前	変更後
能な重大事故等対処設備は、海水影響を考慮した設計とする。また、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。 （３）電磁波による影響 電磁波による影響に対して、安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故が発生した場合、また、重大事故等対処設備は、重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。 （４）周辺機器等からの悪影響 安全施設は、地震、火災、溢水及びその他の自然現象並びに外部人為事象による他設備からの悪影響により、発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。 また、重大事故等対処設備は、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、自然現象及び外部人為事象による波及的影響を考慮する。 このうち、地震、火災、溢水以外の自然現象及び外部人為事象による波及的影響に起因する周辺機器等からの悪影響により、それぞれ重大事故等及び設計基準事故に対処するための必要な機能を損なうおそれがないように、常設重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備と位置的分散を図り設置し、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備及び使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能を有する設備の配置も含めて常設重大事故等対象設備と位置的分散を図るとともに、可搬型重大事故等対処設備は、その機能に	変更なし

変更前	変更後
応じて、すべてを一つの保管場所に保管することなく、一部は離れた位置の保管場所に分散配置する。位置的分散については「５．１．２　多重性、位置的分散等」に示す。 　地震の波及的影響によりその機能を喪失しないように、常設重大事故等対処設備は、「２．１　地震による損傷の防止」に基づく設計とする。可搬型重大事故等対処設備は、地震の波及的影響により、それぞれ重大事故等及び設計基準事故に対処するための必要な機能を損なわないように、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備及び使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能を有する設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、可搬型重大事故等対処設備は、その機能に応じて、すべてを一つの保管場所に保管することなく、一部は離れた位置の保管場所に分散配置する。また、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、近傍の耐震Ｂ，Ｃクラス補機の耐震評価を実施し、油内包機器による地震随伴火災の有無や、地震随伴溢水の影響を考慮して保管するとともに、屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生ずる周辺構造物の倒壊、周辺斜面の崩壊、敷地下斜面の滑り、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の低下及び地下構造の崩壊を受けない位置に保管する。 　溢水に対しては、重大事故等対処設備が溢水によりその機能を喪失しないように、常設重大事故等対処設備は、想定される溢水水位よりも高所に設置し、可搬型重大事故等対処設備は、必要により想定される溢水水位よりも高所に保管する。 　火災防護については、「３．１　火災による損傷の防止」に基づく設計とする。	変更なし

変更前	変更後
（５）設置場所における放射線 安全施設の設置場所は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故が発生した場合、また、重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定し、設置場所で操作可能な設計とする。 重大事故等対処設備は、放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮蔽の設置により設置場所で操作可能な設計とするか、放射線の影響を受けない異なる区画（フロア）又は離れた場所から遠隔で、若しくは中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。 可搬型重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置、及び常設設備との接続に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定するが、放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮蔽の設置により、当該設備の設置、及び常設設備との接続が可能な設計とする。 （６）冷却材の性状 冷却材を内包する安全施設は、水質管理基準を定めて水質を管理することにより異物の発生を防止する設計とする。 安全施設及び重大事故等対処施設は、系統外部異物が流入する可能性のある系統に対しては、ストレーナ等を設置することにより、その機能を有効に発揮できる設計とする。	変更なし

変更前	変更後
５．１．６　操作性及び試験・検査性 （１）操作性の確保 　重大事故等対処設備は、手順書の整備、訓練・教育による実操作及び模擬操作を行うことで、想定される重大事故等が発生した場合においても、操作環境、操作準備及び操作内容を考慮して確実に操作でき、発電用原子炉設置変更許可申請書「十、　発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項」　ハ.で考慮した要員数と想定時間内で、アクセスルートの確保を含め重大事故等に対処できる設計とする。これらの運用に係る体制、管理等については、保安規定に定める。安全施設及び重大事故等対処設備の操作性に対する設計上の考慮事項を以下に示す。 　操作環境として、重大事故等時の環境条件に対し、操作場所での操作が可能な設計とする。（「５．１．５　環境条件等」）操作するすべての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて常設の足場を設置するか、操作台を近傍に常設又は配置できる設計とする。また、防護具、照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備する。 　操作準備として、一般的に用いられる工具又は取付金具を用いて、確実に作業ができる設計とする。専用工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。可搬型重大事故等対処設備の運搬、設置が確実に行えるように、人力又はホース運搬車（ＳＦＰスプレイ用）（３・４号機共用（以下同じ。））を２台以上用いた運搬又は車両による移動ができるとともに、設置場所にてアウトリガーの設置、輪留め等による固定又は固縛ができる設計とす	５．１．６　操作性及び試験・検査性 変更なし

変更前	変更後
る。 　操作内容として、現場操作については、現場の操作スイッチは、運転員の操作性及び人間工学的観点を考慮した設計とし、現場での操作が可能な設計とする。また、電源操作は、感電防止のため電源の露出部への近接防止を考慮した設計とし、常設重大事故等対処設備の操作に際しては手順通りの操作でなければ接続できない構造の設計とする。現場で操作を行う弁は、手動操作が可能な弁を設置する。現場での接続作業は、ボルト締めフランジ、コネクタ構造又はより簡便な接続規格等、接続規格を統一することにより、確実に接続ができる設計とする。ディスタンスピースはボルト締めフランジで取付ける構造とする等操作が確実に行える設計とする。また、重大事故等に対処するために急速な手動操作を必要とする機器、弁の操作は、要求時間内に達成できるように中央制御室設置の制御盤での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性及び人間工学的観点を考慮した設計とする。 　１号機、２号機、３号機及び４号機の同時被災を考慮した場合においても、他号機（１号機、２号機、３号機及び４号機のうち自号機を除く。）に影響を与えないよう、専用の海水取水ポイントを設定する設計とする。 　重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備を含めて通常時に使用する系統から系統構成を変更する必要のある設備は、速やかに切替操作可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。 　可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルは種別によって規	変更なし

変更前	変更後
格の統一を考慮したコネクタ又はより簡便な接続規格等を、配管は配管径や内部流体の圧力によって、高圧環境においてはフランジを、小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続規格等を用いる設計とする。また、原子炉施設が相互に使用することができるように１号機、２号機、３号機及び４号機とも同一規格又は同一形状とするとともに同一ポンプを接続する配管は同口径のフランジ接続とする等、複数の系統での規格の統一も考慮する。 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備をホース運搬車（ＳＦＰスプレイ用）を２台以上用いて運搬又は車両により移動するとともに、他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の設計とする。 屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。 屋外及び屋内アクセスルートは、自然現象に対して地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、高潮及び森林火災を考慮し、外部人為事象に対して航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙及び有毒ガス）、危険物を搭載した車両の発火、漂流船舶の衝突、飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。 アクセスルート及び火災防護に関する運用については、保安規定	変更なし

変更前	変更後
に定める。 　屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構築物の倒壊、周辺機器の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面の滑り）、その他自然現象による影響（津波による漂着物、台風及び竜巻による飛来物、積雪、降灰）を想定し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なルートを確保するため、障害物を除去可能なブルドーザを２台（３・４号機共用、３号機に保管（以下同じ。））、予備のブルドーザを発電所全体で１台（１・２・３・４号機共用、３号機に保管）、油圧ショベルを１台（３・４号機共用、３号機に保管（以下同じ。））及び予備の油圧ショベルを発電所全体で１台（１・２・３・４号機共用、３号機に保管）等を保管及び使用する。また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上の自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する設計とする。 　津波の影響については、防潮堤の中に早期に復旧可能なアクセスルートを確保する設計とする。想定を上回る万一のガレキ発生に対してはブルドーザ及び油圧ショベルにより速やかに撤去することにより対処する。また、高潮に対してアクセスルートは津波防護対策を行うことにより、通行への影響を受けない設計とする。自然現象のうち凍結及び森林火災、外部人為事象のうち航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙及び有毒ガス）、危険物を搭載した車両の発火、漂流船舶の衝突及び飛来物（航空機落下）に対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。落雷に対しては避雷設備が必要となる箇所にアクセスルートを設定しない設計とする。	変更なし

変更前	変更後
屋外アクセスルートは、基準地震動に対して耐震裕度の低い周辺斜面の崩壊に対しては、崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ブルドーザ及び油圧ショベルによる崩壊箇所の復旧を行い、通行性を確保する設計とする。 屋外アクセスルートで車両のすれ違いに必要な道幅が確保できない箇所は、待避所を設けることにより車両の通行性を確保する設計とする。 アクセスルートの地盤については、基準地震動による地震力に対して、耐震裕度を有する地盤に設定することで通行性を確保する設計とする。また、耐震裕度の低い地盤に設定する場合は、道路面の滑りによる崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ブルドーザ及び油圧ショベルによる崩壊箇所の復旧を行い、通行性を確保する設計とする。不等沈下に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を講じる設計とするとともに、段差が発生した場合には、ブルドーザ及び油圧ショベルによる段差発生箇所の復旧を行う設計とする。さらに、地下構造物の損壊が想定される箇所については、陥没対策を講じる設計とする。なお、想定を上回る段差が発生した場合は、複数のアクセスルートによる迂回や油圧ショベルによる段差解消対策により対処する。 屋内アクセスルートは、津波、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、降灰、生物学的事象、高潮及び森林火災）及び外部人為事象（航空機墜落による火災、火災の二次的影響、危険物を搭載した車両の発火、漂流船舶の衝突及び飛来物（航空機落下））に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。	変更なし

変更前	変更後
なお、屋内アクセスルートの設定に当たっては、地震随伴火災の有無や、地震随伴溢水の影響を考慮してルート選定を行うとともに、建屋内は迂回路を含む複数のルート選定が可能な配置設計とする。 １号機、２号機、３号機及び４号機の同時被災を考慮しても、重大事故等対応にかかる号機ごとの作業の干渉を回避できるよう、１号機及び２号機並びに３号機及び４号機のそれぞれに専用のアクセスルートを設定する。 （２）試験・検査等 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査（「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」に準じた検査を含む。）を実施できるよう、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮した配置、必要な空間等を備える設計、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする設計とするとともに非破壊検査が必要な設備については、試験装置を設置できる設計とする。 これらの試験及び検査については、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査及び「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」に定められた試験及び検査を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検、日常点検の保守点検内容を考慮して設計するものとする。 重大事故等対処設備は機能・性能の確認において、所要の系統機能を確認する設備について、原則、系統試験及び漏えい確認が可能な設計とする。系統試験においては、試験及び検査ができるテスト	変更なし

変更前	変更後
ライン等の設備を設置又は必要に応じて準備する。また、悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するため個別に確認を実施するものは、特性及び機能・性能確認が可能な設計とする。 発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とする。ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りとはしない設計とする。 また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあっては、その健全性並びに多様性及び多重性を確認するため、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。 運転中における安全保護系に準じる設備である、ＡＴＷＳ緩和設備においては、重大事故等対処設備としての多重性を有さないため、検査実施中に機能自体の維持はできないが、原則として運転中に定期的に健全性を確認するための試験ができる設計とするとともに、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しない設計とする。 代替電源設備及び可搬型のポンプを駆動するための電源は、系統の重要な部分として適切な定期的試験及び検査が可能な設計とする。 構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。	変更なし

変更前	変更後
５．２　材料及び構造等 設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）並びに重大事故等対処施設に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて以下のとおりとし、その際、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。 ただし、重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物の材料及び構造であって、５．２．１及び５．２．２によらない場合は、当該機器及び支持構造物が、その設計上要求される強度を確保できるよう JSME 設計･建設規格を参考に同等以上の性能を有することを確認する。また、重大事故等クラス３機器であって、完成品は、５．２．１及び５．２．２によらず、消防法に基づく技術上の規格等一般産業品の規格及び基準に適合していることを確認し、使用環境及び使用条件に対して、要求される強度を確保できる設計とする。 重大事故等クラス２容器及び重大事故等クラス２管のうち主要な耐圧部の溶接部であって、５．２．３によらない場合は、母材と同等の方法、同じ試験圧力での耐圧試験にて、当該機器のうち主要な耐圧部の溶接部が、使用前事業者検査により確認する性能と同等以上の性能を有することを確認する。 なお、各機器等のクラス区分の適用については、別紙「設備リスト」による。	５．２　材料及び構造等 変更なし

変更前	変更後
５．２．１　材料について （１）機械的強度及び化学的成分 ａ．クラス１機器、クラス１支持構造物及び炉心支持構造物は、その使用される圧力、温度、水質、放射線、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分（使用中の応力その他の使用条件に対する適切な耐食性を含む。）を有する材料を使用する。 ｂ．クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物は、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。 ｃ．原子炉格納容器は、その使用される圧力、温度、湿度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。 ｄ．格納容器再循環サンプスクリーンは、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。 ｅ．重大事故等クラス３機器（重大事故等クラス３容器、重大事故等クラス３管、重大事故等クラス３ポンプ又は重大事故等クラス３弁）は、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して日本工業規格等に適合した適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。 （２）破壊じん性 ａ．クラス１容器は、当該容器が使用される圧力、温度、放射線、荷	５．２．１　材料について 変更なし

変更前	変更後
重その他の使用条件に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また、破壊じん性は、寸法、材質又は破壊じん性試験により確認する。 原子炉容器については、原子炉容器の脆性破壊を防止するため、中性子照射脆化の影響を考慮し適切な破壊じん性を維持できるよう、保安規定に、監視試験片の評価結果に基づき１次冷却材温度及び圧力の制限範囲を設定することを定めて管理する。 ｂ．クラス１機器（クラス１容器を除く。）クラス１支持構造物（クラス１管及びクラス１弁を支持するものを除く。）、クラス２機器、クラス３機器（工学的安全施設に属するものに限る。）、原子炉格納容器、炉心支持構造物及び重大事故等クラス２機器は、その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また、破壊じん性は、寸法、材料又は破壊じん性試験により確認する。 重大事故等クラス２機器のうち、原子炉容器については、重大事故等時における温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して損傷するおそれがない設計とする。 ｃ．格納容器再循環サンプスクリーンは、その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。 （３）非破壊試験 クラス１機器、クラス１支持構造物（棒及びボルトに限る。）、クラス２機器（鋳造品に限る。）、炉心支持構造物及び重大事故等クラス２機器（鋳造品に限る。）に使用する材料は、非破壊試験により有害な欠陥がないことを確認する。	変更なし

変更前	変更後
５．２．２　構造及び強度について （１）延性破断の防止 ａ．クラス１機器、クラス２機器、クラス３機器、原子炉格納容器、炉心支持構造物、重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス３機器は、最高使用圧力、最高使用温度及び機械的荷重が負荷されている状態（以下「設計上定める条件」という。）において、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。 ｂ．クラス１支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。 ｃ．クラス１支持構造物であって、クラス１容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス１容器の損壊を生じさせるおそれがあるものは、ｂ．にかかわらず、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。 ｄ．クラス１容器（オメガシールその他のシールを除く。）、クラス１管、クラス１弁、クラス１支持構造物、原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じない設計とする。また、応力が集中する構造上の不連続部については、補強等により局部的な塑性変形に止まるよう設計する。 ｅ．クラス１容器（オメガシールその他のシールを除く。）、クラス１管、クラス１支持構造物、原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅳにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じない設計とする。 ｆ．クラス４管は、設計上定める条件において、延性破断に至る塑性	５．２．２　構造及び強度について 変更なし

変更前	変更後
変形を生じない設計とする。 g．クラス１容器（ボルトその他の固定用金具、オメガシールその他のシールを除く。）、クラス１支持構造物（クラス１容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス１容器の損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。）及び原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）は、試験状態において、全体的な塑性変形が生じない設計とする。また、応力が集中する構造上の不連続部については、補強等により局部的な塑性変形に止まるよう設計する。 h．格納容器再循環サンプスクリーンは、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ及び運転状態Ⅳ（異物付着による差圧を考慮）において、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。 i．クラス２支持構造物であって、クラス２機器に溶接により取り付けられ、その損壊によりクラス２機器に損壊を生じさせるおそれがあるものには、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、延性破断が生じないよう設計する。 j．重大事故等クラス２支持構造物であって、重大事故等クラス２機器に溶接により取り付けられ、その損壊により重大事故等クラス２機器に損壊を生じさせるおそれがあるものにあっては、設計上定める条件において、延性破断が生じない設計とする。 （２）進行性変形による破壊の防止 クラス１容器（ボルトその他の固定用金具を除く。）、クラス１管、クラス１弁（弁箱に限る。）、クラス１支持構造物、原子炉格納容器（著	変更なし

変更前	変更後
しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。)及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形が生じない設計とする。 （３）疲労破壊の防止 ａ．クラス１容器、クラス１管、クラス１弁（弁箱に限る。）、クラス１支持構造物、クラス２管（伸縮継手を除く。）、原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じない設計とする。 ｂ．クラス２機器、クラス３機器、原子炉格納容器及び重大事故等クラス２機器に属する伸縮継手は、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じない設計とする。 ｃ．重大事故等クラス２管（伸縮継手を除く。）は、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じない設計とする。 （４）座屈による破壊の防止 ａ．クラス１容器（胴、鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。）、クラス１支持構造物及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じない設計とする。 ｂ．クラス１容器（胴、鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。）及びクラス１支持構造物（クラス１容器に溶接に	変更なし

変更前	変更後
より取り付けられ、その損壊により、クラス１容器の損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。）は、試験状態において、座屈が生じない設計とする。 ｃ．クラス１管、クラス２容器、クラス２管、クラス３機器、重大事故等クラス２容器、重大事故等クラス２管及び重大事故等クラス２支持構造物（重大事故等クラス２機器に溶接により取り付けられ、その損壊により重大事故等クラス２機器に損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。）は、設計上定める条件において、座屈が生じない設計とする。 ｄ．原子炉格納容器は、設計上定める条件並びに運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じない設計とする。 ｅ．クラス２支持構造物であって、クラス２機器に溶接により取り付けられ、その損壊によりクラス２機器に損壊を生じさせるおそれがあるものは、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、座屈が生じないよう設計する。 （５）破断前漏えいの配慮について 構造及び強度については、破断前漏えい（LBB）概念を適用した荷重を適切に考慮した設計とする。	変更なし

変更前	変更後
５．３　使用中の亀裂等による破壊の防止 クラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物、重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。 使用中のクラス１機器、クラス１支持構造物、クラス２機器、クラス２支持構造物、クラス３機器、クラス４管、原子炉格納容器、炉心支持構造物、重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。 使用中のクラス１機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。	５．３　使用中の亀裂等による破壊の防止 変更なし

変更前	変更後
５．４　耐圧試験等 （１）クラス１機器、クラス２機器、クラス３機器、クラス４管及び原子炉格納容器は、施設時に、次に定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあっては、最高使用圧力の〇・九倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。 　なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。 ａ．内圧を受ける機器に係る耐圧試験の圧力は、機器の最高使用圧力を超え、かつ、機器に生ずる全体的な変形が弾性域の範囲内となる圧力とする。ただし、クラス１機器、クラス２管又はクラス３管であって原子炉容器と一体で耐圧試験を行う場合の圧力は、燃料体の装荷までの間に試験を行った後においては、通常運転時の圧力を超える圧力とする。 ｂ．内部が大気圧未満になることにより、大気圧による外圧を受ける機器の耐圧試験の圧力は、大気圧と内圧との最大の差を上回る圧力とする。この場合において、耐圧試験の圧力は機器の内面から加えることができる。 （２）重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス３機器に属する機器は、施設時に、当該機器の使用時における圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないこと	５．４　耐圧試験等 変更なし

変更前	変更後
を確認する。 　なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格　設計・建設規格」等に従って実施する。 　ただし、使用時における圧力で耐圧試験を行うことが困難な場合は、運転性能試験結果を用いた評価等により確認する。 　重大事故等クラス３機器であって、消防法に基づく技術上の規格等を満たす一般産業品の完成品は、上記によらず、運転性能試験や目視等による有害な欠陥がないことの確認とすることもできるものとする。 （３）使用中のクラス１機器、クラス２機器、クラス３機器及びクラス４管は、通常運転時における圧力で、使用中の重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス３機器に属する機器は、当該機器の使用時における圧力で漏えい試験を行ったとき、著しい漏えいがないことを確認する。 　なお、漏えい試験は、保安規定に基づき日本機械学会「発電用原子力設備規格　維持規格」等に従って実施する。 　ただし、重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス３機器に属する機器は使用時における圧力で試験を行うことが困難な場合は、運転性能試験結果を用いた評価等により確認する。 　重大事故等クラス３機器であって、消防法に基づく技術上の規格等を満たす一般産業品の完成品は、上記によらず、運転性能試験や目視等による有害な欠陥がないことの確認とすることもできるものとする。	変更なし

変更前	変更後
（4）原子炉格納容器は、最高使用圧力の〇・九倍に等しい気圧で気密試験を行ったとき、著しい漏えいがないことを確認する。 　なお、漏えい率試験は保安規定に基づき日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」等に従って行う。ただし、原子炉格納容器隔離弁の単一故障の考慮については、判定基準に適切な余裕係数を見込むか、内側隔離弁を開とし外側隔離弁を閉として試験を実施する。	変更なし

変更前	変更後
第２章　個別項目 ２．１次冷却材の循環設備 ２．１　原子炉冷却材圧力バウンダリ 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐える設計とする。 設計における衝撃荷重として、１次冷却材喪失事故に伴うジェット反力並びに圧力及び温度変動に伴う荷重、安全弁及び逃がし弁の開放に伴う荷重を考慮するとともに、反応度が炉心に投入されることにより１次冷却系の圧力が増加することに伴う荷重の増加（浸水燃料の破損に加えて、ペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損による衝撃圧力及び水撃力に伴う荷重の増加を含む）を考慮した設計とする。 なお、原子炉冷却材圧力バウンダリは、次の範囲の機器及び配管とする。 （１）原子炉容器及びその付属物（本体に直接付けられるもの及び制御棒駆動機構ハウジング等） （２）１次冷却系を構成する機器及び配管（１次冷却材ポンプ、蒸気発生器の水室・管板・管、加圧器、１次冷却系配管、管台及び弁） また、原子炉冷却材圧力バウンダリは、以下に述べる事項を十分満足するように設計、材料選定を行う。 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時におい	第２章　個別項目 ２．１次冷却材の循環設備 ２．１　原子炉冷却材圧力バウンダリ 変更なし

変更前	変更後
て、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力及び温度変化は、１次冷却設備、工学的安全施設、余熱除去設備、主蒸気・主給水設備、蒸気タービン及び蒸気タービン附属設備、計測制御系統施設の機能により、許容される範囲内に制御できる設計とし、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においては、最高使用圧力の 1.1 倍以下となるように設計する。 １次冷却材に触れる原子炉容器、蒸気発生器、加圧器、１次冷却材ポンプ、配管、管台及び弁は、耐食性を考慮して、ステンレス鋼又はこれと同等以上の耐食性を有する材料を使用し、蒸気発生器の伝熱管には耐食性と機械的性質の点から特にニッケル・クロム・鉄合金を使用する。 また、材料選定に加え、保安規定に基づき、水質管理を行うとともに１次冷却材温度及び圧力の制限範囲を定めて管理することにより、材料の健全性を維持する。	変更なし
２．３　１次冷却設備 ２．３．１　１次冷却設備の機能 １次冷却材の循環設備である１次冷却設備は、3 つの閉回路からなり、それぞれの回路には１次冷却材ポンプを有し、１次冷却材は発電用原子炉で加熱されたのち蒸気発生器に入り、ここで２次冷却材と熱交換を行い再び発電用原子炉に還流する。 3 回路のうちの 1 回路には１次冷却材圧力を調整するための加圧器を設ける。 １次冷却設備は工学的安全施設、余熱除去設備、主蒸気設備、給	２．３　１次冷却設備 ２．３．１　１次冷却設備の機能 変更なし

変更前	変更後
水設備、蒸気タービン及び附属設備、計測制御系統施設の関連設備とあいまって、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、炉心からの発生熱を除去できる設計とする。 　なお、１次冷却材ポンプは電源喪失の際にも、１次冷却材流量の急速な減少を防ぎ、熱除去能力が急速に失われるのを防止できる設計とする。 　加圧器には、スプレイ弁、逃がし弁、安全弁及びヒータを設け、通常運転時の１次冷却材圧力を設定値に保ち、正常な負荷変化に伴う１次冷却材の熱膨張及び収縮による圧力変化を許容範囲内に制限できる設計とする。	変更なし
２．３．４　流路に係る設備 　１次冷却設備の蒸気発生器、１次冷却材ポンプ、原子炉容器（炉心支持構造物を含む）、加圧器、１次冷却材管及び加圧器サージ管は、充てん／高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプによる重大事故等時の炉心注水時、Ｂ充てん／高圧注入ポンプ、Ａ格納容器スプレイポンプ、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる重大事故等時の代替炉心注水時並びにＡ格納容器スプレイポンプ、Ｂ余熱除去ポンプ、Ｂ余熱除去ポンプ及びＣ充てん／高圧注入ポンプによる重大事故等時の代替再循環運転時において、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。炉心支持構造物にあっては、重大事故等時において、冷却材の流路としての炉心形状維持が十分確保できる強度を有する設計とする。	２．３．４　流路に係る設備 変更なし

変更前	変更後
９．流体振動等による損傷の防止 １次冷却系統や化学体積制御系統及び余熱除去系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、１次冷却材又は２次冷却材の循環、沸騰その他の１次冷却材又は２次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の１次冷却材又は２次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けない設計とする。 流体振動による損傷防止は、設計時に以下の規定に基づく手法及び評価フローに従った設計とする。 ・蒸気発生器伝熱管群の曲げ部における流体振動評価は、日本機械学会「設計・建設規格」（JSME S NC1）PVB-3600 による。 ・管に設置された円柱状構造物で耐圧機能を有するものに関する流体振動評価は、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」（JSME S012）による。 温度差のある流体の混合等で生ずる温度変動により発生する配管の高サイクル熱疲労による損傷防止は、設計時に日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（JSME S017）の規定に基づく手法及び評価フローに従った設計とする。	９．流体振動等による損傷の防止 変更なし

変更前	変更後
１０．主要対象設備 　原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の対象となる主要な設備について、「表１　原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト」に示す。 　本施設の設備として兼用する場合に主要設備リストに記載されない設備については、「表２　原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の兼用設備リスト」に示す。	１０．主要対象設備 変更なし

表１　原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(注1)

		変更前					変更後				
設備区分	機器区分	名称	設計基準対象施設(注2)		重大事故等対処設備(注2)		名称	設計基準対象施設(注2)		重大事故等対処設備(注2)	
			耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
一次冷却材の循環設備	蒸気発生器	蒸気発生器	S	クラス1	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	変更なし				

（注1）平成27年8月4日付け原規規発第1508041号にて認可された工事計画の「表１　原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト」のうち、本工事計画の対象設備である蒸気発生器を示す。

（注2）表１に用いる略語の定義は「付表1」による。

平成27年8月4日付け原規規発第1508041号にて認可された工事計画の「表２　原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の兼用設備リスト」のうち、本工事計画において対象となる設備はない。

付表１　略語の定義

		略語	定義
設計基準対象施設	耐震重要度分類	S	耐震重要度分類におけるＳクラス（津波防護機能を有する設備、浸水防止機能を有する設備及び敷地における津波監視機能を有する施設を除く。）
	機器クラス	クラス１	技術基準規則第二条第二項第三十二号に規定する「クラス１容器」、「クラス１管」、「クラス１ポンプ」、「クラス１弁」又はこれらを支持する構造物
重大事故等対処設備	設備分類	常設耐震/防止	技術基準規則第四十九条第一項第一号に規定する「常設耐震重要重大事故防止設備」
		常設/緩和	技術基準規則第四十九条第一項第三号に規定する「常設重大事故緩和設備」
	重大事故等機器クラス	SA クラス２	技術基準規則第二条第二項第三十八号に規定する「重大事故等クラス 2 容器」、「重大事故等クラス２管」、「重大事故等クラス２ポンプ」、「重大事故等クラス２弁」又はこれらを支持する構造物

（２）適用基準及び適用規格

変更前	変更後
第１章　共通項目 　原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格については、以下の基準及び規格並びに、火災防護設備、浸水防護施設の「適用基準及び適用規格　第１章　共通項目」に示す。 　なお、以下に示す原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格を適用する個別の施設区分については「表１．施設共通の適用基準及び適用規格（該当施設）」に示す。 ・建築基準法（昭和 25 年 5 月 24 日法律第 201 号） 　建築基準法施行令（昭和 25 年 11 月 16 日政令第 338 号） ・福井県建築基準法施行細則（昭和 47 年 4 月 25 日福井県規則第 41 号） ・高圧ガス保安法（昭和 26 年 6 月 7 日法律第 204 号） ・消防法（昭和 23 年 7 月 24 日法律第 186 号） 　消防法施行令(昭和 36 年 3 月 25 日政令第 37 号) 　消防法施行規則(昭和 36 年 4 月 1 日自治省令第 6 号) ・土砂災害警戒区域等における土砂災害防止対策の推進に関する法律（平成 12 年 5 月 8 日法律第 57 号） ・平成 12 年 5 月 31 日　建設省告示第 1454 号	変更なし

変更前	変更後
・危険物船舶運送及び貯蔵規則（昭和 32 年 8 月 20 日運輸省令第 30 号） ・発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号） ・土砂災害警戒区域等における土砂災害防止対策の推進に関する法律施行令第２条第２号の規定に基づき国土交通大臣が定める方法等を定める告示（国土交通省告示第 332 号） ・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（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号） ・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（平成 28 年 3 月 31 日原規技発第 1603318 号） ・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（平成 29 年 8 月 30 日原規技発第 1708302 号） ・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（平成 29 年 11 月 15 日原規技発第 1711151 号） ・発電用火力設備の技術基準の解釈（平成 25 年 5 月 17 日 20130507 商局第 2 号）	変更なし

変更前	変更後
・発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会） ・石油コンビナートの防災アセスメント指針（平成25年3月消防庁特殊災害室） ・実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について （平成21･06･25原院第1号平成21年6月30日原子力安全・保安院制定） ・実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈 （平成26年8月6日原子力規制委員会決定） ・JIS G 3457－1978　配管用アーク溶接炭素鋼鋼管 ・JIS G 3454－1978　圧力配管用炭素鋼鋼管 ・JIS G 3141－2011　冷間圧延鋼板及び鋼帯 ・JIS G 3131－2011　熱間圧延軟鋼板及び鋼帯 ・JIS B 0203－1999　管用テーパねじ ・JIS Z 9215－2007　屋内作業場の照明基準	変更なし

変更前	変更後
・原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC4601-2008） ・原子力発電所配管破損防護設計技術指針（JEAG4613-1998） ・原子力発電所耐震設計技術指針　重要度分類・許容応力編 （JEAG4601・補-1984） ・原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1987） ・原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1991 追補版） ・JSME S 012-1998　配管内円柱状構造物の流力振動評価指針 ・JSME S NA1-2002　発電用原子力設備規格　維持規格 ・JSME S NA1-2008　発電用原子力設備規格　維持規格 ・JSME S NB1-2001　発電用原子力設備規格　溶接規格 ・JSME S NB1-2007　発電用原子力設備規格　溶接規格 ・JSME S NC1-2001　発電用原子力設備規格　設計・建設規格 ・JSME S NC1-2005　発電用原子力設備規格　設計・建設規格	変更なし

変更前	変更後
・JSME S NC1-2005/2007　発電用原子力設備規格　設計・建設規格 ・JSME S NC1-2012　発電用原子力設備規格　設計・建設規格 ・JSME S NE1-2003 コンクリート製原子炉格納容器規格 ・【事例規格】過圧防護に関する規定　(NC-CC-001) 発電用原子力設備規格　設計・建設規格 ・【事例規格】発電用原子力設備における応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮　(NC-CC-002)　発電用原子力設備規格　設計・建設規格 ・土木学会　2002 年　コンクリート標準示方書〔構造性能照査編〕 ・日本建築学会　1990 年　建築耐震設計における保有耐力と変形性能 ・日本建築学会　1999 年　鉄筋コンクリート構造計算基準・同解説 ―許容応力度設計法― ・日本建築学会　1988 年　建築基礎構造設計指針 ・日本建築学会　2001 年　建築基礎構造設計指針 ・日本建築学会　2005 年　原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説	変更なし

変更前	変更後
・日本建築学会　2005 年　鋼構造設計規準－許容応力度設計法－ ・日本建築学会　2010 年　各種合成構造設計指針・同解説 ・日本建築学会　2013 年　建築工事標準仕様書・同解説 JASS 5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事 ・電気学会　「JEC 2130-2000　同期機」 ・日本道路協会　平成 14 年 3 月　道路橋示方書（Ⅰ　共通編・Ⅳ 下部構造編）・同解説 ・日本道路協会　平成 14 年 3 月　道路橋示方書（Ⅴ 耐震設計編）・同解説 ・日本道路協会　道路土工　切土工・斜面安定工指針（平成 21 年度版） ・日本水道協会　1997 年　水道施設耐震工法指針･解説 ・地盤工学会基準（JGS3521-2004）剛体載荷板による岩盤の平板載荷試験方法 ・地盤工学会基準（JGS1521-2003）地盤の平板載荷試験方法 ・地盤工学会　液状化対策工法（2004 年）	変更なし

変更前	変更後
・NEGA C331:2005　可搬型発電設備技術基準 ・Pipe Flanges and Flanged Fittings (ASME B16.5-2009) ・ASME SA216(1980) ・ASTM A53(1981)　Standard Specification for PIPE,STEEL,BLACK　AND HOT—DIPPED,ZINC—COATED WELDED AND SEAMLESS ・ASTM A296(1997)　Standard Specification for CORROSION—RESISTANT IRON—CHROMIUM,IRON—CHROMIUM—NICKEL,AND NICKEL—BASE ALLOY CASTINGS FOR GENERAL APPLICATION ・ASTM A193(1980)　Standard Specification for ALLOY—STEEL,AND STAINLESS STEEL BOLTING MATERIALS FOR HIGH—TEMPERATURE SERVICE	変更なし

上記の他「原子力発電所の火山影響評価ガイド」、「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」、「耐震設計に係る工認審査ガイド」を参照する。

なお、表１については、平成 27 年 8 月 4 日付け原規規発第 1508041 号にて認可された工事計画及び平成 27 年 9 月 16 日付け関原発第 134 号にて届出した工事計画による。

変更前	変更後
第２章　個別項目 　原子炉冷却系統施設に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。 ・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（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号） ・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（平成 29 年 11 月 29 日原規技発第 1711293 号） ・発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成 17 年 12 月 15 日原院第 5 号） ・軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針（平成 4 年 6 月 11 日原子力安全委員会一部改定） ・非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）（平成 20･02･12 原院第 5 号平成 20 年 2 月 27 日原子力安全・保安院制定） ・JIS G 3136-2012　建築構造用圧延鋼材 ・JIS G 3352-2014　デッキプレート	変更なし

変更前	変更後
・原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規程（JEAC4602-2004） ・原子力発電所耐震設計技術指針　重要度分類・許容応力編（JEAG4601・補-1984） ・原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1987） ・原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1991 追補版） ・原子力発電所配管破損防護設計技術指針（JEAG4613-1998） ・JSME S 012-1998　配管内円柱状構造物の流力振動評価指針 ・JSME S 016-2002　蒸気発生器伝熱管U字管部流力弾性振動防止指針 ・JSME S 017-2003　配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針 ・JSME S NA1-2008　発電用原子力設備規格　維持規格 ・JSME S NB1-2001 発電用原子力設備規格　溶接規格 ・JSME S NB1-2007　発電用原子力設備規格　溶接規格 ・JSME S NC1-2001　発電用原子力設備規格　設計・建設規格	変更なし

変更前	変更後
・JSME S NC1-2005　発電用原子力設備規格　設計・建設規格 ・JSME S NC1-2005/2007　発電用原子力設備規格　設計・建設規格 ・「機械工学便覧 基礎編、応用編」（社）日本機械学会（1987） ・「Design Basis for Protection of Light Water Nuclear Power Plants Against the Effects of Postulated Pipe Rupture」（ANSI/ANS-58.2-1988） ・ISES7607-3 「軽水炉構造機器の衝撃荷重に関する調査その３ミサイルの衝突による構造壁の損傷に関する評価式の比較検討」（高温構造安全技術研究組合） ・Methodology for Performing Aircraft Impacts Assessments for New Plant Designs (Nuclear Energy Institute 2011 Rev8P(NEI07-13)) ・2007 年版 建築物の構造関係技術基準解説書(国土交通省住宅局建築指導課･国土交通省国土技術政策総合研究所･独立行政法人建築研究所･日本建築行政会議) ・土木学会　2007 年　コンクリート標準示方書〔設計編〕 ・「建築学便覧 Ⅱ 構造」（社）日本建築学会（1977）	変更なし

変更前	変更後
・「高力ボルト接合設計施工ガイドブック」（社）　日本建築学会（2003） ・日本建築学会　2004年　建築物荷重指針・同解説 ・日本建築学会　2005年　鋼構造設計規準　−許容応力度設計法− ・日本建築学会　2010年　鋼構造塑性設計指針 ・日本建築学会　2010年　各種合成構造設計指針・同解説 ・日本建築学会　2010年　鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 ・日本建築学会　2012年　鋼構造接合部設計指針 ・ASME Boiler and Pressure Vessel Code SECTION III, DIVISION 1-MANDATORY APPENDIX N (ARTICLE N-1222.3 Time History Broadening)	変更なし

１２　原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）に係る工事の方法

各施設区分共通の工事の方法を以下に示す。

原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）に係る工事の方法は、「1.3　燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査」、「2.1.3　燃料体に係る検査」及び「3.2　燃料体の加工に係る工事上の留意事項」を除く。

変更前	変更後
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。 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。 1.　工事の手順 1.1　工事の手順と使用前事業者検査 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。 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 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。 1.3　燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査 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。 2.　使用前事業者検査の方法 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、その他発電用原子炉施設が設計及び工事の計画に従って施設さ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。 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。	変更なし

<table>
<tr><th>変更前</th><th>変更後</th></tr>
<tr><td>

2.1　構造、強度又は漏えいに係る検査

2.1.1　構造、強度又は漏えいに係る検査

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。

表 1　構造、強度又は漏えいに係る検査（燃料体を除く）※1

<table>
<tr><th>検査項目</th><th colspan="2">検査方法</th><th>判定基準</th></tr>
<tr><td rowspan="10">「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
・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</td><td>材料検査</td><td>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。</td><td>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。</td></tr>
<tr><td>寸法検査</td><td>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。</td><td>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。</td></tr>
<tr><td>外観検査</td><td>有害な欠陥がないことを確認する。</td><td>健全性に影響を及ぼす有害な欠陥がないこと。</td></tr>
<tr><td>組立て及び据付け状態を確認する検査（据付検査）</td><td>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。</td><td>設工認のとおりに組立て、据付けされていること。</td></tr>
<tr><td>状態確認検査</td><td>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。</td><td>設工認のとおりであること。</td></tr>
<tr><td>耐圧検査※2</td><td>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。耐圧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。</td><td>検査圧力に耐え、かつ、異常のないこと。</td></tr>
<tr><td>漏えい検査※2</td><td>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。</td><td>著しい漏えいのないこと。</td></tr>
<tr><td>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</td><td>地盤の地質状況が、原子炉格納施設の基盤として十分な強度を有することを確認する。</td><td>設工認のとおりであること。</td></tr>
<tr><td>建物・構築物の構造を確認する検査</td><td>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。</td><td>設工認のとおりであること。</td></tr>
</table>

※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によらない場合は、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。

</td><td>変更なし</td></tr>
</table>

変更前	変更後
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）又は（JSME S NB1-2012/2013）」（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	変更なし

変更前	変更後
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、特定第一種廃棄物埋設施設、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。 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に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、延性及び靭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）※1 ／ 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。 ※1：（　）は検査項目ではない。	変更なし

<table>
<tr><th>変更前</th><th>変更後</th></tr>
<tr><td>

表 2-2　あらかじめ確認すべき事項（溶接士）

<table>
<tr><th>検査項目</th><th>検査方法及び判定基準</th></tr>
<tr><td>溶接士の試験内容の確認</td><td>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。</td></tr>
<tr><td>材料確認</td><td>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。</td></tr>
<tr><td>開先確認</td><td>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。</td></tr>
<tr><td>溶接作業中確認</td><td>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。</td></tr>
<tr><td>外観確認</td><td>目視により外観が良好であることを確認する。</td></tr>
<tr><td>浸透探傷試験確認</td><td>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。</td></tr>
<tr><td>機械試験確認</td><td>曲げ試験を行い、欠陥の有無を確認する。</td></tr>
<tr><td>断面検査確認</td><td>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。</td></tr>
<tr><td>（判定）※1</td><td>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。</td></tr>
</table>

※1：（　）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ド溶接を適用することができ、この場合、テンパービード溶接方法を含む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

</td><td>変更なし</td></tr>
</table>

<table>
<tr><th>変更前</th><th>変更後</th></tr>
<tr><td>

表 3-1　主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項

<table>
<tr><th>検査項目</th><th>検査方法及び判定基準</th></tr>
<tr><td>適用する溶接施工法、溶接士の確認</td><td>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。</td></tr>
<tr><td>材料検査</td><td>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。</td></tr>
<tr><td>開先検査</td><td>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。</td></tr>
<tr><td>溶接作業検査</td><td>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。</td></tr>
<tr><td>熱処理検査</td><td>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。</td></tr>
<tr><td>非破壊検査</td><td>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。</td></tr>
<tr><td>機械検査</td><td>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。</td></tr>
<tr><td>耐圧検査※1</td><td>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）
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。</td></tr>
<tr><td>（適合確認）※2</td><td>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。</td></tr>
</table>

※1：耐圧検査の方法について、表 3-1 によらない場合は、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：（　）は検査項目ではない。

</td><td>変更なし</td></tr>
</table>

変更前						変更後
表 3-2　溶接施工した構造物に対して確認する事項（テンパービード溶接を適用する場合）						変更なし
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。	適用	適用	適用	適用	
	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。	適用	適用	適用	適用	
	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。	適用	適用	適用	適用	
	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。	適用	適用	適用	適用	
	4．溶接深さは、母材の厚さの2分の1以下であること。	適用	－	適用	－	
	5．個々の溶接部の面積は650㎠以下であることを確認する。	適用	－	適用	－	
	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。	－	適用	－	－	
	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	－	
溶接作業検査	自動ティグ溶接を適用する場合は、次によることを確認する。					
	1．自動ティグ溶接は、溶加材を通電加熱しない方法であることを確認する。	適用	適用	適用	適用	
	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。	適用	適用	適用	適用	
	②２層目端部の溶接は、１層目溶接端の母材熱影響部（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層目溶接端と２層目溶接端の距離が 1㎜ から 5㎜ の範囲であることを確認する。	適用	－	適用	－	
	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。	適用	適用	適用	適用	
	④当該施工法にパ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。	適用	適用	適用	適用	
	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。	適用	適用	適用	適用	
	⑥余盛り溶接は、１層以上行われていることを確認する。	適用	－	適用	－	
	⑦溶接後の温度保持終了後、最終層ビ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	－	
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。	適用	－	－	－	
	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、室温状態で48時間以上経過した後に実施していることを確認する。	適用	適用	適用	適用	
	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。	適用	適用	適用	適用	
	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。	－	適用	適用	－	
	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。	適用	－	－	－	
	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。	－	－	－	適用	
	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	

<table>
<tr><th>変更前</th><th>変更後</th></tr>
<tr><td>

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）※1

<table>
<tr><th>検査項目</th><th colspan="2">検査方法</th><th>判定基準</th></tr>
<tr><td rowspan="8">(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

(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　圧力検査
六　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。）

(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) 六に掲げる検査が行われる場合を除く。）
四　質量検査</td><td>材料検査※2</td><td>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。</td><td rowspan="8">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。</td></tr>
<tr><td>寸法検査</td><td>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。</td></tr>
<tr><td>外観検査</td><td>有害な欠陥等がないことを確認する。</td></tr>
<tr><td>表面汚染密度検査</td><td>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。</td></tr>
<tr><td>溶接部の非破壊検査</td><td>溶接部の健全性を非破壊検査等により確認する。</td></tr>
<tr><td>漏えい検査</td><td>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。</td></tr>
<tr><td>圧力検査</td><td>初期圧力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。</td></tr>
<tr><td>質量検査</td><td>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。</td></tr>
</table>

※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：MOX 燃料における実際の製造段階で確定するプルトニウム含有率の燃料体平均、プルトニウム含有率及び核分裂プルトニウム富化度のペレット最大並びにウラン 235 濃度の設計値と許容範囲は使用前事業者検査要領書に記載し、要目表に記載した条件に合致していることを確認する。

</td><td>変更なし</td></tr>
</table>

変更前	変更後
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※1 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程上発電用原子炉に燃料体を挿入する前でなけ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、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。 ※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。 2.2.2　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。	変更なし

<table>
<tr><th>変更前</th><th>変更後</th></tr>
<tr><td>

表６　臨界反応操作を開始できる段階の検査※1

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程上発電用原子炉が臨界に達する前でなけ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特性等を確認する。また、工程上発電用原子炉が臨界に達する前でなけ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、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。

※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。

2.2.3　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※1

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。

※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。

2.3　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	基本設計方針のうち表１、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」のとおりであること。

</td><td>変更なし</td></tr>
</table>

<table>
<tr><th>変更前</th><th>変更後</th></tr>
<tr><td>

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」の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

<table>
<tr><th>検査項目</th><th>検査方法</th><th>判定基準</th></tr>
<tr><td>品質マネジメントシステムに係る検査</td><td>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。</td><td>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」のとおりに工事管理が行われていること。</td></tr>
</table>

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。

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事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。

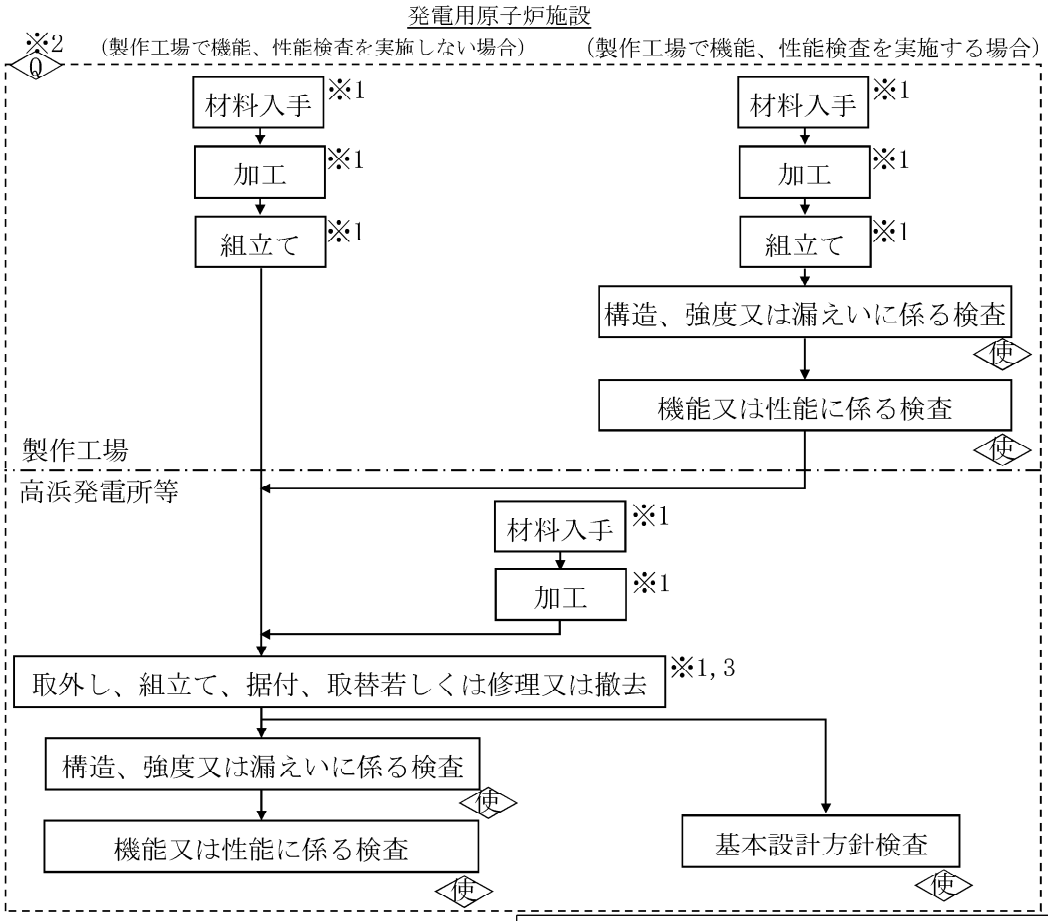
c.　設置又は変更の工事を行う発電用原子炉施設の機器等について、必要に応じて、供用後の施設管理のための重要なデータを採取する。

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、維持する。

</td><td>変更なし</td></tr>
</table>

変更前	変更後
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、周辺監視区域外の空気中・水中の放射性物質濃度が「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、蒸気発生器、熱交換器又は冷却器の伝熱管への閉止栓取付け若しく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。 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。 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.　加工施設の状況に応じて、検査・試験等の各段階における工程を維持する。 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。	変更なし

変更前	変更後
 ※1：材料入手、加工及び組立て等は必要な場合のみ実施する。主要な耐圧部の溶接部に係る溶接施工は図２の工事フローに従い実施する。 ※2：品質マネジメントシステムに係る検査は、工事の数、工事期間を考慮して適切な時期と頻度で実施する。 ※3：取外しは、発電所で機器等を取外して製作工場で加工等を実施する場合があり、その場合は発電所で機器等を取外した後、製作工場の工事の手順から実施する。 ※4：立会、抜取り立会、記録確認のいずれかで実施するかは、重要度に心じて個別の使用前事業者検査要領書で定める。 【凡例】 使：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 ・耐圧、漏えい検査 ・外観検査 ・据付検査 ・状態確認検査 ・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 ｂ．機能又は性能に係る検査 ・状態確認検査 ・特性検査 ・機能検査 ・性能検査 ｃ．基本設計方針検査 Q：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）	変更なし

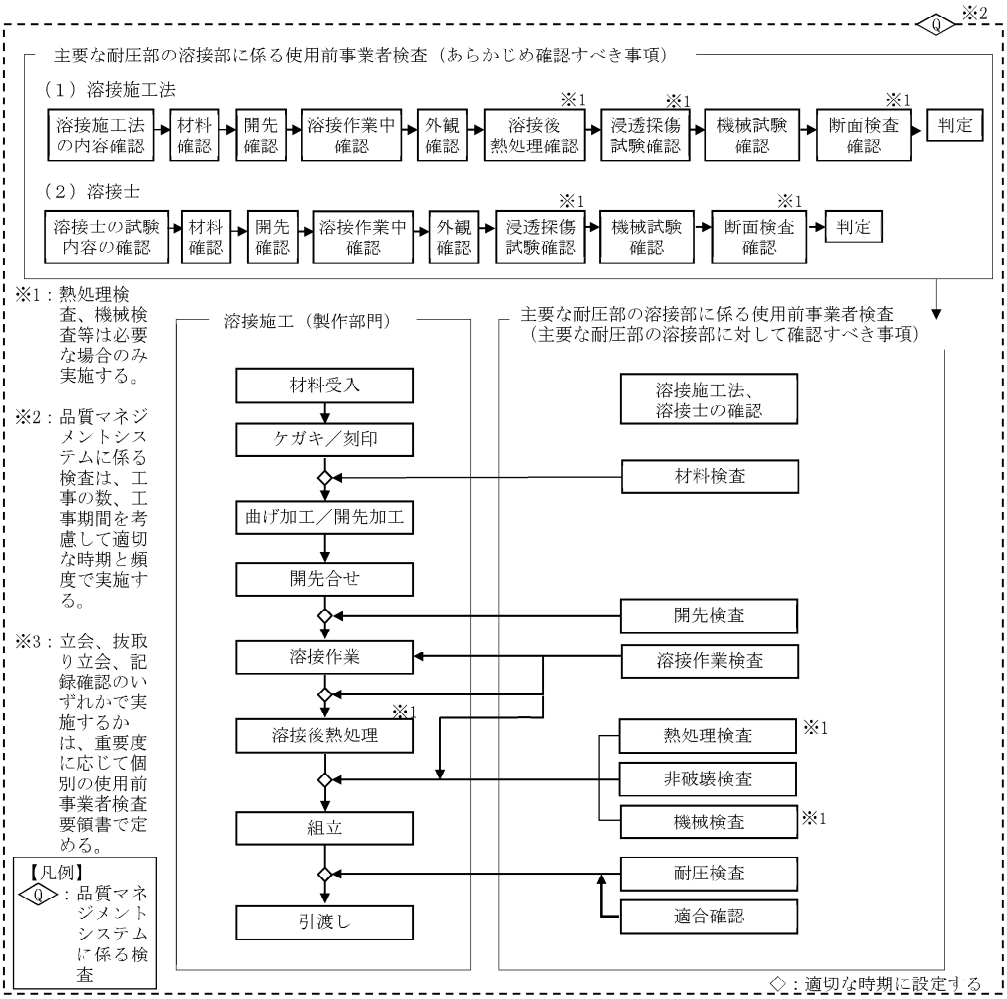
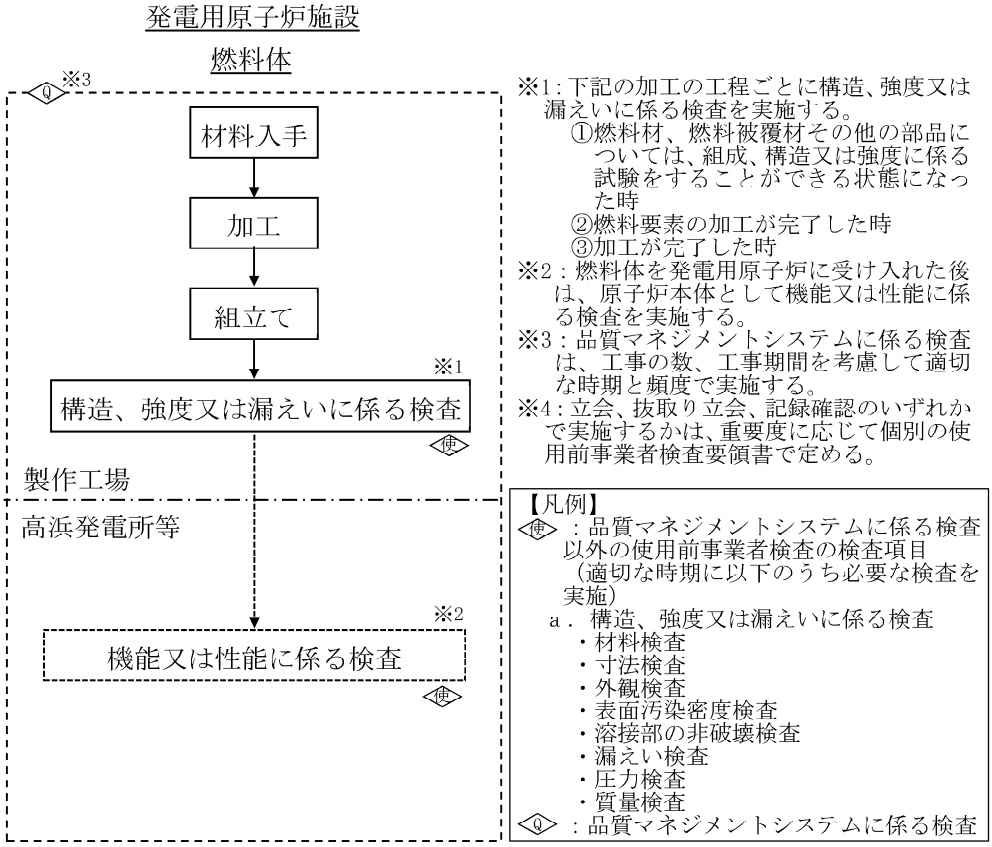
変更前	変更後
	変更なし

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

変更前	変更後
 図３　工事の手順と使用前事業者検査のフロー（燃料体）	変更なし

計測制御系統施設

加圧水型発電用原子炉施設に係るもの（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係るものを除く。）にあっては、次の事項

１０　計測制御系統施設（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置を除く。）の基本設計方針、適用基準及び適用規格

（１）基本設計方針

申請範囲に係る部分に限る。

変更前	変更後
用語の定義は「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」の第２条（定義）による。 それ以外の用語については以下に定義する。 １．設置許可基準規則第 12 条第２項に規定される「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」（解釈を含む。）を重要施設とする。（以下「重要施設」という。） ２．設計基準対象施設のうち、安全機能を有するものを安全施設とする。（以下「安全施設」という。） ３．安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものを重要安全施設とする。（以下「重要安全施設」という。）	変更なし
第１章　共通項目 計測制御系統施設の共通項目である「１．地盤等、２．自然現象、３．火災、４．溢水等、５．設備に対する要求（５．７　内燃機関の設計条件、５．８　電気設備の設計条件を除く。）、６．その他」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第１章共通項目」に基づく設計とする。	第１章　共通項目 変更なし
第２章　個別項目 １．計測制御系統施設	第２章　個別項目 １．計測制御系統施設

変更前	変更後
１．１　反応度制御系統及び原子炉停止系統 １．１．３　ほう酸注入設備 　通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、原子炉停止系統のうちほう酸注入系による１次冷却材中へのほう酸注入は、キセノン濃度変化に伴う反応度変化及び高温状態から低温状態までの反応度変化を制御し、低温状態で炉心を未臨界に移行して維持できる設計とする。 　運転時の異常な過渡変化時にお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のうち、発電用原子炉を未臨界とするための設備としての重大事故等対処設備（ほう酸水注入）を設ける。 　制御棒クラスタ、原子炉トリップしゃ断器及び原子炉安全保護盤の故障等により原子炉トリップに失敗した場合のほう酸水注入として、ほう酸タンクを水源としたほう酸ポンプは、緊急ほう酸水補給弁を介して充てん／高圧注入ポンプにより炉心を未臨界とするために十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。 　ほう酸ポンプが故障により使用できない場合のほう酸水注入として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、ほう酸注入タンクを介して、さらにほう酸注入タンクが使用できない場合には、化学体積制御系統により炉心を未臨界とするために十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。 ほう酸フィルタ及び再生熱交換器、蒸気発生器、１次冷却材ポンプ、原子炉容器（炉心支持構造物を含む）及び加圧器については、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機	１．１　反応度制御系統及び原子炉停止系統 １．１．３　ほう酸注入設備 変更なし

変更前	変更後
能について重大事故等対処設備として設計する。 ２．主要対象設備 　計測制御系統施設（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置を除く。）の対象となる主要な設備について、「表１　計測制御系統施設の主要設備リスト」に示す。 　本施設の設備として兼用する場合に主要設備リストに記載されない設備については「表２　計測制御系統施設の兼用設備リスト」に示す。	２．主要対象設備 変更なし

平成 27 年 8 月 4 日付け原規規発第 1508041 号にて認可された工事計画の「表１　計測制御系統施設の主要設備リスト」のうち、本工事計画において対象となる設備はない。

表２　計測制御系統施設の兼用設備リスト (注 1)

			変更前					変更後				
設備区分	機器区分	主たる機能の施設／設備区分	名称	設計基準対象施設 (注 2)		重大事故等対処設備 (注 2)		名称	設計基準対象施設 (注 2)		重大事故等対処設備 (注 2)	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
ほう酸注入機能を有する設備	－	原子炉冷却系統施設 一次冷却材の循環設備	蒸気発生器	－		常設耐震／防止	SA クラス２	変更なし				

(注 1) 平成 27 年 8 月 4 日付け原規規発第 1508041 号にて認可された工事計画の「表２　計測制御系統施設の兼用設備リスト」のうち、本工事計画の対象設備である蒸気発生器を示す。

(注 2) 表２に用いる略語の定義は「原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）」の「１１　原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の基本設計方針、適用基準及び適用規格」の「表１　原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト　付表１」による。

（２）適用基準及び適用規格

変更前	変更後
第１章　共通項目 　計測制御系統施設に適用する共通項目の基準及び規格については、原子炉冷却系統施設、火災防護設備、浸水防護施設の「適用基準及び適用規格　第１章　共通項目」に示す。	変更なし
第２章　個別項目 　計測制御系統施設に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。 ・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（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号） ・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（平成 29 年 11 月 29 日原規技発第 1711293 号） ・発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成 17 年 12 月 15 日原院第 5 号） ・高圧ガス保安法（昭和 26 年 6 月 7 日法律第 204 号） ・不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成 11 年 8 月 13 日法律第 128 号）	変更なし

変更前	変更後
・発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成２年８月 30 日原子力安全委員会決定） ・安全保護系へのディジタル計算機の適用に関する規程（JEAC4620-2008） ・ディジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針（JEAG4609-2008）	変更なし

１１　計測制御系統施設（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置を除く。）に係る工事の方法

変更前	変更後
計測制御系統施設（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置を除く。）に係る工事の方法は、各施設区分共通の工事の方法（「1.3　燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査」、「2.1.3　燃料体に係る検査」及び「3.2　燃料体の加工に係る工事上の留意事項」を除く。）に従う。	変更なし

Ⅲ．工事工程表

今回の工事の工程は次のとおりである。

第1表　工事工程表

項　日 ＼ 年			2020 年			2021 年
＼ 月			10 月	11 月	12 月	1 月
原子炉冷却系統施設	現地工事期間			□		
	検査及び使用前確認可能時期	構造、強度又は漏えいに係る検査をすることができるようになった時		◇◇	◇	
		工事完了時の検査をすることができるようになった時				◇
		品質マネジメントシステムに係る検査をすることができるようになった時				◇
計測制御系統施設	現地工事期間			□		
	検査及び使用前確認可能時期	構造、強度又は漏えいに係る検査をすることができるようになった時		◇◇	◇	
		工事完了時の検査をすることができるようになった時				◇
		品質マネジメントシステムに係る検査をすることができるようになった時				◇

Ⅳ．設計及び工事に係る品質マネジメントシステム

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及び維持するための活動を行う仕組みを含めた原子炉施設の設計、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、「高浜発電所原子炉施設保安規定」（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。

「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、設計及び工事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。

2．適用範囲・定義

2.1　適用範囲

設工認品質管理計画は、高浜発電所３号機原子炉施設の設計、工事及び検査に係る保安活動に適用する。

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。

(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。

(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。

(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。

(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、技術基準規則への適合性を確保するために必要となる設備をいう。

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。

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、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。

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

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、原子炉施設の安全上の重要性に応じて以下のとおり行う。

設計・調達の管理に係るグレード分け（原子炉施設）

重要度※	グレードの区分
次のいずれかに該当する工事 ○クラス1の設備に係る工事 ○クラス2の設備に係る工事 ・クラス2の設備のうち、「安全設計審査指針」でいう「重要度の特に高い安全機能を有する系統」は、クラス1に分類 ○クラス3の設備及びその他の設備のうち、発電への影響度区分がR3「その故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備」を除く設備に係る工事	Aクラス 又は Bクラス
上記以外の設備に係る工事	Cクラス

※：上記の「クラス1～3」は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」のクラス1～3であり、発電への影響度区分との関係は以下のとおり。

<table>
<tr><th rowspan="3">発電への影響度区分</th><th colspan="7">安全上の機能別重要度区分</th></tr>
<tr><th colspan="2">クラス1</th><th colspan="2">クラス2</th><th colspan="2">クラス3</th><th rowspan="2">その他</th></tr>
<tr><th>PS-1</th><th>MS-1</th><th>PS-2</th><th>MS-2</th><th>PS-3</th><th>MS-3</th></tr>
<tr><td>R1</td><td colspan="2" rowspan="2">A</td><td colspan="4" rowspan="2">B</td></tr>
<tr><td>R2</td></tr>
<tr><td>R3</td><td colspan="2"></td><td colspan="2"></td><td colspan="3">C</td></tr>
</table>

R1：その故障により発電停止となる設備
R2：その故障がプラント運転に重大な影響を及ぼす設備（R1を除く）
R3：上記以外でその故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備

設計・調達の管理に係るグレード分け（原子炉施設のうち重大事故等対処施設）

重要度	グレードの区分
○特定重大事故等対処施設 ○重大事故等対処設備（常設設備）	SA常設
○重大事故等対処設備（可搬設備）	SA可搬（工事等含む） 又は SA可搬（購入のみ）

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第 3.2-1 図に示すとともに、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第 3.2-1 表に示す。

なお、実用炉規則別表第二対象設備のうち、設工認申請（届出）が不要な工事を行う場合は、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、認可された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、技術基準規則に適合していることを確認する。

設計又は工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は、第 3.2-1 表に示す「保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目」ごとのアウトプットに対する審査（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。

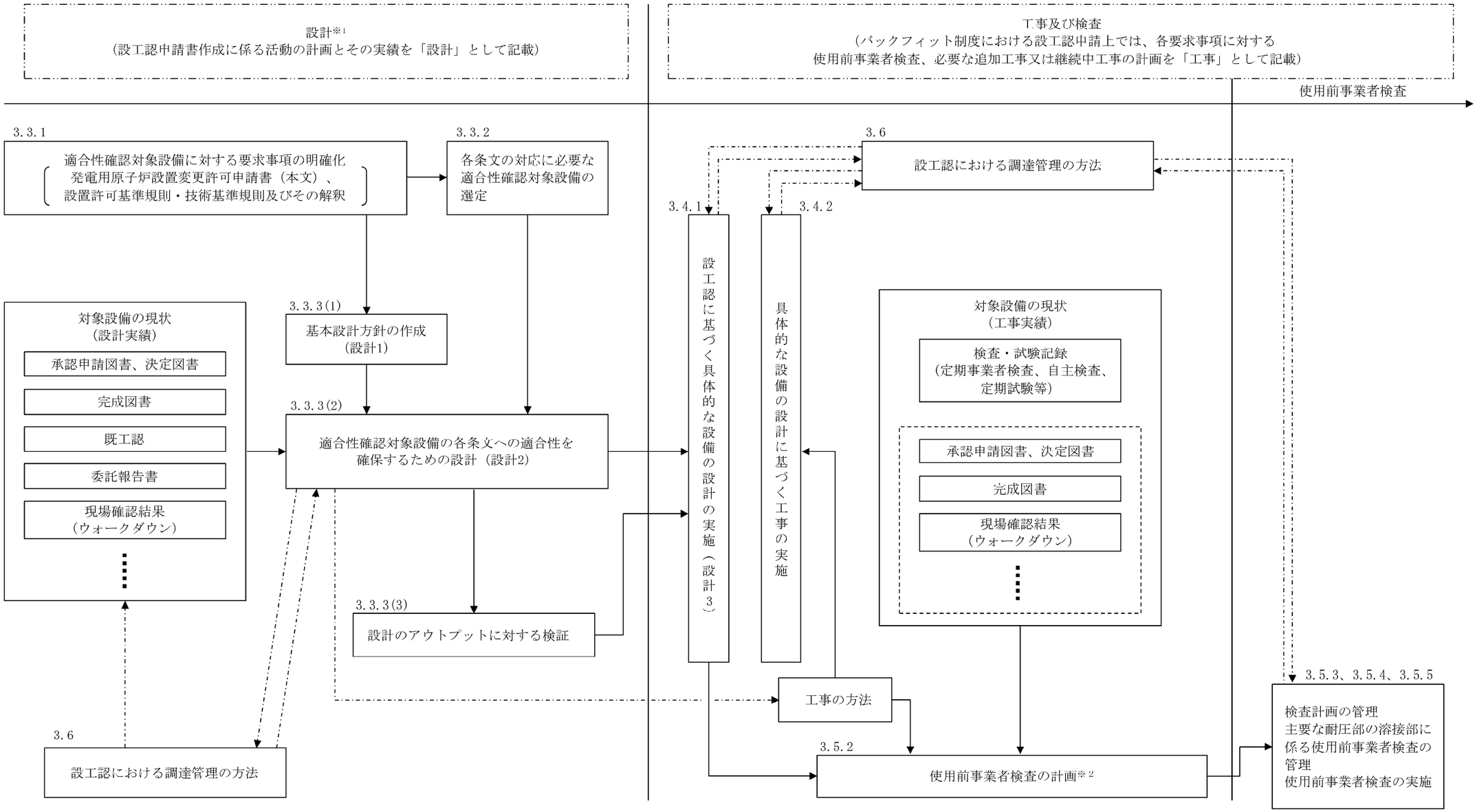
なお、設計の各段階におけるレビューについては、本店組織及び発電所組織で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。

設工認のうち、主要な耐圧部の溶接部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（第 3.2-1 表における「3.3.3(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、認可された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、技術基準規則に適合していることを確認する。

第 3.2-1 表　設工認における設計、工事及び検査の各段階

各段階			保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目	概　要
設計	3.3	設計に係る品質管理の方法	7.3.1 設計開発計画	適合性を確保するために必要な設計を実施するための計画
	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	7.3.2 設計開発に用いる情報	設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定		技術基準規則等に対応するための設備・運用の抽出
	3.3.3(1) ※	基本設計方針の作成（設計 1）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報	要求事項を満足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各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報	適合性確認対象設備に必要な設計の実施
	3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証	7.3.5 設計開発の検証	基準適合性を確保するための設計の妥当性のチェック
	3.3.4 ※	設計における変更	7.3.7 設計開発の変更の管理	設計対象の追加や変更時の対応
工事及び検査	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）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 7.3.5 設計開発の検証	設工認を実現するための具体的な設計
	3.4.2	具体的な設備の設計に基づく工事の実施	—	適合性確認対象設備の工事の実施
	3.5.1	使用前事業者検査での確認事項	—	適合性確認対象設備が、認可された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、技術基準規則に適合していること
	3.5.2	使用前事業者検査の計画	—	適合性確認対象設備が、認可された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	—	使用前事業者検査を実施する際の工程管理
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	—	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査を実施する際のプロセスの管理
	3.5.5	使用前事業者検査の実施	7.3.6 設計開発の妥当性確認 8.2.4 機器等の検査等	適合性確認対象設備が、認可された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、技術基準規則に適合していることを確認
調達	3.6	設工認における調達管理の方法	7.4 調達 8.2.4 機器等の検査等	適合性確認に必要な、設計、工事及び検査に係る調達管理

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



※1：バックフィット制度における設工認申請上の「設計」とは、要求事項を満足した設備とするための基本設計方針を作成（設計1）し、既に設置されている設備の状況を念頭に置きながら、適合性確認対象設備を各条文に適合させるための設計（設計2）を行う業務をいう。
また、この設計の結果を基に、設工認として申請が必要な範囲について、設工認申請書にまとめる。

※2：条文ごとに適合性確認対象設備が技術基準規則に適合していることを確認するための検査方法（代替確認の考え方を含む。）の決定とその実施を使用前事業者検査の計画として明確にする。

□ ： 設工認の範囲

-·-·-▸ ： 必要に応じ実施する業務の流れ

第 3.2-1 図　設工認として必要な設計、工事及び検査の流れ

3.3　設計に係る品質管理の方法

3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化

設計を主管する箇所の長は、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。

3.3.2　各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定

設計を主管する箇所の長は、設工認に関連する工事において、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・構成で必要となる設備・運用を含めて、適合性確認対象設備として抽出する。

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

設計を主管する箇所の長は、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基に、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「調達による解析」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

設計を主管する箇所の長は、設計 1 及び設計 2 の結果について、適合性確認を実施した者の業務に直接関与していない上位職位の者に検証を実施させる。

3.3.4　設計における変更

設計を主管する箇所の長は、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修正する。

3.4　工事に係る品質管理の方法

工事を主管する箇所の長は、工事段階において、設工認に基づく設備の具体的な設計（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。

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）

工事を主管する箇所の長は、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設備の具体的な設計（設計 3）を実施する。

・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箇所の長が調達し、発電所組織の工事を主管する箇所の長が調達管理として「設計 3」を管理する場合

・「設計 3」を発電所組織の工事を主管する箇所の長が調達し、かつ、調達管理として「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箇所の長が調達し、かつ、調達管理として「設計 3」を管理する場合

3.4.2　具体的な設備の設計に基づく工事の実施

工事を主管する箇所の長は、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　設工認における調達管理の方法」に従い実施する。

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、認可された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、工事実施箇所からの独立性を確保した検査体制のもと、実施する。

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、認可された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。

①実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を第 3.5-1 表に示す検査として、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。

②については、工事全般に対して実施するものであるが、工事実施箇所が「3.5.4　主要な耐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、工事実施箇所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のうち工事実施箇所が実施する検査の、記録の信頼性確認を行い、設工認に基づく検査の信頼性を確保する。

3.5.2　使用前事業者検査の計画

検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が、認可された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第 3.5-1 表に定める要求種別ごとに確認項目、確認視点及び主な検査項目を基に計画を策定する。

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、定格熱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。

3.5.3　検査計画の管理

検査に係るプロセスの取りまとめを主管する箇所の長は、使用前事業者検査を適切な段階で実施するため、関係箇所と調整のうえ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行われることを適切に管理する。

3.5.4　主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理

主要な耐圧部の溶接部に係る検査を担当する箇所の長は、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溶接施工工場に提出させ、それを審査、承認し、必要な管理を実

施する。

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

検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が、認可された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、技術基準規則に適合していることを確認するため「3.5.2　使用前事業者検査の計画」で決定した確認方法を基に、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、検査実施責任者が制定する。

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、検査を担当する箇所の長の依頼を受け、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。

第 3.5-1 表　要求事項に対する確認項目及び確認の視点

<table>
<tr><th colspan="3">要求種別</th><th>確認項目</th><th>確認視点</th><th>主な検査項目</th></tr>
<tr><td rowspan="5">設備</td><td rowspan="5">設計要求</td><td>設置要求</td><td>名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態</td><td>設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。</td><td>据付検査
状態確認検査
外観検査</td></tr>
<tr><td rowspan="3">機能要求</td><td>材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）</td><td>要目表の記載どおりであることを確認する。</td><td rowspan="3">材料検査
寸法検査
建物・構築物構造検査
外観検査
据付検査
状態確認検査
耐圧検査
漏えい検査
特性検査
機能・性能検査</td></tr>
<tr><td>系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性</td><td>実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。</td></tr>
<tr><td>上記以外の所要の機能要求事項</td><td>目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。</td></tr>
<tr><td>評価要求</td><td>解析書のインプット条件等の要求事項</td><td>評価条件を満足していることを確認する。</td><td>内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用</td></tr>
<tr><td>運用</td><td colspan="2">運用要求</td><td>手順確認</td><td>（保安規定）
手順化されていることを確認する。</td><td>状態確認検査</td></tr>
</table>

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。

3.6.1　供給者の技術的評価

調達を主管する箇所の長は、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有することを判断の根拠として供給者の技術的評価を実施する。

3.6.2　供給者の選定

調達を主管する箇所の長は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力の安全に及ぼす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。

3.6.3　調達製品の調達管理

業務の実施に際し、原子力の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。

(1) 調達文書の作成

調達を主管する箇所の長は、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（以下「仕様書」という。）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)

調達を主管する箇所の長は、一般汎用品を原子炉施設に使用するに当たって、当該一般汎用品に係る情報の入手に関する事項及び調達を主管する箇所の長が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。

(2) 調達製品の管理

調達を主管する箇所の長は、仕様書で要求した製品が確実に納品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。

(3) 調達製品の検証

調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために調達製品の検証を行う。

調達を主管する箇所の長は、供給先で検証を実施する場合、あらかじめ仕様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。

3.6.4　請負会社他品質監査

供給者に対する監査を主管する箇所の長は、供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成し及び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、請負会社他品質監査を実施する。

3.7　記録、識別管理、トレーサビリティ

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規定文書に基づき作成し、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にない設計図書を設計、工事及び検査に用いる場合の管理

設工認において供給者が所有する当社の管理下にない設計図書を設計、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。

3.7.2　識別管理及びトレーサビリティ

(1) 計量器の管理

設計又は工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は、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、検査で使用する計量器について、校正・検証及び識別等の管理を実施する。

(2) 機器、弁及び配管等の管理

工事を主管する箇所の長は、機器、弁及び配管等について、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。

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。

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。

Ｖ．変更の理由

蒸気発生器伝熱管の渦流探傷試験の結果、有意な信号指示が認められたＢ蒸気発生器の伝熱管１本及びＣ蒸気発生器の伝熱管１本に対して、蒸気発生器の健全性を確保するため、メカニカルプラグにて施栓を行う。

Ⅵ．添付書類

（１）添付資料

資料１　発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書

資料２　設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

資料３　クラス１機器の応力腐食割れ対策に関する説明書

資料４　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

資料５　耐震性に関する説明書

資料６　強度に関する説明書

資料７　蒸気発生器の基礎に関する説明書

資料８　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

資料９　設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

（２）添付図面

第１図　原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面（一次冷却材の循環設備）

第２－１図　原子炉冷却系統施設の系統図（一次冷却材の循環設備）（1/2）（設計基準対象施設）

第２－２図　原子炉冷却系統施設の系統図（一次冷却材の循環設備）（2/2）（重大事故等対処設備）

第３－１図　原子炉冷却系統施設の構造図（蒸気発生器）

第３－２図　原子炉冷却系統施設の構造図（Ｂ蒸気発生器伝熱管プラグ取付位置）

第３－３図　原子炉冷却系統施設の構造図（Ｃ蒸気発生器伝熱管プラグ取付位置）

第３－４図　原子炉冷却系統施設の構造図（蒸気発生器伝熱管メカニカルプラグ）

第４図　　蒸気発生器の基礎の状況を明示した図面

第５図　　計測制御系統施設に係る機器の配置を明示した図面（ほう酸注入機能を有する設備）

第６－１図　計測制御系統施設の系統図（ほう酸注入機能を有する設備）（1/2）（設計基準対象施設）

第６－２図　計測制御系統施設の系統図（ほう酸注入機能を有する設備）（2/2）（重大事故等対処設備）