工 事 計 画 届 出 書

（高浜発電所第４号機の変更の工事）

関 原 発　第 ３５７ 号
２０１９年 11 月 15 日

原子力規制委員会　殿

大阪市北区中之島３丁目６番１６
関　西　電　力　株　式　会　社
取締役社長　岩　根　茂　樹

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工事計画書のとおり工事の計画を届け出ます。

別　紙

高浜発電所第４号機

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．変更の理由

Ⅴ．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	取締役社長	岩根　茂樹

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

第４号機　　870,000 kW（今回届出分）

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　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

（１）品質保証の実施に係る組織

（２）保安活動の計画

（３）保安活動の実施

（４）保安活動の評価

（５）保安活動の改善

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　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

（１）品質保証の実施に係る組織

（２）保安活動の計画

（３）保安活動の実施

（４）保安活動の評価

（５）保安活動の改善

※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

			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](4,572(注3))	変更なし(4,571(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](4,592(注3))	変更なし(4,588(注3))

				変更前		変更後
伝熱管の本数			本	A蒸気発生器	□ (3,245 (注3))	変更なし(3,244 (注3))
				B蒸気発生器	□ (3,248 (注3))	変更なし(3,247 (注3))
				C蒸気発生器	□ (3,259 (注3))	変更なし(3,256 (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	□ (132.5 (注4))		
		内張り厚さ	mm	鏡板側：□ (5 (注4)) 管板側：□ (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	□ (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	□ (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	□ (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： □ (97 (注4))	下部： □ (77 (注4))	
		鏡板厚さ	mm	□ (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	□ (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ークロムー 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		
		厚さ	mm		
	材料	本体	―	SUS405	
	個数		本		
	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〕

Ａ蒸気発生器の伝熱管１本、Ｂ蒸気発生器の伝熱管１本及びＣ蒸気発生器の伝熱管３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

本工事計画における「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」の適用条文に関係する範囲に限る。なお、第１章における１項、２．１．２ 項、２．２項、２．３項、３項、４項、５．１．１項、５．１．２項、５．２．３項、５．５項～５．８項及び６項、並びに第２章における１項、２．２項、２．３．２項、２．３．３項及び３項～８項については、平成 27 年 10 月 9 日付け原規規発第 1510091 号、令和元年 5 月 20 日付け原規規発第 1905202 号及び令和元年 8 月 19 日付け原規規発第 19081912 号にて認可された工事計画による。

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	第１章　共通項目

変更前	変更後
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 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	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
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。	変更なし

変更前	変更後
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	変更なし

変更前	変更後
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。	変更なし

変更前	変更後
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	変更なし

変更前	変更後
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。	変更なし

変更前	変更後
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	変更なし

変更前	変更後
・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 ・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。）	変更なし

変更前	変更後
・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 ・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	変更なし

変更前	変更後
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 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	変更なし

変更前	変更後
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。	変更なし

変更前	変更後
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。 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	変更なし

変更前	変更後
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。	変更なし

変更前	変更後
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・	変更なし

変更前	変更後
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 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	変更なし

変更前	変更後
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	変更なし

変更前	変更後
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。 （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。	変更なし

変更前	変更後
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 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。	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～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。 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。	変更なし

変更前	変更後
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。 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	変更なし

変更前	変更後
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 （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。	変更なし

変更前	変更後
（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。 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	変更なし

変更前	変更後
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。	変更なし

変更前	変更後
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	変更なし

変更前	変更後
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	変更なし

変更前	変更後
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	変更なし

変更前	変更後
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 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	変更なし

変更前	変更後
（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。 （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	変更なし

変更前	変更後
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。	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、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	変更なし

変更前	変更後
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	変更なし

変更前	変更後
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	変更なし

変更前	変更後
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	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 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	変更なし

変更前	変更後
（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

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	機能維持確認済加速度 (注6)	適　用　範　囲	機能維持確認済加速度 (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日号）」において定義される同様）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	・隔離弁を閉じて気体状態の重大事故等時に必要な格納容器バウンダリを構成する弁	S	・原子炉容器・蒸気発生器・1次冷却材ポンプ・加圧器 ・機器等の支持構造物 の支持構造物 ・機器等の支持構造物	S S	・原子炉格納施設（格納一般建屋、中間建屋） ・原子炉補助建屋（補助一般建屋、中間建屋）	Ss Ss	・格納容器ボーラダンレーズ ・原子炉補助建屋 ・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	・使用済燃料ラック ・使用済燃料	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	・制御棒駆動装置（スクラム機能に関する部分） ・ほう酸注入系（検査系）	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（外周壁屋、補助一般建屋、中間建屋、アイソレート弁室）	Ss Ss	・原子炉補助建屋 ・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（主給水逆止弁以降） ・主蒸気逃がし安全弁 ・補助給水系 ・復水クンク ・余熱除去系	S S S S S	・原子炉補機冷却水系（安全上必要な全ての） ・原子炉補助建屋 ・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（外周壁屋、補助一般建屋、中間建屋、アイソレート弁室） ・原子炉補助建屋 ・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 ・タービン建屋 ・その他	Ss Ss Ss

変更前

変更なし

変更後

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）		変位拘束を考慮すべき設備（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を破損事故の際に、圧力障壁を伴うと共に放射性物質の放散を直接抑制するための施設	・主蒸気系 ・冷熱除去系（ECCS） ・格納容器スプレイ系 ・燃料取替用水タンク	S S S	・原子炉補機冷却海水系 ・原子炉補機冷却淡水系 ・中央制御室の空調ユニット ・燃料取替用水タンク ・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（原子炉補助建屋、中間建屋）、タービン建屋） ・当該の屋外設備を支持する構造物	S S S	・原子炉補助建屋（原子炉補助建屋、中間建屋）、タービン建屋） ・その他	S S S
	E．原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁を伴うと共に放射性物質の放散を直接抑制するための施設	・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（外周壁屋））	S S	・原子炉補助建屋（原子炉補助建屋（外周壁屋））	S S
		・原子炉格納容器バウンダリに必要な電気計装設備	S	・隔離弁を閉じ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（外周壁屋、補助建屋、中間建屋）	S S		
	E．放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部への放散を抑制するために必要な施設	・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	・原子炉補機冷却海水系 ・原子炉補機冷却淡水系 ・非常用電源及び計装設備	S S S	・機器等の支持構造物	S	・原子格納施設（原子炉補助建屋（外周壁屋、補助建屋、中間建屋）、ディーゼル建屋（当該の屋外設備を支持する構造物	S S S S	・原子炉補助建屋 （廃棄物処理建屋） ・タービン建屋 ・その他	S S S
	E．以外の施設										

第2．1．1表　クラス別施設

耐震クラス	クラス別施設	土　要　設　備 (注1)	補　助　設　備 (注2)	屋外支持構造物 (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	適　用　範　囲	適　用　範　囲	適　用　範　囲	適　用　範　囲
S	b. 津波防護機能を有すべき設備及びその浸水防止機能を有すべき設備	・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	—	—	—	—
	1. 敷地に対する津波監視機能を有すべき施設	・津波監視カメラ ・潮位計	・非常用電源及び計装設備	・機器等の支持構造物	・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）	・原子炉補助建屋（廃棄物処理建屋） ・タービン建屋 ・その他
	その他	・炉内構造物	—	—	・原子炉格納施設	—

変更なし

変更前

変更後

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)		検討用地震動 (注6)
		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	クラス	適用範囲
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 （外周壁建屋、補助一般建屋）	S_s S_s
	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、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_s S_s
	L．放射性廃棄物以外の放射性物質を内蔵して施設で、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おそれのある施設	・使用済燃料ピット水浄化系 ・化学体積制御系、ただし、Sクラスに属するものは除く ・補助建屋クレーン ・使用済燃料ピット ・燃料取替クレーン ・燃料移送装置	B B B B B B	—	—	・機器等の支持構造物	B	・原子炉格納施設 （外周壁建屋、燃料取扱建屋、補助一般建屋、新燃料取扱建屋）	S_s S_s

変更なし

変更前

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)	
B	m．使用済燃料を冷却するための施設	適用範囲 ・使用済燃料ピット水冷却系	B	適用範囲 ・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	適用範囲 ・機器等の支持構造物	B	適用範囲 ・原子炉格納施設 （外周壁扉、燃料取扱壁扉、補助一般壁扉、中間壁扉） ・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大きな場合に、その外部放散を抑制するための施設であり、Sクラスに属さない施設	－	－	－	－	－	－	－	－

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E1)		補助設備 (注E2)		直接支持構造物 (注E3)		間接支持構造物 (注E4)	
		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E6)
C	・原子炉の反応度を制御するための施設（スクラム機能に関連する部分を除く）	・制御棒駆動装置	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　般建屋、中間建屋）	Sc Sc
	p．放射性物質を内蔵したれに関連した施設であるSクラス、Bクラスに属さない施設	・非常用炉心冷却系 ・床ドレン系 ・洗浄排水処理系 ・下流の固体廃棄物処理設備（固体廃棄物貯蔵庫を含む） ・ベント管 ・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ダンク回り ・液体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	—	—	・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、廃棄物処理建屋、新燃料取扱建屋） ・固体廃棄物貯蔵庫	Sc Sc Sc

変更なし

変更後

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		直接支持構造物 (注2)		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	・タービン建屋 ・原子炉補機冷却水系 ・補助ボイラー及び補助蒸気系 ・消火設備 ・主変電機・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 ・格納容器ボンベラインレーン ・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 （外周壁屋、補助一般建屋、中間壁屋） ・補助ボイラー建屋	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り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) S_s：基準地震動S_s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。

変更前

変更なし

変更後

変更前

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）

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〕

変更後

変更なし

変更前

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）

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）
Ⅱ.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	・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〕

変更後

変更なし

変更前

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）

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）
Ⅱ.常設耐震重要重大事故防止設備		・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〕

変更後

変更なし

変更前

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）

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）
Ⅱ.常設耐震重要重大事故防止設備		・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〕

変更後

変更なし

変更前

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）

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）
Ⅱ.常設耐震重要重大事故防止設備		・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〕

変更後

変更なし

変更前

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）

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）
Ⅲ.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	・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〕

変更後

変更なし

変更前

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）

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）
Ⅲ. 常設重大事故緩和設備		・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〕

変更後

変更なし

変更前

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）

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）
Ⅲ. 常設重大事故緩和設備		・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

変更後

変更なし

変更前

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）

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）
Ⅲ. 常設重大事故緩和設備		・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〕

変更後

変更なし

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。(注１) 　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。(注１) 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。(注１) 「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。(注１) 「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。	5．1．5　環境条件等 変更なし

変更前	変更後
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、安全機能を発揮できる設計とする。	変更なし

変更前	変更後
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）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	変更なし

変更前	変更後
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号機設備、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	５．１．６　操作性及び試験・検査性 変更なし

変更前	変更後
る設計とする。 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、発電用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(注1)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号機設備、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（３号機設備、１・２・３・４号機共用、３号機に保管）、油圧ショベルを１台（３号機設備、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（３号機設備、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、建屋内に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、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査、溶接安全管理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、溶接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に、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

（注１）記載の適正化を行う。記載内容は、平成 28 年 6 月 10 日付け原規規発第 1606104 号にて認可された高浜発電所第１号機の工事計画の「Ⅱ．工事計画　原子炉冷却系統施設　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」による。

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10月9日付け原規規発第1510091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10月9日付け原規規発第1510091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	変更なし

変更前	変更後
・地盤工学会　液状化対策工法（2004年） ・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。

表１については、平成27年10月9日付け原規規発第1510091号にて認可された工事計画による。

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」（昭和51年10月　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〕	変更なし

変更前	変更後
・「建築学便覧 Ⅱ 構造」(社) 日本建築学会 (1977) ・「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), 2007	変更なし

１２　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

（１）品質保証の実施に係る組織

（２）保安活動の計画

（３）保安活動の実施

（４）保安活動の評価

（５）保安活動の改善

１２（１）～１２（５）について次に示す。

１２　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項目次

1.　品質管理監督システムの計画
2.　目的
3.　定義
4.　品質マネジメントシステム
4.1　一般要求事項
4.2　文書化に関する要求事項
4.2.1　一般
4.2.2　品質マニュアル
4.2.3　文書管理
4.2.4　記録の管理
5.　経営者の責任
5.1　経営者のコミットメント
5.2　原子力安全の重視
5.3　品質方針
5.4　計画
5.4.1　品質目標
5.4.2　品質マネジメントシステムの計画
5.5　責任、権限及びコミュニケーション
5.5.1　責任及び権限
5.5.2　管理責任者
5.5.3　プロセス責任者
5.5.4　内部コミュニケーション
5.6　マネジメントレビュー
5.6.1　一般
5.6.2　マネジメントレビューへのインプット
5.6.3　マネジメントレビューからのアウトプット
6.　資源の運用管理
6.1　資源の提供
6.2　人的資源
6.2.1　一般
6.2.2　力量、教育・訓練及び認識
6.3　原子炉施設及びインフラストラクチャー
6.4　作業環境
7.　業務の計画及び実施
7.1　業務の計画

7.2　業務・原子炉施設に対する要求事項に関するプロセス
7.2.1　業務・原子炉施設に対する要求事項の明確化
7.2.2　業務・原子炉施設に対する要求事項のレビュー
7.2.3　外部とのコミュニケーション
7.3　設計・開発
7.3.1　設計・開発の計画
7.3.2　設計・開発へのインプット
7.3.3　設計・開発からのアウトプット
7.3.4　設計・開発のレビュー
7.3.5　設計・開発の検証
7.3.6　設計・開発の妥当性確認
7.3.7　設計・開発の変更管理
7.4　調達
7.4.1　調達プロセス
7.4.2　調達要求事項
7.4.3　調達製品の検証
7.5　業務の実施
7.5.1　業務の管理
7.5.2　業務の実施に関するプロセスの妥当性確認
7.5.3　識別及びトレーサビリティ
7.5.4　原子力部門外の所有物
7.5.5　調達製品の保存
7.6　監視機器及び測定機器の管理
8.　評価及び改善
8.1　一般
8.2　監視及び測定
8.2.1　原子力安全の達成
8.2.2　内部監査
8.2.3　プロセスの監視及び測定
8.2.4　検査及び試験
8.3　不適合管理
8.4　データの分析
8.5　改善
8.5.1　継続的改善
8.5.2　是正処置
8.5.3　予防処置

設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

変更前	変更後
1.　品質管理監督システムの計画 当社は、「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2009)」（以下「JEAC4111」という。）及び「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」及び「同規則の解釈」に基づき、品質マネジメントシステム（安全文化を醸成するための活動を行うしくみを含む。以下「品質マネジメントシステム」という。）を構築し、品質マニュアルとして、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」を定めている。本品質管理監督システムの計画（以下「品質保証計画」という。）は、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」に基づくものとして定め、高浜発電所第４号機の設計及び工事に係る保安活動に適用する。 2.　目的 原子力発電所（以下「発電所」という。）の安全を達成・維持・向上させるため、発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。 3.　定義 本品質保証計画における用語の定義は、下記に定めるものの他JEAC4111に従う。 （１）原子力部門 第１図に定める組織をいう。 （２）原子炉施設 原子力発電所を構成する構築物、系統及び機器等の総称をいう。（以下、関係法令における「発電用原子炉施設」のことをいう。） （３）原子力施設情報公開ライブラリー 原子力施設の事故若しくは故障等の情報又は信頼性に関する情報を共有し、活用することにより、事故及び故障等の未然防止を図ることを目的として、一般社団法人 原子力安全推進協会が運営するデータベースのことをいう。（以下「ニューシア」という。） （４）ＰＷＲ事業者連絡会 国内ＰＷＲ（加圧水型軽水炉）プラントの安全安定運転のために、ＰＷＲプラントを所有する国内電力会社と国内ＰＷＲプラントメーカの間で必要な技術検討	変更なし

変更前	変更後
の実施及び技術情報を共有するための連絡会のことをいう。	
4.　品質マネジメントシステム	
4.1　一般要求事項	
（１）原子力部門は、本品質保証計画に従って、品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、維持する。また、その品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。	
（２）原子力部門は、次の事項を実施する。	
a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの原子力部門への適用を4.2.1項 b)、c)、d) 及び e) に示す文書で明確にする。	
b) これらのプロセスの順序及び相互関係を第２図に示す。	
c) これらのプロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために必要な判断基準及び方法を品質マネジメントシステムの文書にて明確にする。	
d) これらのプロセスの運用及び監視を支援するために必要な資源及び情報を利用できることを確実にする。（6.参照）	変更なし
e) これらのプロセスを監視し、適用可能な場合には測定し、分析する。	
f) これらのプロセスについて、計画どおりの結果を得るため、かつ、継続的改善を達成するために必要な処置をとる。	
g) これらのプロセス及び原子力部門の体制を品質マネジメントシステムと整合がとれたものにする。	
h) 社会科学及び行動科学の知見を踏まえて、品質マネジメントシステムの運用を促進する。	
（３）原子力部門は、品質マネジメントシステムの運用において、「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」（以下「重要度分類指針」という。）に基づく重要性に応じて、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度について、第２表の4.1項に係る社内標準に規定し、グレード分けを行う。また、これに基づき資源の適切な配分を行う。なお、グレード分けの決定に際しては、重要度分類指針に基づく重要性に加えて以下の事項を考慮することができる。	
a) プロセス及び原子炉施設の複雑性、独自性、又は斬新性の程度	
b) プロセス及び原子炉施設の標準化の程度や記録のトレーサビリティの程度	

変更前	変更後
c） 検査又は試験による原子力安全に対する要求事項への適合性の検証可能性の程度 d） 作業又は製造プロセス、要員、要領、及び装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度 c）運転開始後の原子炉施設に対する保守、供用期間中検査及び取替えの難易度 （４）原子力部門は、これらのプロセスを、本品質保証計画に従って運営管理する。 （５）原子力安全の達成に影響を与えるプロセスをアウトソースすることを原子力部門が決めた場合には、原子力部門はアウトソースしたプロセスに関して管理を確実にする。これらのアウトソースしたプロセスに適用される管理の方式及び程度は、原子力部門の品質マネジメントシステムの文書に定める。 4.2　文書化に関する要求事項 4.2.1　一般 品質マネジメントシステムの文書には、次の事項を含める。品質マネジメントシステムの文書体系図を第３図に示す。 a）文書化した、品質方針及び品質目標の表明 b）「原子力発電の安全に係る品質保証規程」 c） JEAC4111の要求事項に基づき作成する第１表に示す社内標準及びこれらの社内標準の中で明確にした記録 d） 原子力部門内のプロセスの効果的な計画、運用及び管理を確実に実施するために、原子力部門が必要と決定した第２表に示す社内標準及びこれらの社内標準の中で明確にした記録 e） 原子力部門内のプロセスの効果的な計画、運用及び管理を確実に実施するために、原子力部門が必要と決定した文書（ c） 及び d） の社内標準を除く。）及びこれらの文書の中で明確にした記録 なお、b)、c） 及び d） に示す社内標準以外の品質マネジメントシステムで必要とされる文書は、第１表、第２表で示す社内標準の中で、文書名又は作成し管理することを記載する。 また c)、d） 及び e） の記録は、適正に作成する。	変更なし

変更前	変更後
4.2.2　品質マニュアル 原子力部門は、次の事項を含む品質マニュアルとして、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」（本品質保証計画を含む。）を作成し、維持する。 a）品質マネジメントシステムの組織に関する事項 b）品質マネジメントシステムの計画に関する事項 c）品質マネジメントシステムの実施に関する事項 d）品質マネジメントシステムの評価に関する事項 e）品質マネジメントシステムの改善に関する事項 f）品質マネジメントシステムの適用範囲（1.参照） g）品質マネジメントシステムについて確立された社内標準（4.2.1参照） h）品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係に関する記述（第２図参照）	
4.2.3　文書管理 （１）原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を管理する。ただし、記録は文書の一種ではあるが、4.2.4項に規定する要求事項に従って管理する。 （２）次の活動に必要な管理を規定するために、第１表の4.2.3項に係る社内標準を確立する。 a）発行前に、適切かどうかの観点から文書をレビューし、承認する。 b）文書をレビューする。また、必要に応じて更新し、再承認する。 c）文書の変更の識別及び現在有効な版の識別を確実にする。 d）該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。 e）文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。 f）品質マネジメントシステムの計画及び運用のために原子力部門が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。 g）廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切な識別をする。	変更なし

変更前	変更後
4.2.4　記録の管理 （１）原子力部門は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成する記録の対象を明確にし、管理する。 （２）原子力部門は、記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な管理を規定するために、第１表の4.2.4項に係る社内標準を確立する。 （３）記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。	
5.　経営者の責任 5.1　経営者のコミットメント 社長は、品質マネジメントシステムの構築及び実施並びにその有効性を継続的に改善することに対するコミットメントの証拠を、次の事項によって示す。 a）法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして、原子力安全の重要性を原子力部門内に周知する。 b）品質方針を設定する。（5.3参照） c）管理責任者を指揮し、品質目標が設定されることを確実にする。（5.4.1参照） d）マネジメントレビューを実施する。（5.6参照） e）管理責任者を指揮し、品質マネジメントシステムの確立と維持に必要な資源が使用できることを確実にする。（6.参照） f）安全文化を醸成するための活動を促進する。	変更なし
5.2　原子力安全の重視 原子力安全を最優先に位置付け、社長は、業務・原子炉施設に対する要求事項が決定され、満たされていることを確実にする。（7.2.1及び8.2.1参照）	
5.3　品質方針 社長は、品質方針について、次の事項を確実にする。 a）原子力部門の目的に対して適切である。 b）要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。 c）品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。	

変更前	変更後
d) 原子力部門全体に伝達され、理解される。 e) 適切性の持続のためにレビューされる。 f) 組織運営に関する方針と整合がとれている。 5.4　計画 5.4.1　品質目標 （１）社長は、原子力部門内のしかるべき部門及び階層で、業務・原子炉施設に対する要求事項を満たすために必要なものを含む品質目標（7.1（３）a) 参照）が設定されていることを確実にする。 （２）品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合をとる。 （３）原子力部門は、品質目標に係る事項について、第２表の5.4項に係る社内標準を確立する。 5.4.2　品質マネジメントシステムの計画 社長は、次の事項を確実にする。 a) 品質目標に加えて4.1項に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持についての計画を策定する。 b) 品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合がとれている。 5.5　責任、権限及びコミュニケーション 5.5.1　責任及び権限 社長は、別添１の保安に関する職務及び別添２の主任技術者の職務に定める責任（本品質保証計画に基づく活動について説明する責任を含む。）と権限が、原子力部門全体に周知されていることを確実にする。 5.5.2　管理責任者 （１）社長は、原子力事業本部長を原子力部門（経営監査室を除く。）の管理責任者とし、経営監査室長を経営監査室の管理責任者として任命する。 （２）管理責任者（原子力事業本部長）は、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す責任及び権限をもつ。	変更なし

変更前	変更後
a） 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。 b） 品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について、社長に報告する。 c） 原子力部門（経営監査室を除く。）全体にわたって、関係法令の遵守及び原子力安全についての認識を高めることを確実にする。 （３）経営監査室長は、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す責任及び権限をもつ。 a） 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。 b） 品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について、社長に報告する。 c） 経営監査室全体にわたって、関係法令の遵守及び原子力安全についての認識を高めることを確実にする。	
5.5.3 プロセス責任者 社長は、プロセス責任者に対し、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与える。 a）プロセスが確立され、実施されるとともに、有効性を継続的に改善する。 b） 業務に従事する要員の、業務・原子炉施設に対する要求事項についての認識を高める。 c）業務の成果を含む実施状況について評価する。（5.4.1及び8.2.3参照） d）安全文化を醸成するための活動を促進する。	変更なし
5.5.4 内部コミュニケーション （１）社長は、原子力部門内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にする。また、品質マネジメントシステムの有効性に関しての情報交換が行われることを次の活動により確実にする。 a） 会議（品質保証会議、原子力発電安全委員会、発電所レビュー、原子力発電安全運営委員会等） b）文書（電磁的記録媒体を含む。）による周知、指示及び報告 （２）原子力部門は、内部コミュニケーションに係る事項について、第２表の	

変更前	変更後
5.5.4項に係る社内標準を確立する。 5.6　マネジメントレビュー 5.6.1　一般 （１）社長は、原子力部門の品質マネジメントシステムが、引き続き、適切、妥当かつ有効であることを確実にするために、年１回（原則として年度末）以上品質マネジメントシステムをレビューする。 （２）発電所長は、発電所における品質マネジメントシステムを評価し、その結果を第２表の5.5.4項に係る社内標準に基づき管理責任者（原子力事業本部長）へ報告する。 管理責任者（原子力事業本部長及び経営監査室長）は、これらの情報を含む自らが所管する品質マネジメントシステムに係る活動を評価し、その結果をマネジメントレビューへのインプットとする。 （３）マネジメントレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、並びに品質方針及び品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。 なお、別添１の保安に関する職務の第１項(18)に定める関係する部門についてもマネジメントレビューの結果に基づいて社長が必要な業務の指示を行う。 （４）マネジメントレビューの結果の記録は、維持する。（4.2.4参照） 5.6.2　マネジメントレビューへのインプット マネジメントレビューへのインプットには、次の情報を含める。 a）監査の結果 b）原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方（8.2.1参照） c）プロセスの成果を含む実施状況（品質目標の達成状況を含む。）並びに検査及び試験の結果（8.2.3及び8.2.4参照） d）予防処置及び是正処置の状況（8.5.2及び8.5.3参照） e）安全文化を醸成するための活動の実施状況 f）関係法令の遵守状況 g）前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ（5.6.3参照）	変更なし

変更前	変更後
h) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更 i) 改善のための提案 5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット マネジメントレビューからのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置すべてを含める。 a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善 b) 業務の計画及び実施にかかわる改善 c) 資源の必要性 6. 資源の運用管理 6.1 資源の提供 原子力部門は、原子力安全に必要な資源を第２表の6.1項、6.2項及び7.1項に係る社内標準において明確にし、提供する。 6.2 人的資源 6.2.1 一般 原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員は、適切な教育、訓練、技能及び経験を判断の根拠として力量を有する。 6.2.2 力量、教育・訓練及び認識 原子力部門は、第２表の5.4項及び6.2項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。 a) 原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。 b) 必要な力量が不足している場合には、その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を行うか、又は他の処置をとる。 c) 教育・訓練又は他の処置の有効性を評価する。 d) 原子力部門の要員が、自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し、品質目標の達成に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にする。 e) 教育、訓練、技能及び経験について該当する記録を維持する。（4.2.4参	変更なし

変更前	変更後
照） 6.3　原子炉施設及びインフラストラクチャー 原子力部門は、原子力安全の達成のために必要な原子炉施設を第２表の7.1項に係る社内標準において明確にし、維持管理する。 また、原子力安全の達成のために必要なインフラストラクチャーを第２表の7.1項に係る社内標準において明確にし、維持する。 6.4　作業環境 原子力部門は、原子力安全の達成のために必要な作業環境を第２表の7.1項に係る社内標準において明確にし、運営管理する。 7.　業務の計画及び実施 7.1　業務の計画 （１）原子力部門は、第１表の4.2.3項に係る社内標準及び第２表の7.1項に係る社内標準に基づき、保安活動に関する業務に必要なプロセスを計画し、構築する。 （２）業務の計画は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合をとる。（4.1参照） （３）原子力部門は、業務の計画に当たって、次の各事項について適切に明確化する。なお、d）については第２表の7.1項に係る社内標準において明確にする。 a）業務・原子炉施設に対する品質目標及び要求事項 b）業務・原子炉施設に特有な、プロセス及び文書の確立の必要性並びに資源の提供の必要性 c）その業務・原子炉施設のための検証、妥当性確認、監視、測定、検査及び試験活動並びにこれらの合否判定基準 d）業務・原子炉施設のプロセス及びその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録（4.2.4参照） （４）この計画のアウトプットは、原子力部門の運営方法に適した形式にする。 7.2　業務・原子炉施設に対する要求事項に関するプロセス 7.2.1　業務・原子炉施設に対する要求事項の明確化	変更なし

変更前	変更後
原子力部門は、次の事項を業務の計画（7.1参照）で明確にする。 a）業務・原子炉施設に適用される法令・規制要求事項 b）明示されてはいないが、業務・原子炉施設に不可欠な要求事項 c）原子力部門が必要と判断する追加要求事項すべて 7.2.2　業務・原子炉施設に対する要求事項のレビュー （１）原子力部門は、業務・原子炉施設に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。 （２）レビューでは、次の事項を確実にする。 a）業務・原子炉施設に対する要求事項が定められている。 b）業務・原子炉施設に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。 c）原子力部門が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。 （３）このレビューの結果の記録、及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を維持する。（4.2.4参照） （４）業務・原子炉施設に対する要求事項が、書面で示されない場合には、原子力部門はその要求事項を適用する前に確認する。 （５）業務・原子炉施設に対する要求事項が変更された場合には、原子力部門は、関連する文書として業務の計画を修正する。また、変更後の要求事項が、関連する要員に理解されていることを確実にする。 7.2.3　外部とのコミュニケーション 原子力部門は、原子力安全に関して外部とのコミュニケーションを図るための効果的な方法を第２表の7.2.3項に係る社内標準で明確にし、実施する。 7.3　設計・開発 原子力部門は、第２表の7.3項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。 7.3.1　設計・開発の計画 （１）原子力部門は、原子炉施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。 （２）設計・開発の計画において、原子力部門は、次の事項を明確にする。 a）設計・開発の段階 b）設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認	変更なし

変更前	変更後
c） 設計・開発に関する責任（本品質保証計画に基づく活動の内容について説明する責任を含む。）及び権限 （３）原子力部門は、効果的なコミュニケーション並びに責任及び権限の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与するグループ間のインタフェースを運営管理する。 （４）設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に更新する。	
7.3.2　設計・開発へのインプット （１）原子炉施設の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を維持する。（4.2.4参照）そのインプットには、次の事項を含める。 a）機能及び性能に関する要求事項 b）適用される法令・規制要求事項 c）適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報 d）設計・開発に不可欠なその他の要求事項	
（２）原子炉施設の要求事項に関連するインプットについては、その適切性をレビューし、承認する。要求事項は、漏れがなく、あいまいでなく、相反することがないようにする。	変更なし
7.3.3　設計・開発からのアウトプット （１）設計・開発からのアウトプットは、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式とする。また、リリースの前に、承認を受ける。 （２）設計・開発からのアウトプットは、次の状態とする。 a）設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。 b） 調達、業務の実施（原子炉施設の使用を含む。）に対して適切な情報を提供する。 c） 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。 d）安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子炉施設の特性を明確にする。	
7.3.4　設計・開発のレビュー （１）設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに（7.3.1参照）体系的なレビューを行う。	

変更前	変更後
a）設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。 b）問題を明確にし、必要な処置を提案する。 （２）レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部門を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含める。このレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する。（4.2.4参照） 7.3.5　設計・開発の検証 （１）設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに（7.3.1参照）検証を実施する。 この検証の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する。（4.2.4参照） （２）設計・開発の検証は、原設計者以外の者又はグループが実施する。 7.3.6　設計・開発の妥当性確認 （１）結果として得られる原子炉施設が、指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法（7.3.1参照）に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。 （２）実行可能な場合にはいつでも、原子炉施設の使用前に、妥当性確認を完了する。 （３）妥当性確認の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する。（4.2.4参照） 7.3.7　設計・開発の変更管理 （１）設計・開発の変更を明確にし、記録を維持する。（4.2.4参照） （２）変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。 （３）設計・開発の変更のレビューには、その変更が、当該の原子炉施設を構成する要素及び関連する原子炉施設に及ぼす影響の評価（当該原子炉施設を構成する材料又は部品に及ぼす影響の評価を含む。）を含める。 （４）変更のレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持す	変更なし

変更前	変更後
る。（4.2.4参照） 7.4　調達 原子力部門は、第２表の7.4項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。 7.4.1　調達プロセス （１）原子力部門は、規定された調達要求事項に、調達製品が適合することを確実にする。 （２）供給者及び調達製品に対する管理の方式及び程度は、調達製品が、原子力安全に及ぼす影響に応じて定める。 （３）原子力部門は、供給者が原子力部門の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。選定、評価及び再評価の基準を定める。 （４）評価の結果の記録、及び評価によって必要とされた処置があればその記録を維持する。（4.2.4参照） （５）原子力部門は、調達製品の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報の取得及びそれらを他の原子炉設置者と共有する場合に必要な措置に関する管理方法を定める。 7.4.2　調達要求事項 （１）調達要求事項では、調達製品に関する要求事項を明確にし、次の事項のうち該当するものを含める。 a）製品、手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項 b）要員の適格性確認に関する要求事項 c）品質マネジメントシステムに関する要求事項 d）不適合の報告及び処理に関する要求事項 e）安全文化を醸成するための活動に関する必要な要求事項 （２）原子力部門は、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。 （３）原子力部門は、調達製品を受領する場合には、調達製品の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。	変更なし

変更前	変更後
7.4.3　調達製品の検証 （１）原子力部門は、調達製品が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を定めて、実施する。 （２）原子力部門が、供給者先で検証を実施することにした場合には、原子力部門は、その検証の要領及び調達製品のリリースの方法を調達要求事項の中で明確にする。	
7.5　業務の実施 原子力部門は、業務の計画（7.1参照）に基づき、次の事項を実施する。 7.5.1　業務の管理 原子力部門は、業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含める。 a）原子力安全との係わりを述べた情報が利用できる。 b）必要に応じて、作業手順が利用できる。 c）適切な設備を使用している。 d）監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。 e）監視及び測定が実施されている。 f）業務のリリースが実施されている。	変更なし
7.5.2　業務の実施に関するプロセスの妥当性確認 （１）業務の実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能で、その結果、業務が実施された後でしか不具合が顕在化しない場合には、原子力部門は、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。 （２）妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。 （３）原子力部門は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立する。 a）プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準 b）設備の承認及び要員の適格性確認 c）所定の方法及び手順の適用 d）記録に関する要求事項（4.2.4参照）	

変更前	変更後
e）妥当性の再確認 7.5.3　識別及びトレーサビリティ （１）必要な場合には、原子力部門は、業務の計画及び実施の全過程において、適切な手段により、業務・原子炉施設を識別する。 （２）原子力部門は、業務の計画及び実施の全過程において、監視及び測定の要求事項に関連して、業務・原子炉施設の状態を識別する。 （３）トレーサビリティが要求事項となっている場合には、原子力部門は業務・原子炉施設について一意の識別を管理し、記録を維持する。（4.2.4参照） 7.5.4　原子力部門外の所有物 原子力部門は、原子力部門外の所有物について、それが原子力部門の管理下にある間、注意を払い、必要に応じて記録を維持する。（4.2.4参照） 7.5.5　調達製品の保存 （１）原子力部門は、調達製品の検証後、受入から据付（使用）までの間、要求事項への適合を維持するように調達製品を保存する。この保存には、該当する場合、識別、取扱い、包装、保管及び保護を含める。保存は、取替品、予備品にも適用する。 （２）原子力部門は、調達製品の保存に係る事項について、第２表の7.5.5項に係る社内標準を確立する。 7.6　監視機器及び測定機器の管理 原子力部門は、業務の計画（7.1参照）に基づき、次の事項を実施する。 （１）業務・原子炉施設に対する要求事項への適合性を実証するために、原子力部門は、実施すべき監視及び測定を第２表の7.1項及び8.2.4項に係る社内標準において明確にする。また、そのために必要な監視機器及び測定機器を第２表の7.6項に係る社内標準において明確にする。 （２）原子力部門は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にするプロセスを第２表の7.1項に係る社内標準において確立する。 （３）測定値の正当性が保証されなければならない場合には、測定機器に関し、次	変更なし

変更前	変更後
の事項を満たす。 a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証、又はその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録する。（4.2.4参照） b) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。 c) 校正の状態を明確にするために識別を行う。 d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。 e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。 さらに、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、原子力部門は、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する。（4.2.4参照） 原子力部門は、その機器、及び影響を受けた業務・原子炉施設すべてに対して、適切な処置をとる。校正及び検証の結果の記録を維持する。（4.2.4参照） （４）規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアによって意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。また、必要に応じて再確認する。	変更なし
8. 評価及び改善 8.1 一般 （１）原子力部門は、次の事項のために必要となる監視、測定、分析及び改善のプロセスを計画し、実施する。 a) 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合を実証する。 b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。 c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。 （２）これには、統計的手法を含め、適用可能な方法、及びその使用の程度を決定することを含める。 8.2 監視及び測定 8.2.1 原子力安全の達成 原子力部門は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の	