添付資料-2 川内原子力発電所 発電用原子炉設置変更許可申請書
（2 号炉完本）

R8.3.3

＜縮 小 版＞

川 内 原 子 力 発 電 所

発 電 用 原 子 炉 設 置 変 更 許 可 申 請 書

（２号炉完本）

本文及び添付書類

九 州 電 力 株 式 会 社

はじめに

電気事業者が原子力発電所を増設しようとする際には、原子炉等規制法に基づき、発電用原子炉設置変更許可申請を原子力規制委員会に申請し、許可を受けなければならないとされています。

さらに、許可を得た後においても、発電用原子炉施設を変更する場合は、同法律に基づき、変更内容について原子力規制委員会に届出又は原子力規制委員会の許可を得なければならないとされています。

本書は、増設時の発電用原子炉設置変更許可申請書に、現在までの発電用原子炉設置変更許可申請書及び変更届出の内容をすべて反映し、「完本」として１冊に編集したものです。

なお、本書中に編集ミス等による誤記があった場合には、御容赦願います。

設置（変更）許可の経緯

No.	申請年月日 （申請番号）	許可年月日 （許可番号）	変更の内容	本文変更箇所	添付書類変更箇所
0	昭和53年 8月10日 （総文第 254号） 一部補正 昭和53年12月21日 （総文第 437号） 一部補正 昭和55年 4月15日 （総文第 5号） 一部補正 昭和55年10月30日 （総文第 347号） 一部補正 昭和55年11月18日 （総文第 374号）	昭和55年12月22日 （54資庁第 101号）	2 号 炉 増 設	―――	―――
1	昭和59年 1月20日 （総文第 349号） 一部補正 昭和59年 3月26日 （総文第 459号） 一部補正	昭和59年 5月11日 （59資庁第 726号）	・原子炉施設の変更 (1) B型燃料の使用 (2) 取替燃料の濃縮度変更	・五のハの(イ)の一部 (ロ) の一部 ・参考図（第13-1、13-2図）	・五の全部 ・八の 1.2の一部 3.2、3.3、3.4、の一部 3.6、3.7の追加 ・十の2.4の全部
2	平成元年 2月28日 （総文第 349号） 一部補正 平成元年10月28日 （総文第 246号） 一部補正 平成 2年 1月25日 （総文第 372号）	平成 2年 4月 4日 （元資庁第1918号）	・原子炉施設の変更 (1) 燃料集合体最高燃焼度の変更 (2) 取替燃料の濃縮度変更 (3) ガドリニア入り燃料の使用 (4) ベイラの共用化 ・使用済燃料の再処理委託先の変更	・五のへの(イ)の一部 (ロ)の一部 への(ハ)の一部 (ニ)の一部 トの(ハ)の一部 ・八の全部 ・参考図（第13-1、13-2、20図）	・四の全部 ・五の全部 ・六の２の全部 6.1、6.2、6.6の一部 ・八の 1.1、1.2の一部 3.1、3.2、3.3、3.4、3.6、 3.7の一部 5.2の一部 6.7の一部 7.5の一部 10.1、10.4の一部 ・九の４の全部 ５の全部 ・十の全部

設置（変更）許可の経緯

No.	申請年月日 （申請番号）	許可年月日 （許可番号）	変更の内容	本文変更箇所	添付書類変更箇所
3	平成 6年 8月 5日 （総文第 139号） 一部補正 平成 6年10月 5日 （総文第 220号）	平成 7年 1月24日 （６資庁第9919号）	・原子炉施設の変更 (1)　洗浄排水高濃縮装置の設置	・五のトの(ﾛ)の全部 (ﾊ)の全部 ・参考図（第２、３、４、５、６、７、８、９、10、13-1、14、20、21、22、23、24）	・三の全部 ・四の全部 ・五の全部 ・六の 1.1の一部 ・八の 1.1、1.3の一部 1.4、1.5の追加 2.4、2.5の一部 3.2の一部 4.1、4.3、4.4、4.5、4.6の一部 5.2、5.3、5.4、5.5の一部 6.2、6.3、6.6、6.7、6.8の一部 7.2、7.3、7.4、7.5の一部 8.1の全部 8.3の一部 9.1、9.2、9.3の一部 10.1、10.3、10.4の全部 11.1、11.2の一部 12.1、12.2、12.3、12.4、12.5の一部 13.2、13.3、13.6、13.8、13.10、13.11、13.12の全部 14の追加 ・九の 1.1、1.2の全部 2.1、2.2、2.3、2.4、2.5、2.6、2.7の全部 3の全部 4.1の全部 4.1、4.2、4.3の一部 4.4の全部

設置（変更）許可の経緯

No.	申請年月日 （申請番号）	許可年月日 （許可番号）	変更の内容	本文変更箇所	添付書類変更箇所
4	平成 9年 8月20日 （総文第 108号） 一部補正 平成 9年11月20日 （総文第 150号） 一部補正 平成10年 3月18日 （総文第 204号）	平成10年 4月28日 （平成09・08・20資第 1号）	・原子炉施設の変更 (1)　使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更	・五のニの(ﾛ)の全部	・三の全部 ・四の全部 ・五の全部 ・八の 1.4の一部 1.5の一部 6.6の一部 6.7の全部 6.9の一部 9.3の一部
5	平成11年12月15日 （総文第 112号）	平成12年 3月30日 （平成11・12・15資第 7号）	・使用済燃料の処分の方法の変更 （再処理委託先確認方法の一部変更）	・八の全部	
6	平成16年11月25日 （原発本第216号） 一部補正 平成17年７月13日 （原発本第96号）	平成17年12月21日 （平成16・11・25原第４号）	・原子炉施設の変更 (1)　高燃焼度燃料の使用 (2)　制御棒クラスタ駆動装置の一部撤去 (3)　使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更 (4)　気体廃棄物の廃棄設備の一部撤去 (5)　使用済樹脂貯蔵タンクの増設 (6)　固体廃棄物貯蔵庫の増設 (7)　固体廃棄物貯蔵庫の保管対象物の変更	・五のハの(ｲ)の一部 (ﾛ)の全部 ニの(ﾛ)の一部 ホの(ﾊ)の一部 への(ﾊ)の一部 トの(ｲ)の一部 (ﾊ)の全部 ・八の全部 ・参考図（第２、３、４、５、11、13-1、13-2、13、18、19、20図）	・三の全部 ・四の全部 ・五の全部 ・六の1.1の一部 2.5の一部 ・八の1.1の一部 1.4の一部 1.5の一部 2.3の全部 2.5の一部 3.1の全部 3.2の一部 3.3の全部 3.4の全部 3.5の全部

設置（変更）許可の経緯

No.	申請年月日 （申請番号）	許可年月日 （許可番号）	変更の内容	本文変更箇所	添付書類変更箇所
					・八の3.6の全部 3.7の全部 3.8の全部 4.2の全部 4.3の一部 4.4の全部 5.2の一部 6.6の一部 6.7の一部 6.9の全部 7.1の一部 7.4の一部 8.3の一部 10.1の全部 10.2の全部 10.3の一部 10.4の一部 10.6の全部 11.1の一部 11.2の一部 13の全部 ・九の全部 ・十の全部

設置（変更）許可の経緯

No.	申請年月日 （申請番号）	許可年月日 （許可番号）	変更の内容	本文変更箇所	添付書類変更箇所
7	平成21年11月５日 （原発本第238号） 一部補正 平成22年８月２日 （原発本第103号）	平成22年12月27日 （平成21・11・05 原第４号）	・原子炉施設の変更 (1)　蒸気発生器取替え (2)　固体廃棄物貯蔵庫の貯蔵保管能力の変更及び保管対象物の変更	・五のロの(イ)の全部 ホの(イ)の一部 トの(ハ)の全部 ・参考図（第２、３、20、24、25、26図）	・三の全部 ・四の全部 ・五の全部 ・六の1.1の一部 2.3の一部 ３の全部 ５の全部 ・八の1.3、1.4、1.5の一部 2.4の一部 4.2の全部 4.3、4.4、4.5、4.6の一部 10.1、10.4の一部 ・九の2.1の一部 ４の全部 ５の全部 ・十の2.2の一部 3.2、3.4の一部 3.5の全部 3.6の一部 3.7の全部 4.1、4.2の一部 4.3の全部
8 ※	平成25年７月８日 （発本原第85号） 一部補正 平成26年４月30日 （発本原第23号）			・九のイ、ロ、ハを追加 ・十のイ、ロを追加 ・申請書図面（第10.1図～第10.5図）を追加 ・参考図（第25図～第28図）を追加	・九の1.1の全部 2.2、2.3、2.4の一部 2.6の全部 3.1、3.3の全部

※原子力規制委員会設置法附則第23条第１項に基づく届出による変更

設置（変更）許可の経緯

No.	申請年月日 （申請番号）	許可年月日 （許可番号）	変更の内容	本文変更箇所	添付書類変更箇所
9 ※	平成25年７月８日 （発本原第86号） 一部補正 平成26年４月30日 （発本原第24号） 一部補正 平成26年６月24日 （発本原第50号） 一部補正 平成26年９月４日 （発本原第87号）	平成26年９月10日 （原規規発第1409102号）	・発電用原子炉施設の変更 (1)　核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の改正に伴う、重大事故等に対処するために必要な施設の設置及び体制の整備 (2)　記載事項の一部を関係法令等の記載と整合させるための変更	・五のイの全部 ロの(1)の全部 (2)を追加 (3)の全部 ニの(2)の一部 (3)を追加 ホの(1)の一部 (2)の一部 (3)の一部 (4)の一部 への(1)の一部 (2)の全部 (4)の一部 (5)の一部 チの(1)の全部 (2)の全部 リの(2)の全部 (3)を追加 (4)の全部 ヌの全部 ・八の全部 ・十のハを追加 ・第10.1表～第10.3表を追加 ・申請書図面（第5.1図～第5.9図を追加） ・参考図（第２、３図）	・三の全部 ・四の全部 ・五の全部 ・六の7.1～7.11を追加 ・八の1.1の一部 1.3、1.4の全部 1.5、1.6、1.7、1.8、1.9、1.10を追加 1.12の一部 1.13の全部 2.3の全部 2.5の一部 4.1の一部 4.3、4.4、4.5を追加 5.1の一部 5.4、5.5、5.6、5.7、5,10を追加 5.11、5.13の一部 6.3の一部 6.4を追加 6.5、6.6、6,7の一部 6.8を追加 6.10の一部 8.1、8.2、8.3の一部 9.1、9.3の一部 9.4、9.5、9.6、9.7、9.8、9.9、9.10を追加

※実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う本文第五号の区分名称及び添付書類八の項目変更

設置（変更）許可の経緯

No.	申請年月日 （申請番号）	許可年月日 （許可番号）	変更の内容	本文変更箇所	添付書類変更箇所
					10.1の全部 10.2を追加 10.3の全部 10.4の一部 ・八の10.5、10.7、10.8、10.9、10.10、 10.11、10.12、10.13を追加 11.1、11.2の全部 ・十の1.1、1.2、1.3の一部 3.1の全部 ５、６、７を追加
10	平成28年８月16日 （発本原第83号） 一部補正 平成28年９月16日 （発本原第108号）	平成28年11月２日 （原規規発第 16110237号）	・使用済燃料の処分の方法の変更 （原子力発電における使用済燃料の再処理等の実施に関する法律）	・八の全部	
11	平成28年３月25日 （発本原第304号） 一部補正 平成28年10月12日 （発本原第133号） 一部補正 平成28年10月28日 （発本原第147号） 一部補正 平成29年１月27日 （発本原第223号）	平成29年２月８日 （原規規発第 1702082号）	・発電用原子炉施設の変更 (1)　常設直流電源設備の設置 (2)　受電系統の変更 (3)　緊急時対策所の変更	・五のロの(1)の一部 (3)の一部 チの(1)の一部 (2)の全部 リの(4)の一部 ヌの(1)の一部 (2)の一部 (3)の一部 ・十のハの(1)の一部 ・第10.1表～第10.3表の一部 ・申請書図面（第5.5図～第5.7図） ・参考図（第２、３図）	・三の全部 ・四の全部 ・五の全部 ・六の7.1、7.3、7.5、7.6の一部 ・八の1.1、1.4～1.6、1.10、1.12の一部 2.3、2.5の一部 6.4の一部 8.1～8.3の一部 9.8の一部 10.1～10.3、10.5、10.10、10.13 の一部 ・十の5.1、5.2の一部 7.1～7.5の一部

設置（変更）許可の経緯

No.	申請年月日 （申請番号）	許可年月日 （許可番号）	変更の内容	本文変更箇所	添付書類変更箇所
12	平成27年12月17日 （発本原第234号） 一部補正 平成28年３月25日 （発本原第303号） 一部補正 平成29年２月17日 （発本原第242号） 一部補正 平成29年３月３日 （発本原第257号）	平成29年４月５日 （原規規発第1704052号）	発電用原子炉施設の変更 (1)　特定重大事故等対処施設の設置	・五のイの全部 ロの(1)の一部 (2)の一部 (3)の一部 ヌの(3)の一部 ・十のハの(1)の一部 ・第10.4表を追加 ・申請書図面（第5.10図、第5.11図）を追加 ・参考図（第29図）を追加	・三の全部 ・四の全部 ・五の全部 ・六の7.1、7.3、7.5、7.6の一部 ・八の1.1、1.4～1.6、1.10、1.12の一部 2.6の追加 10.5、10.7の一部 10.14、10.15の追加 ・十の5.2の一部
13	平成29年７月27日 （原発本第112号） 一部補正 平成29年11月９日 （原発本第213号）	平成30年３月７日 （原規規発第1803073号）	発電用原子炉施設の変更 (1)　重大事故等に対処するための蓄電池の運用の変更	・五のヌの(2)の一部 ・申請書表（第10.1表、第10.2表）の一部	・四の全部 ・五の全部 ・八の1.9、1.10、1.12、10.2の一部 ・十の5.1、7.1の一部
14	平成30年６月26日 （原発本第103号） 一部補正 平成30年９月27日 （原発本第197号） 一部補正 平成30年10月30日 （原発本第221号）	平成31年１月16日 （原規規発第1901166号）	・発電用原子炉施設の変更 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の改正に伴い、 (1)　地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能の維持に係る設計方針を追加 (2)　「内部溢水による管理区域外への漏えいの防止」に関連する記載事項の一部を規則の条文と整合した記載に変更	・五のロの(1)の一部 (3)の一部 ヌの(3)の一部	・八の1.4、1.7、1.12の一部 3.2の一部 10.7の一部

設置（変更）許可の経緯

No.	申請年月日 （申請番号）	許可年月日 （許可番号）	変更の内容	本文変更箇所	添付書類変更箇所
15	平成30年11月１日 （原発本第223号） 一部補正 平成30年11月22日 （原発本第237号）	平成31年１月16日 （原規規発第1901167号）	・発電用原子炉施設の変更 (1)　実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の改正に伴い、柏崎刈羽原子力発電所６号炉及び７号炉の新規制基準適合性審査を通じて得られた技術的知見の反映に関連する記載事項の一部を規則の条文と整合した記載に変更	・五のロの(3)の一部 へ の(5)の一部 リ の(3)の一部 (4)の一部 ・申請書表（第10.1表、第10.2表）の一部	・八の1.1、1.12の一部 6.10の一部 9.3の全部 9.5の一部 ・十の５の一部 7.1、7.2、7.4の一部
16	平成31年２月７日 （原発本第276号） 一部補正 令和元年11月15日 （原発本第142号） 一部補正 令和元年12月３日 （原発本第155号）	令和２年１月29日 （原規規発第2001296号）	・発電用原子炉施設の変更 (1)　実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の改正に伴い、１号炉及び２号炉における中央制御室、緊急時対策所、特定重大事故等対処施設等に対して、有毒ガスの発生に対する防護方針について記載	・五のロの(3)の一部 へ の(5)の一部 ヌ の(3)の一部 ・十のハの(1)の一部	・三の全部 ・四の全部 ・五の全部 ・八の1.12の一部 6.10の一部 10.10、10.14の一部 ・十の5.1、5.2の一部
17 ※	令和２年４月１日 （原発本第９号）			・十一を追加	

※　原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律附則第５条第４項で準用する同法附則第４条第１項に基づく届出

設置（変更）許可の経緯

No.	申請年月日 （申請番号）	許可年月日 （許可番号）	変更の内容	本文変更箇所	添付書類変更箇所
18	令和２年１月31日 （原発本第196号） 一部補正 令和２年９月11日 （原発本第168号）	令和２年10月21日 （原規規発第2010213号）	・発電用原子炉施設の変更 (1)　廃棄物搬出設備の設置	・五のトの(3)の全部 ・九のイの(2)の一部 ロの(4)の全部 ・参考図（第３、20、25、29図）	・三の全部 ・四の全部 ・五の全部 ・八の1.4、1.6、1.12の一部 2.3、2.5の一部 7.4の一部 8.1、8.2の一部 10.5、10.6の一部 11.2の一部 ・九の2.2、2.7の一部 4.2. 4.4の一部 ・十一を追加
19	令和３年４月26日 （原発本第13号） 一部補正 令和５年10月27日 （原発本第161号） 一部補正 令和５年11月21日 （原発本第189号）	令和６年２月７日 （原規規発第2402075号）	・発電用原子炉施設の変更 (1)　実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈等の改正に伴い、１号炉及び２号炉における基準地震動に、震源を特定せず策定する地震動として標準応答スペクトルを考慮した地震動を追加し、関連する記載事項の一部を変更	・五のロの(1)の一部 ・申請書図面（第5.1図、第5.2図）の一部を変更 ・申請書図面（第5.5図）を追加	・三の全部 ・五の全部 ・六の7.3の一部 7.5、7.6の全部 7.7の一部 ・八の1.4、1.12の一部 ・十一の全部

設置（変更）許可の経緯

No.	申請年月日 （申請番号）	許可年月日 （許可番号）	変更の内容	本文変更箇所	添付書類変更箇所
20	令和６年１月17日 （原発本第199号） 一部補正 令和６年７月25日 （原発本第70号） 一部補正 令和６年10月９日 （原発本第104号）	令和６年12月４日 （原規規発第2412042号）	・発電用原子炉施設の変更 (1) 核燃料物質取扱設備の一部、使用済燃料貯蔵設備の一部及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備の１号炉及び２号炉との共用化 (2) 最新記載形式への見直し等の記載の適正化 (3) タービン動補助給水ポンプ取替に伴う関連する記載事項の一部を変更 (4) 重大事故等対策における手順に記載している設備の明確化等の記載の適正化 (5) 「原子力発電における使用済燃料の再処理等の実施及び廃炉の推進に関する法律」の施行に伴う法令名称、関係組織名称等の記載の適正化	・五のニの(1)の全部 (2)の一部 (3)の一部 ホの(3)の一部 ・八の全部 ・十のハの(1)の一部 (2)の一部 ・申請書表（第10.1表）の一部	・三の全部 ・四の全部 ・五の全部 ・八の1.12の一部 4.1、4.2の一部 5.4、5.5、5.6、5.10、5.11の一部 6.8の一部 10.1の一部 ・十の5.1、5.2の一部 6.1、6.2、6.5の一部 7.3の全部 追補１の1.2、1.3、1.4の一部 追補２のⅠの一部 ・十一の全部

平成25年７月８日申請にて「原子炉」を「発電用原子炉」に、「原子炉施設」を「発電用原子炉施設」に読み替えるとともに、本文第五号の区分名称及び添付書類八の項目を変更した。

＜本文第五号の区分名称＞

第五号の区分名称について下記のとおり変更する。

変更前	変更後
イ．原子炉施設の位置	イ．発電用原子炉施設の位置
(ｲ) 敷地の面積及び形状	(1) 敷地の面積及び形状
(ﾛ) 敷地内における主要な原子炉施設の位置	(2) 敷地内における主要な発電用原子炉施設の位置
ロ．原子炉施設の一般構造	ロ．発電用原子炉施設の一般構造
ハ．原子炉本体の構造及び設備	ハ．原子炉本体の構造及び設備
(ｲ) 炉　　心	(1) 発電用原子炉の炉心
(1) 構　　造	(ⅰ) 構　　造
(2) 燃料体の最大そう入量	(ⅱ) 燃料体の最大挿入量
(3) 主要な核的制限値	(ⅲ) 主要な核的制限値
(4) 主要な熱的制限値	(ⅳ) 主要な熱的制限値
(ﾛ) 燃 料 体	(2) 燃 料 体
(1) 燃料材の種類	(ⅰ) 燃料材の種類
(2) 被覆材の種類	(ⅱ) 燃料被覆材の種類
(3) 燃料要素の構造	(ⅲ) 燃料要素の構造
(4) 燃料集合体の構造	(ⅳ) 燃料集合体の構造
(5) 最高燃焼度	(ⅴ) 最高燃焼度
(ﾊ) 減速材及び反射材の種類	(3) 減速材及び反射材の種類
(ﾆ) 原子炉容器	(4) 原子炉容器
(1) 構　　造	(ⅰ) 構　　造
(2) 最高使用圧力及び最高使用温度	(ⅱ) 最高使用圧力及び最高使用温度
(ﾎ) 放射線しゃへい体の構造	(5) 放射線遮蔽体の構造
(ﾍ) その他の主要な事項	(6) その他の主要な事項
ニ．核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備	ニ．核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備
(ｲ) 核燃料物質取扱設備の構造	(1) 核燃料物質取扱設備の構造

変更前	変更後
(ﾛ) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力	(2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力
(1) 新燃料貯蔵設備	(ⅰ) 新燃料貯蔵設備
(2) 使用済燃料貯蔵設備	(ⅱ) 使用済燃料貯蔵設備
ホ. 原子炉冷却系統施設の構造及び設備	ホ. 原子炉冷却系統施設の構造及び設備
(ｲ) 一次冷却設備	(1) 一次冷却材設備
(1) 冷却材の種類	(ⅰ) 冷却材の種類
(2) 主要な機器及び管の個数及び構造	(ⅱ) 主要な機器及び管の個数及び構造
(3) 冷却材の温度及び圧力	(ⅲ) 冷却材の温度及び圧力
(ﾛ) 二次冷却設備	(2) 二次冷却設備
(1) 冷却材の種類	(ⅰ) 冷却材の種類
(2) 主要な機器の個数及び構造	(ⅱ) 主要な機器の個数及び構造
(ﾊ) 非常用冷却設備	(3) 非常用冷却設備
(1) 冷却材の種類	(ⅰ) 冷却材の種類
(2) 主要な機器及び管の個数及び構造	(ⅱ) 主要な機器及び管の個数及び構造
(ﾆ) その他の主要な事項	(4) その他の主要な事項
(1) 化学体積制御設備	(ⅰ) 化学体積制御設備
(2) 余熱除去設備	(ⅱ) 余熱除去設備
(3) 原子炉補機冷却水設備	(ⅲ) 原子炉補機冷却水設備
ヘ. 計測制御系統施設の構造及び設備	ヘ. 計測制御系統施設の構造及び設備
(ｲ) 計　　装	(1) 計　　装
(1) 核計装の種類	(ⅰ) 核計装の種類
(2) その他の主要な計装の種類	(ⅱ) その他の主要な計装の種類
(ﾛ) 安全保護回路	(2) 安全保護回路
(1) 原子炉停止回路の種類	(ⅰ) 原子炉停止回路の種類
(2) その他の主要な安全保護回路の種類	(ⅱ) その他の主要な安全保護回路の種類
(ﾊ) 制御設備	(3) 制御設備
(1) 制御材の個数及び構造	(ⅰ) 制御材の個数及び構造
(2) 制御材駆動設備の個数及び構造	(ⅱ) 制御材駆動設備の個数及び構造

変更前	変更後
(3) 反応度制御能力	(iii) 反応度制御能力
(ニ) 非常用制御設備	(4) 非常用制御設備
(1) 制御材の個数及び構造	(i) 制御材の個数及び構造
(2) 主要な機器の個数及び構造	(ii) 主要な機器の個数及び構造
(3) 反応度制御能力	(iii) 反応度制御能力
(ホ) その他の主要な事項	(5) その他の主要な事項
(1) １次冷却材温度制御設備	(i) １次冷却材温度制御設備
(2) 加圧器圧力制御設備	(ii) 加圧器圧力制御設備
(3) 制御棒クラスタ引抜阻止回路	(iii) 制御棒クラスタ引抜阻止回路
(4) 警報回路	(iv) 警報回路
(5) 中央制御室	(vi) 中央制御室
ト．放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備	ト．放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備
(イ) 気体廃棄物の廃棄施設	(1) 気体廃棄物の廃棄施設
(1) 構　　造	(i) 構　　造
(2) 廃棄物の処理能力	(ii) 廃棄物の処理能力
(3) 排気口の位置	(iii) 排気口の位置
(ロ) 液体廃棄物の廃棄設備	(2) 液体廃棄物の廃棄設備
(1) 構　　造	(i) 構　　造
(2) 廃棄物の処理能力	(ii) 廃棄物の処理能力
(3) 排水口の位置	(iii) 排水口の位置
(ハ) 固体廃棄物の廃棄設備	(3) 固体廃棄物の廃棄設備
(1) 構　　造	(i) 構　　造
(2) 廃棄物の処理能力	(ii) 廃棄物の処理能力
チ．放射線管理施設の構造及び設備	チ．放射線管理施設の構造及び設備
(イ) 屋内管理用の主要な設備の種類	(1) 屋内管理用の主要な設備の種類
(ロ) 屋外管理用の主要な設備の種類	(2) 屋外管理用の主要な設備の種類
リ．原子炉格納施設の構造及び設備	リ．原子炉格納施設の構造及び設備
(イ) 構　　造	(1) 原子炉格納容器の構造
(1) 原子炉格納容器	(i) 原子炉格納容器
(2) 外部しゃへい建屋	(ii) 外部しゃへい建屋

変更前	変更後
(ﾛ)設計圧力及び設計温度並びに漏えい率	(2) 原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率
(ﾊ) その他の主要な事項	(4) その他の主要な事項
ヌ．その他原子炉の附属施設の構造及び設備	ヌ．その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備
(ｲ) 非常用電源設備の構造	(2) 非常用電源設備の構造
(1) 受電系統	(ⅰ) 受電系統
(2) ディーゼル発電機	(ⅱ) ディーゼル発電機
(3) 蓄 電 池	(ⅲ) 蓄 電 池
(ﾛ) その他の主要な事項	(3) その他の主要な事項
(1) 安全補機室空気浄化設備	(ⅰ) 安全補機室空気浄化設備
(2) 補助建屋換気空調設備	(ⅱ) 原子炉補助建屋換気設備
(3) 中央制御室空調装置	(ⅲ) 中央制御室換気設備

＜添付書類八の項目＞

添付書類八の項目について下記のとおり変更する。

変更前	変更後
1.1.7　強度設計の基本方針	1.1.9　強度設計の基本方針
1.1.8　品質保証の基本方針	1.11　品質保証の基本方針
1.4　原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針	1.12　原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針
4.　１次冷却設備	5.1.1　通常運転時等 (5.1　１次冷却設備)
4.7　参考文献（1）～（6）	5.13　参考文献（1）～（6）
5.2　非常用炉心冷却設備	5.3　非常用炉心冷却設備
5.3　原子炉格納施設	9.1.1　通常運転時等 (9.1　原子炉格納施設)
5.4　原子炉格納容器スプレイ設備	9.2　原子炉格納容器スプレイ設備
5.5　アニュラス空気浄化設備	9.3　アニュラス空気浄化設備
5.6　安全補機室空気浄化設備	8.2.2　安全補機室空気浄化設備
5.7　参考文献	9.11　参考文献
6.2　化学体積制御設備	5.8　化学体積制御設備
6.3　余熱除去設備	5.2　余熱除去設備
6.4　原子炉補機冷却水設備	5.9.1　原子炉補機冷却水設備
6.5　原子炉補機冷却海水設備	5.9.2　原子炉補機冷却海水設備
6.6　使用済燃料ピット水浄化冷却設備	4.2　使用済燃料ピット水浄化冷却設備
6.7　燃料取扱及び貯蔵設備	4.1.1　通常運転時等 (4.1　燃料取扱及び貯蔵設備)
6.8　試料採取設備	6.5　試料採取設備

変更前		変更後	
6.9	参考文献（1）～（4）	5.13	参考文献（7）～（10）
6.9	参考文献（5）（6）	4.6	参考文献（1）（2）
7.2	原子炉計装	6.2	原子炉計装
7.3	プロセス計装設備	6.3	プロセス計装
7.4	原子炉制御設備	6.1	原子炉制御設備
7.5	原子炉保護設備	6.6	原子炉保護設備
7.6	工学的安全施設作動設備	6.7	工学的安全施設作動設備
7.7	制御室	6.10.1	通常運転時等 （6.10　制御室）
7.8	参考文献	6.11	参考文献
8.3.5	所内高圧系統	10.3.3.5	所内高圧系統
8.3.6	所内低圧系統	10.3.3.6	所内低圧系統
8.3.7	ディーゼル発電機	10.1.3.3	ディーゼル発電機
8.3.8	直流電源設備	10.3.3.7	直流電源設備
8.3.9	計測制御用電源設備	10.3.3.8	計測制御用電源設備
8.3.10	制御棒駆動装置用電源設備	10.3.3.9	制御棒クラスタ駆動装置用電源設備
8.3.11	照明及び作業用電源設備	10.3.3.10	作業用電源設備
8.3.12	電線路	10.3.3.11	電線路
8.3.13	通信連絡設備	10.13	通信連絡設備
8.3.14	構内出入監視装置	10.11	構内出入監視装置
8.4	事故時母線切替	10.1.3.7	事故時母線切替
8.5	非常用所内電源設備の試験及び検査	10.1.5	試験検査

変更前	変更後
9. タービン及び付属設備	5.11 蒸気タービン及び附属設備
9.4 参考文献（1）	5.13 参考文献（11）
10. 放射性廃棄物廃棄施設	7. 放射性廃棄物の廃棄施設
11.1 遮へい設備	8.3 遮へい設備
11.2 放射線管理設備	8.1.1 通常運転時等 （8.1 放射線管理設備）
11.3 参考文献	8.4 参考文献
12.1 給水処理設備	5.12 給水処理設備
12.2 換気空調設備	8.2.1 換気設備 （8.2 換気空調設備）
12.3 圧縮空気設備	6.9 圧縮空気設備
12.4 補助蒸気設備	10.4 補助蒸気設備
12.5 消火設備	10.6 消火設備
13. 運転保守	11. 運転保守
14. 運転保守に係る品質保証活動	削除

（表）

変更前	変更後
第1.5.2表	第1.3.1表
第4.3.1表	第5.1.1表
第4.4.1表～第4.4.7表	第5.1.2表～第5.1.8表
第4.6.1表～第4.6.5表	第5.1.9表～第5.1.13表
第5.2.1表	第5.3.1表
第5.3.1表	第9.1.1表
第5.4.1表	第9.2.1表
第5.5.1表	第9.3.1表
第6.2.1表～第6.2.2表	第5.8.1表～第5.8.2表
第6.3.1表	第5.2.1表
第6.4.1表	第5.9.1表
第6.5.1表	第5.9.2表
第6.6.1表	第4.2.1表
第6.7.1表	第4.1.1表
第6.8.1表	第6.5.1表
第7.3.1表～第7.3.2表	第6.3.1表～第6.3.2表
第7.5.1表～第7.5.2表	第6.6.1表～第6.6.2表
第7.6.1表～第7.6.2表	第6.7.1表～第6.7.2表
第7.7.1表	第6.10.1表
第8.3.1表～第8.3.4	第10.3.1表～第10.3.4表
第8.3.5表～第8.3.6表	第10.1.1表～第10.1.2表
第8.3.7表	第10.1.5表
第8.3.8表～第8.3.9表	第10.1.3表～第10.1.4表

（表）

変更前	変更後
第9.3.1表～第9.3.6表	第5.11.1表～第5.11.6表
第10.2.1表	第7.2.1表
第10.3.1表	第7.3.1表
第10.4.1表	第7.4.1表
第11.2.1表～第11.2.6表	第8.1.1表～第8.1.6表
第12.1.1表～第12.1.2表	第5.12.1表～第5.12.2表
第12.2.1表～第12.2.3表	第8.2.1表～第8.2.3表
第12.2.4表	第8.2.5表
第12.3.1表～第12,3,2表	第6.9.1表～第6.9.2表
第12.4.1表	第10.4.1表
第12.5.1表	第10.6.1表

（図）

変更前	変更後
第4.1.2図	第5.1.2図
第4.1.1図	第5.1.1図
第4.5.1図	第5.1.3図
第4.5.3図～第4.5.12図	第5.1.4図～第5.1.13図
第4.5.14図	第5.1.14図
第4.6.1図	第5.1.15図
第5.2.1図	第5.3.1図
第5.3.1図～第5.3.2図	第9.1.1図～第9.1.2図
第5.4.1図	第9.2.1図
第5.5.1図	第9.3.1図
第5.6.1図	第8.2.6図
第6.2.1図	第5.8.1図
第6.3.1図	第5.2.1図
第6.4.1図	第5.9.1図
第6.5.1図	第5.9.2図
第6.6.1図	第4.2.1図
第6.7.1図～第6.7.2図	第4.1.1図～第4.1.2図
第6.8.1図	第6.5.1図
第7.4.1図～第7.4.5図	第6.1.1図～第6.1.5図
第7.5.1図～第7.5.3図	第6.6.1図～第6.6.3図
第7.6.1図	第6.7.1図
第8.3.1図～第8.3.2図	第10.3.1図～第10.3.2図
第8.3.3図～第8.3.6図	第10.1.1図～第10.1.4図

（図）

変更前	変更後
第9.1.1図～第9.1.2図	第5.11.1図～第5.11.2図
第9.3.1図～第9.3.7図	第5.11.3図～第5.11.9図
第10.1.1図	第7.1.1図
第11.1.1図～第11.1.5図	第8.3.1図～第8.3.5図
第11.2.1図	第8.1.1図
第12.1.1図	第5.12.1図
第12.2.1図～第12.2.5図	第8.2.1図～第8.2.5図
第12.3.1図	第6.9.1図
第12.4.1図	第10.4.1図
第12.5.1図	第10.6.1図

変 更 届 出 の 経 緯

No.	届出年月日	届出番号	届　　出　　内　　容
1	昭和56年 1月21日	総文第 452号	原子炉に燃料として使用する核燃料物質の種類及びその年間予定使用量の変更届出 （２号炉増設に伴う変更）
2	昭和57年 3月30日	総文第 524号	工事計画変更届出
3	昭和58年 7月 8日	総文第 111号	原子炉設置代表者の氏名変更届出（永倉三郎→川合辰雄）
4	昭和59年 5月24日	総文第 69号	原子炉に燃料として使用する核燃料物質の種類及びその年間予定使用量の変更届出（取替燃料の濃縮度更）
5	昭和59年12月24日	総文第 409号	工事計画変更届出
6	昭和60年 4月23日	総文第　25号	工事計画変更届出
7	昭和60年11月 5日	総文第 261号	工事計画変更届出
8	昭和62年 7月 8日	総文第 130号	原子炉設置代表者の氏名変更届出（川合辰雄→渡邉哲也）
9	平成 2年 4月27日	総文第　7号	原子炉に燃料として使用する核燃料物質の種類及びその年間予定使用量の変更届出 （燃料集合体最高燃焼度の変更及び燃料濃縮度の変更）
10	平成 3年 9月12日	総文第 221号	原子炉設置代表者の氏名変更届出（渡邉哲也→大野　茂）
11	平成 9年 7月10日	総文第　34号	原子炉設置代表者の氏名変更届出（大野　茂→鎌田迪貞）
12	平成11年 7月30日	総文第　72号	工事計画変更届出
13	平成15年 7月 7日	原発本第 67号	原子炉設置代表者の氏名変更届出（鎌田迪貞→松尾新吾）
14	平成17年12月26日	原発本219号	原子炉に燃料として使用する核燃料物質の種類及びその年間予定使用量の変更届出 （高燃焼度燃料の使用）
15	平成18年 4月26日	原発本第　3号	工事計画変更届出
16	平成18年 8月30日	原発本第154号	工事計画変更届出
17	平成18年12月12日	原発本第227号	工事計画変更届出
18	平成19年 1月22日	原発本第　1号	工事計画変更届出
19	平成19年 3月27日	原発本第308号	工事計画変更届出

変 更 届 出 の 経 緯

No.	届出年月日	届出番号	届　　出　　内　　容
20	平成19年 7月 3日	原発本第112号	原子炉設置代表者の氏名変更届出（松尾新吾→眞部利應）
21	平成19年 8月21日	原発本第185号	工事計画変更届出
22	平成20年 4月11日	原発本第 25号	工事計画変更届出
23	平成20年11月11日	原発本第280号	工事計画変更届出
24	平成21年 1月28日	原発本第382号	工事計画変更届出
25	平成24年 2月23日	原発本第313号	工事計画変更届出
26	平成24年 4月11日	原発本第 31号	原子炉設置代表者の氏名変更届出（眞部利應→瓜生道明）
27	平成26年 3月10日	発本原第232号	工事計画変更届出
28	平成25年 7月 8日 一部補正 平成26年 4月30日	発本原第 85号 発本原第 23号	原子力規制委員会設置法附則第23条第１項に基づく届出 原子力規制委員会設置法附則第23条第１項に基づく届出の一部補正
29	平成27年12月17日	発本原第236号	工事計画変更届出
30	平成28年 1月29日	発本原第262号	発本原第236号による工事計画変更届出の取り下げ
31	平成28年 3月25日	発本原第306号	工事計画変更届出
32	平成29年 3月 3日	発本原第258号	工事計画変更届出
33	平成29年 3月31日	発本原第304号	工事計画変更届出
34	平成29年 4月26日	原発本第18号	工事計画変更届出
35	平成29年 5月30日	原発本第 61号	工事計画変更届出
36	平成29年 9月27日	原発本第163号	工事計画変更届出

変 更 届 出 の 経 緯

No.	届出年月日	届出番号	届　　出　　内　　容
37	平成29年12月26日	原発本第268号	工事計画変更届出
38	平成30年 2月 7日	原発本第303号	工事計画変更届出
39	平成30年 2月28日	原発本第329号	工事計画変更届出
40	平成30年 3月29日	原発本第364号	工事計画変更届出
41	平成30年 4月25日	原発本第 28号	工事計画変更届出
42	平成30年 6月21日	原発本第 91号	工事計画変更届出
43	平成30年 6月29日	原発本第141号	原子炉設置代表者の氏名変更届出（瓜生道明→池辺和弘）
44	平成30年 8月29日	原発本第187号	工事計画変更届出
45	平成30年 9月27日	原発本第196号	工事計画変更届出
46	平成30年10月 2日	原発本第205号	工事計画変更届出
47	平成30年12月25日	原発本第246号	工事計画変更届出
48	平成31年 2月26日	原発本第311号	工事計画変更届出
49	平成31年 3月28日	原発本第330号	工事計画変更届出
50	平成31年 4月24日	原発本第 16号	工事計画変更届出
51	令和元年 5月31日	原発本第 39号	工事計画変更届出
52	令和元年10月 3日	原発本第110号	工事計画変更届出
53	令和元年10月 3日	原発本第111号	工事計画変更届出
54	令和元年11月28日	原発本第152号	工事計画変更届出

変 更 届 出 の 経 緯

No.	届出年月日	届出番号	届　　出　　内　　容
55	令和 2年 4月 1日	原発本第　9号	原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律附則第５条第４項で準用する同法附則第４条第１項に基づく届出
56	令和 2年10月 1日	原発本第193号	工事計画変更届出
57	令和 2年10月 1日	原発本第194号	工事計画変更届出
58	令和 2年10月 1日	原発本第195号	工事計画変更届出
59	令和 3年 7月28日	原発本第 81号	工事計画変更届出
60	令和 3年 8月17日	原発本第 93号	工事計画変更届出
61	令和 6年 2月16日	原発本第241号	工事計画変更届出
62	令和 7年 7月 7日	原発本第84号	原子炉設置代表者の氏名変更届出（池辺和弘→西山勝）
63	令和 8年 3月 3日	原発本第240号	工事計画変更届出

「完本」は、現在までの発電用原子炉設置変更許可申請書及び各種変更届出の記載について、以下を編集したものである。

本　文

一、氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名

二、使用の目的

三、発電用原子炉の型式、熱出力及び基数

四、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

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

六、発電用原子炉施設の工事計画

七、発電用原子炉に燃料として使用する核燃料物質の種類及びその年間予定使用量

八、使用済燃料の処分の方法

九、発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項

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

十一、発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項

申請書表

申請書図面

申請書添付参考図面

添付書類

添付書類一

添付書類二

添付書類三

添付書類四

添付書類五

添付書類六

添付書類七

添付書類八

添付書類九

添付書類十

添付書類十一

添付書類十二

一、氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名

名　　称　　九州電力株式会社

住　　所　　福岡市中央区渡辺通二丁目１番82号

代表者氏名　　代表取締役　社長執行役員　西　山　勝

二、使用の目的　　商業発電用

三、発電用原子炉の型式、熱出力及び基数

型　　式　　濃縮ウラン、軽水減速、軽水冷却型（加圧水型）

熱 出 力　　約2,660MW

基　　数　　１

四、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　　川内原子力発電所

所 在 地　　鹿児島県薩摩川内市久見崎町

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

イ．発電用原子炉施設の位置

(1)　敷地の面積及び形状

発電用原子炉施設を設置する敷地は、鹿児島県薩摩川内市久見崎町の西部に属し、川内川河口の左岸側に位置している。敷地の西側は東支那海に面し、北東から南東方向にかけては標高 100～200m の丘陵地帯となっている。

発電用原子炉設置地点は、これらの丘陵と海岸の間の標高約 7m の平地で、主として堆積岩層から構成されている。

敷地の面積は、約 145 万 m^2 である。

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（以下「耐震重要施設」という。）は、その供用中に大きな影響を及ぼすおそれがある地震動（以下「基準地震動」という。）による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

耐震重要施設以外の設計基準対象施設については、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

耐震重要施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、そ

の安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。

耐震重要施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。

耐震重要施設については、基準地震動による地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。

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ついては、基準地震動による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

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については、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各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

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は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、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地盤に設置する。

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は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。

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ついては、基準地震動による地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して、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場所に設置する。

特定重大事故等対処施設は、耐震重要度分類のＳクラスの施設に適用される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

特定重大事故等対処施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその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地盤に設置する。

特定重大事故等対処施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。

特定重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその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場

所に設置する。

(2)　敷地内における主要な発電用原子炉施設の位置

原子炉本体は、敷地中央部の海岸側に、１号炉心から北約120mの位置に設置する。排気口は、原子炉格納施設上部に設置する。復水器冷却水の取水口は、北側及び南側に設ける防波堤の内側に、また、放水口は、南側防波堤の外側に設置する。発電所用淡水は、宮山池及び轟川から取水する。純水装置に送るための原水タンクは宮山池の北側に設置する。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、常設重大事故等対処設備とは異なる場所、かつ、原子炉建屋から100m以上の離隔距離を確保した場所に複数箇所に分散して保管する。また、外部起因事象として地震及び津波被害を考慮し複数のアクセスルートを選定する。

特定重大事故等対処施設を構成する設備（以下「特重設備」という。）は、[redacted]に設置する。

[redacted]

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

原子炉本体の中心から、発電所敷地境界までの距離は、ほぼ海岸線に沿った北北東方向で約830m、南南西方向で約750m、海岸線にほぼ直角な東南東方向で約920mであり、また、最短距離はほぼ東北東方向約650mである。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

ロ．発電用原子炉施設の一般構造

本発電用原子炉施設は、発電用原子炉、１次冷却設備、２次冷却設備、各種の安全防護設備等からなるが、各設備は、原則、原子炉格納施設、原子炉補助建屋、タービン建屋等に収納するが、一部の設備は屋外に設置する。

発電用原子炉施設のうち主要な施設である原子炉格納施設は、鋼及び鉄筋コンクリート造りとし、また、原子炉補助建屋は、鉄筋コンクリート造りとする。敷地の整地面は、標高 13m に選定する。

また、取水施設のうち原子炉補機冷却海水設備の海水ポンプについては、標高５ｍの敷地に設置する。

本発電用原子炉施設は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）及び電気事業法等の関係法令の要求を満足するとともに、原子力規制委員会が決定した「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」並びに関連する審査基準等に適合するように設計する。

(1)　耐震構造

本発電用原子炉施設は、次の方針に基づき耐震設計を行い、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」に適合するように設計する。

（ｉ）　設計基準対象施設の耐震設計

設計基準対象施設については、耐震重要度分類に応じて、適用する地震力に対して、以下の項目に従って耐震設計を行う。

a.　耐震重要施設は、基準地震動による地震力に対して、安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。

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に応じて、耐震重要度分類を以下のとおり、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ように設計する。

Ｓクラス　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

Ｂクラス　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

Ｃクラス　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

c. Ｓクラスの施設（e.に記載のものを除く。）、Ｂクラス及びＣクラスの施設は、建物・構築物については、地震層せん断力係

数C_iに、それぞれ 3.0、1.5 及び 1.0 を乗じて求められる水平地震力、機器・配管系については、それぞれ 3.6、1.8 及び 1.2 を乗じた水平震度から求められる水平地震力に十分に耐えるように設計する。建物・構築物及び機器・配管系ともに、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。

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。

ただし、土木構造物の静的地震力は、Cクラスに適用される静的地震力を適用する。

Sクラスの施設（e.に記載のものを除く。）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、建物・構築物については、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て求められる鉛直震度、機器・配管系については、これを 1.2 倍した鉛直震度より算定する。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

d. Sクラスの施設（e.に記載のものを除く。）は、基準地震動による地震力に対して安全機能が保持できるように設計する。建物・構築物については、構造物全体としての変形能力に対して十分な余裕を有するように、機器・配管系については、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能を保持できるように設計する。また、弾性設計用地震動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おおむね弾性状態

に留まる範囲で耐えられるように設計する。なお、基準地震動及び弾性設計用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。

基準地震動は、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動及び震源を特定せず策定する地震動について、敷地における解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定する。策定した基準地震動の応答スペクトルを第 5.1 図及び第 5.2 図に、時刻歴波形を第 5.3 図、第 5.4 図及び第 5.5 図に示す。解放基盤表面は、Ｓ波速度が 0.7km/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.-18.5m とする。

また、弾性設計用地震動は、基準地震動との応答スペクトルの比率が目安として 0.5 を下回らないような値に余裕を持たせ、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)」における基準地震動S_1を踏まえ、工学的判断から基準地震動に係数を乗じて設定する。具体的には基準地震動 Ss－1 及び Ss－2 に対して係数 0.6 を乗じた地震動、基準地震動 Ss－3 に対して係数 0.5 を乗じた地震動を弾性設計用地震動として設定する。

なお、Ｂクラスの施設のうち、共振のおそれのある施設については、弾性設計用地震動に２分の１を乗じた地震動によりその影響についての検討を行う。建物・構築物及び機器・配管系ともに、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。

e.　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、基準地震動による地震力に対して、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ように設計する。

f. 耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、その安全機能を損なわない設計とする。波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討を行い、事象選定及び影響評価を行う。なお、影響評価においては、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用する。

g. 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、以下のとおり設計する。

弾性設計用地震動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ように設計する。

基準地震動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ように設計する。

（ⅱ） 重大事故等対処施設の耐震設計

重大事故等対処施設については、設計基準対象施設の耐震設計における動的地震力又は静的地震力に対する設計方針を踏襲し、重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等における運転状態、及び重大事故等の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用す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ことを目的として、設備分類に応じて、以下の項目に従って耐震設計を行う。

a. 重大事故等対処施設について、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(a)、(b)、(c)及び(d)のとおり分類し、以下の設備分類に応じて設計する。

(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

(b) 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

(c) 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

(d) 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

b. 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

基準地震動による地震力に対して、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が損なわれるおそれがないように設計する。建物・構築物については、構造物全

体としての変形能力に対して十分な余裕を有するように、機器・配管系については、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能を保持できるように設計する。

c. 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

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ように設計する。なお、Ｂクラス施設の機能を代替する施設のうち、共振のおそれのある施設については、弾性設計用地震動に２分の１を乗じた地震動によりその影響についての検討を行う。建物・構築物及び機器・配管系ともに、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。

d. 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

基準地震動による地震力に対して、重大事故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。建物・構築物については、構造物全体としての変形能力に対して十分な余裕を有するように、機器・配管系については、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能を保持できるように設計する。

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うち、免震構造を採用する施設（以下「免震構造施設」という。）を設置する場合の、免震構造施設を対象とした基準地震動（以下「免震構造施設設計用基準地震動」という。）は、施

設の周波数特性に着目して地震動評価を実施し策定する。

免震構造施設設計用基準地震動は、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定する。策定した免震構造施設設計用基準地震動の応答スペクトルを第5.6図及び第5.7図に、時刻歴波形を第5.8図に示す。解放基盤表面は、S波速度が0.7km/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.-18.5mとする。

e. 可搬型重大事故等対処設備

地震による周辺斜面の崩壊、溢水・火災等の影響を受けない場所に適切に保管する。

f. 重大事故等対処施設に適用する動的地震力は、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ものとする。

g. 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。

h. 上記b. 及びd. の施設が、Bクラス及びCクラスの施設、上記c. の施設、上記e. の設備、常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設の波及的影響によって、その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。波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討を行い、事象選定及び影響評価を行う。なお、影響評価においては、上記b. 及びd. の施設の設計に用いる地震動又は地震力を適

用する。また、上記e. の設備については、地震による周辺斜面の崩壊、溢水・火災等の影響を受けない場所に適切な保管がなされていることを併せて確認する。

（iii） 特定重大事故等対処施設の耐震設計

特定重大事故等対処施設については、設計基準対象施設の耐震設計における動的地震力又は静的地震力に対する設計方針を踏襲し、特定重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等における運転状態及び重大事故等の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用する地震力に対して原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその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ことを目的として、以下の項目に従って耐震設計を行う。なお、特定重大事故等対処施設については、早期に原子炉格納容器の圧力を大気圧近傍まで低減させることから、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせないこととする。

a. 特定重大事故等対処施設及び特定重大事故等対処施設の機能を維持するために必要な間接支持構造物等の関連する設備等は、基準地震動による地震力に対して、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその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。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

特定重大事故等対処施設の機能を維持するために必要な間接支持構造物等の関連する設備等は、特定重大事故等対処施設に求められる地震力に対してその機能を喪失しない設計とする。

建物・構築物については、構造物全体としての変形能力に対して十分な余裕を有するように、機器・配管系については、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能を保持できるように設計する。

また、弾性設計用地震動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おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。

b. 特定重大事故等対処施設に適用する動的地震力は、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ものとする。

c. 特定重大事故等対処施設を津波から防護するための津波防護施設、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、基準地震動による地震力に対して、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその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。

d. 特定重大事故等対処施設が、Ｂクラス及びＣクラスの施設、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、可搬型重大事故等対処設備、

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設の波及的影響によって、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないように設計する。

波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討を行い、事象選定及び影響評価を行う。なお、影響評価においては、特定重大事故等対処施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用する。

(2) 耐津波構造

(ⅰ) 設計基準対象施設に対する耐津波設計

設計基準対象施設は、その供用中に当該施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して、以下の方針に基づき耐津波設計を行い、その安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。基準津波の策定位置を第 5.9 図に、時刻歴波形を第 5.10 図に示す。

また、設計基準対象施設のうち、津波から防護する設備を「設計基準対象施設の津波防護対象設備」とする。

a. 設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路及び放水路等の経路から流入させない設計とする。具体的な設計内容を以下に示す。

(a) 設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸

水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画（海水ポンプエリアを除く。）は、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置する。また、海水ポンプエリアについては基準津波による遡上波が到達する可能性があるため、津波防護施設及び浸水防止設備を設置し、津波の流入を防止する設計とする。

（b） 上記（a）の遡上波については、敷地及び敷地周辺の地形及びその標高、河川等の存在、設備等の設置状況並びに地震による広域的な隆起・沈降を考慮して、遡上波の回り込みを含め敷地への遡上の可能性を検討する。また、地震による変状又は繰返し襲来する津波による洗掘・堆積により地形又は河川流路の変化等が考えられる場合は、敷地への遡上経路に及ぼす影響を検討する。

（c） 取水路又は放水路等の経路から、津波が流入する可能性について検討した上で、流入の可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）を特定し、必要に応じ水密扉の設置及び閉止運用等の浸水対策を施すことにより、津波の流入を防止する設計とする。

b. 取水・放水施設及び地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重要な安全機能への影響を防止する設計とする。具体的な設計内容を以下に示す。

（a） 取水・放水設備の構造上の特徴等を考慮して、取水・放水施設及び地下部等における漏水の可能性を検討した上で、漏水が継続することによる浸水範囲を想定（以下「浸水想定範囲」という。）するとともに、同範囲の境界において浸水の可

能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定し、浸水防止設備を設置することにより浸水範囲を限定する設計とする。

（b） 浸水想定範囲及びその周辺に設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）がある場合は、防水区画化するとともに、必要に応じて浸水量評価を実施し、安全機能への影響がないことを確認する。

（c） 浸水想定範囲における長期間の冠水が想定される場合は、必要に応じ排水設備を設置する。

c. a、bに規定するものの他、設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画については、浸水対策を行うことにより津波による影響等から隔離する。そのため、浸水防護重点化範囲を明確化するとともに、津波による溢水を考慮した浸水範囲及び浸水量を保守的に想定した上で、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに対して必要に応じ水密扉の設置及び閉止運用等の浸水対策を施す設計とする。

d. 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止する設計とする。そのため、海水ポンプについては、基準津波による取水ピット水位の低下に対して、海水ポンプ取水可能水位を下回る可能性があるため、貯留堰の設置及び大津波警報発令時の循環水ポンプ停止運用により海水ポンプが機能保持でき、かつ冷却に必要な海水が確保できる設計とする。また、

基準津波による水位変動に伴う砂の移動・堆積及び漂流物に対して取水口、取水路及び取水ピットの通水性が確保でき、かつ取水口からの砂の混入に対して海水ポンプが機能保持できる設計とする。

e. 津波防護施設及び浸水防止設備については、入力津波（施設の津波に対する設計を行うために、津波の伝ぱ特性及び浸水経路等を考慮して、それぞれの施設に対して設定するものをいう。以下同じ。）に対して津波防護機能及び浸水防止機能が保持できる設計とする。また、津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できる設計とする。

f. 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計に当たっては、地震による敷地の隆起・沈降、地震（本震及び余震）による影響、津波の繰返しの襲来による影響、津波による二次的な影響（洗掘、砂移動、漂流物等）及び自然条件（積雪、風荷重等）を考慮する。

g. 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計並びに海水ポンプの取水性の評価に当たっては、入力津波による水位変動に対して朔望平均潮位を考慮して安全側の評価を実施する。なお、その他の要因による潮位変動についても適切に評価し考慮する。また、地震により陸域の隆起又は沈降が想定される場合、想定される地震の震源モデルから算定される、敷地の地殻変動量を考慮して安全側の評価を実施する。

（ⅱ） 重大事故等対処施設に対する耐津波設計

重大事故等対処施設は、基準津波に対して、以下の方針に基づき耐津波設計を行い、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。基準津波の策定位置を第 5.9 図に、時刻歴波形を第 5.10 図に示す。

また、重大事故等対処施設、可搬型重大事故等対処設備、津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備の津波から防護する設備を「重大事故等対処施設の津波防護対象設備」とする。

a. 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路及び放水路等の経路から流入させない設計とする。具体的な設計内容を以下に示す。

(a) 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画（海水ポンプエリアを除く。）は、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置する。また、海水ポンプエリアについては基準津波による遡上波が到達する可能性があるため、津波防護施設及び浸水防止設備を設置し、津波の流入を防止する設計とする。

(b) 上記（a）の遡上波の到達防止に当たっての検討は、「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。

(c) 取水路又は放水路等の経路から、津波が流入する可能性について検討した上で、津波が流入する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）を特定し、必要に応じて実施する浸水対策については、「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。

b. 取水・放水施設及び地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定し、重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。具体的には、「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。

c. a、bに規定するものの他、重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画については、浸水対策を行うことにより津波による影響等から隔離する。そのため、浸水防護重点化範囲を明確化するとともに、必要に応じて実施する浸水対策については、「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。

d. 水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。そのため、海水ポンプについては、「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。

また、取水用水中ポンプ及び移動式大容量ポンプ車については、基準津波による取水ピット水位の変動に対して取水性を確保でき、取水口からの砂の混入に対して、ポンプが機能保持できる設計とする。

e. 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の機能の保持については、「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。

f. 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計並びに海水ポンプ等の取水性の評価に当たっては、「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。

（ⅲ） 特定重大事故等対処施設に対する耐津波設計

特定重大事故等対処施設は、基準津波に対して、以下の方針に基づき耐津波設計を行い、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその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。基準津波の策定位置を第 5.9 図に、時刻歴波形を第 5.10 図に示す。

また、特定重大事故等対処施設、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の津波から防護する設備を「特定重大事故等対処施設の津波防護対象設備」とする。

a. 特定重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）を内包する建屋及び区画を設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路及び放水路等の経路から流入させない設計とする。具体的な設計内容を以下に示す。



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(c) 上記 (b) の遡上波の到達防止に当たっての検討は、「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。

(d) 取水路又は放水路等の経路から、津波が流入する可能性について検討した上で、津波が流入する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）を特定し、必要に応じて実施する浸水対策については、「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。

b. aに規定するものの他、特定重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）を内包する建屋及び区画については、浸水対策を行うことにより津波による影響等から隔離する。そのため、浸水防護重点化範囲を明確化するとともに、必要に応じて実施する浸水対策については、「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。

c. 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の機能の保持については、「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。

基準津波を一定程度超える津波に対する浸水対策の機能の保持については、「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」を基本とする。

d. 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計に当たっては、「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

基準津波を一定程度超える津波に対する浸水対策の設計に当たっては、「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」を基本とする。

(3) その他の主要な構造

(ⅰ) 本発電用原子炉施設は、(1)耐震構造、(2)耐津波構造に加え、以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(a) 外部からの衝撃による損傷の防止

安全施設は、発電所敷地で想定される洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災、高潮の自然現象（地震及び津波を除く。）又はその組合せに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件においても安全機能を損なわない設計とする。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水、地滑りについては、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

また、自然現象の組合せにおいては、風（台風）、積雪及び火山による荷重の組合せを設計上考慮する。

上記に加え、重要安全施設は、科学的技術的知見を踏まえ、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を、それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して、適切に組み合わせる。

また、安全施設は、発電所敷地又はその周辺において想定

される飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害により発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわない設計とする。

なお、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、飛来物（航空機落下）については、確率的要因により設計上考慮する必要はない。また、ダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

ここで、想定される自然現象及び発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含める。

（a-1）安全施設は、竜巻が発生した場合においても安全機能を損なわないよう、最大風速 100m/s の竜巻による風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた設計竜巻荷重、並びに安全施設に常時作用する荷重、運転時荷重、その他竜巻以外の自然現象による荷重等を適切に組み合わせた設計荷重に対して、安全施設の安全機能、あるいは竜巻防護施設を内包する区画の構造健全性を確保する等により、安全機能を損なわない設計とする。また、安全施設は、過去の竜巻被害の状況及び川内原子力発電所のプラント配置から想定される竜巻随伴事象に対して、安全機能を損なわない設計とする。

竜巻対策として、資機材等の設置状況を踏まえ、飛来物となる可能性のあるもののうち、飛来した場合の運動エネルギ及び貫通力が設定する設計飛来物である鋼製材（長さ4.2m×幅0.3m×奥行き0.2m、重量135kg、飛来時の水平速度57m／s、飛来時の鉛直速度38m／s）よりも大きなものの固縛や竜巻襲来が予想される場合の車両の退避等の飛来物発生防止対策、並びに竜巻防護ネットや防護壁等による竜巻防護対策を行う。

（a-2）安全施設は、発電所の運用期間中において発電所の安全機能に影響を及ぼし得る火山事象として、層厚15cmの降下火砕物を設定し、その直接的影響である降下火砕物の構造物への静的負荷に対して安全裕度を有する設計とすること、水循環系の狭隘部等が閉塞しない設計とすること、換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（閉塞）に対して降下火砕物が容易に侵入しにくい設計とすること、水循環系の内部における磨耗及び換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（磨耗）に対して磨耗しにくい設計とすること、構造物の化学的影響（腐食）、水循環系の化学的影響（腐食）及び換気系、電気系及び計装制御系に対する化学的影響（腐食）に対して短期での腐食が発生しない設計とすること、発電所周辺の大気汚染に対して中央制御室の換気空調系は降下火砕物が侵入しにくく、さらに外気を遮断できる設計とすること、計装盤の絶縁低下に対して空気を取り込む機構を有する計装盤の設置場所の換気空調系は降下火砕物が侵入しにくく、さらに外気

を遮断できる設計とすること等によって、安全機能を損なわないようにする。

また、安全施設は、降下火砕物の除去や換気空調設備外気取入口のフィルタの取替、清掃、ストレーナの清掃、中央制御室・安全補機開閉器室の換気空調系の閉回路循環運転、降下火砕物による静的負荷や腐食等の影響に対する保守計画に基づいた適切な保守管理、点検、必要に応じた補修の実施等により安全機能を損なわない設計とする。

さらに、安全施設は、降下火砕物の間接的影響である長期（７日間）の外部電源喪失及び発電所外の交通の途絶の発生に対し、原子炉及び使用済燃料ピットの安全性を損なわないようにディーゼル発電機により７日間の電源供給が継続できる設計とし、さらに発電所内の交通の途絶が発生しても、タンクローリによる燃料供給に必要な発電所内のアクセスルートの降下火砕物の除去を実施可能とすることにより安全機能を損なわない設計とする。

(a-3) 安全施設は、想定される外部火災において、最も厳しい火災が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。

自然現象として、想定される森林火災については、延焼防止を目的として発電所周辺の植生を確認し、作成した植生データ等より求めた最大火線強度から設定した防火帯（約 20m）を敷地内に設けた設計とする。

また、森林火災による熱影響については、火炎輻射強度（500kW／m^2）の影響を考慮した場合においても離隔距離を

確保することで安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

人為によるものとして、想定される近隣の産業施設の火災及び爆発については、離隔距離を確保することで安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

また、想定される発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災及び航空機墜落による火災については、離隔距離の確保及び障壁（鋼板及び保温材より構成）の設置等により安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

外部火災による屋外施設への影響については、屋外施設の温度を許容温度以下とすること及び二次的影響については、換気空調系統等に対し、ばい煙及び有毒ガスの侵入を防止するため、適切な防護対策を講じることで安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

(b)　発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止

発電用原子炉施設への人の不法な侵入等を防止するため、区域の設定、人の容易な侵入を防止できる柵、鉄筋コンクリート造りの壁等の障壁による防護、巡視、監視、出入口での身分確認や持込み点検、施錠管理及び情報システムへの外部からのアクセス遮断措置を行うことにより、接近管理、出入管理及び不正アクセス行為の防止を行える設計とする。

核物質防護上の措置が必要な区域については、探知施設を設け、警報、映像等を集中監視するとともに、核物質防護措置に係る関係機関等との通信連絡を行う設計とする。さらに、防護された区域内においても、施錠管理により、発電用原子

炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムへの不法な接近を防止する設計とする。

また、発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件の持込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持込みを含む。）を防止するため、核物質防護対策として、持込み点検を行える設計とする。

さらに、不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を防止するため、核物質防護対策として、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムが、電気通信回線を通じた不正アクセス行為を受けることがないように、当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とする。

(c)　火災による損傷の防止

設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、火災防護対策を講じる設計とする。火災防護対策を講じる設計を行うに当たり、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する区域を火災区域及び火災区画に設定し、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を設置する区域を火災区域に設定する。設定する火災区域及び火災区画に対して、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

（c-1）基本事項

（c-1-1）火災区域及び火災区画の設定

建屋等の火災区域は、耐火壁により囲まれ他の区域と分離されている区域を、以下の安全機能を有する構築物、系統及び機器の配置も考慮して設定する。建屋内のうち、火災の影響軽減の対策が必要な原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵、かつ、閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域は、他の区域と３時間以上の耐火能力を有する耐火壁により分離する。

屋外の火災区域は、他の区域と分離して火災防護対策を実施するために、以下に示す安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する区域を、火災区域として設定する。

また、火災区画は、建屋内及び屋外で設定した火災区域を系統分離等に応じて分割して設定する。

（c-1-2）安全機能を有する構築物、系統及び機器

「（c）火災による損傷の防止」では、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生を防止し、又はこれらの拡大を防止するために必要となるものである設計基準対象施設のうち、発電用原子炉施設において火災が発生した場合に、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な機能を確保するための構築物、系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を、安全機能を有する構築物、系統及び機器という。

（c-1-3）火災防護計画

発電用原子炉施設全体を対象とした火災防護対策を実施するため、火災防護計画を策定する。火災防護計画には、計画を遂行するための体制、責任の所在、責任者の権限、体制の運営管理、必要な要員の確保及び教育訓練並びに火災防護対策を実施するために必要な手順等について定めるとともに、発電用原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統及び機器並びに重大事故等対処施設については、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減の３つの深層防護の概念に基づき、必要な火災防護対策を行うことについて定め、可搬型重大事故等対処設備等のその他の発電用原子炉施設については、設備等に応じた火災防護対策を行うことについて定める。

外部火災については、安全施設を外部火災から防護するための運用等について定める。

（c-2）火災発生防止

（c-2-1）火災の発生防止対策

火災の発生防止については、発火性又は引火性物質に対して火災の発生防止対策を講じるほか、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉に対する対策、発火源への対策、水素に対する換気及び漏えい検知対策、電気系統の過電流による過熱及び焼損の防止対策等を講じる設計とする。なお、放射線分解等により発生する水素の蓄積防止対策は、水素や酸素の濃度が高い状態で滞留及び蓄積することを防止する設計とする。

（c-2-2）不燃性材料又は難燃性材料の使用

安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち、主要な構

造材、建屋内の変圧器及び遮断器の絶縁材料、ケーブル、チャコールフィルタを除く換気設備のフィルタ、保温材及び建屋内装材は、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とし、不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものを使用する設計、若しくは、当該構築物、系統及び機器の機能を確保するために必要な不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものの使用が技術上困難な場合は、当該構築物、系統及び機器における火災に起因して他の安全機能を有する構築物、系統及び機器において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。

このうち、安全機能を有する機器に使用するケーブルは、原則、実証試験により自己消火性及び延焼性を確認した難燃ケーブルを使用する設計とするが、核計装ケーブルのように実証試験により延焼性などが確認できないケーブルは、難燃ケーブルと同等以上の性能を有する設計とするか、当該ケーブルの火災に起因して他の安全機能を有する構築物、系統及び機器において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。

(c-2-3) 落雷、地震等の自然現象による火災の発生防止

落雷によって、発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器に火災が発生しないように、避雷設備を設置する設計とする。

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、耐震クラスに応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置する設計とするとと

もに、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に従い、耐震クラスに応じた耐震設計とする。

(c-3) 火災の感知及び消火

火災の感知及び消火については、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対して、火災の影響を限定し、早期の火災感知及び消火を行うための火災感知設備及び消火設備を設置する設計とする。火災感知設備及び消火設備は、地震等の自然現象によっても、火災感知及び消火の機能、性能が維持され、かつ、安全機能を有する構築物、系統及び機器の耐震クラスに応じて、機能を維持できる設計とする。また、消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても、原子炉を安全に停止させるための機能を損なわない設計とする。

(c-3-1) 火災感知設備

火災感知器は、環境条件や火災の性質を考慮して型式を選定し、固有の信号を発する異なる種類を組合せて設置する設計とする。火災感知設備は、外部電源喪失時においても火災の感知が可能なように電源確保を行い、中央制御室で常時監視できる設計とする。

(c-3-2) 消火設備

安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画で、火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難となるところには、手動操作による固定式消火設備である全域ハロン消火設備又は自動消火設備である全域ハロン自動消火設備等を設置し消火を行う設計とするとともに、作

動前に職員等の退出ができるよう警報を発する設計とする。また、原子炉の高温停止及び低温停止に係る構築物、系統及び機器相互の系統分離を行うための消火設備については、選択弁等の動的機器の単一故障も考慮し系統分離に応じた独立性を備えた設計とする。

消火用水供給系は、２時間の最大放水量を確保し、飲料水系と共用しない等の消火を優先する設計並びに水源及び消火ポンプは多重性又は多様性を有する設計とする。また、屋内、屋外の消火範囲を考慮し消火栓を配置するとともに、移動式消火設備を配備する設計とする。

消火設備の消火剤は、想定される火災の性質に応じた十分な容量を配備し、管理区域で放出された場合に、管理区域外への流出を防止する設計とする。

消火設備は、火災の火炎等による直接的な影響、流出流体等による二次的影響を受けず、安全機能を有する構築物、系統及び機器に悪影響を及ぼさないよう設置し、外部電源喪失時の電源確保を図るとともに、中央制御室に故障警報を発する設計とする。

なお、消火設備への移動及び操作を行うため、蓄電池を内蔵する照明器具を設置する設計とする。

（c-4）火災の影響軽減

火災の影響軽減については、安全機能を有する構築物、系統及び機器の重要度に応じ、それらを設置する火災区域又は火災区画の火災及び隣接する火災区域又は火災区画における火災による影響を軽減するため、互いに相違する系列間の火

災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルは、３時間以上の耐火能力を有する隔壁等で分離する設計、又は水平距離が６ｍ以上あり、かつ、火災感知設備及び自動消火設備を設置する設計、又は１時間の耐火能力を有する隔壁等で互いの系列間を分離し、かつ、火災感知設備及び自動消火設備を設置する設計とする。系統分離を行うために設置する消火設備は、系統分離に応じた独立性を有する設計とする。

ただし、火災の影響軽減のための措置を講じる設計と同等の設計として、中央制御盤に関しては、金属外装ケーブル、操作スイッチの離隔等による分離対策、高感度煙感知器の設置、常駐する運転員による消火活動等により、上記設計と同等又はそれを上回る設計とする。また、原子炉格納容器に関しては、一部ケーブルトレイへの蓋の設置、消火要員による早期の手動消火活動、多重性を有する原子炉格納容器スプレイ設備の手動作動等により、上記設計と同等又はそれを上回る設計とする。

（c-5）火災の影響評価

設備等の設置状況を踏まえた可燃性物質の量等を基に、発電用原子炉施設内の火災によっても、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉の高温停止及び低温停止が達成できる設計とし、火災影響評価にて確認する。

また、発電用原子炉施設内の火災によって運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生した場合に、それらに対処

するために必要な機器の単一故障を考慮しても異常状態を収束できる設計とし、火災影響評価にて確認する。

(c-6) その他

「(c-2)火災発生防止」から「(c-5) 火災の影響評価」のほか、安全機能を有する構築物、系統及び機器のそれぞれの特徴を考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

(d) 溢水による損傷の防止

安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。

そのために、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに使用済燃料ピットにおいては、使用済燃料ピットの冷却機能及び使用済燃料ピットへの給水機能を維持できる設計とする。また、溢水の影響を受けて運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生した場合に、それらに対処するために必要な機器の単一故障を考慮しても異常状態を収束できる設計とする。

ここで、これらの機能を維持するために必要な設備を、以下「防護対象設備」という。

なお、発電用原子炉施設内における溢水として、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。）、消火系統等の作動、使用済燃料ピット等のスロッシン

グその他の事象により発生した溢水を考慮する。

溢水の影響評価では、溢水源として発生要因別に分類した以下の溢水を想定する。また、溢水評価に当たっては、溢水防護区画を設定し、溢水評価が保守的になるように溢水経路を設定する。

・溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水
・発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水
・地震に起因する機器の破損等により生じる溢水
・その他の要因（地下水の流入、地震以外の自然現象に起因して生じる破損等）により生じる溢水

発生を想定するこれらの溢水に対し、浸水防護や検知機能等によって、防護対象設備が没水、被水及び蒸気の影響を受けて、その安全機能を損なわない設計とする。

溢水評価に当たっては、防護対象設備の機能喪失高さ（溢水の影響を受けて、防護対象設備の安全機能を損なうおそれがある高さ）、溢水防護区画を構成する壁、扉、堰等について、設備等の設置状況を踏まえた評価条件として設定する。

溢水の影響評価において、溢水影響を軽減することを期待する壁、扉、堰等の浸水防護設備、床ドレンライン、防護カバー等の設備については、必要により保守点検や水密扉閉止等の運用を適切に実施することにより、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

なお、設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性

物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備（ポンプ、弁、使用済燃料ピット及び原子炉キャビティ（キャナルを含む。）等）から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とする。

(e)　誤操作の防止

設計基準対象施設は、プラントの安全上重要な機能に支障をきたすおそれがある機器・弁等に対して、色分けや安全タッグの取り付けなどの識別管理や人間工学的な操作性も考慮した監視操作エリア・設備の配置、中央監視操作の盤面配置、理解しやすい表示方法とするとともに施錠管理を行い、運転員の誤操作を防止する設計とする。

また、中央制御室は原子炉補助建屋（耐震Ｓクラス）内に設置し、放射線防護措置（遮へい及び換気空調の閉回路循環運転の実施）、火災防護措置（消火設備の設置）、照明用電源の確保措置を講じ、環境条件を想定しても、運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を容易に操作することができる設計とするとともに、現場操作についても同様な環境条件を想定しても、設備を容易に操作することができる設計とする。

(f)　安全避難通路等

発電用原子炉施設には、位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路及び電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用照明を設ける設計とする。

設計基準事故が発生した場合に用いる照明として専用の無

停電電源装置あるいは内蔵電池等の電源を備える作業用照明を設ける設計とする。また、現場作業の緊急性との関連において、万一、作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった場合や、作業用電源の枯渇後の対応など仮設照明の準備に時間的余裕がある場合には、可搬型照明も活用する。

（g） 安全施設

（g-1）安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とする。このうち、重要度の特に高い系統は、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とするとともに、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障、もしくは長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とするアニュラス空気浄化設備の排気ダクトの一部並びに安全補機室排気設備のフィルタユニット及びダクトの一部については、当該設備に要求される格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が単一故障によって喪失しても、単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、想定される最も過酷な条件下においても、安全上支障のない期間に故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障

を仮定しない。設計に当たっては、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とするとともに、設計基準事故時の当該作業期間においても、被ばくを可能な限り低く抑えるよう考慮する。

安全施設の設計条件を設定するに当たっては、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、放射線量等各種の環境条件を考慮し、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。

また、安全施設は、その健全性及び能力を確認するために、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

(g-2) 安全施設は、蒸気タービン等の損壊に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。

蒸気タービン及び発電機は、破損防止対策を行うことにより、破損事故の発生確率を低くするとともに、ミサイルの発生を仮に想定しても安全機能を有する構築物、系統及び機器への到達確率を低くすることによって、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

(g-3) 重要安全施設は、発電用原子炉施設間で原則共用又は相互に接続しないものとするが、安全性が向上する場合は、共用又は相互に接続することを考慮する。重要安全施設に

該当する中央制御室は、共用することにより、プラントの状況に応じた運転員の相互融通を図ることができ、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有しながら、事故処置を含む総合的な運転管理を図ることができるなど、安全性が向上するため、居住性に配慮した設計とする。

同じく重要安全施設に該当する中央制御室空調装置は、各号炉独立に設置し、片系列単独で中央制御室遮へいとあいまって中央制御室の居住性を維持できる設計とする。また、共用により更なる多重性を持ち、単一設計とする中央制御室非常用循環フィルタユニットを含め、安全性が向上する設計とする。

安全施設において、共用又は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わない設計とする。補助蒸気連絡ライン（高圧・低圧）は１号炉及び２号炉の補助蒸気配管を相互接続するものの、通常は連絡弁を施錠閉とすることにより物理的に分離されることから、悪影響を及ぼすことはなく、連絡時においても、１号炉及び２号炉における補助蒸気の圧力等は同じとし、安全性を損なわない設計とする。

(h)　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

設計基準対象施設は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」等に基づき実施し、要件を満足する

設計とする。

(i)　全交流動力電源喪失時対策設備

全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの約25分に対し、十分長い間、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性の確保のための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池(安全防護系用)を設ける設計とする。

(j)　炉心等

設計基準対象施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより、核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計とする。

炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。

燃料体、減速材、反射材及び炉心支持構造物は、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いて、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できる設計とする。

燃料体、炉心支持構造物、熱遮へい材並びに1次冷却系統に係る容器、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。

燃料体は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持する設計とする。

燃料体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとし、輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じない設計とする。

(k)　燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下、「燃料体等」という。）の取扱施設（安全施設に係るものに限る。）は、燃料体等を取り扱う能力を有し、燃料体等が臨界に達するおそれがなく、崩壊熱により燃料体等が溶融せず、使用済燃料からの放射線に対して適切な遮へい能力を有し、燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できる設計とするとともに、使用済燃料ピット周辺の設備状況等を踏まえて、使用済燃料ピットの機能に影響を及ぼす重量物については落下しない設計とする。

燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。）は、燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納でき、放射性物質の放出を低減でき、燃料体

等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するとともに、燃料体等が臨界に達するおそれがない設計とする。

使用済燃料の貯蔵施設は、使用済燃料からの放射線に対して適切な遮へい能力を有し、貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであって、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有し、使用済燃料ピットから放射性物質を含む水があふれ、又は漏れないものであって、使用済燃料ピットから水が漏えいした場合において、水の漏えいを検知することができる設計とする。

燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれない設計とするとともに、クレーンはワイヤ２重化、フック部外れ止め及び動力電源喪失時保持機能を有しクレーン等安全規則に基づく点検等の落下防止対策を行う設計とする。

使用済燃料ピットの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを中央制御室に伝えるとともに、外部電源が使用できない場合においても非常用所内電源からの電源供給により、使用済燃料ピットの温度、水位及び放射線量を監視することができる設計とする。

(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(安全施設に属するものに限る。)は、以下を考慮した設計とする。

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。

原子炉冷却材の流出を制限するために隔離装置を有する設計とする。

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瞬間的破壊が生じないよう、十分なじん性を有する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有する設計とする。

なお、原子炉冷却材圧力バウンダリに含まれる接続配管の範囲は、以下とする。

(一) 通常時開及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第２隔離弁を含むまでの範囲とする。

(二) 通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第２隔離弁を含むまでの範囲とする。

(三) 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち、(二)以外のものは、原子炉側からみて、第１隔離弁を含むまでの範囲とする。

(四) 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も（一）に準ずる。

(五) 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。

なお、通常運転時閉、事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記（三）に該当することから、１個の隔離弁を設けるものとする。

(m)　蒸気タービン

蒸気タービンは、想定される環境条件において、材料に及ぼす化学的及び物理的影響を考慮した設計とする。

また、振動対策、過速度対策等各種の保護装置及び監視制御装置によって、運転状態の監視を行い、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

(n)　非常用炉心冷却設備

非常用炉心冷却設備は、１次冷却材を喪失した場合においても燃料被覆材の温度が燃料材の溶融又は燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できる設計とするとともに、１次冷却材を喪失した場合においても、燃料被覆材と冷却材との反応により著しく多量の水素を生じない設計とする。

(o)　１次冷却材の減少分を補給する設備

発電用原子炉施設には、通常運転時又は１次冷却材の小規模漏えい時に発生した１次冷却材の減少分を補給する設備（安全施設に属するものに限る。）を設ける設計とする。

(p)　残留熱を除去することができる設備

発電用原子炉施設には、発電用原子炉を停止した場合において、燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備（安全施設に属するものに限る。）を設ける設計とする。

(q)　最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備

最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備は、原子炉容器内において発生した残留熱及び重要安全施設において発生した熱を除去することができる設計とする。

また、津波、溢水又は発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある人為的な事象に対して安全性を損なわない設計とする。

(r) 計測制御系統施設

計測制御系統施設は、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータを、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御できるとともに、想定される範囲内で監視できる設計とする。

設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講じるために必要なパラメータは、設計基準事故に想定される環境下において十分な測定範囲及び期間にわたり監視できるとともに、発電用原子炉の停止及び炉心の冷却に係るものについては、設計基準事故時においても２種類以上監視し、又は推定することができる設計とする。

発電用原子炉の停止及び炉心の冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても確実に記録され、及び当該記録が保存される設計とする。

(s) 安全保護回路

安全保護回路は、運転時の異常な過渡変化が発生する場合に

おいて、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容限界を超えないとともに、設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させる設計とする。

安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保する設計とする。

安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう独立性を確保する設計とする。

駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とする。

安全保護系のデジタル計算機は、不正アクセス行為に対する安全保護回路の物理的分離及び機能的分離を行うとともに、ソフトウェアは設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証と妥当性の確認を適切に行うことで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

計測制御系統施設の一部を共用する場合には、その安全機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離した設計

とする。

（t） 反応度制御系統及び原子炉停止系統

反応度制御系統（原子炉停止系統を含み、安全施設に係るものに限る。以下において同じ。）としては、制御棒クラスタの位置を制御することによって反応度を制御する制御棒制御系と１次冷却材中のほう素濃度を調整することによって反応度を制御する化学体積制御設備の原理の異なる２つの系統を設け、計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料要素の許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有する設計とする。

反応度制御系統は、通常運転時の高温状態において、２つの独立した系統がそれぞれ発電用原子炉を未臨界に移行し、未臨界を維持できるものであり、かつ、運転時の異常な過渡変化時の高温状態においても反応度制御系統のうち、少なくとも１つは、燃料要素の許容損傷限界を超えることなく発電用原子炉を未臨界に移行し、未臨界を維持できる設計とする。なお、「２次冷却系の異常な減圧」のように炉心が冷却されるような運転時の異常な過渡変化時には、原子炉トリップ信号による制御棒クラスタの炉心への挿入に加えて、非常用炉心冷却設備による１次冷却材中へのほう酸注入により炉心を未臨界にでき、かつ、運転時の異常な過渡変化後において未臨界に維持できる設計とする。

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、反応度制御系統のうち少なくとも１つは、発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できる設計とする。

１次冷却材喪失その他の設計基準事故時において、反応度制

御系統のうち少なくとも１つは、発電用原子炉を未臨界へ移行することができ、かつ、少なくとも１つは、発電用原子炉を未臨界に維持できる設計とする。なお、「主蒸気管破断」のように炉心が冷却されるような設計基準事故時には、原子炉トリップ信号による制御棒クラスタの炉心への挿入に加えて、非常用炉心冷却設備による１次冷却材中へのほう酸注入により炉心を未臨界にでき、かつ設計基準事故後において未臨界を維持できる設計とする。

また、制御棒クラスタは、反応度価値の最も大きな制御棒クラスタ１本が固着した場合においても上述を満足する設計とする。

制御棒クラスタの最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象に対して、原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の損壊を起こさない設計とする。

制御棒クラスタ、液体制御材その他の反応度を制御する設備は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持できる設計とする。

(u)　中央制御室

中央制御室は、設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータを監視できるとともに、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行なうことができる設計とする。また、発電用原子炉施設の外部の状況を

把握するため、監視カメラ、気象観測装置及びFAX等を設置し、中央制御室から発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できる設計とする。

発電用原子炉施設には、火災その他の異常な状態により中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から、発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設ける設計とする。

１次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるようにするとともに、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行うことができる設計とする。

中央制御室は、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。

そのために、敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）及び発電所構内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）それぞれに対して有毒ガスが発生した場合の影響評価（以下「有毒ガス防護に係る影響評価」と

いう。）を実施する。

有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ、固定源及び可動源を特定する。また、固定源の有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、現場の設置状況を踏まえ、評価条件を設定する。

固定源に対しては、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう設計する。

可動源に対しては、中央制御室空調装置の隔離等の対策により運転員を防護できる設計とする。

有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、必要に応じて保守管理及び運用管理を適切に実施する。

また、中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後 30 日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮へいを透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室空調装置等の機能とあいまって、「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」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の解釈」に示される 100mSv を下回るように遮へいを設ける。また、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災により発生する燃焼ガス又は有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防

護するための設備を設ける設計とする。

また、中央制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(v) 放射性廃棄物の処理施設

放射性廃棄物を処理する施設（安全施設に係るものに限る。）は、周辺監視区域の外の空気中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有し、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」を満足できる設計とする。

また、液体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあっては、放射性物質を処理する施設から液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び発電用原子炉施設外へ流体状の放射性廃棄物が漏えいすることが防止でき、固体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあっては、放射性廃棄物を処理する過程において放射性物質が散逸し難い設計とする。

(w) 放射性廃棄物の貯蔵施設

放射性廃棄物を貯蔵する施設（安全施設に係るものに限る。）は、放射性廃棄物が漏えいし難い設計とするとともに、固体状の放射性物質を貯蔵する設備を設けるものにあっては、放射性廃棄物による汚染が広がらない設計とする。

(x) 発電所周辺における直接ガンマ線等からの防護

設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による敷地

周辺の空間線量率が、十分に低減（空気カーマで１年間当たり50マイクログレイ以下となるように）できる設計とする。

（y）　放射線からの放射線業務従事者の防護

設計基準対象施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、放射線業務従事者が業務に従事する場所における放射線量を低減でき、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、迅速な対応をするために必要な操作ができる設計とする。

放射線から放射線業務従事者を防護するため、放射線管理施設を設け、放射線管理に必要な情報を中央制御室及びその他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全施設に係るものに限る。）を設ける設計とする。

（z）　監視設備

発電用原子炉施設には、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いて、当該発電用原子炉施設及びその境界付近における放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を中央制御室に表示及び緊急時対策棟（指揮所）内に設置する緊急時対策所（以下「緊急時対策所（指揮所）」という。）又は緊急時対策棟内に設置する緊急時対策所（以下「緊急時対策所（緊急時対策棟内）」という。）に表示できる設備（安全施設に係るものに限る。）を設ける設計とする。

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、非常用所内電源に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらに、モニタリングステーション及びモニタリ

ングポストは、モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置を有し、電源切り替え時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また、モニタリングステーション及びモニタリングポストから中央制御室までのデータ伝送系及び緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）までのデータ伝送系は多様性を有する設計とする。モニタリングステーション及びモニタリングポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。重大事故等が発生した場合に発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

(aa)　原子炉格納施設

原子炉格納容器は、１次冷却材配管の最も苛酷な破断を想定し、これにより放出される１次冷却材のエネルギによる事故時の圧力及び温度に耐えるように設計する。

また、出入口及び貫通部を含めて原子炉格納容器全体の漏えい率を許容値以下に保ち原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つように設計する。

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原子炉格納容器バウンダリの脆性破壊及び破断を防止

するために、フェライト系鋼材で製作する部分に対しては、材料の選択、設計、製作、運転に注意し、鋼材の切欠じん性を確認する。

原子炉格納容器本体及び貫通部等は、最低使用温度より 17deg 以上低い温度で衝撃試験を行い規定値を満足した材料を使用する。

耐圧部材料のうち、板材は原子力発電用炭素鋼圧延鋼板４種を、管材は、JIS-G-3460 低温配管用鋼管相当品を使用する。

原子炉格納容器を貫通する配管系には原子炉格納容器の機能を確保するために必要な隔離弁を設ける。

原子炉格納容器を貫通する計装配管のような特殊な細管であって、特に隔離弁を設けない場合には、隔離弁を設置したのと同等の隔離機能を有するように設計する。

主要な配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、原子炉冷却材喪失時に動作を必要とする非常用炉心冷却設備等の配管の隔離弁を除き、自動隔離弁とし、隔離機能の確保が可能な設計とする。

自動隔離弁は、単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合でも、隔離機能が達成できる設計とする。

原子炉格納容器の自動隔離弁は、実用上可能な限り原子炉格納容器に近接して設ける設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリに連絡するか、又は原子炉格納容器内に開口し、原子炉格納容器を貫通している各配管は、冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測配管のような特殊な細管を除いて、原則として原子炉格納容器の内側に１個、外側

に１個の自動隔離弁を設ける設計とする。

原子炉格納容器の内側又は外側において閉じた配管系については、原子炉格納容器の外側又は内側に少なくとも１個の自動隔離弁を設け、自動隔離弁は原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。

原子炉格納容器隔離弁は、閉止後駆動動力源の喪失によっても隔離機能が喪失しない設計とする。また、原子炉格納容器隔離弁のうち、隔離信号で自動閉止するものは、隔離信号が除去されても自動開とはならない設計とする。

原子炉格納容器熱除去系として原子炉格納容器スプレイ設備を設ける。

原子炉格納容器スプレイ設備は、１次冷却材配管の最も苛酷な破断を想定した場合でも放出されるエネルギによる事故時の原子炉格納容器内圧力及び温度を速やかに下げ、かつ原子炉格納容器の内圧を低く維持することにより、放射性物質の外部への漏えいを少なくする設計とする。

原子炉格納容器スプレイ設備は、外部電源喪失の状態で、事故発生から注入モード終了までの期間は動的機器の単一故障を仮定しても、また再循環モード以降の期間は、動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても上記の安全機能を満足するよう、多重性及び独立性を有する設計とする。

原子炉格納施設雰囲気浄化系として、アニュラス空気浄化設備及び原子炉格納容器スプレイ設備を設ける。

アニュラス空気浄化設備は、１次冷却材喪失事故時に想定す

る原子炉格納容器からの漏えい気体中に含まれるよう素を除去し、環境に放出される核分裂生成物の濃度を減少させるように設計する。

本設備の動的機器は、多重性を持たせ、また、非常用母線から給電して十分その機能を果たせるように設計する。

原子炉格納容器スプレイ設備は、１次冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内の熱除去系として作動するとともに、よう素吸収効果を持つ添加剤により、原子炉格納容器内のよう素濃度を低減できる機能を持った設計とする。

１次冷却材喪失事故後に原子炉格納容器内に蓄積される水素濃度が可燃限界に達するのは、事故後、長期間経過した後であり、水素濃度の上昇割合はきわめて緩慢である。水素濃度が可燃限界に達するまでに原子炉格納容器の健全性を維持するのに必要な処置を実施できる設計とする。

（ab）　保安電源設備

発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系した設計とする。

また、発電用原子炉施設には、非常用電源設備（安全施設に係るものに限る。）を設ける設計とする。

保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないよう、発電機、送電線、変圧器、母線等に保護継電器を設置し、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、異常

を検知した場合は、ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器が動作することにより、その拡大を防止する設計とする。

特に重要安全施設においては、多重性を有し、系統分離が可能である母線で構成し、信頼性の高い機器を設置することで、非常用所内電源系からの受電時の母線切替操作が容易な設計とする。

また、変圧器１次側において３相のうちの１相の電路の開放が生じた場合は、変圧器や母線での電路の開放時は、保護継電器にて自動検知でき、検知した場合は自動で故障箇所の隔離又は非常用母線の受電切替ができる設計とする。また送電線での電路の開放時は、保護装置による常時監視あるいは電流計指示値の確認を実施し、検知した場合は遮断器操作による故障箇所の隔離又は非常用母線の受電切替を行うことによって、電力の供給の安定性を回復できる設計とする。

設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも２回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するとともに、電線路のうち少なくとも１回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できる設計とする。

設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の発電所内の２以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの２回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しない設計とする。

非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保

し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有する設計とする。

ディーゼル発電機については、７日間の外部電源喪失を仮定しても、連続運転により必要とする電力を供給できるよう、７日間分の容量以上の燃料を敷地内の燃料油貯蔵タンク及び燃料油貯油そうに貯蔵し、燃料油貯蔵タンクと燃料油貯油そう間はタンクローリにより輸送する設計とする。

タンクローリについては、保管場所及び輸送ルートを含み、地震、津波及び想定される自然現象、並びに発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）を考慮するとともに、タンクローリの故障、燃料油貯蔵タンク等の単一故障を考慮しても、ディーゼル発電機の７日間以上の連続運転に支障がない設計とし、常時４台以上（１号及び２号炉共用）を配備する。

配備するタンクローリのうち、１台については、竜巻時においても風圧、飛来物等に対して十分な耐性をもつ車庫を備えた設計とする。

タンクローリの火災時には早期発見できるよう火災感知設備を設け、中央制御室にて常時監視できる設計とするとともに、消火設備として消火器を設置する設計とする。

タンクローリによる輸送については、発生する外部電源喪失によるディーゼル発電機の運転が必要となった場合に、７日間以上

の連続運転に支障がないよう、輸送に係る要員の確保を含む手順を予め定め、昼夜問わず、計画的かつ確実に実施するものとする。

設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しない設計とする。

（ac）緊急時対策所

発電用原子炉施設には、１次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。

緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。

そのために、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。

有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ、固定源及び可動源を特定する。また、固定源の有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、現場の設置状況を踏まえ、評価条件を設定する。

固定源に対しては、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう設計する。

可動源に対しては、緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策所換気設備の隔離等の対策により重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員を防護で

きる設計とする。

有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、必要に応じて保守管理及び運用管理を適切に実施する。

緊急時対策所を設置する緊急時対策棟は、緊急時対策棟（指揮所）及び緊急時対策棟（休憩所）で構成する。

緊急時対策棟の設置工事において、緊急時対策棟（指揮所）と緊急時対策棟（休憩所）を接続する工事期間中は、緊急時対策所を代替緊急時対策所(平成 26 年 9 月 10 日付け原規規発第 1409102 号をもって許可されたもの。以下同じ。）から緊急時対策棟（指揮所）内に移設し、緊急時対策所機能を確保する。

代替緊急時対策所は、その機能に係る設備を含め、必要な手続きを行った後、機能を緊急時対策所（指揮所）に移行する。緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）において引き続き使用する設備を除き、本移行をもって代替緊急時対策所の機能を廃止するが、緊急時対策所（緊急時対策棟内）において緊急時対策棟（休憩所）として使用する。

緊急時対策所（指揮所）と緊急時対策棟（休憩所）を合わせた緊急時対策所(緊急時対策棟内)は、その機能に係る設備を含め、必要な手続きを行った後、緊急時対策所としての機能を持たせる。

緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じる。また、必要な情報を把握できる設備及び発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために

必要な設備を設けるとともに、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。

(ad) 通信連絡設備

発電用原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作、作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として、警報装置（安全施設に属するものに限る。）及び多様性を確保した通信設備（発電所内）（安全施設に属するものに限る。）を設置又は保管する設計とする。また、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備（発電所内）を設置する設計とする。

発電用原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる設備として、通信設備（発電所外）（安全施設に属するものに限る。）を設置又は保管する設計とする。また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備（発電所外）を設置する設計とする。

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

これらの通信連絡設備については、非常用所内電源及び無停電電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備を設置又は保管する。

代替緊急時対策所の通信連絡設備は、緊急時対策所（指揮所）への機能の移行をもって廃止する。

（ae）補助ボイラ

発電用原子炉施設には、設計基準事故に至るまでの間に想定される使用条件に応じて必要な蒸気を供給する能力がある補助ボイラ（安全施設に係るものに限る。）を設置する。補助ボイラは、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

b.　重大事故等対処施設（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止、原子炉制御室、監視測定設備、緊急時対策所及び通信連絡を行うために必要な設備は、a.設計基準対象施設に記載）

（a）　重大事故等の拡大の防止等

発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心、使用済燃料ピット内の燃料体等及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じた設計とする。

また、重大事故が発生した場合においても、原子炉格納容器の破損及び放射性物質の異常な放出を防止するために必要な措置を講じた設計とする。

(b)　火災による損傷の防止

重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災防護対策を講じる設計とする。火災防護対策を講じる設計を行うに当たり、重大事故等対処施設を設置する区域を火災区域及び火災区画に設定する。設定する火災区域及び火災区画に対して、火災の発生防止、火災の感知及び消火のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

(b-1) 基本事項

(b-1-1) 火災区域及び火災区画の設定

建屋等の火災区域は、耐火壁により囲まれ他の区域と分離されている区域を、重大事故等対処施設と設計基準事故対処設備の配置も考慮して火災区域として設定する。

なお、「(3)その他の主要な構造 a.設計基準対象施設(c-1-1)火災区域及び火災区画の設定」において、火災の影響軽減の対策として設定する火災区域は、他の区域と3時間以上の耐火能力を有する耐火壁により分離する。

屋外の火災区域は、他の区域と分離して火災防護対策を実施するために、重大事故等対処施設を設置する区域を、重大事故等対処施設と設計基準事故対処設備の配置を考慮するとともに、延焼防止を考慮した管理を踏まえて、火災区域として設定する。

また、火災区画は、建屋内及び屋外で設定した火災区域を重大事故等対処施設と設計基準事故対処設備の配置等に応じて分割して設定する。

(b-1-2) 火災防護計画

「(3)その他の主要な構造 a.設計基準対象施設(c-1-3)火災防護計画」に定める。

(b-2) 火災発生防止

(b-2-1) 火災の発生防止対策

火災の発生防止については、発火性又は引火性物質に対して火災の発生防止対策を講じるほか、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉に対する対策、発火源への対策、水素に対する換気及び漏えい検知対策、電気系統の過電流による過熱及び焼損の防止対策等を講じる設計とする。なお、放射線分解等により発生する水素の蓄積防止対策は、水素や酸素の濃度が高い状態で滞留及び蓄積することを防止する設計とする。

(b-2-2) 不燃性材料又は難燃性材料の使用

重大事故等対処施設のうち、主要な構造材、建屋内の変圧器及び遮断器の絶縁材料、ケーブル、チャコールフィルタを除く換気設備のフィルタ、保温材及び建屋内装材は、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とし、不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものを使用する設計、若しくは、当該施設の機能を確保するために必要な不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものの使用が技術上困難な場合は、当該施設における火災に起因して他の重大事故等対処施設及び設計基準事故対処設備において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。

このうち、重大事故等対処施設に使用するケーブルは、原則、

実証試験により自己消火性及び延焼性を確認した難燃ケーブルを使用する設計とするが、放射線監視設備用ケーブルのように実証試験により延焼性などが確認できないケーブルは、難燃ケーブルと同等以上の性能を有する設計とするか、当該ケーブルの火災に起因して他の重大事故等対処施設及び設計基準事故対処設備において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。また、通信連絡設備の専用ケーブルのように難燃ケーブルと同等以上の性能を有するケーブルの使用が技術上困難なケーブルは、当該ケーブルの火災に起因して他の重大事故等対処施設及び設計基準事故対処設備において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。

(b-2-3) 落雷、地震等の自然現象による火災の発生防止

落雷によって、発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器に火災が発生しないように、避雷設備を設置する設計とする。

重大事故等対処施設は、施設の区分に応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置する設計とするとともに、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に従い、施設の区分に応じた耐震設計とする。

森林火災については、防火帯等により、重大事故等対処施設の火災発生防止を講じる設計とする。

竜巻（風（台風含む。））については、竜巻防護ネットの設置、固縛等により、重大事故等対処施設の火災発生防止を講じる設計とする。

(b-3) 火災の感知及び消火

火災の感知及び消火については、重大事故等対処施設に対し

て、火災の影響を限定し、早期の火災感知及び消火を行うための火災感知設備及び消火設備を設置する設計とする。火災感知設備及び消火設備は、地震等の自然現象によっても、火災感知及び消火の機能、性能が維持され、かつ、重大事故等対処施設の区分に応じて、機能を維持できる設計とする。また、消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても、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。

(b-3-1) 火災感知設備

火災感知器は、環境条件や火災の性質を考慮して型式を選定し、固有の信号を発する異なる種類を組合せて設置する設計とする。火災感知設備は、全交流動力電源喪失時においても火災の感知が可能なように電源確保を行い、中央制御室で常時監視できる設計とする。

(b-3-2) 消火設備

重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画で、火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難となるところには、手動操作による固定式消火設備である全域ハロン消火設備又は自動消火設備である全域ハロン自動消火設備等を設置し消火を行う設計とするとともに、作動前に職員等の退出ができるよう警報を発する設計とする。

消火用水供給系は、２時間の最大放水量を確保し、飲料水系と共用しない等の消火を優先する設計並びに水源及び消火ポンプは多重性又は多様性を有する設計とする。また、屋内、屋外の消火範囲を考慮し消火栓を配置するとともに、移動式消火設備を配備する設計とする。

消火設備の消火剤は、想定される火災の性質に応じた十分な容量を配備し、管理区域で放出された場合に、管理区域外への流出を防止する設計とする。

消火設備は、火災の火炎等による直接的な影響、流出流体等による二次的影響を受けず、重大事故等対処施設に悪影響を及ぼさないよう設置し、全交流動力電源喪失時の電源確保を図るとともに、中央制御室に故障警報を発する設計とする。

なお、消火設備への移動及び操作を行うため、蓄電池を内蔵する照明器具を設置する設計とする。

(b-4) その他

「(b-2) 火災発生防止」、「(b-3) 火災の感知及び消火」のほか、重大事故等対処施設のそれぞれの特徴を考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

(c) 重大事故等対処設備

(c-1) 多様性、位置的分散、悪影響防止等

(c-1-1) 多様性、位置的分散

共通要因としては、環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系を考慮する。

自然現象については、地震、津波、洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、高潮及び森林火災を考慮する。

地震、津波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、津波を含む自然現象の組合せについては、それぞれ「(1)(ⅱ)重大事故等対処施設の耐震設計」及び「(2)(ⅱ)重大事故等対処施設に

対する耐津波設計」にて考慮する。

外部人為事象については、近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物含む。）、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）、輸送車両の発火、漂流船舶の衝突、飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、電磁的障害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。

故意による大型航空機衝突その他のテロリズムについては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。

建屋及び地中の配管ダクトについては、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷の防止が図られた設計とする。

重大事故緩和設備についても、可能な限り多様性を考慮する。

(c-1-1-1) 常設重大事故等対処設備

常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。ただし、常設重大事故防止設備のうち計装設備について、重要代替パラメータ（当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器を除く。）による推定は、重要な監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）又は測定原理とすることで、重要な監視パラメータに対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。重要代替パラメータは重要な監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

環境条件に対しては、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、常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については、「(c-3)　環境条件等」に記載する。風（台風）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響並びに電磁波障害に対して常設重大事故防止設備は、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

地震に対して常設重大事故防止設備は、「イ.(1) 敷地の面積及び形状」に基づく地盤上に設置する。地震、津波、溢水及び火災に対して常設重大事故防止設備は、「(1)(ⅱ)重大事故等対処施設の耐震設計」、「(2)(ⅱ)重大事故等対処施設に対する耐津波設計」及び「(3)(ⅰ)b.(b)火災による損傷の防止」に基づく設計とする。地震、津波及び火災に対して常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備と位置的分散を図り、溢水量による溢水水位を考慮した高所に設置する。

風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物を含む。）、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）、輸送車両の発火及び漂流船舶の衝突に対して屋内の常設重大事故防止設備は、建屋内に設置する。屋外の常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備を防護するとともに、設計基準事故対処設備と位置的分散を図り設置する。落雷に対して大容量空冷式発

電機は、避雷設備又は接地設備により防護する設計とする。生物学的事象のうち、ネズミ等の小動物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により安全機能が損なわれるおそれのない設計とする。生物学的事象のうち、くらげ等の海洋生物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、多重性をもつ設計とする。

高潮に対して常設重大事故防止設備（非常用取水設備を除く。）は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。

飛来物（航空機落下）に対して常設重大事故防止設備は、原則として建屋内に設置する。常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備と位置的分散を図り設置する。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水、地滑りについては、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、ダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とし、駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備と可能な限り異なる水源を持つ設計とする。

(c-1-1-2) 可搬型重大事故等対処設備

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故等対処設備の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と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

また、可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する。

環境条件に対しては、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、可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については、「(c-3) 環境条件等」に記載する。風（台風）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響並びに電磁波障害に対して可搬型重大事故等対処設備は、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

地震に対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、「イ.(1) 敷地の面積及び形状」に基づき設置された建屋内に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不

等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に保管する。地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は、「(1)(ⅱ)重大事故等対処施設の耐震設計」、「(2)(ⅱ)重大事故等対処施設に対する耐津波設計」にて考慮された設計とする。火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、「(3)(ⅰ)b.(b)火災による損傷の防止」に基づく火災防護を行う。地震、津波、溢水及び火災に対して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水浄化冷却設備等並びに常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処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複数箇所に分散し、溢水量による溢水水位を考慮した高所に保管する。

風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物を含む。）、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）、輸送車両の発火及び漂流船舶の衝突に対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、建屋内に保管する。屋外の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水浄化冷却設備等並びに常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備を防護するとともに、設計基準事故対処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複数箇所に分散して保管する。生物学的事象のうち、くらげ等の海洋生物に対して屋外の可搬型重大事故等対処設備は、複数の取水箇所

を選定できる設計とする。

高潮に対して可搬型重大事故等対処設備は、高潮の影響を受けない敷地高さに保管する。

飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機衝突その他のテロリズムに対して可搬型重大事故等対処設備は、原則として建屋内に保管する。屋内の可搬型重大事故等対処設備は、可能な限り設計基準事故対処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複数箇所に分散して保管する。屋外の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常設重大事故等対処設備が設置されている建屋及び屋外の常設重大事故等対処設備のそれぞれから100mの離隔距離を確保した上で複数箇所、又は屋外の設計基準事故対処設備から 100m の離隔距離を確保した上で複数箇所に分散して保管する。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水、地滑りについては、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、ダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、可搬型重大事故等対処設備は設計基準事故対処設備又は常設重大事故等対処設備と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とし、駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。

(c-1-1-3) 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口

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設備と、常設設備との接続口は、共通要因によって、接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。

環境条件に対しては、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、その機能を確実に発揮できる設計とするとともに、屋内又は建屋面（以下「屋内」という。）に設置する場合は異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所、屋外に設置する場合は接続口から建屋又は地中の配管ダクトまでの経路について十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。重大事故等時の環境条件における健全性については、「(c-3) 環境条件等」に記載する。風（台風）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響並びに電磁波障害に対しては、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

地震に対して屋内に設置する場合は、「イ.(1)敷地の面積及び形状」に基づく地盤上に、異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する。屋外に設置する場合は、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に設置するとともに、接続口から建屋又は地中の配管ダクトまでの経路について十分な離隔距離を確保し

た位置に複数箇所設置する。地震、津波、溢水及び火災に対しては、「(1)(ⅱ)重大事故等対処施設の耐震設計」、「(2)(ⅱ)重大事故等対処施設に対する耐津波設計」及び「(3)(ⅰ)b.(b)火災による損傷の防止」に基づく設計とし、溢水量による溢水水位を考慮した高所に設置する。屋内に設置する場合は異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する。屋外に設置する場合は接続口から建屋又は地中の配管ダクトまでの経路について十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。

風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物を含む。）、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）、輸送車両の発火及び漂流船舶の衝突に対して屋内に設置する場合は、異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する。屋外に設置する場合は、接続口から建屋又は地中の配管ダクトまでの経路について十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。生物学的事象のうち、ネズミ等の小動物に対して屋外に設置する場合は、開口部の閉止により安全機能が損なわれるおそれのない設計とする。

高潮に対して接続口は、高潮の影響を受けない位置に設置する。

飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機衝突その他のテロリズムに対しては、損傷状況を考慮して屋内に設置する場合は異なる建屋面の適切な離隔距離を確保した位置に複数箇所に設置する。屋外に設置する場合は接続口から建

屋又は地中の配管ダクトまでの経路について十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水、地滑りについては、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、ダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

電磁的障害に対しては、計測制御回路がないことから影響を受けない。

ただし、蒸気発生器２次側による炉心冷却は、補助給水ポンプへの給水源となる復水タンクの補給により行うが、復水タンク補給用水中ポンプを用いた復水タンクの補給は、その接続口を適切な離隔距離をもって複数箇所設置することができないことから、別の機能であるＡ、Ｂ海水ポンプを用いた補助給水ポンプへの海水の直接給水により行うため、復水タンクの補給のための接続口と復水タンクから原子炉補助建屋までの経路と、海水ポンプと海水ポンプから地中の配管ダクトまでの経路は、適切な離隔距離を確保した上で独立した経路として設計する。代替炉心注入としての水源である燃料取替用水タンク及び復水タンクは、壁により分離された位置に設置することで位置的分散を図っているが、原子炉補助建屋までの経路を含めて十分な離隔距離を確保できないことから、別手段として可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入を行うため、可搬

型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプの接続箇所は、復水タンク及び燃料取替用水タンクと十分な離隔距離を確保するとともに、原子炉補助建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する設計とする。

また、複数の機能で一つの接続口を同時に使用しない設計とする。

(c-1-2) 悪影響防止

重大事故等対処設備は、発電用原子炉施設（他号炉を含む）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。

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。容量の設定根拠については、「(c-2)　容量等」に記載する。

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、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、設置場所での固縛等による固定が可能な設計とする。

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)(ⅰ) b.(b)　火災による損傷の防止」に示す。

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、重大事故等対処設備は、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とともに、可搬型重大事故等対処設備については、風荷重を考慮し、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとり、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。（「(c-3)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、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。

(c-1-3) 共用の禁止

常設重大事故等対処設備の各機器については、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。

共用する設備は、事故後サンプリング設備の一部、非常用取水設備、号炉間電力融通ケーブル、他号炉のディーゼル発電機（燃料油貯油そう含む。）、中央制御室、中央制御室遮へい、中

央制御室の換気空調系、モニタリングステーション、モニタリングポスト、緊急時対策所及び通信連絡設備である。

事故後サンプリング設備の一部は、可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置にて水素濃度測定を行う場合において、管理区域内の移動をなくして作業時間の短縮を図り作業員の安全性の向上が図れることから、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

共用によって、原子炉格納容器内の水素濃度測定を必要としない号炉に対し悪影響を及ぼさないよう、隔離が可能な設計とする。また、１号炉及び２号炉が同時に被災した場合は、遠隔操作で切り替えることで号炉ごとの水素濃度を適宜計測可能な設計とする。

共用によって他号炉に悪影響を及ぼさないよう、汚染度の大きい原子炉格納容器のサンプルガスを汚染度の小さい原子炉格納容器に流入させないために、放射性物質と水素を含むサンプルガスのパージ先となる原子炉格納容器を選択できる設計とする。また、号炉間をまたぐパージの際に、原子炉格納容器の自由体積に対してサンプルガス流量を十分小さくするとともに、戻り配管に逆止弁を設けることで、汚染度の大きい原子炉格納容器からの逆流を防止できる設計とする。

非常用取水設備である、取水口、取水路及び取水ピットは、共用により自号炉だけでなく他号炉の海水取水箇所も使用することで安全性の向上が図れることから、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

これらの設備は容量に制限がなく１号炉及び２号炉に必要な取水容量を十分に有しているが、共用により悪影響を及ぼさないよう引き波時においても貯留堰により１号炉及び２号炉に必要な海水を確保する設計とする。

なお、取水路及び取水ピットは、重大事故等対処設備による取水時のみ１号炉及び２号炉共用とする。

号炉間電力融通ケーブル又は予備ケーブル（号炉間電力融通用）を使用した他号炉のディーゼル発電機（燃料油貯油そう含む。）からの号炉間電力融通は、号炉間電力融通ケーブルを手動で１号炉及び２号炉の非常用高圧母線の遮断器へ接続し、遮断器を投入することにより、重大事故等の対応に必要となる電力を供給可能となり、安全性の向上を図ることができることから、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

これらの設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、重大事故等発生時以外、号炉間電力融通ケーブルを非常用高圧母線の遮断器から切り離し、遮断器を開放することにより他号炉と分離が可能な設計とする。

なお、ディーゼル発電機及び燃料油貯油そうは、重大事故等時に号炉間電力融通を行う場合のみ１号炉及び２号炉共用とする。

中央制御室及び中央制御室遮へいは、プラントの状況に応じた運転員の相互融通などを考慮し、居住性にも配慮した共通のスペースとしている。スペースの共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な運転管理（事故処置を含む）をすることで安全性

の向上が図れるため、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

各号炉の監視・操作盤は、共用によって悪影響を及ぼさないよう、一部の共通設備を除いて独立して設置することで、一方の号炉の監視・操作中に、他号炉のプラント監視機能が喪失しない設計とする。

中央制御室の換気空調系は、重大事故等時において中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットを電源復旧し使用するが、共用により自号炉の系統だけでなく他号炉の系統も使用することで安全性の向上が図れることから、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

１号炉及び２号炉それぞれの系統は、共用により悪影響を及ぼさないよう独立して設置する設計とする。

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、発電所全体としての放射線量の状況について、一元的な管理をすることで、総合的な判断に資することができ、安全性の向上が図れることから、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

これらの設備は、共用することで悪影響を及ぼさないよう、号炉の区分けなく放射線量を測定する設計とする。

緊急時対策所（指揮所）は、事故対応において１号炉及び２号炉双方のプラント状況を考慮した指揮命令を行う必要があるため、同一スペースを共用化し、事故収束に必要な緊急時対策所遮へい（緊急時対策所（指揮所））、緊急時対策所非常用空気浄化ファン、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット、緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンク、緊急時対策所用

発電機車用給油ポンプ、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS)、SPDS データ表示装置及び通信連絡設備を設置する。共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことで、安全性の向上が図れることから、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

各設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、号炉の区分けなく使用でき、更にプラントパラメータは、号炉毎に表示・監視できる設計とする。また、緊急時対策所（指揮所）の通信連絡設備は、１号炉及び２号炉各々に必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡できるよう設計されているため、共用により悪影響を及ぼさない。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、事故対応において１号炉及び２号炉双方のプラント状況を考慮した指揮命令を行う必要があるため、同一スペースを共用化し、事故収束に必要な緊急時対策所遮へい（緊急時対策所（緊急時対策棟内))、緊急時対策所非常用空気浄化ファン、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット、緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンク、緊急時対策所用発電機車用給油ポンプ、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS)、SPDS データ表示装置及び通信連絡設備を設置する。共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことで、安全性の向上が図れることから、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

各設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、号炉の区分

けなく使用でき、更にプラントパラメータは、号炉毎に表示・監視できる設計とする。また、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の通信連絡設備は、１号炉及び２号炉各々に必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡できるよう設計されているため、共用により悪影響を及ぼさない。

緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）を除く通信連絡設備は、号炉の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことができ、安全性の向上が図れることから、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）を除く通信連絡設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、１号炉及び２号炉に必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡できる設計とする。

(c-2) 容量等

(c-2-1) 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、これらの系統の組み合わせにより達成する。

「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。

(c-2-2) 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、これらの系統の組み合わせにより達成する。

「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、負荷に直接接続する可搬型直流電源設備、可搬型バッテリ及び可搬型ボンベ等は、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、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。

(c-3) 環境条件等

(c-3-1) 環境条件

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。

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、「(1)(ⅱ)重大事故等対処施設の耐震設計」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、以下の設備分類毎に、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

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、機能を損なわない設計とする。

中央制御室内、原子炉補助建屋内、燃料取扱建屋内、緊急時対策棟（指揮所）内及び緊急時対策棟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、地震による荷重を考慮して、機能を損な

わない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。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、使用済燃料ピット状態監視カメラ及び使用済燃料ピット周辺線量率は、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、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。

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。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、宮山

池又は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。

電磁波による影響に対しては、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。

また、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、地震、火災、溢水による波及的影響を考慮する。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。

(c-3-2) 重大事故等対処設備の設置場所

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、遮へい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。

放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮へい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へい区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。

(c-3-3) 可搬型重大事故等対処設備の設置場所

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、遮へい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、追加の遮へいの設置により、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。

(c-4) 操作性及び試験・検査性

(c-4-1) 操作性の確保

(c-4-1-1) 操作の確実性

想定される重大事故等が発生した場合においても、重大事故等対処設備を確実に操作できるように、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。

手順に定めた操作を確実なものとするため、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。(「(c-3)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、人力又は車両等による運搬、移動ができるととも

に、設置場所にてアウトリガの設置又は固縛等により固定できる設計とする。

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、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している。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。

(c-4-1-2) 系統の切替性

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。

(c-4-1-3) 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性

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号炉及び２号炉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。

(c-4-1-4) 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保

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運搬し、又は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。

屋内及び屋外において、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。

屋内及び屋外アクセスルートは、自然現象に対して地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、高潮及び森林火災を考慮し、外部人為事象に対して近隣の産業施設の火災・爆発（飛

来物含む。)、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)、輸送車両の発火、漂流船舶の衝突、飛来物（航空機落下)、ダムの崩壊、電磁的障害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。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水、地滑りについては、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、ダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないことから、屋外アクセスルートへの影響はない。

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、道路面のすべり）、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、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを１台（予備１台）保管、使用する。また、地震による宮山池と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、基準津波による遡上高さに対して、十分余裕を見た防護堤以上の高さにアクセスルートを確保する設計とする。また、高潮に対して、通行への影響を受け

ない敷地高さにアクセスルートを確保する設計とする。自然現象のうち凍結及び森林火災、外部人為事象のうち近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物含む。）、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）、輸送車両の発火、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設定しない設計とする。生物学的事象に対しては容易に排除可能なことから影響を受けない。

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、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行い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、又は、耐震裕度の低い地盤に設定する場合は、道路面のすべ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、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行い、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。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。

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、降灰、生物学的事象、森林火災）及び外部人為事象（近隣産業

施設の火災・爆発、航空機墜落による火災、火災の二次的影響、輸送車両の発火、漂流船舶の衝突、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。

(c-4-2) 試験・検査等

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。

機能・性能の確認においては、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ラインなど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、多様化自動作動設備（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、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・強度を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。

(d)　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

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において

も炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

(e)　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(f)　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(g)　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(h)　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(i)　原子炉格納容器内の冷却等のための設備

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(j)　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(k)　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置する。原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する。

(l)　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(m)　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設の水素爆発による損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(n)　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料ピット」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(o)　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射

性物質の拡散を抑制するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

(p)　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(q)　代替電源設備

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中の原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(r)　計装設備

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のもの含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータにより、検討した炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するための設備を設置又は保管する。

c.　特定重大事故等対処施設

(a)　火災による損傷の防止

特重設備は、火災により原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災防護対策を講じる設計とする。火災防護対策を講じる設計を行うに当たり、特重設備を設置する区域を火災区域及び火災区画に設定する。設定する火災区域及び火災区画に対して、火災の発生防止、火災の感知及び消火のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

(a-1) 基本事項

(a-1-1) 火災区域及び火災区画の設定

建屋等の火災区域は、耐火壁により囲まれ他の区域と分離されている区域を、特重設備及びその他の発電用原子炉施設の配置及び壁を考慮して火災区域として設定する。

屋外の火災区域は、他の区域と分離して火災防護対策を実施するために、特重設備を設置する区域を、特重設備及びその他の発電用原子炉施設の配置を考慮して、火災区域として設定する。

また、火災区画は、建屋内等で設定した火災区域を特重設備及びその他の発電用原子炉施設の配置及び壁を考慮して分割して設定する。

(a-1-2) 火災防護計画

発電用原子炉施設全体を対象とした火災防護対策を実施するため、火災防護計画を策定する。火災防護計画には、計画を遂行するための体制、責任の所在、責任者の権限、体制の

運営管理、必要な要員の確保及び教育訓練並びに火災防護対策を実施するために必要な手順等について定めるとともに、特重設備については、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火の深層防護の概念に基づき、必要な火災防護対策を行うことについて定める。

外部火災については、特重設備を外部火災から防護するための運用等について定める。

(a-2) 火災発生防止

(a-2-1) 火災の発生防止対策

「a.(c-2-1) 火災の発生防止対策」を適用する。

(a-2-2) 不燃性材料又は難燃性材料の使用

特重設備のうち、主要な構造材、建屋内の変圧器及び遮断器の絶縁材料、ケーブル、チャコールフィルタを除く換気設備のフィルタ、保温材及び建屋内装材は、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とし、不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものを使用する設計、若しくは、当該施設の機能を確保するために必要な不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものの使用が技術上困難な場合は、当該施設における火災に起因して他の特重設備及びその他の発電用原子炉施設において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。

このうち、特重設備に使用するケーブルは、原則、実証試験により自己消火性及び延焼性を確認した難燃ケーブルを使用する設計とするが、放射線監視設備用ケーブルのように実証試

験により延焼性などが確認できないケーブルは、難燃ケーブルと同等以上の性能を有する設計とするか、当該ケーブルの火災に起因して他の特重設備及びその他の発電用原子炉施設において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。また、通信連絡設備の専用ケーブルのように難燃ケーブルと同等以上の性能を有するケーブルの使用が技術上困難なケーブルは、当該ケーブルの火災に起因して他の特重設備及びその他の発電用原子炉施設において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。

(a-2-3) 落雷、地震等の自然現象による火災の発生防止

特重設備は、落雷によって、火災が発生しないように、建屋等に避雷設備を設置する設計とし、地震によって、火災が発生しないように、耐震重要度分類Sクラスの施設に適用される地震力が作用した場合においても、十分な支持性能をもつ地盤に設置する設計とするとともに、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」にしたがった耐震設計、森林火災によって、火災が発生しないように、防火帯による防護又は地中トレンチ内への設置等により、自然現象による火災が発生することを防止する設計とする。

(a-3) 火災の感知及び消火

火災の感知及び消火については、特重設備に対して、火災の影響を限定し、早期の火災感知及び消火を行うための火災感知設備及び消火設備を設置する設計とする。火災感知設備及び消火設備は、地震等の自然現象によっても、火災感知及び消火の機能、性能が維持され、かつ、基準地震動による地震力に対し

て、機能を維持できる設計とする。また、消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他テロリズムに対してその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。

(a-3-1) 火災感知設備

火災感知器は、環境条件や火災の性質を考慮して型式を選定し、固有の信号を発する異なる種類を組合せて設置する設計とする。火災感知設備は、全交流動力電源喪失時においても火災の感知が可能なように電源確保を行い、[redacted]で常時監視できる設計とする。

(a-3-2) 消火設備

特重設備を設置する火災区域又は火災区画で、火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難となるところには、手動操作による固定式消火設備等を設置し消火を行う設計とするとともに、ガス消火設備を設置する場合は、作動前に職員等の退出ができるよう警報を発する設計とする。

消火用水供給系は、2時間の最大放水量を確保し、飲料水系と共用しない等の消火を優先する設計並びに水源及び消火ポンプは多重性又は多様性を有する設計とする。また、屋内、屋外の消火範囲を考慮し消火栓を配置するとともに、移動式消火設備を配備する設計とする。

消火設備の消火剤は、想定される火災の性質に応じた十分な容量を配備し、管理区域で放出された場合に、管理区域外への流出を防止する設計とする。

[redacted]
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

消火設備は、火災の火炎等による直接的な影響、流出流体等による二次的影響を受けず、特重設備に悪影響を及ぼさないよう設置し、全交流動力電源喪失時の電源確保を図るとともに、[redacted]に故障警報を発する設計とする。

なお、消火設備への移動及び操作を行うため、蓄電池を内蔵する照明器具を設置する設計とする。

（a-4）その他

「(a-2) 火災発生防止」、「(a-3) 火災の感知及び消火」のほか、特重設備のそれぞれの特徴を考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

(b)　特定重大事故等対処施設を構成する設備

(b-1) 多重性又は多様性、独立性、位置的分散、悪影響防止等

(b-1-1) 多重性又は多様性、独立性、位置的分散

特重設備は、設計基準事故対処設備の安全機能及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）の重大事故等に対処するための機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

共通要因としては、環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障を考慮する。

自然現象については、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、高潮及び森林火災を考慮する。

地震及び津波以外の自然現象の組合せについては、風（台風）、

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

積雪及び火山の影響による荷重の組合せを考慮する。地震及び津波を含む自然現象の組合せについては、それぞれ「(1)(ⅲ)特定重大事故等対処施設の耐震設計」及び「(2)(ⅲ)特定重大事故等対処施設に対する耐津波設計」にて考慮する。

外部人為事象については、近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物を含む。）、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）、輸送車両の発火、漂流船舶の衝突、飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、電磁的障害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。

[redacted]については、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷の防止が図られた設計又は設計基準事故対処設備の安全機能及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）の重大事故等に対処するための機能と同時にその機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）を設置若しくは保管する建屋と位置的分散が図られた設計とする。

[redacted]については、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷の防止が図られた設計とする。

[redacted]

[redacted]については、地下水によって特重設備が機能を損なうことのないように、地下水が内部に容易に流れ込まないようコンクリート構造とするとともに、必要に応じて排水設備を設ける設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

環境条件に対しては、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる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、その機能を確実に発揮できる設計とする。原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時の環境条件における健全性については、「(b-3) 環境条件等」に記載する。

風（台風）、凍結、降水、積雪、火山の影響及び電磁的障害に対して、特重設備は、環境条件を考慮し機能が損なわれることのない設計とする。

竜巻のうち風荷重に対して、特重設備は、環境条件にて考慮し設計基準事故対処設備の安全機能及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）の重大事故等に対処するための機能と同時にその機能を損なうおそれがない設計とする。

地震に対して、特重設備は、「イ．(1) 敷地の面積及び形状」に基づく地盤上に設置する。

地震、津波及び火災に対して、特重設備は、「(1)（iii）特定重大事故等対処施設の耐震設計」、「(2)(iii）特定重大事故等対処施設に対する耐津波設計」及び「(3)c.(a) 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。

地震、津波、溢水及び火災に対して、特重設備は、設計基準事故対処設備の安全機能及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）の重大事故等に対処するための機能と同時にその機能を損なうおそれがないように、

可能な限り設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）と位置的分散を図り、溢水量による溢水水位を考慮した高所に設置する。

風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物を含む。）、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）、輸送車両の発火、漂流船舶の衝突及び飛来物（航空機落下）に対して、特重設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた[redacted]に設置する。

落雷に対して、[redacted]は、避雷設備又は接地設備により防護する設計とする。

生物学的事象のうち、ネズミ等の小動物に対して、侵入防止対策により原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等に対処するための必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。

高潮に対して、特重設備は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、特重設備は、「ヌ．(3)(ⅷ)a．特定重大事故等対処施設に係る故意による大型航空機の衝突等の設計上の考慮事項」を考慮して設置する。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水、地滑りについては、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

のうち、ダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油及び冷却水を考慮し、特重設備は設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）と可能な限り異なる駆動源及び冷却源を用いる設計とする。

（b-1-2）悪影響の防止

特重設備は、発電用原子炉施設（他号炉を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び重大事故等対処設備（当該の特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。））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、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並びに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、１号炉及び２号炉の号炉ごとに必要な容量を有した設備を配備することにより、１号炉及び２号炉の同時被災を考慮しても、他号炉の対応に悪影響を及ぼさないよう設計する。

他の設備への系統的な影響（電気的な影響を含む。）に対して、特重設備は、弁の閉止等によって、通常時の系統構成から特重設備としての系統構成及び系統隔離をすること、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特重設備としての系統を構成することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

同一設備の機能的な影響に対して、特重設備は、要求される機能が複数ある場合は、同時に複数の機能で使用しない設計とする。

地震による影響に対して、特重設備は、地震により他の設備へ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。

地震起因以外の火災による影響に対して、特重設備は、火災発生防止、感知及び消火による火災防護を行う。

火災防護については「(3)c.(a) 火災による損傷の防止」に示す。

地震起因以外の溢水による影響に対しては、特重設備の破損等により生じる溢水により、他の設備へ悪影響を与えない設計とする。

風（台風）及び竜巻による影響について、特重設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた[redacted]に設置することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする（「(b-3) 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。特重設備としては、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。

(b-1-3) 共用の禁止

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

１号炉及び２号炉の特重設備は、１号炉及び２号炉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、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能）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、更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。

共用する設備は、[redacted]の換気空調系及び通信連絡設備である。

[redacted]を使用した他号炉の[redacted]からの号炉間電力融通は、遮断器を投入することより[redacted]を１号炉及び２号炉の[redacted]へ接続することで、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等の対応に必要となる電力を供給可能となり、安全性の向上を図ることができることから、[redacted]を１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

これらの設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう原子炉

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時に号炉間電力融通を行う場合以外、遮断器を開放することにより［　　］から切り離すことで、他号炉と分離が可能な設計とする。

［　　］は、プラントの状況に応じた特定重大事故等対処施設を操作する要員（以下「特重施設要員」という。）の相互融通等を考慮し、居住性にも配慮した共通のスペースとする。スペースの共用により、必要な情報（１号炉及び２号炉の相互のプラント状況、特重施設要員の対応状況、号炉間電力融通状況等）を共有・考慮しながら、１号炉及び２号炉で、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が同時に発生した場合でも、適切な事故対応を行うことで、安全性の向上が図れることから、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

各号炉の［　　］は共用によって悪影響を及ぼさないよう、１号炉及び２号炉で個別に設置する設計とすることで、自号炉の監視操作中に、他号炉のプラントの監視機能が喪失しない設計とする。

［　　］の換気空調系は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時において、［　　］を使用するが、１号炉及び２号炉で共用する［　　］の設備であること、及び共用により自号炉の系統だけでなく他号炉の系統も使用

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

できるようにすることで、安全性の向上を図ることができることから、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

１号炉及び２号炉それぞれの系統は、共用により悪影響を及ぼさないよう独立して設置する設計とする。

通信連絡設備は、号炉の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（１号炉及び２号炉の相互のプラント状況、特重施設要員の対応状況、号炉間電力融通状況等）を共有・考慮しながら、１号炉及び２号炉で、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が同時に発生した場合でも、適切な事故対応を行うことで、安全性の向上が図れることから、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

通信連絡設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、[　　]で必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡できる設計とする。

(b-2) 容量等

特重設備は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合に原子炉格納容器の破損を防止する目的を果たすために、事故対応手段として機能別に設計を行う。発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの７日間にわたっての原子炉格納容器の破損防止は、これらの機能の組合せにより達成する。

特重設備は、１号炉及び２号炉の同時被災を考慮しても対応できるよう、１号炉及び２号炉の号炉ごとに必要な容量を有した設備を特定重大事故等対処施設内に設置するとともに必要

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

な容量を貯蔵する設計とする。

「容量等」とは、必要となる機器のポンプ流量、タンク容量、弁放出流量、発電機容量、計装設備の計測範囲等とする。

特重設備のうち設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）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又は重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）の容量等の仕様が、機能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又は重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）の容量等の仕様と同仕様の設計とする。

特重設備のみの系統及び機器を使用するものについては、機能の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

(b-3) 環境条件等

(b-3-1) 環境条件

特重設備は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる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）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。

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時の環境条件については、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロ

リズムによる重大事故等時における温度（環境温度及び使用温度）、圧力（環境圧力及び使用圧力）、放射線及び荷重に加えて、その他の使用条件として湿度による影響、屋外の天候による影響、電磁波による影響及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。荷重としては原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる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、温度及び機械的荷重に加えて自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響）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）、積雪及び火山の影響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、「(1)(ⅲ) 特定重大事故等対処施設の耐震設計」にて考慮する。

これらの環境条件のうち、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時における環境温度、環境圧力及び湿度による影響、屋外の天候による影響、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対して、特重設備を設置（使用）する場所に応じて、以下の設備分類ごとに、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

[ ]の特重設備は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時における[ ]の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なうことの

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

ない設計とするとともに［　　］から操作が可能な設計とする。

［　　］

［　　］の特重設備は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる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、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、［　　］又は設置場所で操作が可能な設計とする。

屋外の特重設備は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる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。また、地震、風（台風）、竜巻、積雪及び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。

電磁波による影響に対して、特重設備は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる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。

また、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損な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、地震、火災及び溢水による波及的影響を考慮する。溢水に対しては、特重設備が溢水によりその機能を損なわないように、特重設備は、想定される溢水水位よりも高所に設置する。

（b-3-2）特定重大事故等対処施設を構成する設備の設置場所

［　　］

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

特重設備のうち設置場所での操作に期待する設備の設置場所は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合においても操作に支障がないように、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か、若しくは必要に応じて遮へいを設置することにより設置場所で操作が可能な設計とする。

その他の特重設備は、放射線の影響を受けない[redacted]から操作が可能な設計とする。

(b-4) 操作性及び試験・検査性

(b-4-1) 操作性の確保

(b-4-1-1) 操作の確保

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合においても、特重設備を確実に操作できるように、手順書の整備並びに訓練及び教育による実操作及び模擬操作を行う。

手順に定めた操作を確実なものとするため、操作環境として、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる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(「(b-3) 環境条件等」)。操作する全ての設備に対し、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。また、防護具、照明等は原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備する。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

操作準備として、一般的に用いられる工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。専用工具は、作業場所の近傍に保管できる設計とする。

操作内容として、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、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している。現場で操作を行う弁は、手動操作が可能な弁を設置する。また、その他の操作を必要とする機器及び弁の操作は、[redacted]での操作が可能な設計とする。[redacted]の操作器は特重施設要員の操作性を考慮し、確実な操作が可能な設計とする。

(b-4-1-2) 系統の切替性

特重設備のうち、本来の用途以外の用途として原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる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、速やかに切替操作が可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。

(b-4-2) 試験・検査等

特重設備は、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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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、定期安全管理審査及び溶接安全管理検査の法定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及び日常点検の保守点検内容を考慮した設計とする。

機能・性能の確認においては、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、試験又は検査ができるテスト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。

特重設備は、発電用原子炉の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、多重性又は多様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重性又は多様性を確認するため、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。

構造・強度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。

(c)　特定重大事故等対処施設を構成する設備の基本設計方針

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによって、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止する機能が喪失した場合に、原子炉格納容器の破損による発電用原子炉施設外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するため以下の(c-1)～(c-8)の機能を有する特重設備を設置する。

(c-1) 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能

(c-2) 原子炉内の溶融炉心の冷却機能

(c-3) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却機能

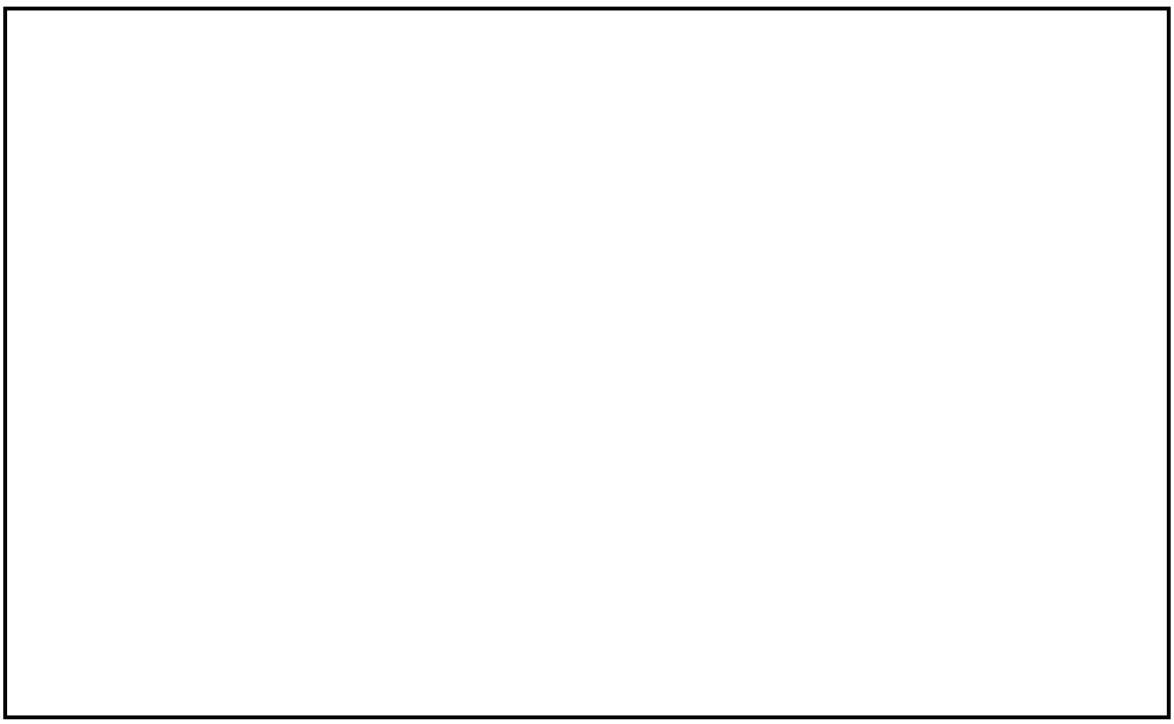
(c-4) 原子炉格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能

(c-5) 原子炉格納容器の過圧破損防止機能

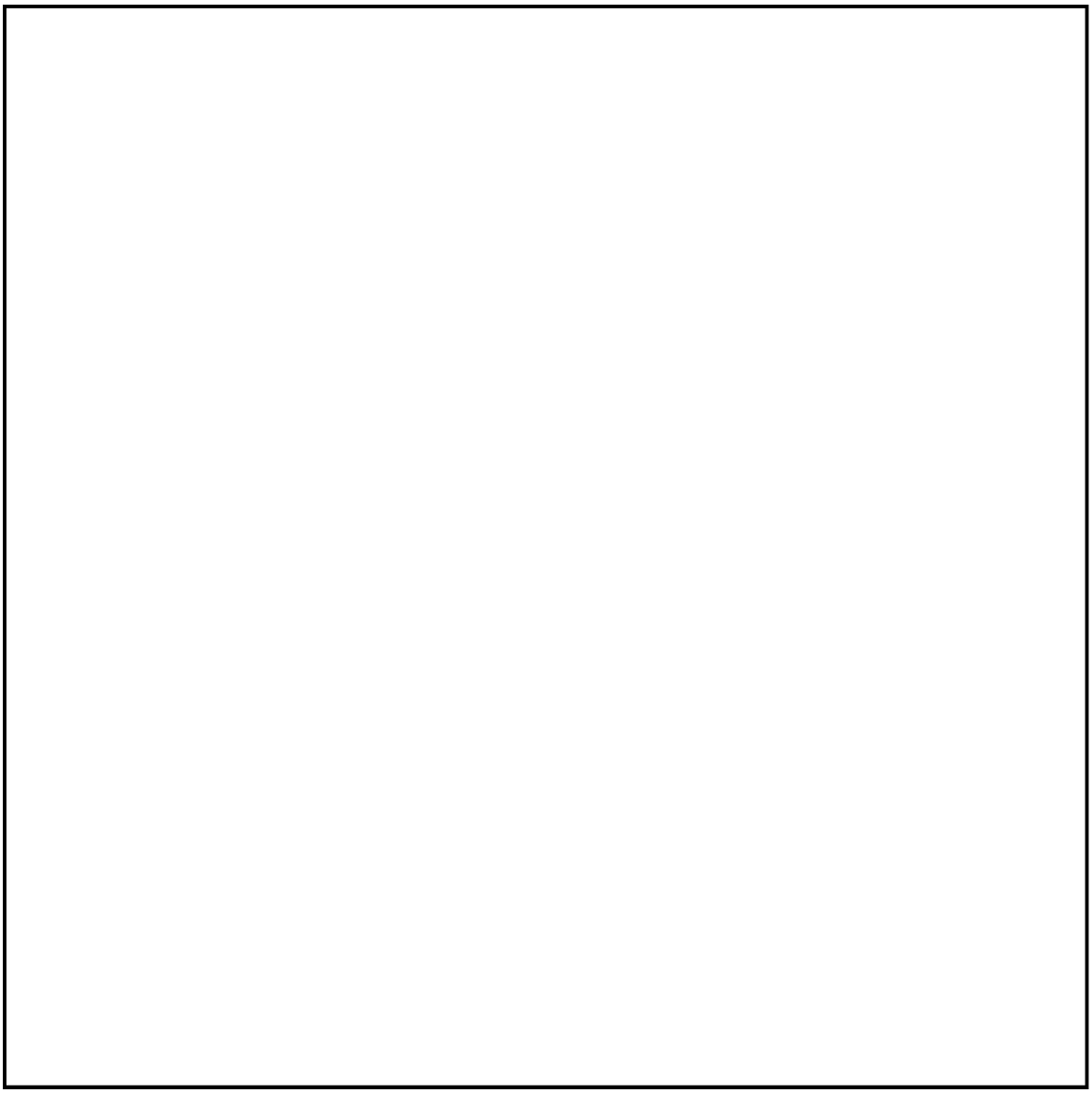
(c-6) 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能

(c-7) サポート機能（電源設備、計装設備、通信連絡設備）

(c-8) 上記設備の関連機能（減圧弁、配管等）



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

ハ．原子炉本体の構造及び設備

原子炉本体は、燃料体、減速材及び反射材、制御材、炉内構造物、原子炉容器から構成する。

原子炉容器の外側には、放射線しゃへい壁を設ける。

(1)　発電用原子炉の炉心

(ⅰ) 構　　造

ａ．炉心は、多数の燃料集合体をほぼ円柱状に配列して構成し、クラスタ状の制御棒を、燃料集合体内の制御棒案内シンブルにそう入する。燃料集合体を下部炉心板の上に配列し、その荷重を下部炉心支持板及び炉心そうにより原子炉容器のフランジで支持する。

１次冷却材であり、また、減速材でもある軽水は、原子炉容器入口ノズルから原子炉容器に入り、炉心そうの外側を下方向に流れ、方向を変えて炉心の真下から上方向に炉心内を通り抜け、原子炉容器出口ノズルから出る。

ｂ．燃料の取替は、炉心の過剰増倍率の低下に応じて行う。

ｃ．主要寸法

炉心等価直径	約3.0m
炉心有効高さ	約3.7m

(ⅱ)　燃料体の最大挿入量

燃料集合体の体数	157
炉心全ウラン量	約74t

(ⅲ)　主要な核的制限値

発電用原子炉を安全かつ安定に制御することを目的として、次のような核的制限値を設定する。

なお、発電用原子炉は高温状態以外で臨界としない設計とす

る。

ａ．反応度停止余裕

最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本が、全引抜位置のまま挿入できない場合でも、以下に示す反応度停止余裕を有する設計とする。

高温停止状態　　0.018△Ｋ／Ｋ

低温停止状態　　0.010△Ｋ／Ｋ

ｂ．制御棒クラスタによる最大反応度添加率

制御棒クラスタによる最大反応度添加率は、制御棒クラスタが引抜手順上可能な最大速度で引き抜かれても、0.00086(△Ｋ／Ｋ)／s以下とする。

ｃ．制御棒クラスタの最大反応度価値

制御棒クラスタの最大反応度価値は、制御棒クラスタが挿入限界位置から飛び出した場合、炉心の状態に応じ、次の値以下とする。

高温全出力時　　0.0015△Ｋ／Ｋ

高温零出力時　　0.010 △Ｋ／Ｋ

ｄ．減速材温度係数及びドプラ係数

減速材温度係数は、高温出力運転状態では負になるように設計する。また、ドプラ係数は負になるように設計する。

(ⅳ)　主要な熱的制限値

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、安全保護系の作動等とあいまって、被覆管の焼損を起こさず、燃料中心温度をその溶融点未満とするため、次のような通常運転時の熱的制限値を設定する。

ａ．最小限界熱流束比（最小ＤＮＢＲ）　　2.36

ｂ．燃料棒最大線出力密度　　41.1kW／m

(2)　燃 料 体

（ｉ）　燃料材の種類

二酸化ウラン焼結ペレット（一部ガドリニアを含む。）

ウラン235濃縮度

初装荷燃料　第１領域　　約2.1wt％

第２領域　　約2.6wt％

第３領域　　約3.1wt％

取替燃料　　約4.8wt％以下

（ガドリニア入り燃料については、濃縮度約3.2wt％以下、ガドリニア濃度約10wt％以下）

ただし、　第４領域　　約3.2wt％

第５～第７領域　約3.4wt％

第８～第19領域　約4.1wt％～約3.4wt％

（ガドリニア入り燃料については、濃縮度約2.6wt％～約1.9wt％、ガドリニア濃度約６wt％）

ペレットの初期密度　　理論密度の約97％

（ガドリニア入り燃料については、理論密度の約96％）

ただし、　第１～第19領域　理論密度の約95％

（ⅱ） 燃料被覆材の種類

・ジルカロイ－４の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金

・ジルコニウム－ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金

ただし、第１～第19領域燃料については、ジルカロイ－４

（ⅲ） 燃料要素の構造

ａ．構　　造

燃料要素（燃料棒）は、円筒形被覆管に二酸化ウラン焼結ペレット（一部ガドリニアを含む。）を挿入し、両端を密封した構造であり、ヘリウムが加圧充てんされている。

ｂ．主要寸法

燃料棒外径	約9.5㎜
被覆管厚さ	約0.6㎜
燃料棒有効長さ	約3.7m

（ⅳ） 燃料集合体の構造

ａ．構　　造

燃料集合体は、燃料棒、制御棒案内シンブル及び炉内計装用案内シンブルを支持格子により17行17列の一定ピッチの正方形に配列し、制御棒案内シンブルの上端に上部ノズル、下端に下部ノズルを取り付け、下部ノズルでその荷重を支持する構造とする。

燃料集合体は、発電用原子炉の使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計とする。また、燃料集合体は輸送及び取扱中に過度の変形を生じない設計とする。

ｂ．主要仕様

燃料集合体における燃料棒配列	17×17
燃料棒ピッチ	約13㎜
燃料集合体当たりの燃料棒本数	264
燃料集合体当たりの制御棒案内シンブル本数	24
燃料集合体当たりの炉内計装用案内シンブル本数	1

（ｖ） 最高燃焼度

燃料集合体最高燃焼度	55,000MWd／t
ただし、第１～第７領域	39,000MWd／t
第８～第19領域	48,000MWd／t

(3) 減速材及び反射材の種類

軽　　水

(4) 原子炉容器

（ｉ）構　　造

ａ．原子炉容器は、円筒形の胴部に半球形の底部を付した鋼製容器に、半球形の鋼製上部ふたをボルト締めする構造であり、原子炉容器出入口ノズル等を取り付ける。

原子炉容器は、「電気事業法」に基づく通商産業省令に基づき、設計、製作並びに検査を行い、これらに適合する構造とする。なお、必要に応じて日本工業規格、米国機械学会規格等権威ある規格を援用する。また、供用期間中、計画的にその健全性に関する検査を行えるような構造とする。

ｂ．主要寸法

内　　径	約 4.0m
全高（内のり）	約12.1m

最小肉厚　　約 126㎜（下部半球鏡部）

c．材　　料

母　　材　　低合金鋼（原子力発電用マンガン・モリブデン・ニッケル鋼板２種相当品及び原子力発電用鍛鋼品３種相当品）

肉 盛 り　　ステンレス鋼

d．主要ノズル取付位置

原子炉容器入口ノズル　　胴上部　３箇所

原子炉容器出口ノズル　　胴上部　３箇所

e．支持方法

原子炉容器出入口ノズル下部に取り付けた支持金具により、原子炉容器周囲のコンクリート壁に支持する。

f．ぜい性破壊に対する考慮

原子炉容器は、ぜい性破壊防止の観点から最低使用温度を確認し、適切な温度で使用する。なお、中性子照射による破壊じん性値の変化を監視するため、原子炉容器内に監視試験片をそう入する。

（ⅱ）　最高使用圧力及び最高使用温度

圧　　力　　175kg／cm^2G

温　　度　　343℃

(5)　放射線遮蔽体の構造

主要な放射線しゃへい体は、原子炉容器周囲の内部コンクリート壁及び原子炉格納容器周囲の外部しゃへい建屋である。

発電所周辺の一般公衆及び発電所従業員が受けると予想される放射線被ばく線量が、「原子炉等規制法」に規定される許容量を

十分下回るようにしゃへい設計を行う。

(6) その他の主要な事項

な　　し

ニ．核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

(1)　核燃料物質取扱設備の構造

（ｉ）核燃料物質取扱設備（燃料取扱設備）は次のものから構成し、安全に燃料の取扱いができる構造とする。

燃料取替装置　一式

燃料移送装置（一部１号及び２号炉共用、一部既設）　一式

除染装置（１号及び２号炉共用、既設）　一式

（ⅱ）新燃料は、燃料取扱建屋内の新燃料貯蔵設備から燃料取扱設備により、又は直接原子炉格納容器機器搬入口を経て、原子炉格納容器内に搬入する。燃料取替えは、原子炉上部の原子炉キャビティに水張りし、水中で燃料取扱設備を用いて行う。

使用済燃料は、燃料取扱設備により水中で燃料取扱建屋内へ運び、同建屋内の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵するとともに、７年以上冷却した２号炉の使用済燃料については、必要に応じて１号燃料取扱建屋内の使用済燃料貯蔵設備のほう酸水中に貯蔵する。なお、使用済燃料の発電所外への搬出及び号炉間の運搬には、「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則」に定める技術上の基準に適合する使用済燃料輸送容器を使用する。

(2)　核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

（ｉ）　新燃料貯蔵設備

ａ．構　　造

新燃料貯蔵設備は、新燃料を新燃料ラックに挿入して貯蔵するものであり、燃料取扱建屋内に設置する。

新燃料貯蔵設備は、想定されるいかなる状態においても燃料が臨界に達することのない設計とする。

ｂ．貯蔵能力

全炉心燃料の約82％相当分

（ⅱ） 使用済燃料貯蔵設備

ａ． 構　　造

使用済燃料貯蔵設備（一部１号及び２号炉共用、既設）は、使用済燃料及び新燃料をほう酸水中の使用済燃料ラックに挿入して貯蔵する鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼内張りの水槽（使用済燃料ピット）であり、燃料取扱建屋内に設ける。

使用済燃料ピットは、使用済燃料の上部に十分な水深を確保する設計とするとともに、使用済燃料ピット水位、水温及び使用済燃料ピット水の漏えい並びに燃料取扱建屋内の放射線量率を監視する設備等を設け、さらに、万一漏えいを生じた場合には、ほう酸水を補給できる設計とする。

使用済燃料貯蔵設備は、想定されるいかなる状態においても燃料が臨界に達することのない設計とする。

使用済燃料貯蔵設備は、燃料集合体の取扱中の想定される落下時にも著しい使用済燃料ピット水の減少を引き起こすような損傷を避けるよう設計する。

使用済燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットは、使用済燃料ピットの冷却機能喪失、使用済燃料ピットの注水機能喪失、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合において、燃料の貯蔵機能を確保できる設計とする。

また、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいにより使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、臨界にならないよう配慮したラック

形状及び燃料配置においてスプレイや蒸気条件においても臨界を防止できる設計とする。

ｂ．貯蔵能力

全炉心燃料の約860％相当分（２号炉燃料取扱建屋内１号及び２号炉共用、既設）及び全炉心燃料の約1,190％相当分（１号炉燃料取扱建屋内１号及び２号炉共用、既設）

(3)　核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力

（ｉ）　使用済燃料ピット水浄化冷却設備

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（以下「通常運転時等」という。）において、使用済燃料ピットには、使用済燃料からの崩壊熱の除去及び使用済燃料ピット水の浄化を行うため、ポンプ、冷却器等で構成する使用済燃料ピット水浄化冷却設備（１号及び２号炉共用、既設）を設け、使用済燃料から発生する崩壊熱の除去を行うのに十分な冷却能力を有する設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備で除去した熱は、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

a.　使用済燃料ピットポンプ（１号及び２号炉共用、既設）

台　　数　　３

容　　量　　約 430m^3／h（１台当たり）

b.　使用済燃料ピット冷却器（１号及び２号炉共用、既設）

基　　数　　３

伝熱容量　　約 3.0MW（１基当たり）

（ⅱ） 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料ピット」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

a. 使用済燃料ピット水位の低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の冷却、放射線の遮へい及び臨界防止

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピット内燃料集合体等を冷却し、使用済燃料ピットに接続する配管が破損しても、放射線の遮へいが維持される水位を確保するための設備として以下の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）を設ける。

使用済燃料ピットに接続する配管の破損については、使用済燃料ピット入口配管からの漏えい時は、遮へい必要水位以下に水位が低下することを防止するため、入口配管上端部にサイフォンブレーカを設ける設計とする。使用済燃料ピット出口配管からの漏えい時は、遮へい必要水位を維持できるように、それ以上の位置に取出口を設ける設計とする。

なお、冷却及び水位確保により使用済燃料ピットの機能を維持

し、純水冠水状態で未臨界を維持できる設計とする。

使用済燃料ピットポンプ及び使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失、燃料取替用水ポンプ、燃料取替用水タンク、２次系補給水ポンプ及び２次系純水タンクの故障等により使用済燃料ピットの注水機能が喪失又は使用済燃料ピットに接続する配管の破損等により使用済燃料ピット水の小規模な漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）として、中間受槽を水源とし、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機を駆動源とする使用済燃料ピット補給用水中ポンプは、使用済燃料ピットへ注水する設計とする。使用済燃料ピット補給用水中ポンプは使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機から給電できる設計とする。

b.　使用済燃料ピット水位の異常低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の損傷の進行緩和、臨界防止及び放射性物質の放出低減

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和し、臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置において、スプレイや蒸気条件においても未臨界を維持できることにより臨界を防止し、燃料損傷時に使用済燃料ピット全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として以下の可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのス

プレイ）を設ける。

可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）として、中間受槽を水源とした可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプは、可搬型ホースにより使用済燃料ピットスプレイヘッダを介して使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。

c. 使用済燃料ピット水位の異常低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の損傷の進行緩和及び放射性物質の放出低減

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和し、燃料損傷時に燃料取扱建屋に大量の水を放水することによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として以下の放水設備（使用済燃料ピットへの放水）を設ける。

放水設備（使用済燃料ピットへの放水）として、放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする移動式大容量ポンプ車と接続することにより、燃料取扱建屋に大量の水を放水することによって、一部の水が使用済燃料ピットに注水できる設計とする。

d. 使用済燃料ピットに係るパラメータの監視

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、重大事故等時に使用済燃料ピットに係る監視に必要な設備として以下のパラメータを計測する計測設備（使用済燃料ピットの監視）を設ける。

使用済燃料ピット水位(SA)、使用済燃料ピット水位（広域）、使用済燃料ピット温度(SA)及び使用済燃料ピット周辺線量率は、重

大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。

使用済燃料ピットに係る重大事故等時の使用済燃料ピットの状態を監視カメラにより監視できる設計とする。

これらの設備は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率は、あらかじめ複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係の評価及び各設置場所間での関係性を把握し、測定結果の傾向を確認することで、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できる設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率は、「チ.(1)(ⅰ)放射線監視設備」に記載する。

大容量空冷式発電機は、「ヌ.(2)(ⅳ)代替電源設備」に記載する。

［常設重大事故等対処設備］

使用済燃料ピット水位（SA）

個　　数　　2

使用済燃料ピット温度（SA）

個　　数　　2

使用済燃料ピット状態監視カメラ

個　　数　　2

［可搬型重大事故等対処設備］

使用済燃料ピット補給用水中ポンプ（１号及び２号炉共用）

台　　数　　４（予備２）

容　　量　　約 30m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 28m

使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機（１号及び２号炉共用）

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用）

台　　数　　４（予備２※1）

容　　量　　約100kVA（１台当たり）

※１「取水用水中ポンプ用発電機」と兼用

中間受槽（１号及び２号炉共用）

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用）

個　　数　　４（予備１）

容　　量　　約50m^3（１個当たり）

可搬型電動低圧注入ポンプ（１号及び２号炉共用）

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用）

台　　数　　４※2

（保有数は可搬型ディーゼル注入ポンプと合わせて１号及び２号炉共用で6台）

容　　量　　約 150m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 150m

可搬型電動ポンプ用発電機（１号及び２号炉共用）

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用）

台　　数　　４※２

容　　量　　約 610kVA（１台当たり）

可搬型ディーゼル注入ポンプ（１号及び２号炉共用）

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用）

台　　数　　２※２

（保有数は可搬型電動低圧注入ポンプと合わせて１号及び２号炉共用で６台）

容　　量　　約 150m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約470m

※２　保有台数を示す。１号炉及び２号炉共用で可搬型電動低圧注入ポンプ（含む可搬型電動ポンプ用発電機）と可搬型ディーゼル注入ポンプを組合わせて台数は４台（予備

２台）とする。

使用済燃料ピットスプレイヘッダ（１号及び２号炉共用）

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」、「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用）

基　　数　　４（予備１）

移動式大容量ポンプ車（１号及び２号炉共用）

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」、「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用）

台　　数　　１

容　　量　　約1,320m^3／h

揚　　程　　約140m

放水砲（１号及び２号炉共用）

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」、「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用）

型　　式　　移動式ノズル

台　　数　　２

使用済燃料ピット水位（広域）※３

個　　数　　４

※３　計測に必要な空気は使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムより供給

（ⅲ） 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

「リ.(3)(ⅱ)e.発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」に記載する。

（ⅳ） 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

「リ.(3)(ⅱ)f. 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」に記載する。

ホ．原子炉冷却系統施設の構造及び設備

（1） 一次冷却材設備

（ⅰ） 冷却材の種類

軽　　水（ほう素含有）

（ⅱ） 主要な機器及び管の個数及び構造

一次冷却材設備（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後、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。

なお、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次冷却設備は関連設備とあいまって、通常運転時等において、炉心からの発生熱を除去できる設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリは、原子炉容器、１次冷却設備及びそれに接続される配管等から構成され、通常運転時等において原子炉停止系の作動等とあいまって、圧力及び温度変化に対し十分に耐え、その健全性を確保する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管系には適切に隔離弁を設ける設計とし、また、１次冷却材の漏えいを早期に検出するため、漏えい監視設備を設ける。

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。

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、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

a. 蒸気発生器

（「一次冷却材設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用）

型　　式　　たて置U字管式熱交換器型（流量制限器内蔵）

基　　数　　3

蒸気発生量（定格出力時）　約 1,750t／h（1基当たり）

寸　　法

外　　径　　胴上部　　約 4.5m

胴下部　　約 3.5m

全　　高　　約 21m

伝熱管内径　　約 20mm

伝熱管厚さ　　約 1.3mm

材　　料

本　　体　　低合金鋼

伝 熱 管　　ニッケル・クロム・鉄合金

b. 1次冷却材ポンプ

型　　式　　漏洩制御軸封式たて置斜流型

台　　数　　3

容　　量　　約 20,100 m^3／h（１台当たり）

c.　１次冷却材管

材　　料　　ステンレス鋼

内径×厚さ　　約 0.70m×約 69mm、約 0.74m×約 73mm
約 0.79m×約 78mm

d.　加 圧 器

型　　式　　たて置円筒上下半球鏡容器型

基　　数　　１

圧力制御方式　　ヒータ、スプレイ及び逃がし弁

使用材料　　本　　体　　低合金鋼
肉 盛 り　　ステンレス鋼

安 全 弁
（「一次冷却材設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用）

型　　式　　ばね式

個　　数　　３

容　　量　　約 157t／h（１個当たり）

吹出場所　　加圧器逃がしタンク

逃がし弁
（「一次冷却材設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用）

型　　式　　空気作動式

個　　数　　2

吹出場所　　加圧器逃がしタンク

e.　漏えい監視設備

漏えい監視設備　　一式

（iii）　冷却材の温度及び圧力

原子炉容器出口における温度　約321℃（定格出力時）

原子炉容器入口における圧力　約157kg／cm^{2}G（定格出力時）

(2)　二次冷却設備

（i）　冷却材の種類

軽　　水

（ii）　主要な機器の個数及び構造

２次冷却設備は、蒸気発生器を介して１次冷却設備と熱交換を行い発生蒸気によって蒸気タービンを駆動する閉回路である。

a.　主蒸気管

材　　料	炭素鋼
内径×厚さ	約 0.70m×約 33mm

b.　蒸気タービン

型　　式	串型４車室６分流排気再熱再生式
台　　数	1
出　　力	約 890,000kW

c.　タービンバイパス設備

タービンバイパス設備により、必要に応じて２次冷却設備の蒸気を復水器に放出し、１次冷却設備中に蓄積されている熱を除去する。

タービンバイパス弁　型　　式　空気作動式

個　　数　8

容　　量　約 260 t／h（１個当たり）

d.　主蒸気安全弁及び主蒸気逃がし弁

主蒸気安全弁

（「二次冷却設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用）

型　　式　ばね式

個　　数　21

容　　量　約 260t／h（１個当たり）

主蒸気逃がし弁

（「二次冷却設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用）

型　　式　空気作動式

個　　数　3

容　　量　約 183t／h（１個当たり）

ただし、作動後における漏えい量は、全体で 5m^3／d 以下（蒸気発生器１基当たり設定圧力相当飽和蒸気において）とする。

e.　主蒸気隔離弁

（「二次冷却設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用）

型　　式　　スウィングディスク式

個　　数　　3

f.　主給水ポンプ

(a) タービン動主給水ポンプ

台　　数　　2

容　　量　　約 3,300m^3／h（１台当たり）

(b) 電動主給水ポンプ

台　　数　　1

容　　量　　約 3,300m^3／h

g.　補助給水ポンプ

(a) タービン動補助給水ポンプ

（「二次冷却設備」、「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」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」と兼用）

台　　数　　1

容　　量　　約 210m^3／h

(b) 電動補助給水ポンプ

（「二次冷却設備」、「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」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」、「原子炉冷却材圧

力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」と兼用）

台　　数　　2

容　　量　　約 90m^3／h（１台当たり）

h.　復水タンク

（「二次冷却設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」、「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」、「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 800m^3

i.　復水器

基　　数　　3

(3)　非常用冷却設備

（ｉ）　冷却材の種類

軽　　水（ほう素含有）

（ⅱ） 主要な機器及び管の個数及び構造

a. 非常用炉心冷却設備

非常用炉心冷却設備は、工学的安全施設の一設備で、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系から構成する。１次冷却材喪失事故等が起こった時は、直ちに蓄圧タンク及び燃料取替用水タンクのほう酸水を発電用原子炉内に注入して炉心の冷却を行う。また、燃料取替用水タンクの貯留水がなくなる前に、格納容器再循環サンプにたまったほう酸水を再循環させる。これらの系統は、それぞれ２回路相当の構成とする。

(a) 高圧注入系

充てん／高圧注入ポンプ

（「高圧注入系」、「化学体積制御設備」、「非常用制御設備」、「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」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用）

台　　数	3
容　　量	約 147m^3／h（１台当たり）
揚　　程	約 732m

燃料取替用水タンク

（「高圧注入系」、「低圧注入系」、「原子炉格納容器スプレイ設備」、「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」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用

原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」、「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」、「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」及び「火災防護設備」と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 1,800m^3

ほう素濃度　　2,700ppm 以上

ほう酸注入タンク

（「高圧注入系」、「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」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 3.4m^3

ほう素濃度　　20,000ppm 以上

(b) 低圧注入系

余熱除去ポンプ

（「低圧注入系」、「余熱除去設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、

「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用）

台　　数　　2

容　　量　　約 681m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 82m

(c) 蓄圧注入系

蓄圧タンク

（「蓄圧注入系」及び「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」と兼用）

基　　数　　3

容　　量　　約 41m^3（１基当たり）

加圧ガス圧力　　約 4.4MPa[gage]

b. 重大事故等対処設備

(a) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、炉心を冷却するための設備として以下の重大事故等対処設備（１次冷却系統のフィードアンドブリード及び蒸気発生器２次側による炉心冷却）を設ける。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁の故障等により２次冷却系からの除熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（１次冷却系統のフィードアンドブリード）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、安全注入系統により炉心へのほう酸水の注入を行い、加圧器逃がし弁を開操作することでフィードアンドブリードを行う設計とする。

復水タンクへの補給不能により２次冷却系からの除熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（蒸気発生器２次側による炉心冷却）として、海を水源としたＡ、Ｂ海水ポンプは、補助給水系統に海水を直接供給でき、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器２次側による炉心冷却ができる設計とする。蒸気発生器２次側による炉心冷却によって、１次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる設計とし、その期間内に１次冷却系統の減圧対策及び低圧時の冷却対策が可能な時間的余裕をとれる設計とする。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（蒸気発生器２次側による炉心冷却）として、復水タンクを水源としたタービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水するため、現場での人力によるタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁の操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復し、蒸気発生器２次側による炉心冷却によって、１次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる設計とし、その期間内に１次冷却系

統の減圧対策及び低圧時の冷却対策が可能な時間的余裕をとれる設計とする。電動補助給水ポンプの電源については大容量空冷式発電機より給電することで機能を回復できる設計とする。主蒸気逃がし弁については、機能回復のため現場において人力で操作できる設計とする。

大容量空冷式発電機は、「ヌ.(2)(ⅳ)代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

充てん／高圧注入ポンプ（ホ.(3)(ⅱ)a.(a)他と兼用）

台　　数　　3

容　　量　　約 147 m^3／h（1台当たり）（安全注入時）

揚　　程　　約 732m（安全注入時）

加圧器逃がし弁（ホ.(1)他と兼用）

型　　式　　空気作動式

個　　数　　2

燃料取替用水タンク（ホ.(3)(ⅱ)a.(a)他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 1,800m^3

海水ポンプ

(「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」、「原子炉補機冷却海水設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用）

台　　数　　２（蒸気発生器２次側による
　　炉心冷却時Ａ、Ｂ号機使用）
容　　量　　約 2,200m^3／h（１台当たり）
揚　　程　　約 36m

電動補助給水ポンプ（ホ.(2)他と兼用）
台　　数　　２
容　　量　　約 90m^3／h（１台当たり）

タービン動補助給水ポンプ（ホ.(2)他と兼用）
台　　数　　１
容　　量　　約 210m^3／h

主蒸気逃がし弁（ホ.(2)他と兼用）
型　　式　　空気作動玉形弁
個　　数　　３
容　　量　　約 183t／h（１個当たり）

蒸気発生器（ホ.(1)他と兼用）
型　　式　　たて置Ｕ字管式熱交換器型
基　　数　　３

復水タンク（ホ.(2)他と兼用）
基　　数　　１
容　　量　　約 800m^3

タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁
（「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」と兼用）
型　　式　　電気直流作動式

個　　数　　２

蓄圧タンク（ホ.(3)(ⅱ)a.(c)と兼用）

基　　数　　３

容　　量　　約 41m^3（１基当たり）

蓄圧タンク出口弁

型　　式　　電気交流作動式

個　　数　　３

余熱除去ポンプ（ホ.(3)(ⅱ)a.(b)と兼用）

台　　数　　２

容　　量　　約 681m^3／h（１台当たり）

（余熱除去運転時）

約 852m^3／h（１台当たり）

（安全注入時及び再循環運転時）

揚　　程　　約 82m（余熱除去運転時）

約 73m（安全注入時及び再循環運転時）

余熱除去冷却器

（「低圧注入系」、「余熱除去設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用）

基　　数　　２

格納容器再循環サンプ

（「高圧注入系」、「低圧注入系」、「原子炉格納容器スプレイ設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原

子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用）

個　　数　　2

格納容器再循環サンプスクリーン

（「高圧注入系」、「低圧注入系」、「原子炉格納容器スプレイ設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用）

容　　量　　約 1,792m^3／h（１基当たり）

基　　数　　2

(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、１次冷却系統の減圧のための設備及び１次冷却系統の減圧と併せて炉心を冷却するための設備として以下の重大事故等対処設備（１次冷却系統の減圧及び１次冷却系統のフィードア

ンドブリード）を設ける。また、蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系統の減圧のための設備として以下の重大事故等対処設備（蒸気発生器２次側による炉心冷却）を設ける。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁の故障等により蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（１次冷却系統の減圧）として、加圧器逃がし弁は、開操作することにより１次冷却系統を減圧できる設計とする。また、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、安全注入系統により炉心へほう酸水を注入できる設計とする。

復水タンクへの補給不能により２次冷却系からの除熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（蒸気発生器２次側による炉心冷却）として、海を水源としたＡ、Ｂ海水ポンプは、補助給水系統に海水を直接供給でき、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器２次側による炉心冷却ができる設計とする。

加圧器逃がし弁の故障により１次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（蒸気発生器２次側による炉心冷却）として、復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器２次側での炉心冷却による１次冷却系統の減圧を行う設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、タービン動補助給水ポンプの機能回復のための設備として以下の重大事故等対処設備（タービン動補助給水ポンプの機能回復）を設ける。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（タービン動補助給水ポンプの機能回復）として、現場での人力によるタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁の操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復できる設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし弁の機能回復のための設備で窒素ボンベ等の可搬型重大事故防止設備と同等以上の効果を有する措置として以下の重大事故等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復）を設ける。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復）として、主蒸気逃がし弁は、現場において可搬型コンプレッサー又は窒素ボンベ等を接続するのと同等以上の作業の迅速性、駆動軸を人力で直接操作することによる操作の確実性及び空気作動に対する多様性を有するため、手動設備として設計する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した加圧器逃がし弁の機能回復のための設備として以下の可搬型重大事故防止設備（加圧器逃がし弁の機能回復）を設け

る。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した可搬型重大事故防止設備（加圧器逃がし弁の機能回復）として、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁の電磁弁へ給電し、かつ、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁に窒素を供給し、空気作動弁である加圧器逃がし弁を作動させることで１次冷却系統を減圧できる設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、炉心溶融時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止するための設備として以下の重大事故等対処設備（１次冷却系統の減圧）を設ける。

重大事故等対処設備（１次冷却系統の減圧）として、１次冷却設備の加圧器逃がし弁を使用する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、蒸気発生器伝熱管破損発生時の１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制、インターフェイスシステムLOCA発生時の１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制のための設備として以下の重大事故等対処設備（１次冷却系統の減圧）を設ける。重大事故等対処設備（１次冷却系統の減圧）として、主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁及び１次系冷却設備の加圧器逃がし弁を使用する。

インターフェイスシステムLOCA時において、余熱除去系統の隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁は、専用の工具を用いることで離れた場所から弁駆動機構を介して遠隔操作でき

る設計とする。

想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、減圧用の弁である加圧器逃がし弁は、制御用空気が喪失した場合に使用する窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）の容量の設定も含めて、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。

想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、減圧用の弁である主蒸気逃がし弁は、制御用空気が喪失した場合の手動操作も含めて、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステムLOCA時及び蒸気発生器伝熱管破損＋破損蒸気発生器隔離失敗時に使用する設備であるため、インターフェイスシステムLOCA時の環境影響を受けない原子炉補助建屋内の区画に設置し、蒸気発生器伝熱管破損＋破損蒸気発生器隔離失敗時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及び設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

加圧器逃がし弁（ホ.(1)他と兼用）

型　　式　　空気作動式

台　　数　　２

充てん／高圧注入ポンプ（ホ.(3)(ⅱ)a.(a)他と兼用）

台　　数　　３

容　　量　　約 147m^3／h（１台当たり）（安全注入時）

揚　　程　　約 732m（安全注入時）

燃料取替用水タンク（ホ.(3)(ⅱ)a.(a)他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 1,800m^3

海水ポンプ（ホ.(3)(ⅱ)b.(a)他と兼用）

台　　数　　2（蒸気発生器２次側による炉心冷却時Ａ、Ｂ号機使用）

容　　量　　約 2,200m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 36m

電動補助給水ポンプ（ホ.(2)他と兼用）

台　　数　　2

容　　量　　約 90m^3／h（１台当たり）

タービン動補助給水ポンプ（ホ.(2)他と兼用）

台　　数　　1

容　　量　　約 210m^3／h

主蒸気逃がし弁（ホ.(2)他と兼用）

型　　式　　空気作動玉形弁

個　　数　　3

容　　量　　約 183t／h（１個当たり）

蒸気発生器（ホ.(1)他と兼用）

型　　式　　たて置Ｕ字管式熱交換器型

基　　数　　3

復水タンク（ホ.(2)他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 800m^3

タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁（ホ．(3)(ⅱ)b.(a)と兼用）

型　　式　　電気直流作動式

個　　数　　２

余熱除去ポンプ入口弁

型　　式　　手動式（専用の工具で遠隔操作可能）

個　　数　　２

［可搬型重大事故等対処設備］

窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）

個　　数　　４（予備２）

容　　量　　約 47ℓ（１個当たり）

可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）（１号及び２号炉共用）

個　　数　　４（予備２）

容　　量　　約 7.2A・h（１個当たり）

（c）原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

（c-1）原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における発電用原子炉の冷却

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、炉心を冷却し、炉心の著しい

損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として以下の重大事故防止設備（代替炉心注入、代替再循環、炉心注入及び蒸気発生器２次側による炉心冷却）及び可搬型重大事故防止設備（代替炉心注入）を設ける。また、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備（代替炉心注入）を設ける。

運転中の１次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障等により炉心注入機能が喪失した場合、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合並びに運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替炉心注入）として、燃料取替用水タンクを水源としたＡ格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注入できる設計とする。

運転中の１次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障等により炉心注入機能が喪失した場合、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合、運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した常設重大

事故防止設備（代替炉心注入）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とした常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注入できる設計とする。常設電動注入ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても代替電源設備である大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を経由して給電できる設計とする。

運転中の１次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により炉心注入機能が喪失した場合、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合、運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した可搬型重大事故防止設備（代替炉心注入）として、中間受槽を水源とした可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注入できる設計とする。全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても可搬型電動低圧注入ポンプは駆動源を可搬型電動ポンプ用発電機から給電でき、可搬型ディーゼル注入ポンプはディーゼルエンジンにて駆動できる設計と

する。

運転中の１次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び余熱除去系統ー格納容器再循環弁（外隔離弁）の故障等により余熱除去設備の再循環による炉心冷却機能が喪失した場合並びに運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替再循環）として、格納容器再循環サンプを水源としたＡ格納容器スプレイポンプは、Ａ格納容器スプレイ冷却器を介して代替再循環できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

運転中の１次冷却材喪失事象時において格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合、運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに運転停止中において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（炉心注入）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、安全注入系統により炉心へ注入できる設計とする。

運転中の１次冷却材喪失事象時において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合並びに運転停止中において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した常設重大事故防止設備（代替炉心注入）

として、燃料取替用水タンクを水源とするＢ充てん／高圧注入ポンプは、自己冷却ラインを用いることにより運転でき、炉心へ注入できる設計とする。Ｂ充てん／高圧注入ポンプは、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

運転中の１次冷却材喪失事象時において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（代替再循環）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで原子炉補機冷却水系統に海水を直接供給し、代替補機冷却ができる設計とする。格納容器再循環サンプを水源としたＢ余熱除去ポンプ及びＣ充てん／高圧注入ポンプは、代替補機冷却を用いることで代替再循環でき、原子炉格納容器内の冷却と併せて炉心を冷却できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。Ｂ余熱除去ポンプ及びＣ充てん／高圧注入ポンプは、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

運転中及び運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに運転中及び運転停止中において全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（蒸気発生器２次側による炉心冷却）として、復水タン

クを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器２次側による炉心冷却ができる設計とする。電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場での人力による弁の操作ができる設計とする。

運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（炉心注入）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、化学体積制御系統により炉心へ注入できる設計とする。

運転停止中において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（代替再循環）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで原子炉補機冷却水系統に海水を直接供給し、代替補機冷却ができる設計とする。格納容器再循環サンプを水源としたＢ余熱除去ポンプは、代替補機冷却を用いることで代替再循環でき、原子炉格納容器内の冷却と併せて炉心を冷却できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。Ｂ余熱除去ポンプは、代替電源設備である大容量空

冷式発電機から給電できる設計とする。

（c-2）炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合における原子炉容器内の残存溶融デブリの冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉容器に残存溶融デブリが存在する場合、格納容器水張り（格納容器スプレイ）により残存溶融デブリを冷却し、原子炉格納容器の破損を防止するための設備として以下の重大事故等対処設備（格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

重大事故等対処設備（格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水できる設計とする。

重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水できる設計とする。常設電動注入ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を経由して給電できる設計とする。

（c-3）炉心の著しい損傷が発生した場合における溶融炉心の原子炉容器下部への落下遅延及び防止

発電用原子炉の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を

遅延・防止することで原子炉格納容器の破損を防止する設備として以下の重大事故等対処設備（炉心注入及び代替炉心注入）を設ける。

重大事故等対処設備（炉心注入）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、安全注入系統により炉心へ注入できる設計とする。

重大事故等対処設備（炉心注入）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、化学体積制御系統により炉心へ注入できる設計とする。

重大事故等対処設備（炉心注入）として、燃料取替用水タンクを水源とした余熱除去ポンプは、炉心に注入できる設計とする。

重大事故等対処設備（代替炉心注入）として、燃料取替用水タンクを水源としたＡ格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注入できる設計とする。

重大事故等対処設備（代替炉心注入）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とした常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注入できる設計とする。常設電動注入ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を経由して給電できる設計とする。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合

を想定した重大事故等対処設備（代替炉心注入）として、燃料取替用水タンクを水源とするＢ充てん／高圧注入ポンプは、自己冷却ラインを用いることにより運転でき、炉心へ注入できる設計とする。Ｂ充てん／高圧注入ポンプは、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入は、空冷式の大容量空冷式発電機からの独立した電源供給ラインから給電することにより、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注入に対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注入に対して異なる水源を持つ設計とする。

常設電動注入ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプと異なる区画に設置し、屋外の復水タンクと燃料取替用水タンクは壁で分離された位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプを使用した代替炉心注入は、可搬型電動低圧注入ポンプを専用の発電機である空冷式の可搬型電動ポンプ用発電機から給電し、可搬型ディーゼル注入ポンプを空冷式のディーゼル駆動とすることにより、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注入並びにＡ格納容器スプレイポンプ及び常設電動注入ポンプによる代替炉心注入に

対して多様性を持った電源及び駆動源により駆動できる設計とする。また、海水又は淡水を補給できる中間受槽を水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注入、燃料取替用水タンクを水源とするＡ格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注入並びに燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入に対して異なる水源を持つ設計とする。

可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び中間受槽は、屋外の燃料取替用水タンク及び復水タンク並びに原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ、Ａ格納容器スプレイポンプ並びに常設電動注入ポンプと屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

常設電動注入ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクを使用した代替炉心注入は、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とすることで格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した再循環並びにＡ格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環に対して異なる水源を持つ設計とする。

燃料取替用水タンク及び復水タンクは屋外に設置することで、原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプと位置的分散を図る設計とす

る。

可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び中間受槽を使用した代替炉心注入は、中間受槽を水源とすることで、格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した再循環並びにＡ格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環、燃料取替用水タンクを水源とする充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注入、燃料取替用水タンクを水源とするＡ格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注入並びに燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入に対して異なる水源を持つ設計とする。

中間受槽は、屋外の燃料取替用水タンク及び復水タンク並びに原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプと屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

常設電動注入ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクを使用した代替炉心注入は、空冷式の大容量空冷式発電機からの独立した電源供給ラインから給電することにより、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。

常設電動注入ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器と異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプを使用した代替炉心注入は、可搬型電動低圧注入ポンプを専用の発電機である空冷式の可搬型電動ポンプ用発電機から給電し、可搬型ディーゼル注入ポンプを空冷式のディーゼル駆動とすることにより、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注入、Ａ格納容器スプレイポンプ及び常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入に対して多様性を持った電源及び駆動源により駆動できる設計とする。また、海水又は淡水を補給できる中間受槽を水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注入、燃料取替用水タンクを水源とするＡ格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注入並びに燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入に対して異なる水源を持つ設計とする。

可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び中間受槽は、屋外の燃料取替用水タンク及び復水タンク並びに原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ、Ａ格納容器スプレイポンプ並びに常設電動注入ポンプと屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

代替炉心注入時において常設電動注入ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替

電源から給電できる設計とする。

代替炉心注入時においてＢ充てん／高圧注入ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電でき、自己冷却でき、かつ安全注入ラインを介さず充てんラインを用いて原子炉に注入できることで、余熱除去ポンプを使用した炉心注入に対して多様性を持つ設計とする。

Ｂ充てん／高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプと異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

また、Ｂ充てん／高圧注入ポンプの自己冷却は、Ｂ充てん／高圧注入ポンプ出口配管から分岐した自己冷却ラインによりＢ充てん／高圧注入ポンプを冷却できることで、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して多様性を持つ設計とする。

Ｂ充てん／高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置することで、原子炉補機冷却水ポンプ及び屋外の海水ポンプと位置的分散を図る設計とする。

代替炉心注入時の電源に使用する可搬型電動ポンプ用発電機は、専用の電源として可搬型電動低圧注入ポンプに給電でき、発電機を空冷式のディーゼル駆動とすることで、ディーゼル発電機及び大容量空冷式発電機を使用した電源に対して多様性を持つ設計とする。

可搬型電動ポンプ用発電機は、屋外の大容量空冷式発電

機並びに原子炉補助建屋内のディーゼル発電機と屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

代替炉心注入時に使用する可搬型ディーゼル注入ポンプの駆動源は、空冷式のディーゼル駆動とすることで、ディーゼル発電機及び大容量空冷式発電機を使用した電源に対して多様性を持つ設計とする。

可搬型ディーゼル注入ポンプは、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機と屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入配管及び可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプを使用した代替炉心注入配管は、水源から安全注入配管との合流点までの系統について、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。

Ｂ充てん／高圧注入ポンプを使用した代替炉心注入配管は、Ｂ充てん／高圧注入ポンプ出口の安全注入配管と充てん配管との分岐点からの充てん系統について、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。

これらの系統の多様性及び位置的分散によって、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して、重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については「ヌ.(2)(ⅳ)代替電源設備」にて記載する。

大容量空冷式発電機、重大事故等対処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤は、「ヌ.(2)(ⅳ)代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

格納容器スプレイポンプ

(「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉格納容器スプレイ設備」、「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」、「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」及び「火災防護設備」と兼用)

台　　数　　2(代替炉心注入及び代替再循環時はA号機のみ使用)

容　　量　　約 940m^3／h(1台当たり)

揚　　程　　約 170m

燃料取替用水タンク(ホ.(3)(ⅱ)a.(a)他と兼用)

基　　数　　1

容　　量　　約 1,800m^3

常設電動注入ポンプ

(「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「原子炉格納容器の過圧破損を防止するため

の設備」及び「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」と兼用）

台　　数　　1

容　　量　　約 150m^3／h

揚　　程　　約 150m

復水タンク（ホ.(2)他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 800m^3

格納容器再循環サンプ（ホ.(3)(ⅱ)b.(a)他と兼用）

個　　数　　2

格納容器再循環サンプスクリーン（ホ.(3)(ⅱ)b.(a)他と兼用）

容　　量　　約1,792m^3／h（１基当たり）

基　　数　　2

格納容器スプレイ冷却器

（「原子炉格納容器スプレイ設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」、「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」及び「火災防護設備」と兼用）

基　　数　　２（代替炉心注入及び代替再循環運転時はＡ号機使用）

充てん／高圧注入ポンプ（ホ.(3)(ⅱ)a.(a)他と兼用）

台　　数　　３（代替炉心注入時Ｂ号機使用、代替再循環運転時Ｃ号機使用）

容　　量　　約 34m^3／h（１台当たり）（充てん使用時）

約 147m^3／h（１台当たり）（安全注入時）

揚　　程　　約 1,770m（充てん使用時）

約 732m（安全注入時）

余熱除去ポンプ（ホ.(3)(ⅱ)a.(b)他と兼用）

台　　数　　２（代替再循環運転時Ｂ号機使用）

容　　量　　約 852m^3／h（１台当たり）

（安全注入時及び再循環運転時）

揚　　程　　約 73m（安全注入時及び再循環運転時）

余熱除去冷却器（ホ.(3)(ⅱ)b.(a)他と兼用）

基　　数　　２（代替再循環時Ｂ号機使用）

電動補助給水ポンプ（ホ.(2)他と兼用）

台　　数　　２

容　　量　　約 90 m^3／h（１台当たり）

タービン動補助給水ポンプ（ホ.(2)他と兼用）

台　　数　　１

容　　量　　約 210m^3／h

主蒸気逃がし弁（ホ.(2)他と兼用）

型　　式　　空気作動玉形弁

個　　数　　３

容　　量　　約 183ｔ／ｈ（1個当たり）

蒸気発生器（ホ.(1)他と兼用）

型　　式　　たて置Ｕ字管式熱交換器型（流量制限器

内蔵）

基　　数　　3

［可搬型重大事故等対処設備］

可搬型電動低圧注入ポンプ（１号及び２号炉共用）

（ニ.(3)(ⅱ)他と兼用）

台　　数　　４※１

（保有数は可搬型ディーゼル注入ポンプと合わせて１号及び２号炉共用で６台）

容　　量　　約 150m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 150m

可搬型電動ポンプ用発電機（１号及び２号炉共用）

（ニ.(3)(ⅱ)他と兼用）

台　　数　　４※１

容　　量　　約 610kVA（１台当たり）

可搬型ディーゼル注入ポンプ（１号及び２号炉共用）

（ニ.(3)(ⅱ)他と兼用）

台　　数　　２※１

（保有数は可搬型電動低圧注入ポンプと合わせて１号及び２号炉共用で６台）

容　　量　　約 150m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 470m

※１　保有台数を示す。１号炉及び２号炉共用で可搬型電動低圧注入ポンプ（含む可搬型電動ポンプ

用発電機）と可搬型ディーゼル注入ポンプを組み合わせて台数は４台（予備２台）とする。

中間受槽（１号及び２号炉共用）（ニ.(3)(ⅱ)他と兼用）

個　　数　　４（予備１）

容　　量　　約 50m^3（１個当たり）

移動式大容量ポンプ車（１号及び２号炉共用）

（「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」、「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備」、「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用）

台　　数　　２※２

１※２

容　　量　　約840m^3／h（１台当たり）

約1,320m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約140m

※２　１台で１号炉及び２号炉の同時使用が可能。組み合わせて台数は２台（予備１台）とする。

(d) 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

「リ.(3)(ⅱ)f.重大事故等の収束に必要となる水の供給設

備」に記載する。

(4) その他の主要な事項

平常運転時の１次冷却材中のよう素131の放射能濃度を、最大1.7μCi／cm^{3}以下に管理する。

その他の主要な設備として次のものを設ける。

（ⅰ） 化学体積制御設備

１次冷却設備の１次冷却材量の調節、１次冷却材中のほう素濃度調整並びに１次冷却材中の核分裂生成物及び腐食生成物の除去を行うため、化学体積制御設備を設ける。

ａ．充てん／高圧注入ポンプ（高圧注入系のポンプと兼用）

個　　数　　3

容　　量　　約34(m^3／ｈ)／個

ｂ．ほう酸ポンプ

個　　数　　2

容　　量　　約17(m^3／ｈ)／個

（ⅱ） 余熱除去設備

原子炉停止時、炉内圧力が低下した後の原子炉冷却のため、余熱除去設備を設ける。

ａ．余熱除去ポンプ（低圧注入系のポンプと兼用）

個　　数　　2

容　　量　　約852(m^3／ｈ)／個

ｂ．余熱除去冷却器

個　　数　　2

（ⅲ）原子炉補機冷却設備

ａ． 原子炉補機冷却水設備

余熱除去冷却器、格納容器スプレイ冷却器、使用済燃料ピット冷却器等の冷却を行うため、冷却器、ポンプ等を有する原子炉補機冷却水設備を設ける。

原子炉補機冷却水設備は、ポンプ、冷却器等で構成し、原子炉補機から発生した熱を原子炉補機冷却海水設備に伝達する設計とする。また、原子炉補機冷却水冷却器は、原子炉補機の冷却を行うに十分な伝熱容量を持たせた設計とする。

原子炉補機冷却水ポンプ

（「原子炉補機冷却水設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」と兼用）

台　　数　　4

容　　量　　約 1,300m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 55m

原子炉補機冷却水冷却器

（「原子炉補機冷却水設備」、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」、「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備」、「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用）

基　　数　　4

原子炉補機冷却水サージタンク

（「原子炉補機冷却水設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」と兼用）

基　　数　　1

b.　原子炉補機冷却海水設備

通常運転時等において、原子炉補機冷却水冷却器等へ冷却海水を供給するため、原子炉補機冷却海水設備を設ける。

海水ポンプ（ホ.(3)(ⅱ)b.(a)他と兼用）

台　　数　　4

容　　量　　約 2,200m^3／h（1台当たり）

揚　　程　　約 36m

（ⅳ）　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として以下の重大事故防止設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）及び重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却）を設ける。

海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合並びに全交流

動力電源が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（蒸気発生器２次側による炉心冷却）として、復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水できる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場で人力による操作ができることで、蒸気発生器２次側での除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができる設計とする。全交流動力電源喪失時においても電動補助給水ポンプは代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合並びに全交流動力電源が喪失した場合における１次冷却材喪失事象時を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる設計とする。Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットは、格納容器内雰囲気温度の上昇により自動動作するダクト開放機構を有し、重大事故等時において原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を下回る飽和温度にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）は、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットを使用した格納

容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合並びに全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替補機冷却）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、Ｃ充てん／高圧注入ポンプ及びＢ余熱除去ポンプの補機冷却水系統へ海水を直接供給できる設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器２次側による炉心冷却は、タービン動補助給水ポンプを蒸気駆動とし、電動補助給水ポンプの電源を設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電でき、さらに主蒸気逃がし弁はハンドルを設け、手動操作とすることにより、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した最終ヒートシンクへの熱の輸送に対して、多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用する補助給水系統及び主蒸気系統は、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した系統に対して多様性を持つ設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置し、復水タンクは屋外の海水ポンプと離れた位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

機器の多様性及び系統の独立並びに位置的分散によって、海

水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については「ヌ.(2)(ⅳ)代替電源設備」にて記載する。

大容量空冷式発電機は、「ヌ.(2)(ⅳ)代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

電動補助給水ポンプ（ホ.(2)他と兼用）

台　　数　　2

容　　量　　約 90 m^3／h（１台当たり）

タービン動補助給水ポンプ（ホ.(2)他と兼用）

台　　数　　1

容　　量　　約 210m^3／h

復水タンク（ホ.(2)他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 800m^3

主蒸気逃がし弁（ホ.(2)他と兼用）

型　　式　　空気作動玉形弁

個　　数　　３

容　　量　　約 183ｔ／ｈ（１個当たり）

蒸気発生器（ホ.(1)他と兼用）

型　　式　　たて置Ｕ字管式熱交換器型

基　　数　　３

格納容器再循環ユニット

（「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「原子炉格納容器空気再循環設備」と兼用）

型　　式　　補機冷却水冷却コイル内蔵型

基　　数　　２（格納容器内自然対流冷却時Ａ、Ｂ号機使用）

［可搬型重大事故等対処設備］

移動式大容量ポンプ車（１号及び２号炉共用）

（ホ.(3)(ⅱ)b.(c)他と兼用）

台　　数　　２※1

１※1

容　　量　　約840m^3／h（１台当たり）

約1,320 m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約140m

※１　１台で１号炉及び２号炉の同時使用が可能。組み合わせて台数は２台（予備１台）とする。

ヘ．計測制御系統施設の構造及び設備

(1)　計　　装

（ⅰ）　核計装の種類

ａ．炉外核計装

原子炉容器外周に設置した炉外核計装の中性子束検出器により次の３領域に分けて中性子束を測定する。

中性子源領域	比例計数管	２チャンネル
中間領域	補償型電離箱	２チャンネル
出力領域	非補償型電離箱	４チャンネル

ｂ．炉内核計装

炉内核計装の可動小型中性子束検出器を使用し、特定の燃料集合体の中で適時、遠隔操作により、炉内中性子束を測定する。

（ⅱ）その他の主要な計装の種類

発電用原子炉施設のプロセス計装制御のため、原子炉圧力、加圧器水位、１次冷却材流量及び温度、蒸気発生器水位、制御棒クラスタ位置、反応度停止余裕等の計測装置を設ける。

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータにより、検討した炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するための設備を設置又は保管する。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは、「十、ハ　第10.1表　重大事故等対策における手順書の

概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータとする。

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータは、「十、ハ 第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータとする。

重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータは、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。

発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。

重要な監視パラメータ又は有効な監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の推定は、「十、ハ 第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障時のパラメータ推定又は計器の計測範囲を超えた場合のパラメータの推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障時、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器がある場合、他チャンネルの計器による計測を優先し、次に他ループの計器により計測するとともに、重要代替パラメータが複数ある場合は、推定する重要な監視パラメータとの関係

性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。

現場の操作時に監視が必要なパラメータ及び常設の重大事故等対処設備の代替の機能を有するパラメータは、可搬型の重大事故等対処設備により計測できる設計とする。

直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。

可搬型計測器による測定においては、測定対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか１つの適切なパラメータを選定し測定又は監視するものとする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか１つの適切なパラメータを選定し測定又は監視するものとする。

原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要となる重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータが計測又は監視及び記録ができる設計とする。

(2)　安全保護回路

安全保護回路は、独立したチャンネルからなる多重チャンネル構成とし、測定変数に対して「２ out of ３」方式等の回路を形成し、原子炉トリップ及び非常用炉心冷却設備作動等を行う。

安全保護回路は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用

目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

（ｉ） 原子炉停止回路の種類

次に示す信号により発電用原子炉をトリップさせる原子炉停止回路を設ける。

・中性子束高（線源領域及び中間領域）
・中性子束高（出力領域）
・中性子束変化率高（出力領域）
・非常用炉心冷却設備作動
・過大温度ΔＴ高
・過大出力ΔＴ高
・原子炉圧力高
・原子炉圧力低
・加圧器水位高
・１次冷却材流量低
・１次冷却材ポンプ電源電圧低
・１次冷却材ポンプ電源周波数低
・１次冷却材ポンプ遮断器開
・タービントリップ
・蒸気発生器水位異常低
・蒸気発生器給水流量低
・地震加速度高
・手　　動

（ⅱ） その他の主要な安全保護回路の種類

以下に示す信号により工学的安全施設作動設備を作動させる

回路を設ける。

a. 非常用炉心冷却設備作動信号

1次冷却材の確保あるいは過度の反応度添加を抑え、炉心の損傷を防止する。

・原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

・原子炉圧力異常低

・主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均温度異常低の一致

・主蒸気ライン差圧高

・原子炉格納容器圧力高

・手　　動

b. 主蒸気ライン隔離信号

主蒸気管破断時に、健全側の蒸気発生器からの蒸気流出を防ぎ、1次冷却系の除熱能力を確保する。

・原子炉格納容器圧力異常高

・主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均温度異常低の一致

・手　　動

c. 原子炉格納容器スプレイ作動信号

1次冷却系の破断又は原子炉格納容器内での主蒸気管破断時に、原子炉格納容器の減圧及びよう素除去のため、原子炉格納容器スプレイ設備を起動する。

・原子炉格納容器圧力異常高

・手　　動

d. 格納容器隔離信号

1次冷却材喪失事故及び原子炉格納容器内での主蒸気管破断事故後に放射性物質の放出を防止するため、原子炉格納容器の隔離弁を閉止する。

・非常用炉心冷却設備作動信号

・原子炉格納容器スプレイ作動信号

・手　　動

(3) 制御設備

(i) 制御材の個数及び構造

発電用原子炉の反応度制御は、制御棒クラスタの位置調整並びに1次冷却材中のほう素濃度調整の2方式により行う。これらの制御方式に加えて過剰増倍率を抑制し、減速材温度係数を負にするために、また中性子束分布を平坦化するため必要に応じてバーナブルポイズンを使用する。また、発電用原子炉の出力制御は、制御棒クラスタの位置調整により、原子炉容器入口と出口との1次冷却材平均温度がタービン負荷に応じた値をとるように制御する。

a. 制御棒クラスタ

(a) 個　　数　　48

炉心全体にわたって一様に分布配置する。

(b) 吸収材の種類

銀・インジウム・カドミウム

(c) 構　　造

制御棒クラスタは、24本の制御棒の上端をスパイダで固定し駆動軸に連結するもので、これを燃料集合体内の制御棒案

内シンブルにそう入する。各制御棒は、中性子吸収材をステンレス鋼管に入れた構造とする。

ｂ．ほ う 素

1次冷却材中のほう素濃度を調整することにより、燃料の燃焼、低温停止等のような比較的緩やかな反応度変化を補償する。

ほう素濃度は化学体積制御設備によって調整する。

出力運転時ほう素濃度　　2,000ppm以下

ｃ．バーナブルポイズン

(a)　バーナブルポイズン棒本数　　初装荷炉心　1,072

取替炉心　　1,072以下

(b)　吸収材の種類　　ほうけい酸ガラス

(c)　構　　造

バーナブルポイズンは、ほうけい酸ガラス管をステンレス鋼管で被覆したバーナブルポイズン棒をクラスタ状に成形したもので、制御棒クラスタ等が入っていない燃料集合体の制御棒案内シンブルにそう入する構造とする。

(ⅱ)　制御材駆動設備の個数及び構造

ａ．制御棒駆動装置（制御棒クラスタ駆動装置）

(a)　個　数　　48

(b)　構　　造

駆動装置は、内部ラッチアセンブリ、圧力ハウジング、コイルアセンブリ、等で構成し、コイルとラッチ機構によって駆動軸を駆動並びに保持する構造とする。

(c)　取付箇所

原子炉容器ふた

(d)　駆動方式

通常運転時　　ラッチ式磁気ジャック駆動

トリップ時　　重力による落下

(e)　そう入時間及び駆動速度

最大そう入時間　　2.2ｓ

（トリップ時、全ストロークの85％そう入までの時間）

通常そう入・引抜最大速度　　約114cm／min

ｂ．ほう素濃度調整装置

１次冷却材中のほう素濃度調整は、化学体積制御設備により、１次冷却材中のほう素濃度に応じてフィードアンドブリード方式又はイオン交換処理方式によって行う。

（ⅲ）　反応度制御能力

ａ．制御棒クラスタ

制御する最大過剰反応度は、約0.03△Ｋ／Ｋとし、その場合の反応度制御能力は約0.05△Ｋ／Ｋとする。

（最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本が、全引抜位置のまま挿入できない場合）

ｂ．ほう素濃度調整　　0.17△Ｋ／Ｋ以上

(4)　非常用制御設備

（ｉ）制御材の個数及び構造

制御棒クラスタによる原子炉停止が不可能な場合でも、化学体積制御設備により１次冷却設備へ高濃度のほう酸水を注入し、１次冷却材中のほう素濃度を高めて発電用原子炉を停止する。化学体積制御設備は１系統設ける。

（ⅱ）主要な機器の個数及び構造

ａ．ほう酸タンク

（「化学体積制御設備」、「非常用制御設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用）

基　　数　　２

容　　量　　約 30m^3（１基当たり）

ｂ．ほう酸ポンプ

（「化学体積制御設備」、「非常用制御設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用）

台　　数　　２

容　　量　　約 17m^3／h（１台当たり）

ｃ．充てん／高圧注入ポンプ（ホ.(3)(ⅱ)a.(a)他と兼用）

台　　数　　３

容　　量　　約 34m^3／h（１台当たり）

（ⅲ）反応度制御能力

化学体積制御設備は、全制御棒クラスタが挿入不能の場合でも、発電用原子炉を低温停止できる能力を持つものとする。

ほう素添加による負の反応度添加速度の絶対値は、1.0×10^{-3}（△Ｋ／Ｋ）／min以上とする。

（ⅳ）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

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未

臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

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、原子炉を未臨界とするための設備として以下の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止及びほう酸水注入）を設ける。また、１次冷却系統の過圧防止及び原子炉出力を抑制するための設備として以下の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）を設ける。

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉安全保護盤の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止）として、原子炉トリップスイッチは、手動による原子炉緊急停止ができる設計とする。

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉安全保護盤及び原子炉トリップ遮断器の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）として、多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）は、作動によるタービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止により、１次系から２次系への除熱を過渡的に悪化させることで原子炉冷却材温度を上昇させ、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制できる設計とする。また、多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）は、復水タンクを水源とするタービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器水位の低下を抑制するとともに加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により１次冷却系統の過圧を防止することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格

納容器の健全性を維持できる設計とする。

多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）から自動信号が発信した場合において、原子炉の出力を抑制するために必要な機器等が自動動作しなかった場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）として、中央制御室での操作により、手動で主蒸気隔離弁を閉止することで原子炉出力を抑制するとともに、復水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを手動で起動し、補助給水を確保することで蒸気発生器水位の低下を抑制し、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により１次冷却系統の過圧を防止できる設計とする。

制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮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失敗した場合の重大事故等対処設備（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、急速ほう酸補給弁を介して充てん／高圧注入ポンプにより炉心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重大事故等対処設備（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炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

さらに、ほう酸注入タンクが使用できない場合の重大事故等対処設備（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、化学体積制御系統により炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

［常設重大事故等対処設備］

多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）

個　　数　　1

原子炉トリップスイッチ

個　　数　　2

主蒸気隔離弁（ホ.(2)(ⅱ)と兼用）

個　　数　　3

電動補助給水ポンプ（ホ.(2)他と兼用）

台　　数　　2

容　　量　　約90 m^3／h（1台当たり）

タービン動補助給水ポンプ（ホ.(2)他と兼用）

台　　数　　1

容　　量　　約210m^3／h

復水タンク（ホ.(2)他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約800 m^3

加圧器逃がし弁（ホ.(1)他と兼用）

型　　式　　空気作動式

個　　数　　2

加圧器安全弁（ホ.(1)と兼用）

型　　式　　バネ式（背圧補償型）

個　　数　　3

主蒸気逃がし弁（ホ.(2)他と兼用）

型　　式　　空気作動玉形弁

個　　数　　3

容　　量　　約 183t／h（1 個当たり）

主蒸気安全弁（ホ.(2)と兼用）

型　　式　　スプリング式

個　　数　　21

ほう酸ポンプ（ヘ.(4)(ⅱ)他と兼用）

台　　数　　2

容　　量　　約 17m^3／h（1 台当たり）

急速ほう酸補給弁

型　　式　　電気交流作動式

個　　数　　1

ほう酸タンク（ヘ.(4)(ⅱ)他と兼用）

基　　数　　2

容　　量　　約 30m^3（1 基当たり）

充てん／高圧注入ポンプ（ホ.(3)(ⅱ)a.(a)他と兼用））

台　　数　　3

容　　量　　約 34m^3／h（1 台当たり）（充てん使用時）

約 147 m^3／h（1 台当たり）（安全注入時）

揚　　程　　約 1,770m（充てん使用時）

約 732m（安全注入時）

ほう酸注入タンク（ホ.(3)(ⅱ)a.(a)他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 3.4m^3

燃料取替用水タンク（ホ.(3)(ⅱ)a.(a)他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 1,800m^3

(5)　その他の主要な事項

（ｉ）　１次冷却材温度制御設備

１次冷却材温度制御設備は、通常運転時の原子炉出力を制御するもので、１次冷却材平均温度を負荷に比例するプログラム値に保つように制御する。すなわち、原子炉容器入口と出口との１次冷却材平均温度を、負荷に比例するプログラム平均温度（基準値）に維持するように制御棒クラスタを操作して炉出力の増減を行う。

（ⅱ）　加圧器圧力制御設備

加圧器により通常運転時の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次冷却材の熱膨脹及び収縮による圧力変化を許容範囲内に制限する。圧力調整は、ヒータによる加熱、スプレイによる冷却及び加圧器逃がし弁によって行う。

（ⅲ）　制御棒クラスタ引抜阻止回路

次の信号で制御棒クラスタの自動及び手動引抜きを阻止する。

中間領域中性子束高

出力領域中性子束高

過大温度△Ｔ高

過大出力△Ｔ高

（ⅳ）　警報回路

中性子束、圧力、温度、流量、水位等のプロセス変数が異常値になった場合、原子炉格納容器排気、復水器真空ポンプ排気等の放射能が異常に高くなった場合、発電用原子炉の反応度停止余裕が警報値以下になった場合、制御棒クラスタが落下した場合、その他発電用原子炉の安全性に関連する設備が動作した

場合に、警報を発信する回路を設ける。

（ｖ） 中央制御室

中央制御室（１号及び２号炉共用）は、設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータを監視できるとともに、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができる設計とする。また、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するため、監視カメラ、気象観測装置及び FAX 等を設置し、中央制御室から発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できる設計とする。

発電用原子炉施設には、火災その他の異常な状態により中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から、発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設ける設計とする。

気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災により発生する燃焼ガス又は有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。

１次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるようにするとともに、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行うことができる設計とする。

中央制御室は、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。

そのために、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。

有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ、固定源及び可動源を特定する。また、固定源の有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、現場の設置状況を踏まえ、評価条件を設定する。

固定源に対しては、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう設計する。

可動源に対しては、中央制御室空調装置の隔離等の対策により運転員を防護できる設計とする。

有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、必要に応じて保守管理及び運用管理を適切に実施する。

また、中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮へいを透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室空調装置等の機能とあいまって、「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」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の解釈」に示さ

れる100mSvを下回るように遮へいを設ける。室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

中央制御室は、共用することにより、プラントの状況に応じた運転員の相互融通を図ることができ、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有しながら、事故処置を含む総合的な運転管理を図ることができるなど、安全性が向上するため、居住性に配慮した設計とする。

中央制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として以下の重大事故等対処設備（居住性の確保）を設ける。

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、重大事故等時において中央制御室空調装置は、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を内部被ばくから防護する設計とする。

中央制御室遮へいは、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設する。

運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室空調装置及び中央制御室遮へいの機能と併せて、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できる設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。照明については、可搬型照明（SA）により確保できる設計とする。

重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。また、以下の重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）を設ける。

重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）として、照明については、可搬型照明(SA)により確保できる設計とする。身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設けることができるよう考慮する。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために原子炉格納容器から漏えいした空気中の

放射性物質の濃度を低減するための設備として以下の重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）を設ける。

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）として、アニュラス空気浄化ファンは、原子炉格納容器からアニュラスへ漏えいする放射性物質等を含む空気を吸入し、アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット及びアニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットを介して放射性物質の濃度を低減させたのち排出することで原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する設計とする。

中央制御室空調装置、可搬型照明(SA)及びアニュラス空気浄化ファンは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。中央制御室及び中央制御室遮へいは、プラントの状況に応じた運転員の相互融通などを考慮し、居住性にも配慮した共通のスペースとしている。スペースの共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な運転管理（事故処置を含む。）をすることで安全性の向上が図れるため、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

各号炉の監視・操作盤は、共用によって悪影響を及ぼさないよう、一部の共通設備を除いて独立して設置することで、一方の号炉の監視・操作中に、他方の号炉のプラント監視機能が喪失しない設計とする。

中央制御室遮へいは、「チ.(1)(ⅲ)遮へい設備」に記載する。

中央制御室空調装置は、「チ.(1)(ⅳ)換気設備」に記載する。

アニュラス空気浄化設備は、「リ.(4)(ⅲ)アニュラス空気浄化設備」に記載する。

大容量空冷式発電機は、「ヌ.(2)(ⅳ)代替電源設備」に記載する。

[可搬型重大事故等対処設備]

酸素濃度計（１号及び２号炉共用）

個　　数　　１（予備２）

二酸化炭素濃度計（１号及び２号炉共用）

個　　数　　１（予備２）

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

可搬型照明(SA)（１号及び２号炉共用）

個　　数　　10（予備２）

（ⅵ）　制御用圧縮空気設備

空気を駆動源とする弁等に乾燥した清浄な圧縮空気を供給するため、制御用圧縮空気設備を設ける。

制御用圧縮空気設備　　一式

ト．放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備

（1） 気体廃棄物の廃棄施設

（ⅰ） 構　　造

気体廃棄物の廃棄施設（気体廃棄物処理設備）は、主として１次冷却設備から発生する放射性廃ガスを処理するためのガス圧縮装置、ガス減衰タンク等で構成する。排気は、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。

（ⅱ） 廃棄物の処理能力

ガス減衰タンクは、発生する気体廃棄物のうち放射能減衰を要するものを、平常運転時に所外放出が可能な程度まで減衰させるのに十分な設計とする。

（ⅲ） 排気口の位置

排気筒位置　　原子炉格納施設上部

排気口地上高さ　　約61ｍ（標高約74ｍ）

（2） 液体廃棄物の廃棄設備

（ⅰ） 構　　造

液体廃棄物の廃棄設備（液体廃棄物処理設備）は、廃棄物の性状に応じて処理するため、主要なものとしてほう酸回収系、Ａ廃液処理系（良水質の廃液）、Ｂ廃液処理系（低水質の廃液）及び洗浄排水処理系（１号及び２号炉共用）で構成する。

ａ．ほう酸回収系は、冷却材貯蔵タンク、ほう酸回収装置、脱塩塔、モニタタンク等で構成する。

本系統で処理後、回収したほう酸及び蒸留水は原則として再使用する。

ｂ．Ａ廃液処理系は、Ａ廃液貯蔵タンク、Ａ廃液蒸発装置、脱塩

塔、廃液蒸留水モニタタンク等で構成する。

本系統で処理後、回収した蒸留水は原則として再使用する。

c．B廃液処理系は、B廃液貯蔵タンク、B廃液蒸発装置、脱塩塔、廃液蒸留水タンク等で構成する。

本系統で処理後の蒸留水は、放射性物質濃度が低いことを確認して、復水器冷却水の放水口から放出する。

d．洗浄排水処理系は、洗浄排水タンク、洗浄排水処理装置、洗浄排水高濃縮装置、脱塩塔、洗浄排水モニタタンク等で構成する。

本系統で処理後の蒸留水は、放射性物質濃度が低いことを確認して、復水器冷却水の放水口から放出する。

これら液体廃棄物処理設備の主要機器は独立した区域に設けるか、せきを設置する等、放射性物質の漏えいを防止する設計とする。

（ⅱ） 廃棄物の処理能力

液体廃棄物処理設備の各タンク類の容量及び蒸発装置等の処理容量は、1次冷却材中のほう素濃度調整及び発電用原子炉の起動停止の態様を考慮して、発生廃液量が最大と予想される場合に対して、十分対処できるものとする。

蒸発装置、脱塩塔等の除染能力は、蒸留水等の所内再使用又は所外放出を可能とするのに十分な設計とする。

（ⅲ） 排水口の位置

排水口は南防波堤外側にある復水器冷却水の放水口である。

(3)　固体廃棄物の廃棄設備

(ⅰ)　構　　造

固体廃棄物の廃棄設備（固体廃棄物処理設備）は、廃棄物の種類に応じて処理するため、濃縮廃液等のアスファルト固化装置（１号及び２号炉共用）及びセメント固化装置（１号及び２号炉共用）、圧縮可能な雑固体廃棄物を圧縮するためのベイラ（１号及び２号炉共用）、焼却可能な雑固体廃棄物等を焼却するための雑固体焼却設備（１号及び２号炉共用）、使用済樹脂貯蔵タンク、固体廃棄物貯蔵庫（１号及び２号炉共用）、廃棄物搬出設備（１号及び２号炉共用）等で構成する。

濃縮廃液等は固化材（アスファルト又はセメント）とともにドラム詰めを行い貯蔵保管する。

雑固体廃棄物は必要に応じて圧縮減容又は焼却処理後、ドラム詰め等を行うか、固型化材（モルタル）を充てんしてドラム詰めを行い貯蔵保管する。

洗浄排水高濃縮装置の濃縮廃液は、雑固体焼却設備で焼却処理後、ドラム詰めを行い貯蔵保管する。

脱塩塔使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵するものとするが、固化材（セメント）とともにドラム詰めも可能なようにする。

使用済制御棒等の放射化された機器は使用済燃料ピットに貯蔵する。

固体廃棄物処理設備は、圧縮、焼却、固化等の処理過程における、放射性物質の散逸等を防止する設計とする。

発生したドラム詰め等固体廃棄物は、所要の遮へい設計を行っ

た発電所内の固体廃棄物貯蔵庫又は廃棄物搬出設備のうち固体廃棄物搬出検査棟に貯蔵保管する。

また、蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器等及び原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた等は、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

なお、必要に応じて、固体廃棄物を廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄する。

（ⅱ） 廃棄物の処理能力

使用済樹脂貯蔵タンクの容量は約189m^3とする。

固体廃棄物貯蔵庫は、200ℓ ドラム缶約37,000本相当並びに１号炉及び２号炉の蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器６基等並びに１号炉及び２号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた２基等を十分貯蔵保管する能力がある。

また、固体廃棄物搬出検査棟は、200ℓ ドラム缶約4,500本相当を十分貯蔵保管する能力がある。

これらは、必要がある場合には増設を考慮する。

チ．放射線管理施設の構造及び設備

発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の安全管理を確実に行うため、次の放射線管理施設を設ける。

(1) 屋内管理用の主要な設備の種類

(ⅰ) 放射線監視設備

発電用原子炉施設には、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いて、当該発電用原子炉施設における各系統の放射性物質の濃度、原子炉格納容器内、燃料取扱場所等の管理区域内等の主要箇所の外部放射線に係る線量当量率等を監視、測定するために、エリアモニタリング設備、プロセスモニタリング設備、放射線サーベイ設備、個人管理関係測定器、分析装置及び放射能測定装置を設ける。

エリアモニタリング設備及びプロセスモニタリング設備については、設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を中央制御室に表示及び緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）に表示できる設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率については、使用済燃料ピットに係る重大事故等により、使用済燃料ピット区域の空間線量率が変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とするとともに代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータである原子炉格納容器内の放射線量率を計測又は監視及び記録することができる格納容器内高レンジエリアモ

ニタＡ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ）を設置する。

さらに緊急時対策所（指揮所）内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定する緊急時対策所エリアモニタを保管する。

大容量空冷式発電機は、「ヌ.(2)(ⅳ)代替電源設備」に記載する。

エリアモニタリング設備及びプロセスモニタリング設備

一式

放射線サーベイ設備（１号及び２号炉共用）　一式

個人管理関係測定器（１号及び２号炉共用）　一式

分析装置及び放射能測定装置（１号及び２号炉共用）　一式

格納容器内高レンジエリアモニタＡ（低レンジ）

個　数　2

格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ）

個　数　2

格納容器内高レンジエリアモニタＡ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ）は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

［可搬型重大事故等対処設備］

代替緊急時対策所エリアモニタは、緊急時対策所（指揮所）への機能の移行をもって廃止する。

緊急時対策所エリアモニタは、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）において使用する。

使用済燃料ピット周辺線量率（１号及び２号炉共用）

個　　数　　４（予備２）

緊急時対策所エリアモニタ（１号及び２号炉共用）

個　　数　　２（予備１）

（ⅱ）　放射線管理設備

放射線業務従事者及び管理区域内に立ち入る者の出入管理、汚染の管理、放射線分析業務等を行うため、出入管理設備、個人被ばく管理関係設備、汚染管理設備、試料分析関係設備（以上、１号及び２号炉共用）等を設ける。

（ⅲ）　遮へい設備

放射線業務従事者等の被ばく線量を低減するため、遮へい設備を設ける。

a.　中央制御室遮へい

中央制御室遮へい（１号及び２号炉共用）は、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮へいを透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室空調装置等の機能とあいまって、100mSvを下回るよう設計する。

中央制御室遮へいは、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設する。運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室換気

空調装置の機能と併せて、運転員の実効線量が７日間で 100mSv を超えないようにすることにより中央制御室の居住性を確保できる設計とする。

中央制御室及び中央制御室遮へいはプラントの状況に応じた運転員の相互融通などを考慮し、居住性にも配慮した共通のスペースとしている。スペースの共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な運転管理（事故処置を含む。）をすることで安全性の向上が図れるため、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

各号炉の監視・操作盤は、共用によって悪影響を及ぼさないよう、一部の共通設備を除いて独立して設置することで、一方の号炉の監視・操作中に、他方の号炉のプラント監視機能が喪失しない設計とする。

中央制御室遮へい（１号及び２号炉共用）　　一式

中央制御室遮へいは、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

b.　緊急時対策所遮へい

緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策所遮へいは、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後７日間で100mSvを超えない設計とする。

なお、代替緊急時対策所の緊急時対策所遮へいは、緊急時対策所（指揮所）への機能の移行をもって廃止するが、緊急時対策所（緊急時対策棟内）において緊急時対策所遮へい（緊急時

対策所（緊急時対策棟内））の一部として使用する。

［常設重大事故等対処設備］

(a)　緊急時対策所（指揮所）

以下の設備は、遮へい体を除き、緊急時対策所（緊急時対策棟内）において緊急時対策所遮へい（緊急時対策所（緊急時対策棟内））の一部として引き続き使用する。

緊急時対策所遮へい（緊急時対策所（指揮所））（１号及び２号炉共用）　一式

(b)　緊急時対策所（緊急時対策棟内）

緊急時対策所遮へい（緊急時対策所（緊急時対策棟内））（１号及び２号炉共用）　一式

（ⅳ）　換気設備

通常運転時、設計基準事故時及び重大事故時に発電所従業員に新鮮な空気を送るとともに、空気中の放射性物質の除去低減及び中央制御室外の火災により発生する燃焼ガス等に対する隔離が可能な換気設備を設ける。

a.　中央制御室空調装置

中央制御室、継電器室、計算機室及び通信機械室等の換気及び冷暖房を行うための中央制御室空調装置（１号及び２号炉共用、既設）を設ける。

中央制御室空調装置には、通常のラインの他、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、事故時には外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運

転員を内部被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

中央制御室外の火災により発生する燃焼ガス等に対し、中央制御室空調装置の外気取入れを手動で遮断し、閉回路循環方式に切り換えることが可能な設計とする。

中央制御室空調装置は、各号炉独立に設置し、片系列単独で中央制御室遮へいとあいまって中央制御室の居住性を維持できる設計とする。また、共用により更なる多重性を持ち、単一設計とする中央制御室非常用循環フィルタユニットを含め、安全性が向上する設計とする。

重大事故等時において、中央制御室空調装置は、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を内部被ばくから防護する設計とする。

中央制御室の換気空調系は、重大事故等時において中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットを電源復旧し使用するが、共用により自号炉の系統だけでなく他号炉の系統も使用することで、安全性の向上が図れることから１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

１号炉及び２号炉それぞれの系統は、共用により悪影響を及

ぼさないよう独立して設置する設計とする。

中央制御室空調装置は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

大容量空冷式発電機は、「ヌ.(2)(ⅳ)代替電源設備」に記載する。

中央制御室非常用循環ファン（１号及び２号炉共用、既設）

台　　数　　４

中央制御室空調ファン（１号及び２号炉共用、既設）

台　　数　　４

中央制御室循環ファン（１号及び２号炉共用、既設）

台　　数　　４

中央制御室非常用循環フィルタユニット（１号及び２号炉共用、既設）

型　　式　　微粒子フィルタ及びよう素フィルタ内蔵型

基　　数　　２

中央制御室空調ユニット（１号及び２号炉共用、既設）

型　　式　　粗フィルタ、冷水冷却コイル内蔵型

基　　数　　４

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

b.　緊急時対策所換気設備

緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策所換気設備は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所（指揮所）内及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気設計を行い、緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の気密性及び緊急時対策所遮へいの性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後７日間で100mSvを超えない設計とする。なお、換気設計にあたっては、緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の建物の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。

緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策所換気設備として、緊急時対策所非常用空気浄化ファン、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所加圧設備を設置又は保管する設計とする。

なお、代替緊急時対策所の緊急時対策所換気設備は、緊急時対策所（指揮所）への機能の移行をもって廃止する。

［常設重大事故等対処設備］

以下の設備は、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）において使用する。

緊急時対策所非常用空気浄化ファン（１号及び２号炉共用）

台　　数　　２

容　　量　　約 130m^3／min（１台当たり）

緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット（１号及び

２号炉共用）

型　　式　　微粒子フィルタ／よう素フィルタ

基　　数　　２

容　　量　　約 130m^3／min（１基当たり）

効　　率

単体除去効率　99.97%以上（0.15μｍ粒子）

／95%以上

総合除去効率　99.99%以上（0.7μｍ粒子）

／99.75%以上

［可搬型重大事故等対処設備］

以下の設備は、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）において使用する。

緊急時対策所加圧設備（１号及び２号炉共用）

型　　式　　空気ボンベ

本　　数　　一式

c.　原子炉補助建屋換気設備

原子炉補助建屋換気設備は、一般補機室、使用済燃料ピット、安全補機室等に外気を供給し、その排気をフィルタ装置を通して排気筒から放出する。

(2)　屋外管理用の主要な設備の種類

発電用原子炉施設には、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いて、発電所外へ放出する放射性物質の濃度、周辺監視区域境界付近の放射線等を監視するために、排気モニタ、排水モニタ、気象観測設備、固定モニタリング設備、モニタリングカー、環境試料の分析装置及び放射能測定装置を設

ける。

排気モニタ、排水モニタ並びに固定モニタリング設備のうちモニタリングステーション及びモニタリングポストについては、設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を中央制御室に表示及び緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）に表示できる設計とする。

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、非常用所内電源に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらに、モニタリングステーション及びモニタリングポストは、モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置を有し、電源切り替え時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また、モニタリングステーション及びモニタリングポストから中央制御室までのデータ伝送系及び緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）までのデータ伝送系は多様性を有する設計とする。モニタリングステーション及びモニタリングポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。重大事故等が発生した場合に発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（周辺海域を

含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための設備として以下の重大事故等対処設備（放射性物質の濃度及び放射線量の測定）を設ける。

重大事故等対処設備（放射線量の測定）として、モニタリングステーション及びモニタリングポストを使用する。モニタリングステーション及びモニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所敷地境界付近の放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とし、原子力災害対策特別措置法第 10 条及び第 15 条に定められた事象の判断に必要な十分な台数を設置する。

モニタリングステーション及びモニタリングポストについては、重大事故等対処設備としての地盤の変形及び変位又は地震等による機能喪失を考慮し、代替測定装置を有する設計とする。

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合を代替する重大事故等対処設備（放射線量の測定）として、可搬型モニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所敷地境界付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とし、モニタリングステーション及びモニタリングポストを代替し得る十分な個数を保管する。可搬型モニタリングポストの指示値は、無線（携帯電話回線及び衛星回線を含む。）により伝送し、

緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）で監視できる設計とする。

重大事故等対処設備（放射線量の測定）として、可搬型エリアモニタは、重大事故等が発生した場合に、発電所海側や緊急時対策所側等に発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とする。可搬型エリアモニタの指示値は、無線により伝送し、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）で監視できる設計とする。

モニタリングカーのダスト・よう素サンプラ又はダスト・よう素測定装置が機能喪失した場合を代替する重大事故等対処設備（放射性物質の濃度の測定）として、放射能測定装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中）を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし、モニタリングカーの測定機能を代替し得る十分な個数を保管する。

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度及び放射線量の測定）として、放射能測定装置及び電離箱サーベイメータは、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし、周辺海域においては、小型船舶を用いる設計とする。

これらの設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損

が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。

重大事故等時に発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための設備として以下の重大事故等対処設備（風向、風速その他の気象条件を測定）を設ける。

気象観測設備が機能喪失した場合の代替する重大事故等対処設備（風向、風速その他の気象条件を測定）として、可搬型気象観測装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる設計とする。

可搬型気象観測装置の指示値は、無線（衛星回線）により伝送し、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）で監視できる設計とする。

大容量空冷式発電機は、「ヌ.(2)(ⅳ)代替電源設備」に記載する。

排気モニタ　一式

排水モニタ　一式

気象観測設備（１号及び２号炉共用）　一式

固定モニタリング設備（１号及び２号炉共用）　一式

モニタリングカー（１号及び２号炉共用）　一式

環境試料の分析装置及び放射能測定装置（１号及び２号炉共用）　一式

モニタリングステーション及びモニタリングポスト（１号及び２号炉共用）

台　数　5

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、設計基

準事故及び重大事故等時ともに使用する。

［可搬型重大事故等対処設備］

可搬型モニタリングポスト（１号及び２号炉共用）

個　　数　　５（予備１）

可搬型エリアモニタ（１号及び２号炉共用）

（「放射線管理施設」及び「緊急時対策所」と一部兼用）

個　　数　　８（予備１）

放射能測定装置（１号及び２号炉共用）　一式

電離箱サーベイメータ（１号及び２号炉共用）

個　　数　　２（予備１）

小型船舶（１号及び２号炉共用）

（「放射線管理施設」及び「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」と兼用）

台　　数　　１（予備１）

可搬型気象観測装置（１号及び２号炉共用）

個　　数　　１（予備１）

リ．原子炉格納施設の構造及び設備

（1）　原子炉格納容器の構造

原子炉格納施設は、原子炉格納容器、外部しゃへい建屋等から構成し、その基礎は直接岩盤で支持する。原子炉格納容器と外部しゃへい建屋との間の下部は、密閉構造のアニュラス部を構成する。

原子炉格納容器は、「電気事業法」に基づく通商産業省令に基づき設計、製作並びに検査を行う。なお、必要に応じて日本工業規格、米国機械学会規格等権威ある規格を援用する。

原子炉格納容器バウンダリは、ぜい性破壊を防止するため最低使用温度（－７℃）を考慮した破壊じん性試験を行い規定値を満足する材料を使用する。

（ｉ）　原子炉格納容器

型　　式	上部半球下部さら形鏡円筒型	
材　　料	炭　素　鋼	
寸　　法	内径	約40m
	全高	約87m
主要貫通部	配管貫通部、電気配線貫通部、機器搬入口、エアロック	

（ⅱ）　外部しゃへい建屋

型　　式	円筒上部ドーム型	
材　　料	鉄筋コンクリート	
寸　　法	内　　径	約44m
	高　　さ	ＥＬ．＋約74m
	円筒部壁厚	約0．9m

ドーム部壁厚　約0.4m

(2)　原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率

設計圧力	0.221MPa[gage]
設計温度	127℃
漏えい率	原子炉格納容器内空気重量の0.1%／d以下（常温、設計圧力の空気において）

原子炉格納容器は、重大事故等時において設計圧力、設計温度を超えることが想定されるが、その機能が損なわれることのないよう、原子炉格納容器限界圧力、限界温度までに至らない設計とする。

(3)　非常用格納容器保護設備の構造

(ⅰ)　原子炉格納容器スプレイ設備

原子炉格納容器スプレイ設備は、1次冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内圧の減少を図るとともに、浮遊するよう素等の除去を行う。

a.　格納容器スプレイポンプ（ホ.(3)(ⅱ)b.(c)他と兼用）

台　数	2
容　量	約940m^3／h（1台当たり）
揚　程	約170m

b.　格納容器スプレイ冷却器（ホ.(3)(ⅱ)b.(c)他と兼用）

基　数	2

(ⅱ)　重大事故等対処設備

a.　原子炉格納容器内の冷却等のための設備

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能

が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(a) 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度低下

原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として以下の重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

１次冷却材喪失事象時において、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、Ａ、Ｂ海水ポンプを用いてＡ、Ｂ原子炉補機冷却水冷却器へ海水を通水するとともに、原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、原子炉補機冷却水サージタンクに窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を接続して窒素加圧し、Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水ポンプによりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水できる設計とする。Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットは、格納容器内雰囲気温度の上昇により自動動作するダクト開放機構を有し、重大事故等時において原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を下回る飽和温度にて確実に開放することで、格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、可搬型温度

計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）は、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

１次冷却材喪失事象時において、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内に噴霧できる設計とする。常設電動注入ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を経由して給電できる設計とする。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内に噴霧できる設計とする。常設電動注入ポンプは、代替電源設備である大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を経由して給電できる設計とする。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、海

を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる設計とする。Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットは、格納容器内雰囲気温度の上昇により自動動作するダクト開放機構を有し、重大事故等時において原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を下回る飽和温度にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）は、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

(b) 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失していない場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度低下

炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として以下の重大事故等対処設備（格納容器スプレイ及び格納容器スプレイ再循環）を設ける。

格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクによる原子炉格納容器内の冷却機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備（格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより噴霧できる設計とする。

格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクによる原子炉格納容器内の冷却機能が喪失していない場合の重大事故等対処設

備（格納容器スプレイ再循環）として、格納容器再循環サンプを水源とする格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ冷却器を介して原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより噴霧できる設計とする。

格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

（c）炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質濃度の低下

原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための設備として以下の重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

１次冷却材喪失事象時に格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、Ａ、Ｂ海水ポンプを用いてＡ、Ｂ原子炉補機冷却水冷却器へ海水を通水するとともに、原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、原子炉補機冷却水サージタンクに窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を接続して窒素加圧し、Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水ポンプによりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水できる設計とする。Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットは、格納容器内雰囲気温度の上昇により自動動作するダクト開放機構を有し、重大事故等時において原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を下回る飽和温度にて確実

に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、格納容器内自然対流冷却と併せて代替格納容器スプレイを行うことにより放射性物質濃度を低下できる設計とする。可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）は、A、B格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、A、B格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

1次冷却材喪失事象時に格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内に噴霧できる設計とする。常設電動注入ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を経由して給電できる設計とする。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合を想定した重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内に噴霧できる設計とする。常設電動注入ポンプは、代替電源設備である大容量空冷式発電機より重大事故等対

処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を経由して給電できる設計とする。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる設計とする。Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットは、格納容器内雰囲気温度の上昇により自動動作するダクト開放機構を有し、重大事故等時において原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を下回る飽和温度にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、格納容器内自然対流冷却と併せて代替格納容器スプレイを行うことにより放射性物質濃度を低下できる設計とする。可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）は、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイは、炉心損傷防止目的と原子炉格納容器破損防止目的を兼用する設計とする。

Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却は、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクでの格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却に対して多様性を持った設計とする。Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットは原子炉格納容

器内に設置し、Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水ポンプ、Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク及び窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）は原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプと異なる区画に設置し、Ａ、Ｂ海水ポンプは屋外の燃料取替用水タンクと異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

常設電動注入ポンプを使用した代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電することにより、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイに対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプを使用した格納容器スプレイに対して異なる水源を持つ設計とする。

常設電動注入ポンプは原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプと異なる区画に設置し、屋外の復水タンクと燃料取替用水タンクは壁で分離された位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

格納容器内自然対流冷却に使用する移動式大容量ポンプ車の駆動源は、空冷式のディーゼル駆動とすることで、ディーゼル発電機を使用した電源に対して多様性を持つ設計とする。移動式大容量ポンプ車は、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機と屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

常設電動注入ポンプを使用した代替格納容器スプレイ配管は、

水源から格納容器スプレイ配管との合流点までの系統について、格納容器スプレイポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。

格納容器内自然対流冷却において使用する原子炉補機冷却水系統は、格納容器スプレイポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。

これらの系統の独立性及び位置的分散によって、格納容器スプレイポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については「ヌ.(2)(ⅳ)代替電源設備」にて記載する。

大容量空冷式発電機、重大事故等対処用変圧器盤、重大事故等対処用変圧器受電盤については、「ヌ.(2)(ⅳ)代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

格納容器再循環ユニット（ホ.(4)(ⅳ)他と兼用）

型　　式	補機冷却水冷却コイル内蔵型
基　　数	２（格納容器内自然対流冷却時Ａ、Ｂ号機使用）

原子炉補機冷却水ポンプ（ホ.(4)(ⅲ)他と兼用）

台　　数	２（格納容器内自然対流冷却時Ａ、Ｂ号機使用）
容　　量	約 1,300m^3／h（１台当たり）
揚　　程	約 55m

原子炉補機冷却水冷却器（ホ.(4)(iii)他と兼用）

基　　数　　２（格納容器内自然対流冷却時Ａ、Ｂ号機使用）

原子炉補機冷却水サージタンク（ホ.(4)(iii)他と兼用）

基　　数　　1

海水ポンプ（ホ.(3)(ii)b.(a)他と兼用）

台　　数　　２（格納容器内自然対流冷却時Ａ、Ｂ号機使用）

容　　量　　約 2,200m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 36m

常設電動注入ポンプ（ホ.(3)(ii)b.(c)他と兼用）

台　　数　　1

容　　量　　約 150m^3／h

揚　　程　　約 150m

燃料取替用水タンク（ホ.(3)(ii)a.(a)他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 1,800m^3

復水タンク（ホ.(2)他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 800m^3

格納容器スプレイポンプ（ホ.(3)(ii)b.(c)他と兼用）

台　　数　　２

容　　量　　約940m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約170m

格納容器スプレイ冷却器（ホ.(3)(ⅱ)b.(c)他と兼用）

基　　数　　2

格納容器再循環サンプ（ホ.(3)(ⅱ)b.(a)他と兼用）

基　　数　　2

格納容器再循環サンプスクリーン（ホ.(3)(ⅱ)b.(a)他と兼用）

容　　量　　約1,792m^3／h（１基当たり）

基　　数　　2

[可搬型重大事故等対処設備]

窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）

（「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」と兼用）

個　　数　　２（予備１）

容　　量　　約 47ℓ （１個当たり）

移動式大容量ポンプ車（１号及び２号炉共用）

（ホ.(3)(ⅱ)b.(c)他と兼用）

台　　数　　２※1

１※1

容　　量　　約840m^3／h（１台当たり）

約1,320 m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約140m

※１　１台で１号炉及び２号炉の同時使用が可能。組み合わせて台数は２台（予備１台）とする。

b.　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として以下の重大事故等対処設備（格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

重大事故等対処設備（格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより噴霧できる設計とする。

重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、Ａ、Ｂ海水ポンプを用いてＡ、Ｂ原子炉補機冷却水冷却器へ海水を通水するとともに、原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、原子炉補機冷却水サージタンクに窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を接続して窒素加圧し、Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水ポンプによりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水できる設計とする。Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットは、格納容器内雰囲気温度の上昇により自動動作するダクト開放機構を有し、重大事故等時において原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を下回る飽和温度にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、可

搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）は、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより噴霧できる設計とする。常設電動注入ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても代替電源設備である大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を経由して給電できる設計とする。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる設計とする。Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットは、格納容器内雰囲気温度の上昇により自動動作するダクト開放機構を有し、重大事故等時において原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を下回る飽和温度にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニッ

ト入口温度／出口温度（SA）用）は、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

大容量空冷式発電機、重大事故等対処用変圧器盤、重大事故等対処用変圧器受電盤については、「ヌ.(2)(ⅳ)代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

格納容器スプレイポンプ（ホ.(3)(ⅱ)b.(c)他と兼用）

台　　数　　２

容　　量　　約 940m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 170m

燃料取替用水タンク（ホ.(3)(ⅱ)a.(a)他と兼用）

基　　数　　１

容　　量　　約 1,800m^3

格納容器再循環ユニット（ホ.(4)(ⅳ)他と兼用）

型　　式　　補機冷却水冷却コイル内蔵型

基　　数　　２（格納容器内自然対流冷却時Ａ、Ｂ号機使用）

原子炉補機冷却水ポンプ（ホ.(4)(ⅲ)他と兼用）

台　　数　　２（格納容器内自然対流冷却時Ａ、Ｂ号機使用）

容　　量　　約 1,300m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 55m

原子炉補機冷却水冷却器（ホ.(4)(ⅲ)他と兼用）

基　　数　　２（格納容器内自然対流冷却時Ａ、Ｂ号機使用）

原子炉補機冷却水サージタンク（ホ.(4)(ⅲ)他と兼用）

基　　数　　1

海水ポンプ（ホ.(3)(ⅱ)b.(a)他と兼用）

台　　数　　２（格納容器内自然対流冷却時Ａ、Ｂ号機使用）

容　　量　　約 2,200m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 36m

常設電動注入ポンプ（ホ.(3)(ⅱ)b.(c)他と兼用）

台　　数　　1

容　　量　　約 150m^3／h

揚　　程　　約 150m

復水タンク（ホ.(2)他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 800m^3

［可搬型重大事故等対処設備］

窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）

（リ.(3)(ⅱ)a.と兼用）

個　　数　　２（予備１）

容　　量　　約 47ℓ（１個当たり）

移動式大容量ポンプ車（１号及び２号炉共用）

（ホ.(3)(ⅱ)b.(c)他と兼用）

台　　数　　２※1

１※1

容　　量　　約840m^3／h（１台当たり）

約1,320 m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約140m

※１　１台で１号炉及び２号炉の同時使用が可能。組み合わせて台数は２台（予備１台）とする。

c.　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置する。原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する。

原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却するための設備として以下の原子炉格納容器下部注水設備（格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

原子炉格納容器下部注水設備（格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水し、格納容器スプレイ水が格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ格納容器最下階フロアまで流下し、さらに小扉及び連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入することで、溶融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量

を蓄水できる設計とする。格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

原子炉格納容器下部注水設備(代替格納容器スプレイ)として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水し、代替格納容器スプレイ水が格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ格納容器最下階フロアまで流下し、さらに小扉及び連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入することで、溶融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計とする。常設電動注入ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても代替電源設備である大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を経由して給電できる設計とする。

なお、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための設備として重大事故等対処設備（炉心注入及び代替炉心注入）を設ける。

これらの設備は、「ホ.(3)(ⅱ)b.(c)原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」と同じであり、詳細は「ホ.(3)(ⅱ)b.(c)原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」にて記載する。

常設電動注入ポンプを使用した原子炉格納容器下部注水は、空

冷式の大容量空冷式発電機からの独立した電源供給ラインから給電することにより、格納容器スプレイポンプを使用した原子炉格納容器下部注水とは互いに多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプを使用した原子炉格納容器下部注水に対して異なる水源を持つ設計とする。

常設電動注入ポンプは、原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプと異なる区画に設置し、屋外の復水タンクと燃料取替用水タンクは、壁で分離された位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

格納容器スプレイポンプは、多重性を持ったディーゼル発電機から給電でき、系統として多重性を持つ設計とする。

常設電動注入ポンプを使用した原子炉格納容器下部注水設備と格納容器スプレイポンプを使用した原子炉格納容器下部注水設備は、系統の多様性及び位置的分散により、原子炉補助建屋内の常設電動注入ポンプ出口配管と格納容器スプレイ配管との合流点から原子炉格納容器内のスプレイリングまでの配管を除いて互いに独立性を持つ設計とする。

小扉及び連通穴を含む格納容器スプレイノズルから原子炉下部キャビティへの流入経路は、原子炉格納容器内に様々な経路を設けることで、多重性を持った設計とする。

大容量空冷式発電機、重大事故等対処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤については、「ヌ.(2)(ⅳ)代替電源設備」に記載する。

［常設重大事故等対処設備］

格納容器スプレイポンプ（ホ.(3)(ⅱ)b.(c)他と兼用）

台　　数　　2

容　　量　　約 940m^3／h（1 台当たり）

揚　　程　　約 170m

燃料取替用水タンク（ホ.(3)(ⅱ)a.(a)他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 1,800m^3

常設電動注入ポンプ（ホ.(3)(ⅱ)b.(c)他と兼用）

台　　数　　1

容　　量　　約 150m^3／h

揚　　程　　約 150m

復水タンク（ホ.(2)他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 800m^3

d.　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度を低減するための設備として以下の水素濃度制御設備（水素濃度低減）を設ける。

水素濃度制御設備（水素濃度低減）として、静的触媒式水素再結合装置は、水－ジルコニウム反応等で短期的に発生する水素及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素を除去することにより、原子炉格納容器内の水素濃度を継続的に低減できる設計とする。静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は中央制御室にて静的触媒式水素再結合装置の動作状況を温度上昇により確認できる設計とする。静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。大容量空冷式発電機については、「ヌ.(2)(ⅳ)代替電源設備」にて記載する。

水素濃度制御設備（水素濃度低減）として、電気式水素燃焼装置は、炉心の著しい損傷に伴い事故初期に原子炉格納容器内に大量に放出される水素を計画的に燃焼させ、原子炉格納容器内の水素濃度ピークを制御できる設計とする。電気式水素燃焼装置動作監視装置は中央制御室にて電気式水素燃焼装置の動作状況を温度上昇により確認できる設計とする。電気式水素燃焼装置及び電気式水素燃焼装置動作監視装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定するための設備として以下の監視設備（水素濃度監視）を設ける。

監視設備（水素濃度監視）として、可搬型格納容器水素濃度

計測装置、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置は、事故後サンプリング設備に接続することで、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置にて供給された原子炉格納容器内の雰囲気ガスの水素濃度を可搬型格納容器水素濃度計測装置で測定し、中央制御室にて原子炉格納容器内の水素濃度を監視できる設計とする。全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においては、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプを原子炉補機冷却水系に接続することで、サンプリングガスを冷却するための原子炉補機冷却水を供給できる設計とする。また、24時間経過した後のサンプリングガスの冷却として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、補機冷却水系統へ海水を直接供給できる設計とする。可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

事故後サンプリング設備の一部は、可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置にて水素濃度測定を行う場合において、管理区域内の移動をなくして作業時間の短縮を図り、作業員の安全性の向上が図れることから、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

共用によって原子炉格納容器内の水素濃度測定を必要としない号炉に対し悪影響を及ぼさないよう、隔離が可能な設計とす

る。また、１号炉及び２号炉が同時に被災した場合は、遠隔操作で切り替えることで号炉ごとに水素濃度を適宜計測可能な設計とする。

共用によって他号炉に悪影響を及ぼさないよう、汚染度の大きい原子炉格納容器のサンプルガスを汚染度の小さい原子炉格納容器に流入させないために、放射性物質と水素を含むサンプルガスのパージ先となる原子炉格納容器を選択できる設計とする。また、号炉間をまたぐパージの際に、原子炉格納容器の自由体積に対してサンプルガス流量を十分小さくするとともに、戻り配管に逆止弁を設けることで、汚染度の大きい原子炉格納容器からの逆流を防止できる設計とする。

大容量空冷式発電機は、「ヌ.(2)(ⅳ)代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

静的触媒式水素再結合装置

基　　数	5
再結合効率	約 1.2kg／h（１基当たり） （水素濃度 4vol%、圧力 0.15MPa 時）

静的触媒式水素再結合装置動作監視装置

計測範囲	0～800℃

電気式水素燃焼装置

方　　式	ヒーティングコイル式
個　　数	12（予備１（ドーム部））
容　　量	約 550W（１個当たり）

電気式水素燃焼装置動作監視装置

計測範囲　　0～800℃

［可搬型重大事故等対処設備］

可搬型格納容器水素濃度計測装置（１号及び２号炉共用）

（「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備」及び「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用）

個　　数　　１（予備２）

可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ（１号及び２号炉共用）

（「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備」及び「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用）

台　　数　　１（予備２）

容　　量　　約１m^3／h（１台当たり）

可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置（１号及び２号炉共用）

（「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備」及び「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用）

台　　数　　１（予備２）

容　　量　　約0.6 m^3／min

吐出圧力　　約 0.8 MPa[gage]

移動式大容量ポンプ車（１号及び２号炉共用）

（ホ.(3)(ⅱ)b.(c)他と兼用）

台　　数　　２※1

1 ※1

容　　量　　約840m^3／h（1台当たり）

約1,320 m^3／h（1台当たり）

揚　　程　　約140m

※1　1台で1号炉及び2号炉の同時使用が可能。組み合わせて台数は2台（予備1台）とする。

e.　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合における発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備として以下の放水設備（大気への拡散抑制）を設ける。

放水設備（大気への拡散抑制）として、放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする移動式大容量ポンプ車と接続することにより、原子炉格納容器及びアニュラス部又は燃料取扱建屋へ放水できる設計とする。移動式大容量ポンプ車及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉格納容器及びアニュラス部又は燃料取扱建屋に向けて放水できる設計とする。

放水設備（大気への拡散抑制）として、中間受槽を水源とし

た可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプは、可搬型ホースにより使用済燃料ピットスプレイヘッダを介して使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備として以下の重大事故等対処設備（海洋への拡散抑制）を設ける。

シルトフェンス設置以前に放水砲による放水を実施した場合の重大事故等対処設備（海洋への拡散抑制）として、放射性物質吸着剤は、雨水排水の流路から流れてきた汚染水が通過することにより放射性物質を吸着できるよう雨水排水処理装置の集水ピットに、網目状のマット内に軽石状の吸着剤を敷き詰めたものを２箇所に設置する。

重大事故等対処設備（海洋への拡散抑制）として、シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する３箇所（放水口付近、北側雨水排水処理装置放水箇所付近、防波堤付近）に小型船舶により連結して設置できる設計とする。

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための設備として以下の放水設備（航空機燃料火災への泡消火）を設ける。

放水設備（航空機燃料火災への泡消火）として、放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする移動式大容量ポンプ車と接続し、泡消火薬剤と混合しながら原子炉格納容器周辺へ放水で

きる設計とする。

[可搬型重大事故等対処設備]

移動式大容量ポンプ車（１号及び２号炉共用）

（ニ.(3)(ⅱ)他と兼用）

台　　数　　１

容　　量　　約1,320m^3／h

揚　　程　　約 140m

放水砲（１号及び２号炉共用）

（ニ.(3)(ⅱ)他と兼用）

型　　式　　移動式ノズル

台　　数　　２

可搬型電動低圧注入ポンプ（１号及び２号炉共用）（ニ.(3)(ⅱ)他と兼用）

台　　数　　４※1

（保有数は可搬型ディーゼル注入ポンプと合わせて１号及び２号炉共用で６台）

容　　量　　約150 m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約150m

可搬型電動ポンプ用発電機（１号及び２号炉共用）（ニ.(3)(ⅱ)他と兼用）

台　　数　　４※1

容　　量　　約610kVA（１台当たり）

可搬型ディーゼル注入ポンプ（１号及び２号炉共用）（ニ.(3)(ⅱ)他と兼用）

台　　数　　２※1

（保有数は可搬型電動低圧注入ポンプと合わせて１号及び２号炉共用で６台）

容　　量　　約150 m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約470m

※１　保有台数を示す。１号炉及び２号炉共用で可搬型電動低圧注入ポンプ（含む可搬型電動ポンプ用発電機）と可搬型ディーゼル注入ポンプを組合わせて台数は４台（予備２台）とする。

使用済燃料ピットスプレイヘッダ（１号及び２号炉共用）（ニ.(3)(ⅱ)他と兼用）

基　　数　　４（予備１）

中間受槽（１号及び２号炉共用）（ニ.(3)(ⅱ)他と兼用）

個　　数　　４（予備１）

容　　量　　約50m^3（１個当たり）

放射性物質吸着剤（１号及び２号炉共用）

容　　量　　一式

シルトフェンス（１号及び２号炉共用）

a.　北側雨水排水処理装置放水箇所付近

組　　数　　２※２

※２　シルトフェンス（幅約20m）を１組７本として、２組分14本と予備１本を含む

b.　放水口付近

組　　数　　2※3

※3　シルトフェンス（幅約20m）を1組12本として、2組分24本と予備1本を含む

c.　防波堤付近

組　　数　　2※4

※4　シルトフェンス（幅約20m）を1組9本として、2組分18本と予備1本を含む

小型船舶（1号及び2号炉共用）（チ.(2)と兼用）

台　　数　　1（予備1）

f.　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

重大事故等の収束に必要となる水の供給設備のうち、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するための設備として以下の重大事故等対処設備（中間受

槽への供給、中間受槽から復水タンクへの供給、復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給、海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給、代替再循環）及び代替水源を設ける。

重大事故等時において、蒸気発生器２次側への給水手段の水源となる復水タンクの枯渇に対する補給の水源、炉心注入の水源となる燃料取替用水タンクの枯渇又は破損等に対する代替炉心注入の水源及び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、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合の使用済燃料ピットへの給水の水源、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合の使用済燃料ピットへのスプレイの水源として中間受槽が使用される。重大事故等対処設備（中間受槽への供給）として、中間受槽は代替淡水源（宮山池、２次系純水タンク又はろ過水貯蔵タンク）及び海を水源として各水源からの移送ルートを確保する。宮山池又は海を水源とした取水用水中ポンプにより、可搬型ホースを介して中間受槽へ水を供給できる設計とする。取水用水中ポンプは取水用水中ポンプ用発電機から給電できる設計とする。

重大事故等により、蒸気発生器２次側への注水手段の水源となる復水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である１次冷却系統のフィードアンドブリードの水源として、代替水源である燃料取替用水タンクを使用する。

重大事故等により、蒸気発生器２次側への注水手段の水源となる復水タンクへの補給が不能となった場合の代替手段である

重大事故等対処設備（海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給）として、海を水源とした原子炉補機冷却海水設備のＡ、Ｂ海水ポンプを使用する。

重大事故等により、蒸気発生器２次側への注水手段の水源となる復水タンクが枯渇した場合の重大事故等対処設備（中間受槽から復水タンクへの供給）として、中間受槽を水源とした復水タンク補給用水中ポンプは、可搬型ホースを介して復水タンクへ水を供給できる設計とする。復水タンク補給用水中ポンプは使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機から給電できる設計とする。

重大事故等により、炉心注入及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である常設電動注入ポンプによる代替炉心注入及び代替格納容器スプレイの水源として、代替水源である２次系補給水設備の復水タンクを使用する。

重大事故等により、炉心注入の水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入の水源、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の使用済燃料ピットへの注水の水源並びに使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合の使用済燃料ピットへの注水の水源として、代替水源である中間受槽を使用する。

重大事故等により、炉心注入及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクが枯渇した場合の重大事故等対処設備

（復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給）として、復水タンクは、復水タンクから燃料取替用水タンクへの移送ラインにより、燃料取替用水タンクへ水頭圧にて供給できる設計とする。

余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障等により再循環機能が喪失した場合の代替再循環設備（代替再循環）として、格納容器再循環サンプを水源としたＡ格納容器スプレイポンプは、Ａ格納容器スプレイ冷却器を介して代替再循環できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

１次冷却材喪失事象時において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した代替再循環設備（代替再循環）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで原子炉補機冷却水系統に海水を直接供給し、代替補機冷却ができる設計とする。格納容器再循環サンプを水源としたＢ余熱除去ポンプ及びＣ充てん／高圧注入ポンプは、代替補機冷却を用いることで代替再循環でき、原子炉格納容器内の冷却と併せて炉心を冷却できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。Ｂ余熱除去ポンプ及びＣ充てん／高圧注入ポンプは、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

運転停止中において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能

が喪失した場合を想定した代替再循環設備（代替再循環）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで原子炉補機冷却水系統に海水を直接供給し、代替補機冷却ができる設計とする。格納容器再循環サンプを水源としたＢ余熱除去ポンプは、代替補機冷却を用いることで代替再循環でき、原子炉格納容器内の冷却と併せて炉心を冷却できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。Ｂ余熱除去ポンプは、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ及び復水タンク補給用水中ポンプは、代替水源である中間受槽を水源として使用できる設計とする。

重大事故等の収束に必要となる水の供給設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、使用済燃料ピットへ十分な量の水を供給するための設備及び発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備として以下の可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）及び放水設備（原子炉格納容器及びアニュラス部又は使用済燃料ピットへの放水）を設ける。

可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）とし

て、中間受槽を水源とした可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプは、可搬型ホースにより使用済燃料ピットスプレイヘッダを介して使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。

放水設備（原子炉格納容器及びアニュラス部又は使用済燃料ピットへの放水）として、放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする移動式大容量ポンプ車と接続することにより、原子炉格納容器及びアニュラス部又は燃料取扱建屋に大量の水を放水することによって、一部の水が使用済燃料ピットに注水できる設計とする。

重大事故等時の代替淡水源としては、燃料取替用水タンクに対しては復水タンク、宮山池、２次系純水タンク及びろ過水貯蔵タンクを確保し、復水タンクに対しては燃料取替用水タンク、宮山池、２次系純水タンク及びろ過水貯蔵タンクを確保する。また、海を水源として使用できる設計とする。

代替水源からの移送ルートを確保し、移送ホース及びポンプについては、複数箇所に分散して保管する。

Ａ格納容器スプレイポンプ及びＡ格納容器スプレイ冷却器による代替再循環は、格納容器スプレイ設備のＡ格納容器スプレイポンプ及びＡ格納容器スプレイ冷却器により再循環できることで、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び充てん／高圧注入ポンプによる再循環に対して多重性を持つ設計とする。

代替再循環時においてＢ余熱除去ポンプ及びＣ充てん／高圧注入ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。

また、移動式大容量ポンプ車を使用するＢ余熱除去ポンプ及びＣ充てん／高圧注入ポンプへの代替補機冷却は、移動式大容量ポンプ車を空冷式のディーゼル駆動とすることで、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

代替再循環時においてＢ余熱除去ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。

また、移動式大容量ポンプ車を使用するＢ余熱除去ポンプへの代替補機冷却は、移動式大容量ポンプ車を空冷式のディーゼル駆動とすることで、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

電源設備の多様性については「ヌ.(2)(ⅳ)代替電源設備」にて記載する。

中間受槽への供給にて使用する中間受槽、取水用水中ポンプ及び取水用水中ポンプ用発電機並びに可搬型ホースは、屋外の異なる位置に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

中間受槽から復水タンクへの供給にて使用する中間受槽、復水タンク補給用水中ポンプ及び使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機並びに可搬型ホースは、屋外の異なる位置に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

使用済燃料ピットへのスプレイで使用する中間受槽、可搬型

電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダ並びに可搬型ホースは、屋外の異なる位置に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

原子炉格納容器及びアニュラス部又は使用済燃料ピットへの放水にて使用する移動式大容量ポンプ車及び放水砲並びに可搬型ホースは、屋外の異なる位置に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

大容量空冷式発電機は、「ヌ.(2)(ⅳ)代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

燃料取替用水タンク（ホ.(3)(ⅱ)a.(a)他と兼用）

基　　数	1
容　　量	約 1,800m^3
距　　離	約 45m（２号炉心より）

海水ポンプ（ホ.(3)(ⅱ)b.(a)他と兼用）

台　　数	２（海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給時Ａ、Ｂ号機使用）
容　　量	約 2,200m^3／h（１台当たり）
揚　　程	約 36m

復水タンク（ホ.(2) 他と兼用）

基　　数	1
容　　量	約 800m^3
距　　離	約 70m（２号炉心より）

格納容器スプレイポンプ（ホ.(3)(ⅱ)b.(c)他と兼用）

台　　数	１（代替再循環運転時Ａ号機使用）

容　　量　　約 940m^3／h

揚　　程　　約 170m

格納容器スプレイ冷却器（ホ.(3)(ⅱ)b.(c)他と兼用）

基　　数　　１（代替再循環運転時Ａ号機使用）

格納容器再循環サンプ（ホ.(3)(ⅱ)b.(a)他と兼用）

個　　数　　２

格納容器再循環サンプスクリーン（ホ.(3)(ⅱ)b.(a)他と兼用）

容　　量　　約 1,792m^3／h（１基当たり）

基　　数　　２

余熱除去ポンプ（ホ.(3)(ⅱ)a.(b)他と兼用）

台　　数　　１（代替再循環運転時Ｂ号機使用）

容　　量　　約 852m^3／h

揚　　程　　約 73m

充てん／高圧注入ポンプ（ホ.(3)(ⅱ)a.(a)他と兼用）

台　　数　　１（代替再循環運転時Ｃ号機使用）

容　　量　　約 34m^3／h（充てん使用時）

約 147m^3／h（安全注入時）

揚　　程　　約 1,770m（充てん使用時）

約 732m（安全注入時）

［可搬型重大事故等対処設備］

中間受槽（１号及び２号炉共用）（ニ.(3)(ⅱ)他と兼用）

個　　数　　４（予備１）

容　　量　　約 50m^3（１個当たり）

取水用水中ポンプ（１号及び２号炉共用）

台　　数　　12（予備２）

容　　量　　約 60m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 35m

取水用水中ポンプ用発電機（１号及び２号炉共用）

台　　数　　４（予備２※1）

※１　使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機と兼用

容　　量　　約 100kVA（１台当たり）

復水タンク補給用水中ポンプ（１号及び２号炉共用）

台　　数　　８（予備２）

容　　量　　約 48m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 30m

使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機（１号及び２号炉共用）（ニ.(3)(ⅱ)と兼用）

台　　数　　４（予備２※2）

※２　取水用水中ポンプ用発電機と兼用

容　　量　　約 100kVA（１台当たり）

移動式大容量ポンプ車（代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却）（１号及び２号炉共用）（ホ.(3)(ⅱ)b.(c)他と兼用）

台　　数　　２※3

１※3

容　　量　　約840m^3／h（１台当たり）

約1,320m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約140m

※３　１台で１号炉及び２号炉の同時使用が可能。組み合わせて台数は２台（予備１台）とする。

可搬型電動低圧注入ポンプ（１号及び２号炉共用）（ニ.(3)(ⅱ)他と兼用）

台　　数　　４※４
（保有数は可搬型ディーゼル注入ポンプと合わせて１号及び２号炉共用で６台）

容　　量　　約150m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約150m

可搬型電動ポンプ用発電機（１号及び２号炉共用）（ニ.(3)(ⅱ)他と兼用）

台　　数　　４※４

容　　量　　約610kVA（１台当たり）

可搬型ディーゼル注入ポンプ（１号及び２号炉共用）（ニ.(3)(ⅱ)他と兼用）

台　　数　　２※４
（保有数は可搬型電動低圧注入ポンプと合わせて１号及び２号炉共用で６台）

容　　量　　約150 m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約470m

※４　保有台数を示す。１号炉及び２号炉共用で可搬型電動低圧注入ポンプ

（含む可搬型電動ポンプ用発電機）と可搬型ディーゼル注入ポンプを組合わせて台数は４台（予備２台）とする。

使用済燃料ピットスプレイヘッダ（１号及び２号炉共用）（ニ.(3)(ⅱ)他と兼用）

基　　数　　４（予備１）

移動式大容量ポンプ車（放水設備）（１号及び２号炉共用）（ニ.(3)(ⅱ)他と兼用）

台　　数　　1

容　　量　　約1,320m^3／h

揚　　程　　約140m

放水砲（１号及び２号炉共用）（ニ.(3)(ⅱ)他と兼用）

型　　式　　移動式ノズル

台　　数　　２

(4)　その他の主要な事項

（ⅰ）　原子炉格納容器空気再循環設備

原子炉格納容器空気再循環設備は、ラフフィルタ、冷却コイル及び再循環ファン並びに空気浄化ファン及びよう素用フィルタからなり、通常運転時等において、この設備により原子炉格納容器内の空気の温度調整及び除塵を行う。

a.　格納容器再循環ファン

台　　数　　４

容　　量　　約 168,000m^3／h（１台当たり）

b.　格納容器空気浄化ファン

台　　数　　2

容　　量　　約 15,000m^3／h（１台当たり）

（ⅱ）原子炉格納容器換気設備

原子炉格納容器換気設備は、給気ファン、排気ファン、ダンパ及びダクトからなり、燃料取替えの場合など原子炉格納容器への立入りに先立ち、原子炉格納容器内の換気を行う。

a.　格納容器給気ファン

台　　数　　2

容　　量　　約 66,000m^3／h（１台当たり）

b.　格納容器排気ファン

台　　数　　2

容　　量　　約 66,000m^3／h（１台当たり）

（ⅲ）　アニュラス空気浄化設備

a．設計基準事故時

アニュラス空気浄化設備は、よう素フィルタを含むフィルタユニット及び浄化ファンからなり、この設備によりアニュラス部を１次冷却材喪失事故時に負圧に保つ。原子炉格納容器内に放射性物質が放出される事故時には、アニュラス部の空気を循環させて放射性物質の除去を行う。

アニュラス空気浄化ファン

（「中央制御室」、「アニュラス空気浄化設備」及び「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用）

台　　数　　2

容　　量　　約 226m^3／min（１台当たり）

アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット
（「中央制御室」、「アニュラス空気浄化設備」及び「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用）
よう素除去効率　　95％以上（相対湿度約 80％、温度約 100℃において）

b．重大事故等時

炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため及び水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

運転員が中央制御室にとどまるために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するための設備及び水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備として以下の重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減及び水素排出）を設ける。

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減及び水素排出）として、アニュラス空気浄化ファンは、原子炉格納容器からアニュラスへ漏えいする放射性物質及び水素等を含む空気を吸入し、アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット及びアニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットを介して放射性物質の濃度を低減させたのち排出することで原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するとともに水素を排出する設計とする。アニュラス空気浄化ファンは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機

から給電できる設計とする。また、アニュラス空気浄化系弁（B系）は代替直流電源系統（大容量空冷式発電機、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（３系統目）並びに直流電源用発電機及び可搬型直流変換器）により制御用圧縮空気設備からの電磁弁を開弁することで窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）により開操作できる設計とする。大容量空冷式発電機、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（３系統目）、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器については、「ヌ.(2)(ⅳ)代替電源設備」にて記載する。

[常設重大事故等対処設備]

アニュラス空気浄化ファン（「中央制御室」、「アニュラス空気浄化設備」及び「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用）

台　　数　　2

容　　量　　約 226m^3／min（１台当たり）

アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット

（「中央制御室」、「アニュラス空気浄化設備」及び「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用）

型　　式　　粗フィルタ、微粒子フィルタ及び電気加熱コイル内蔵型

基　　数　　2

容　　量　　約 226m^3／min（１基当たり）

粒子除去効率　　99％以上（0.7μｍ粒子）

アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット（「中央制御室」、「アニュラス空気浄化設備」及び「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用）

型　　式　　よう素用フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型

基　　数　　2

よう素除去効率　95％以上

（相対湿度 80％、温度 100℃以下において）

粒子除去効率　　99％以上（0.7μｍ粒子）

[可搬型重大事故等対処設備]

窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）

（「中央制御室」、「アニュラス空気浄化設備」及び「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用）

個　　数　　３（予備３）

容　　量　　約 47ℓ （１個当たり）

（ⅳ）　安全補機室空気浄化設備

安全補機室空気浄化設備は、よう素フィルタを含むフィルタユニット及び排気ファン等で構成し、１次冷却材喪失事故時には、安全補機室（格納容器スプレイポンプ室及び余熱除去ポンプ室等）からの排気中の放射性物質の除去低減を行う。

安全補機室排気ファン

台　　数　　2

容　　量　　約790m^3／min（１台当たり）

よう素フィルタ

よう素除去効率　95%以上（相対湿度約80%、温度約50℃において）

（ｖ）　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器に水素が発生した場合にアニュラスの水素濃度を低減することで水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する。

格納容器内自然対流冷却、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器の温度及び圧力低下機能と、静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置による水素濃度低減機能と相まって、水素爆発を防止するとともに、貫通部からアニュラス内に漏えいし、アニュラス内で混合された可燃限界濃度未満の水素を含む空気の放射性物質を低減し、排出できる設備として以下の水素排出設備（アニュラスからの水素排出）を設ける。

水素排出設備（アニュラスからの水素排出）として、アニュラス空気浄化ファンは、原子炉格納容器からアニュラスへ漏えいする水素等を含む空気を吸入し、アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット及びアニュラス空気浄化よう素除去フィ

ルタユニットを介して放射性物質を低減させたのち排出することでアニュラス内に水素が滞留しない設計とする。アニュラス空気浄化ファンは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。また、アニュラス空気浄化系弁（Ｂ系）は代替直流電源系統（大容量空冷式発電機、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（３系統目）並びに直流電源用発電機及び可搬型直流変換器）により制御用圧縮空気設備からの電磁弁を開弁することで窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）により開操作できる設計とする。大容量空冷式発電機、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（３系統目）、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器については、「ヌ.(2)(ⅳ)　代替電源設備」にて記載する。

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器からアニュラスに漏えいした水素濃度を推定するため、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる設備として以下の監視設備（水素濃度監視）を設ける。

監視設備（水素濃度監視）として、可搬型格納容器水素濃度計測装置は、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置にて供給された原子炉格納容器内の雰囲気ガスの水素濃度を測定し、中央制御室にて原子炉格納容器内の水素濃度を監視することでアニュラス内の水素濃度を推定できる設計とする。アニュラス内の水素濃度は、炉心の著しい損傷により発生した水素のアニュラスへの漏えい率を格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レン

ジ）とアニュラス水素濃度推定用可搬型線量率の測定値から推定し、格納容器水素濃度測定値に相当するジルコニウム－水全量反応割合を推定することで、炉心損傷判断からの経過時間を基に推定できる設計とする。全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においては、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプにてサンプリングガスを冷却するための原子炉補機冷却水を供給できる設計とする。また、24時間経過した後のサンプリングガスの冷却として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、補機冷却水系統へ海水を直接供給できる設計とする。可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

事故後サンプリング設備の一部は、可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置にて水素濃度測定を行う場合において、管理区域内の移動をなくして作業時間の短縮を図り作業員の安全性の向上が図れることから、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

共用によって原子炉格納容器内の水素濃度測定を必要としない号炉に対し悪影響を及ぼさないよう、隔離が可能な設計とする。また、１号炉及び２号炉が同時に被災した場合は、遠隔操作で切り替えることで号炉ごとに水素濃度を適宜計測可能な設

計とする。

共用によって他号炉に悪影響を及ぼさないよう、汚染度の大きい原子炉格納容器のサンプルガスを汚染度の小さい原子炉格納容器に流入させないために、放射性物質と水素を含むサンプルガスのパージ先となる原子炉格納容器を選択できる設計とする。また、号炉間をまたぐパージの際に、原子炉格納容器の自由体積に対してサンプルガス流量を十分小さくするとともに、戻り配管に逆止弁を設けることで、汚染度の大きい原子炉格納容器からの逆流を防止できる設計とする。

大容量空冷式発電機は、「ヌ.(2)(ⅳ)代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

アニュラス空気浄化ファン（リ.(4)(ⅲ)他と兼用）

台　　数　　2

容　　量　　約 226m^3／min（１台当たり）

アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット（リ.（4）（ⅲ）他と兼用）

型　　式　　粗フィルタ、微粒子フィルタ及び電気加熱コイル内蔵型

基　　数　　2

容　　量　　約 226m^3／min（１基当たり）

粒子除去効率　　99％以上（0.7μｍ粒子）

アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット（リ.(4)(ⅲ)他と兼用）

型　　式　　よう素用フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵

型

基　　数　　２

よう素除去効率　95％以上

（相対湿度 80％、温度 100℃以下において）

粒子除去効率　　99％以上（0.7μｍ粒子）

［可搬型重大事故等対処設備］

窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）

（リ.（4）（ⅲ）他と兼用）

個　　数　　３（予備３）

容　　量　　約 47ℓ（１個当たり）

可搬型格納容器水素濃度計測装置（１号及び２号炉共用）

（リ.(3)(ⅱ)d.と兼用）

個　　数　　１（予備２）

可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ（１号及び２号炉共用）（リ.(3)(ⅱ)d.と兼用）

台　　数　　１（予備２）

容　　量　　約１m^3／h

可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置（１号及び２号炉共用）

（リ.(3)(ⅱ)d.と兼用）

台　　数　　１（予備２）

容　　量　　約0.6 m^3／min

吐出圧力　　約 0.8 MPa[gage]

移動式大容量ポンプ車（１号及び２号炉共用）

（ホ.(3)(ⅱ)b.(c)他と兼用）

台　　数　　２※１

		1 ※1
容　　量		約840m^3／h（１台当たり）
		約1,320m^3／h（１台当たり）
揚　　程		約140m

※１　１台で１号炉及び２号炉の同時使用が可能。組み合わせて台数は２台（予備１台）とする

ヌ．その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備

(1)　常用電源設備の構造

（ⅰ）　主発電機

個　　数　　1

容　　量　　約 990,000kVA

（ⅱ）　外部電源系

500kV　　２回線（１号及び２号炉共用）

（「常用電源設備」及び「非常用電源設備」と兼用）

220kV　　４回線（１号及び２号炉共用）

（「常用電源設備」及び「非常用電源設備」と兼用）

主発電機、外部電源系の故障又は発電機に接続している送電線のじょう乱により発生する短絡や地絡、母線の低電圧や過電流に対し、検知できる設計とする。

（ⅲ）　変圧器

a.　主変圧器

個　　数　　1

容　　量　　約 1,000,000kVA

電　　圧　　23kV／500kV（１次／２次）

b.　所内変圧器

個　　数　　1

容　　量　　約 65,000kVA

電　　圧　　23kV／6.9kV（１次／２次）

c.　予備変圧器（１号及び２号炉共用）

個　　数　　1

容　　量　　約 72,000kVA

電　　圧　　220kV／6.9kV（１次／２次）

d.　連絡用変圧器（１号及び２号炉共用）

個　　数　　1

容　　量　　約 1,000,000kVA

電　　圧　　500kV／220kV（１次／２次）

(2)　非常用電源設備の構造

（ⅰ）　受電系統

500kV　　２回線（１号及び２号炉共用）
（「ヌ.(1)(ⅱ)」と兼用）

220kV　　４回線（１号及び２号炉共用）
（「ヌ.(1)(ⅱ)」と兼用）

（ⅱ）　ディーゼル発電機

a.　ディーゼル発電機（「ディーゼル発電機」及び「代替電源設備」と兼用）

台　　数　　2

出　　力　　約 5,700kW（１台当たり）

起動時間　　約 10 秒

ディーゼル発電機は、７日間の外部電源喪失を仮定しても、連続運転により必要とする電力を供給できるよう、７日分の容量以上の燃料を敷地内に貯蔵し、燃料を貯蔵している燃料油貯蔵タンクと燃料油貯油そう間は、タンクローリにより輸送する設計とする。

b.　燃料油貯油そう

（「ディーゼル発電機」及び「代替電源設備」と兼用）

基　　数　　2

容　　量　　約 135kℓ （１基当たり）

c. 燃料油貯蔵タンク

（「ディーゼル発電機」、「代替電源設備」及び「補機駆動用燃料設備」と兼用）

基　　数　　２

容　　量　　約 200 kℓ （１基当たり）

（ⅲ） 蓄 電 池

a. 蓄電池（安全防護系用）（「蓄電池」及び「代替電源設備」と兼用）

型　　式　　鉛蓄電池

組　　数　　２

容　　量　　約 1,200A・h（１組当たり）

（ⅳ） 代替電源設備

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

重大事故等の対応に必要な電力を供給するための設備として以下の代替電源設備、号炉間電力融通ケーブル、所内常設蓄電式直流電源設備、可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備を設ける。

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等時に想定される事故シーケンスのうち最大負荷となる「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失

し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」時に必要な交流負荷へ電力を供給する常設代替電源設備として、大容量空冷式発電機を使用する。

大容量空冷式発電機は、中央制御室の操作にて速やかに起動し、非常用高圧母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

大容量空冷式発電機は、大容量空冷式発電機用燃料タンクから大容量空冷式発電機用給油ポンプを用いて燃料を補給できる設計とする。大容量空冷式発電機用燃料タンクは、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等の対応に最低限必要な設備に電力を供給する可搬型代替電源設備として、発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）を使用する。

発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）は、非常用高圧母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）は、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に電力を供給するため、号炉間電力融通ケーブル又は予備ケーブル（号炉間電力融通用）を使用する。号炉間電力融通ケーブルは、あらかじめ敷設し、手動で非常用高圧母線へ接続することで他号炉のディーゼル発電機（燃料油貯油そう含む。）から電力融通できる設計

とする。

予備ケーブル（号炉間電力融通用）は、号炉間電力融通ケーブルが使用できない場合に、手動で非常用高圧母線へ接続することで他号炉のディーゼル発電機（燃料油貯油そう含む。）から電力融通できる設計とする。

ディーゼル発電機及び燃料油貯油そうは、重大事故等時に号炉間電力融通を行う場合のみ１号炉及び２号炉共用とする。

ディーゼル発電機は、燃料油貯油そうより燃料を補給できる設計とする。

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する所内常設蓄電式直流電源設備として、蓄電池（安全防護系用）及び蓄電池（重大事故等対処用）を使用する。これらの設備は、負荷切り離し（中央制御室及び隣接する１次系継電器室において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに、８時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり電力の供給を行うことが可能な設計とする。

更なる信頼性を向上するため、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する特に高い信頼性を有する３系統目の所内常設蓄電式直流電源設備として、蓄電池（３系統目）を使用する。この設備は、負荷切り離し（中央制御室及び隣接する１次系継電器室において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに、８時間、その後、必要な

負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり電力の供給を行うことが可能な設計とする。

また、蓄電池（３系統目）は、特に高い信頼性を有する直流電源設備とするため、基準地震動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ことに加え、弾性設計用地震動による地震力または静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池の枯渇）した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する可搬型直流電源設備として、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器を使用する。これらの設備は、直流母線へ接続することにより、24時間にわたり電力を供給できる設計とする。直流電源用発電機は、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。

所内電気設備は、２系統の非常用母線等により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも１系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。これとは別に上記２系統の非常用母線等の機能が喪失したことにより発生する重大事故等の対応に必要な設備に電力を供給する代替所内電気設備として大容量空冷式発電機、重大事故等対処用変圧器受電盤、重大事故等対処用変圧器盤、発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）、変圧器車及び可搬型分電盤を使用する。

代替所内電気設備は、大容量空冷式発電機を重大事故等対処

用変圧器受電盤に接続し、重大事故等対処用変圧器盤より電力を供給できる設計とする。また、発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）を変圧器車に接続し、可搬型分電盤より電力を供給できる設計とする。

大容量空冷式発電機は、大容量空冷式発電機用燃料タンクから大容量空冷式発電機用給油ポンプを用いて燃料を補給できる設計とする。大容量空冷式発電機用燃料タンク及び発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）は、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。

大容量空冷式発電機は、空冷式のガスタービン発電機とし、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して、屋外の適切な離隔距離を持った位置に設置することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）は、空冷式のディーゼル発電機とし、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して、原子炉補助建屋から100m以上の離隔距離を確保した複数箇所に分散して保管することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）は、空冷式のディーゼル発電機とし、屋外の大容量空冷式発電機から100m以上の離隔距離を確保した複数箇所に分散して保管することで、大容量空冷式発電機に対して多様性及び位置的分散を図る設計とする。発電機車の接続箇所は、原子炉補助建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する設計とする。

号炉間電力融通ケーブルは、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

予備ケーブル（号炉間電力融通用）は、原子炉補助建屋から100m 以上の離隔距離を確保した複数箇所に分散して保管することで、原子炉補助建屋内の号炉間電力融通ケーブルに対して位置的分散を図る設計とする。

蓄電池（重大事故等対処用）は、原子炉補助建屋内の蓄電池（安全防護系用）に対して、高所の異なるフロアに設置することで、位置的分散を図る設計とする。

蓄電池（３系統目）は、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して異なる区画に設置することで位置的分散を図る設計とする。また、蓄電池（安全防護系用）及び蓄電池（重大事故等対処用）に対しても、異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

直流電源用発電機及び可搬型直流変換器を使用した直流電源は、空冷式のディーゼル発電機を使用し、原子炉補助建屋内の蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（重大事故等対処用）及び蓄電池（３系統目）に対して、直流電源用発電機は原子炉補助建屋から100m以上の離隔距離を確保した複数箇所に分散して保管し、可搬型直流変換器は原子炉補助建屋内の異なる区画に分散して保管することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

直流電源用発電機の接続箇所は、原子炉補助建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する設計とする。

重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を使用した代替所内電気設備は、電源を大容量空冷式発電機とし、原子炉補助建屋内の所内電気設備である２系統の非常用母線と異なる区画に設置することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

変圧器車及び可搬型分電盤を使用した代替所内電気設備は、電源を発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）とし、原子炉補助建屋から100ｍ以上の離隔距離を確保した複数箇所に分散して保管することで、原子炉補助建屋内の所内電気設備である２系統の非常用母線に対して多様性及び位置的分散を図る設計とする。

タンクローリは、原子炉補助建屋から100m以上の離隔距離を確保した複数箇所に分散して保管することで、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して位置的分散を図る設計とする。

大容量空冷式発電機を使用した代替電源系統は、大容量空冷式発電機から非常用高圧母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、ディーゼル発電機を使用した電源系統に対して独立した設計とする。

発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）を使用した代替電源は、発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）から非常用高圧母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、ディーゼル発電機を使用した電源系統に対して独立した設計とする。

蓄電池（重大事故等対処用）並びに直流電源用発電機及び可搬型直流変換器を使用した直流電源は、蓄電池（重大事故等対

処用）並びに直流電源用発電機及び可搬型直流変換器から直流コントロールセンタまでの系統において、独立した電路で系統構成することにより、蓄電池（安全防護系用）を使用した電源系統に対して独立した設計とする。

蓄電池（３系統目）を使用した直流電源は、蓄電池（安全防護系用）及び蓄電池（重大事故等対処用）並びに直流電源用発電機及び可搬型直流変換器を用いた電源系統に対して独立した設計とする。

重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を使用した代替所内電気設備は、独立した電路で系統構成することにより、所内電気設備である２系統の非常用母線に対して独立した設計とする。

変圧器車及び可搬型分電盤を使用した代替所内電気設備は、可搬ケーブルにて系統構成することにより、所内電気設備である２系統の非常用母線に対して独立性を確保する設計とする。

号炉間電力融通ケーブル又は予備ケーブル（号炉間電力融通用）を使用した他号炉のディーゼル発電機（燃料油貯油そう含む。）からの号炉間電力融通は、号炉間電力融通ケーブルを手動で１号炉及び２号炉の非常用高圧母線の遮断器へ接続し、遮断器を投入することにより、重大事故等の対応に必要となる電力を供給可能となり、安全性の向上を図ることができることから、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

これらの設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう重大事故等発生時以外、号炉間電力融通ケーブルを非常用高圧母線の遮断器から切り離し、遮断器を開放することにより他号炉と分

離が可能な設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

大容量空冷式発電機

台　　数　　1

容　　量　　約 4,000kVA

燃料油貯蔵タンク（ヌ.(2)(ⅱ)c.他と兼用）

基　　数　　2

容　　量　　約 200kℓ （１基当たり）

大容量空冷式発電機用燃料タンク

基　　数　　1

容　　量　　約 30kℓ

大容量空冷式発電機用給油ポンプ

台　　数　　1

容　　量　　約 1.8m^3／h

揚　　程　　約 14.5m

号炉間電力融通ケーブル（１号及び２号炉共用）

本　　数　　1

ディーゼル発電機（重大事故等時のみ１号及び２号炉共用）

（ヌ．(2)(ⅱ)a.と兼用）

台　　数　　4

出　　力　　約 5,700kW（１台当たり）

燃料油貯油そう（重大事故等時のみ１号及び２号炉共用）

（ヌ．(2)(ⅱ)b.と兼用）

基　　数　　4

容　　量　　約 135kℓ （１基当たり）

蓄電池（安全防護系用）（ヌ.(2)(ⅲ)a.と兼用））

型　　式　　鉛蓄電池

組　　数　　２

容　　量　　約 1,200A･h（１組当たり）

蓄電池（重大事故等対処用）

型　　式　　鉛蓄電池

組　　数　　１

容　　量　　約 2,400A･h

蓄電池（３系統目）

型　　式　　鉛蓄電池

組　　数　　１

容　　量　　約 3,000A･h

重大事故等対処用変圧器受電盤

個　　数　　１

重大事故等対処用変圧器盤

個　　数　　１

［可搬型重大事故等対処設備］

タンクローリ（１号及び２号炉共用）

（「代替電源設備」及び「補機駆動用燃料設備」と兼用）

台　　数　　１（予備１）

容　　量　　約 14kℓ（1台当たり）

予備ケーブル（号炉間電力融通用）（１号及び２号炉共用）

本　　数　　21※1（予備 21※1）

※１　１相分７本で３相分の本数を示す。

発電機車（１号及び２号炉共用）

台　　数

高圧発電機車　　４※２

中容量発電機車　２※２

※２　保有台数を示す。１号炉及び２号炉共用で高圧発電機車と中容量発電機車を組合わせて台数は４台（予備２台）とする。

容　　量

高圧発電機車　　約 500kVA（１台当たり）

中容量発電機車　　約 1,825kVA（１台当たり）

直流電源用発電機（１号及び２号炉共用）

台　　数　　４（予備２）

容　　量　　約 220kVA（１台当たり）

電　　圧　　220V

可搬型直流変換器（１号及び２号炉共用）

個　　数　　４（予備２）

容　　量　　400A 以上（１個当たり）

変圧器車（１号及び２号炉共用）

台　　数　　２（予備２）

容　　量　　約 300 kVA（１台当たり）

可搬型分電盤（１号及び２号炉共用）

個　　数　　14（予備７）

電　　圧　　440V

(3)　その他の主要な事項

（ｉ）　火災防護設備

a.　設計基準対象施設

火災防護設備は、火災区域及び火災区画を考慮し、火災感知及び消火並びに火災の影響軽減の機能を有するものとする。

火災感知設備は、アナログ式の煙感知器及びアナログ式の熱感知器の組合せを基本として、火災区域又は火災区画における放射線、取付面高さ、温度、湿度、空気流等の環境条件や火災の性質を考慮した、炎感知器、防爆型の煙感知器、防爆型の熱感知器、高感度煙感知器等の火災感知器及び中央制御室で常時監視可能な火災受信機盤を設置する。

消火設備は、破損、誤作動又は誤操作により、安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能を損なわない設計とし、火災発生時の煙の充満等による消火活動が困難である火災区域又は火災区画であるかを考慮し、全域ハロン消火設備、全域ハロン自動消火設備、二酸化炭素自動消火設備、海水ポンプ用二酸化炭素自動消火設備、水噴霧消火設備、泡消火設備等を設置する。

火災の影響軽減の機能を有するものとして、安全機能を有する構築物、系統及び機器の重要度に応じ、それらを設置する火災区域又は火災区画の火災及び隣接する火災区域又は火災区画における火災による影響を軽減するため、火災耐久試験で確認された３時間以上の耐火能力を有する耐火壁又は１時間以上の耐火能力を有する隔壁等を設置する。

b.　重大事故等対処施設

火災防護設備は、火災区域及び火災区画を考慮し、火災感知及び消火の機能を有するものとする。

火災感知設備は、アナログ式の煙感知器及びアナログ式の熱感知器の組合せを基本として、火災区域又は火災区画における放射線、取付面高さ、温度、湿度、空気流等の環境条件や火災の性質を考慮した、炎感知器、防爆型の煙感知器、防爆型の熱感知器、高感度煙感知器等の火災感知器及び中央制御室で常時監視可能な火災受信機盤を設置する。

消火設備は、破損、誤作動又は誤操作により、重大事故等対処施設の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し、火災発生時の煙の充満等による消火活動が困難である火災区域又は火災区画であるかを考慮し、全域ハロン消火設備、全域ハロン自動消火設備、二酸化炭素自動消火設備、海水ポンプ用二酸化炭素自動消火設備、ハロゲン化物自動消火設備等を設置する。

c.　特定重大事故等対処施設

火災防護設備は、火災区域及び火災区画を考慮し、火災感知及び消火の機能を有するものとする。

火災感知設備は、火災区域又は火災区画における放射線、取付面高さ、温度、湿度、空気流等の環境条件や火災の性質を考慮し、アナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器又はアナログ式でない炎感知器から異なる種類の感知器を組み合わせて設置することを基本とし、[　　]で常時監視可能な火災受信機盤を設置する設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

消火設備は、破損、誤作動又は誤操作により、特重設備の原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその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し、火災発生時の煙の充満等による消火活動が困難である火災区域又は火災区画であるかを考慮し、手動操作による固定式消火設備等を設置する。

（ⅱ） 浸水防護設備

a. 津波に対する防護設備

設計基準対象施設は、基準津波に対して、その安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならないこと、また、重大事故等対処施設は、基準津波に対して、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ものでなければならないことから、海水ポンプエリア防護壁、海水ポンプエリア水密扉、中間建屋水密扉、制御建屋水密扉、貯留堰等により、津波から防護する設計とする。

海水ポンプエリア防護壁（１号及び２号炉共用）

（「津波に対する防護設備」及び「内部溢水に対する防護設備」と兼用）

個　　数　　1

貯留堰（１号及び２号炉共用）

（「津波に対する防護設備」及び「非常用取水設備」と兼用）

個　　数　　1

海水ポンプエリア水密扉（１号及び２号炉共用）

（「津波に対する防護設備」及び「内部溢水に対する防護設備」と兼用）

個　　数　　8

中間建屋水密扉

（「津波に対する防護設備」及び「内部溢水に対する防護設備」と兼用）

個　　数　　1

制御建屋水密扉（１号及び２号炉共用）

（「津波に対する防護設備」及び「内部溢水に対する防護設備」と兼用）

個　　数　　1

b.　内部溢水に対する防護設備

安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。そのために、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。）、消火系統等の作動、使用済燃料ピット等のスロッシングその他の事象による溢水が発生した場合においても、施設内に設ける壁、扉、堰等により、防護対象設備が、その機能を損なわない設計とする。また、使用済燃料ピットの冷却機能及び使用済燃料ピットへの給水機能を損なわない設計とする。

燃料取扱建屋堰

個　　数　　2

原子炉補助建屋水密扉

個　　数　　1

中間建屋水密扉（ヌ.(3)(ⅱ)a.と一部兼用）

個　　数　　2

制御建屋水密扉（１号及び２号炉共用）（ヌ.(3)(ⅱ)a.と兼

用）

個　　数　　1

海水ポンプエリア水密扉（１号及び２号炉共用）

（ヌ.(3)(ⅱ)a.と兼用）

個　　数　　8

海水ポンプエリア防護壁（１号及び２号炉共用）

（ヌ.(3)(ⅱ)a.と兼用）

個　　数　　1

海水管ダクト竪坑蓋

個　　数　　1

（ⅲ）　補助ボイラ

補助ボイラ（１号及び２号炉共用）は、想定される条件下において、必要な蒸気を供給する能力を有するとともに発電用原子炉施設の安全性に影響を与えないよう設計する。

（ⅳ）　補機駆動用燃料設備

重大事故等に対処するために使用する可搬型又は常設設備の動作に必要な駆動燃料を貯蔵及び補給する燃料設備として燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを設ける。

燃料油貯蔵タンク及びタンクローリは、「ヌ.(2)(ⅳ)代替電源設備」にて記載する。

（ⅴ）　非常用取水設備

設計基準事故に対処するために必要となる原子炉補機冷却海水系の冷却用の海水を確保するために取水口、取水路、取水ピットを設置する。また、基準津波による引波時にも海水を取水できるよう貯留堰（取水口の一部）を設置する。

非常用取水設備の取水口、取水路及び取水ピットは、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、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

非常用取水設備である、取水口、取水路及び取水ピットは、共用により自号炉だけでなく他号炉の海水取水箇所も使用することで、安全性の向上が図れることから、重大事故等時に１号炉及び２号炉で共用する設計とする。これらの設備は容量に制限がなく、１号炉及び２号炉に必要な取水容量を十分に有しているが、共用により悪影響を及ぼさないよう、引き波時においても貯留堰により１号炉及び２号炉に必要な海水を確保する設計とする。

取　水　口（１号及び２号炉共用）

（「ヌ.(3)(ⅱ)a.」と一部兼用）

個　　数　　1

取　水　路（重大事故等時のみ１号及び２号炉共用）

個　　数　　1

取水ピット（重大事故等時のみ１号及び２号炉共用）

個　　数　　1

取水口、取水路及び取水ピットは、設計基準事故時及び重大事故時ともに使用する。

（ⅵ）　緊急時対策所

１次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）を中央制御室以外の場所に設置する。

緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。

そのために、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。

有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ、固定源及び可動源を特定する。また、固定源の有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、現場の設置状況を踏まえ、評価条件を設定する。

固定源に対しては、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう設計する。

可動源に対しては、緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策所換気設備の隔離等の対策により重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員を防護できる設計とする。

有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、必要に応じて保守管理及び運用管理を適切に実施する。

緊急時対策所（指揮所）及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じた設計とするとともに、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備及び発電所内外の通信

連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する設計とする。また、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。

緊急時対策所を設置する緊急時対策棟は、緊急時対策棟（指揮所）及び緊急時対策棟（休憩所）で構成する。

緊急時対策棟の設置工事において、緊急時対策棟（指揮所）と緊急時対策棟（休憩所）を接続する工事期間中は、緊急時対策所を代替緊急時対策所から緊急時対策棟（指揮所）内に移設し、緊急時対策所機能を確保する。

代替緊急時対策所は、その機能に係る設備を含め、必要な手続きを行った後、機能を緊急時対策所（指揮所）に移行する。緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）において引き続き使用する設備を除き、本移行をもって代替緊急時対策所の機能を廃止するが、緊急時対策所（緊急時対策棟内）において緊急時対策棟（休憩所）として使用する。

緊急時対策所（指揮所）と緊急時対策棟（休憩所）を合わせた緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、その機能に係る設備を含め、必要な手続きを行った後、緊急時対策所としての機能を持たせる。

a．緊急時対策所（指揮所）

緊急時対策所（指揮所）は、異常等に対処するために必要な指示を行うための要員等を収容できる設計とする。また、異常等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握できる設備として、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及び SPDS データ表示装置並び

に発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うために必要な設備として、電力保安通信用電話設備、衛星携帯電話設備、無線連絡設備、携帯型通話設備、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所（指揮所）は、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、その機能に係る設備を含め、基準地震動に対する地震力に対し、機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない設計とする。地震及び津波に対しては、「ロ.(1)(ⅱ)　重大事故等対処施設の耐震設計」、「ロ.(2)(ⅱ)　重大事故等対処施設に対する耐津波設計」に基づく設計とする。また、緊急時対策所（指揮所）の機能に係る設備は、中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう、中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに、中央制御室とは離れた位置に設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所（指揮所）は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。

重大事故等が発生し、緊急時対策所（指揮所）の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、対策要員が緊急時対策所（指揮所）の外側から室内に放射性物質による汚染を

持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。身体サーベイの結果、対策要員の汚染が確認された場合は、対策要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置する設計とする。

重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員等がとどまることができるよう、緊急時対策所（指揮所）の居住性を確保するための設備として、以下の重大事故等対処設備（居住性の確保）を設ける。

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、緊急時対策所（指揮所）の緊急時対策所遮へい、緊急時対策所換気設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型エリアモニタ（加圧判断用）を使用する。

緊急時対策所（指揮所）の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、緊急時対策所（指揮所）内でのマスクの着用、交代要員体制及び安定よう素剤の服用がなく、仮設設備を考慮しない要件においても、緊急時対策所（指揮所）にとどまる要員の実効線量が事故後７日間で100mSvを超えないことを判断基準とする。

緊急時対策所（指揮所）の緊急時対策所遮へいは、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所（指揮所）の気密性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所（指揮所）にとどまる要員の実効線量が事故後７日間で100mSvを超えない設計とする。

緊急時対策所（指揮所）の緊急時対策所換気設備は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所（指揮所）内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気設計を行い、緊急時対策所（指揮所）の気密性及び緊急時対策所遮へいの性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所（指揮所）にとどまる要員の実効線量が事故後７日間で100mSvを超えない設計とする。なお、換気設計にあたっては、緊急時対策所（指揮所）の建物の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。

緊急時対策所（指揮所）の緊急時対策所換気設備として、緊急時対策所非常用空気浄化ファン、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所加圧設備を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所（指揮所）には、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管するとともに、室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定する緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型エリアモニタ（加圧判断用）を保管する設計とする。

緊急時対策所（指揮所）には、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備として、以下の重大事故等対処設備（情報の把握）を設ける。

重大事故等対処設備（情報の把握）として、重大事故等に対

処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに緊急時対策所（指揮所）において把握できる情報収集設備を使用する。

緊急時対策所（指揮所）の情報収集設備として、事故状態等の必要な情報を把握するために必要なパラメータ等を収集し、緊急時対策所（指揮所）で表示できるよう、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置を設置する設計とする。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）については、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

緊急時対策所（指揮所）には、重大事故等が発生した場合においても発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための設備として、以下の重大事故等対処設備（通信連絡）を設ける。

重大事故等対処設備（通信連絡）として、緊急時対策所（指揮所）から中央制御室、屋内外の作業場所、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、通信連絡設備を使用する。

緊急時対策所（指揮所）の通信連絡設備として、携帯型通話設備、衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所（指揮所）は、代替電源設備からの給電を可能とするよう、以下の重大事故等対処設備（電源の確保）を設ける。

全交流動力電源が喪失した場合の重大事故等対処設備（電源の確保）として、緊急時対策所用発電機車を使用する。

緊急時対策所用発電機車は、１台で緊急時対策所（指揮所）に給電するために必要な容量を有するものを予備も含めて３台保管することで、多重性を有する設計とする。

緊急時対策所用発電機車は、緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンクから緊急時対策所用発電機車用給油ポンプを用いて燃料を補給できる設計とする。

代替緊急時対策所の緊急時対策所換気設備、代替緊急時対策所エリアモニタ、可搬型エリアモニタ（加圧判断用）、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、通信連絡設備、SPDSデータ表示装置及び代替緊急時対策所用発電機は、緊急時対策所（指揮所）への機能の移行をもって廃止する。なお、代替緊急時対策所情報収集設備のうち緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）は、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）において緊急時対策所情報収集設備の緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）として引き続き使用する。

代替緊急時対策所の緊急時対策所遮へいは、緊急時対策所（指揮所）への機能の移行をもって廃止するが、緊急時対策所（緊急時対策棟内）において緊急時対策所遮へい（緊急時対策所（緊急時対策棟内））の一部として使用する。

以下の設備は、緊急時対策所遮へい（緊急時対策所（指揮所））を除き、緊急時対策所（緊急時対策棟内）において引き続き使用する。

緊急時対策所遮へい（緊急時対策所（指揮所））は、遮へい

体を除き、緊急時対策所（緊急時対策棟内）において緊急時対策所遮へい（緊急時対策所（緊急時対策棟内））の一部として引き続き使用する。

緊急時対策所（指揮所）の緊急時対策所遮へいは、「チ.(1)(ⅲ)遮へい設備」にて記載する。

緊急時対策所換気設備は、「チ.(1)(ⅳ)換気設備」にて記載する。

緊急時対策所エリアモニタは、「チ.(1)(ⅰ)放射線監視設備」にて記載する。

緊急時対策所の通信連絡設備は、「ヌ.(3)(ⅶ)通信連絡設備」にて記載する。

大容量空冷式発電機は、「ヌ.(2)(ⅳ)代替電源設備」にて記載する。

［常設重大事故等対処設備］

緊急時対策所情報収集設備

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）（１号及び２号炉共用）（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）

個　　数　　一式

SPDSデータ表示装置（１号及び２号炉共用）

（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）

個　　数　　一式

緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンク（１号及び２号炉共用）

基　　数　　2

容　　量　　約 75kℓ （１基当たり）

緊急時対策所用発電機車用給油ポンプ（１号及び２号炉共用）

台　　数　　２

容　　量　　約 1.8m^3／h（１台当たり）

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及び SPDS データ表示装置は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

［可搬型重大事故等対処設備］

可搬型エリアモニタ（加圧判断用）（１号及び２号炉共用）（チ.(2)と兼用）

個　　数　　１（予備１）

酸素濃度計（１号及び２号炉共用）

個　　数　　２（予備２）

二酸化炭素濃度計（１号及び２号炉共用）

個　　数　　２（予備２）

緊急時対策所用発電機車（１号及び２号炉共用）

台　　数　　１（予備２）

容　　量　　約 1,825kVA（１台当たり）

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

ｂ．緊急時対策所（緊急時対策棟内）

緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、異常等に対処するために必要な指示を行うための要員等を収容できる設計とする。また、異常等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握できる設備として、緊急時

運転パラメータ伝送システム（SPDS）及び SPDS データ表示装置並びに発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うために必要な設備として、電力保安通信用電話設備、衛星携帯電話設備、無線連絡設備、携帯型通話設備、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、その機能に係る設備を含め、基準地震動に対する地震力に対し、機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない設計とする。地震及び津波に対しては、「ロ.(1)(ⅱ) 重大事故等対処施設の耐震設計」、「ロ.(2)(ⅱ) 重大事故等対処施設に対する耐津波設計」に基づく設計とする。また、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の機能に係る設備は、中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう、中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに、中央制御室とは離れた位置に設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。

重大事故等が発生し、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、対策要

員が緊急時対策所（緊急時対策棟内）の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。身体サーベイの結果、対策要員の汚染が確認された場合は、対策要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置する設計とする。

重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員等がとどまることができるよう、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性を確保するための設備として、以下の重大事故等対処設備（居住性の確保）を設ける。

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策所遮へい、緊急時対策所換気設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型エリアモニタ（加圧判断用）を使用する。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、緊急時対策所（緊急時対策棟内）内でのマスクの着用、交代要員体制及び安定よう素剤の服用がなく、仮設設備を考慮しない要件においても、緊急時対策所（緊急時対策棟内）にとどまる要員の実効線量が事故後７日間で100mSvを超えないことを判断基準とする。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策所遮へいは、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の気密性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまっ

て、居住性に係る判断基準である緊急時対策所（緊急時対策棟内）にとどまる要員の実効線量が事故後７日間で100mSvを超えない設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策所換気設備は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所（緊急時対策棟内）内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気設計を行い、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の気密性及び緊急時対策所遮へいの性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所（緊急時対策棟内）にとどまる要員の実効線量が事故後７日間で100mSvを超えない設計とする。なお、換気設計にあたっては、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の建物の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策所換気設備として、緊急時対策所非常用空気浄化ファン、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所加圧設備を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）には、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管するとともに、室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定する緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型エリアモニタ（加圧判断用）を保管する設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）には、重大事故等が発生し

た場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備として、以下の重大事故等対処設備（情報の把握）を設ける。

重大事故等対処設備（情報の把握）として、重大事故等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに緊急時対策所（緊急時対策棟内）において把握できる情報収集設備を使用する。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の情報収集設備として、事故状態等の必要な情報を把握するために必要なパラメータ等を収集し、緊急時対策所（緊急時対策棟内）で表示できるよう、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置を設置する設計とする。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）については、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）には、重大事故等が発生した場合においても発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための設備として、以下の重大事故等対処設備（通信連絡）を設ける。

重大事故等対処設備（通信連絡）として、緊急時対策所（緊急時対策棟内）から中央制御室、屋内外の作業場所、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、通信連絡設備を使用する。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の通信連絡設備として、携帯型通話設備、衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、代替電源設備からの給電を可能とするよう、以下の重大事故等対処設備（電源の確保）を設ける。

全交流動力電源が喪失した場合の重大事故等対処設備（電源の確保）として、緊急時対策所用発電機車を使用する。

緊急時対策所用発電機車は、１台で緊急時対策所（緊急時対策棟内）に給電するために必要な容量を有するものを予備も含めて３台保管することで、多重性を有する設計とする。

緊急時対策所用発電機車は、緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンクから緊急時対策所用発電機車用給油ポンプを用いて燃料を補給できる設計とする。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策所遮へいは、「チ.(1)(ⅲ)遮へい設備」にて記載する。

緊急時対策所換気設備は、「チ.(1)(ⅳ)換気設備」にて記載する。

緊急時対策所エリアモニタは、「チ.(1)(ⅰ)放射線監視設備」にて記載する。

緊急時対策所の通信連絡設備は、「ヌ.(3)(ⅶ)通信連絡設備」にて記載する。

大容量空冷式発電機は、「ヌ.(2)(ⅳ)代替電源設備」にて記載する。

［常設重大事故等対処設備］

緊急時対策所情報収集設備

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）（１号及び２号炉共用）（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）

個　　数　　一式

SPDS データ表示装置（１号及び２号炉共用）

（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）

個　　数　　一式

緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンク（１号及び２号炉共用）

基　　数　　２

容　　量　　約 75kℓ （１基当たり）

緊急時対策所用発電機車用給油ポンプ（１号及び２号炉共用）

台　　数　　２

容　　量　　約 1.8m^3／h（１台当たり）

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及び SPDS データ表示装置は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

［可搬型重大事故等対処設備］

可搬型エリアモニタ（加圧判断用）（１号及び２号炉共用）（チ.(2)と兼用）

個　　数　　１（予備１）

酸素濃度計（１号及び２号炉共用）

個　　数　　２（予備２）

二酸化炭素濃度計（１号及び２号炉共用）

個　　数　　２（予備２）

緊急時対策所用発電機車（１号及び２号炉共用）

台　　数　　１（予備２）

容　　量　　約 1,825kVA（１台当たり）

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

（ⅶ）　通信連絡設備

発電用原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作、作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として、非常用サイレン等の警報装置及び運転指令設備、電力保安通信用電話設備等の多様性を確保した通信設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。また、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所内）として、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及び SPDS データ表示装置を設置する設計とする。

なお、警報装置、通信設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）については、非常用所内電源及び無停電電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

発電用原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の

必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる設備として、加入電話設備、衛星携帯電話設備等の通信設備（発電所外）を設置又は保管する設計とする。また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所外）として、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）を設置する設計とする。

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

なお、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、非常用所内電源及び無停電電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備を設置又は保管する。

代替緊急時対策所の通信連絡設備は、緊急時対策所（指揮所）への機能の移行をもって廃止する。

重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信設備（発電所内）及び緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所内）を設ける。

通信設備（発電所内）として、重大事故等が発生した場合に

必要な衛星携帯電話設備、無線連絡設備及び携帯型通話設備は、中央制御室、原子炉補助建屋、緊急時対策棟（指揮所）又は緊急時対策棟に設置又は保管する設計とする。

データ伝送設備（発電所内）として、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）は、原子炉補助建屋に設置し、SPDS データ表示装置は、緊急時対策棟（指揮所）又は緊急時対策棟に設置する設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）は、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）の電源は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である大容量空冷式発電機及び緊急時対策所用発電機車から給電できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（携帯型）、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び携帯型通話設備の電源は、充電池又は乾電池を使用する設計とする。

充電池を用いるものについては、予備の充電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電池は、中央制御室、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の電源から充電することができる設計とする。また、乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより、７日間以上継続して通話ができる設計とする。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）については、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合にお

いても、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。また、SPDS データ表示装置については、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機車から給電できる設計とする。

重大事故等が発生した場合において、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信設備（発電所外）及び発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所外）を設ける。

通信設備（発電所外）として、重大事故等が発生した場合に必要な衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、緊急時対策棟（指揮所）又は緊急時対策棟に設置又は保管する設計とする。

データ伝送設備（発電所外）として、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）は、原子炉補助建屋に設置する設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）は、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）の電源は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機車から給電できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（携帯型）の電源は、

充電池を使用しており、予備の充電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電池は、中央制御室、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の電源から充電することができる設計とする。

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備については、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機車から給電できる設計とする。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）については、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

緊急時対策支援システム（ERSS）等へのデータ伝送の機能に係る設備については、固縛又は転倒防止処置を講じ、基準地震動による地震力に対し、機能喪失しない設計とする。

大容量空冷式発電機については、「ヌ.(2)(ⅳ)代替電源設備」にて記載する。

緊急時対策所用発電機車については、「ヌ.(3)(ⅵ)緊急時対策所」にて記載する。

運転指令設備（１号及び２号炉共用）	一式
非常用サイレン（１号及び２号炉共用）	一式
加入電話設備（１号及び２号炉共用）	一式
電力保安通信用電話設備（１号及び２号炉共用）	一式
テレビ会議システム（社内）（１号及び２号炉共用）	一式
衛星携帯電話設備（１号及び２号炉共用）	一式

無線連絡設備（１号及び２号炉共用）　一式

携帯型通話設備（１号及び２号炉共用）　一式

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（１号及び２号炉共用）　一式

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）（１号及び２号炉共用）（ヌ.(3)(ⅵ)と兼用）　一式

SPDSデータ表示装置（１号及び２号炉共用）（ヌ.(3)(ⅵ)と兼用）　一式

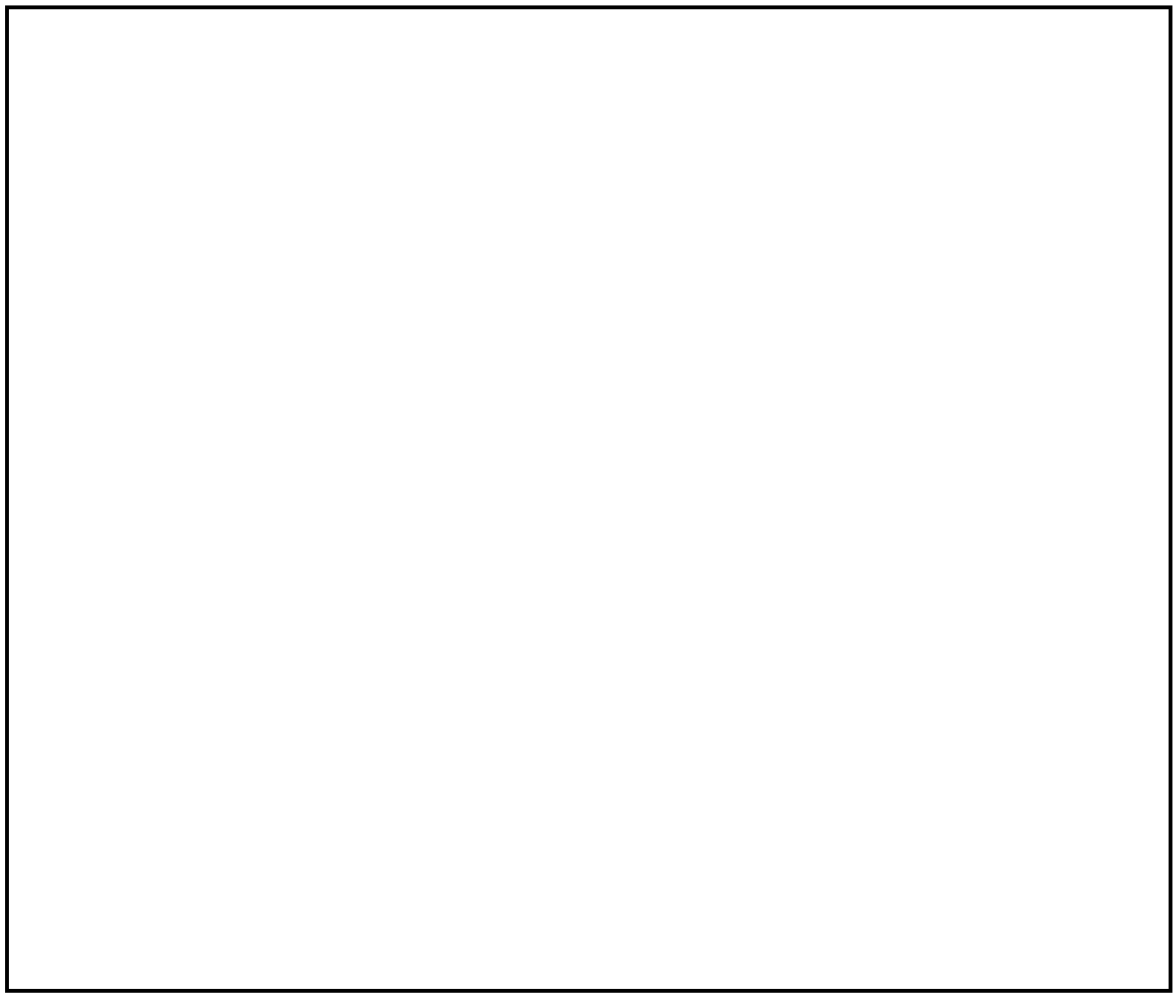
携帯型通話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）、衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型、携帯型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

(ⅷ)　特定重大事故等対処施設を構成する設備

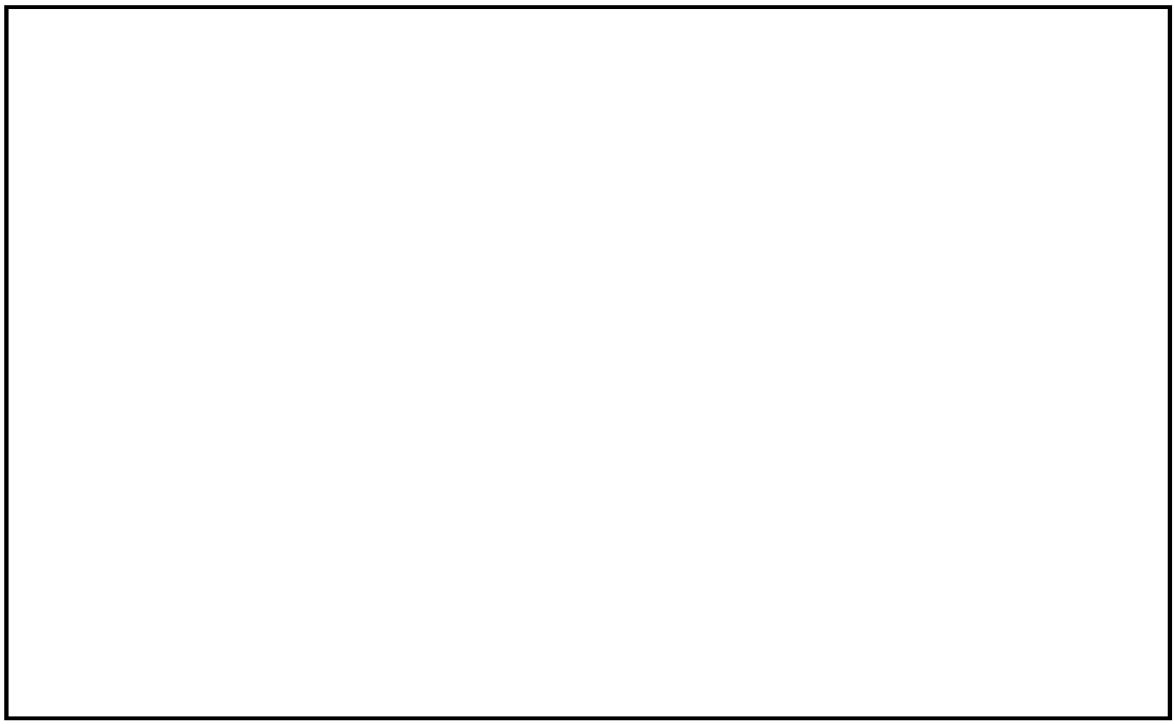
a.　特定重大事故等対処施設に係る故意による大型航空機の衝突等の設計上の考慮事項

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



b. 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

c. 原子炉内の溶融炉心の冷却機能

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

d. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却機能

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

e. 原子炉格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

f.　原子炉格納容器の過圧破損防止機能

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

g.　水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

h.　電源設備

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

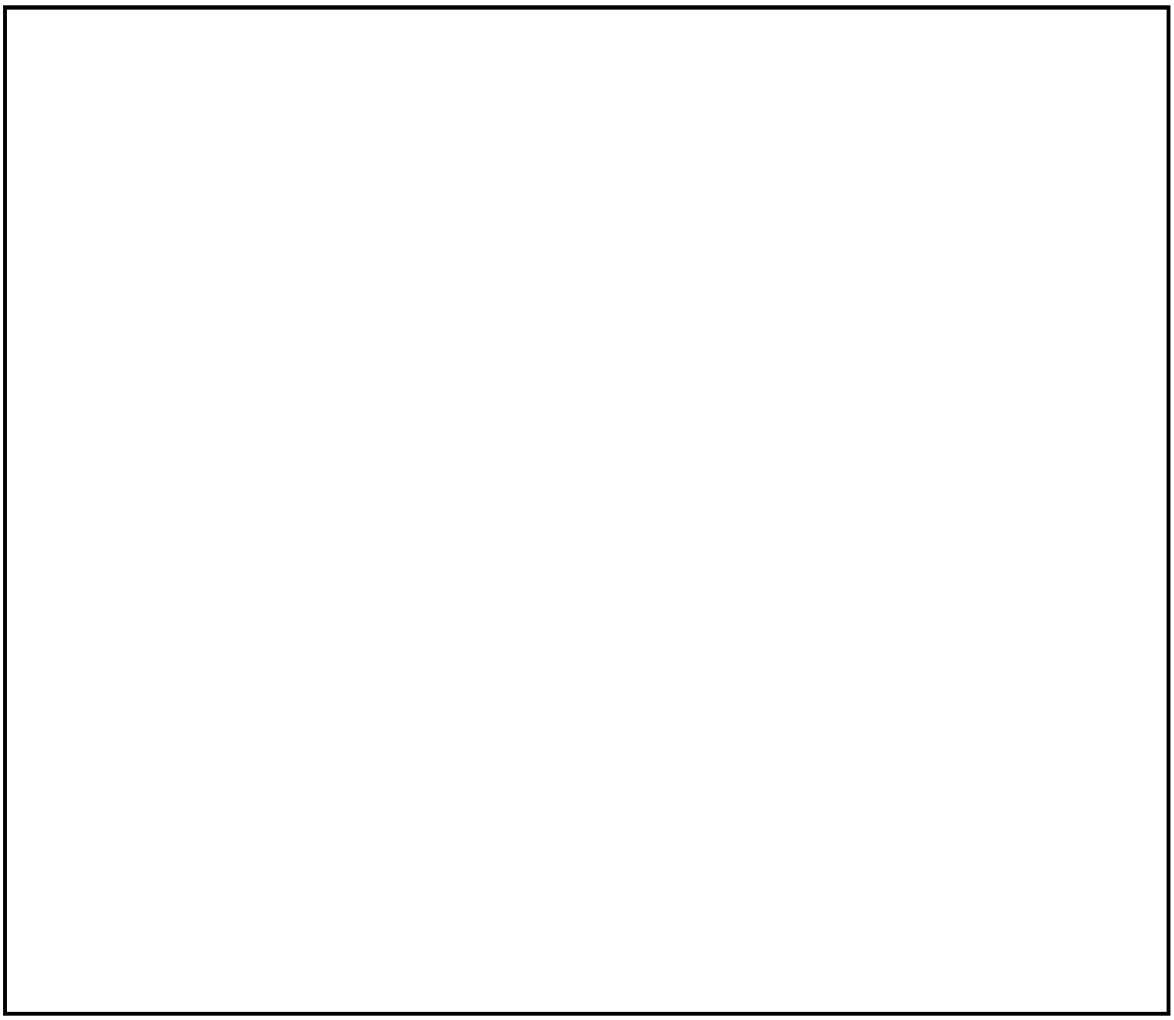
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

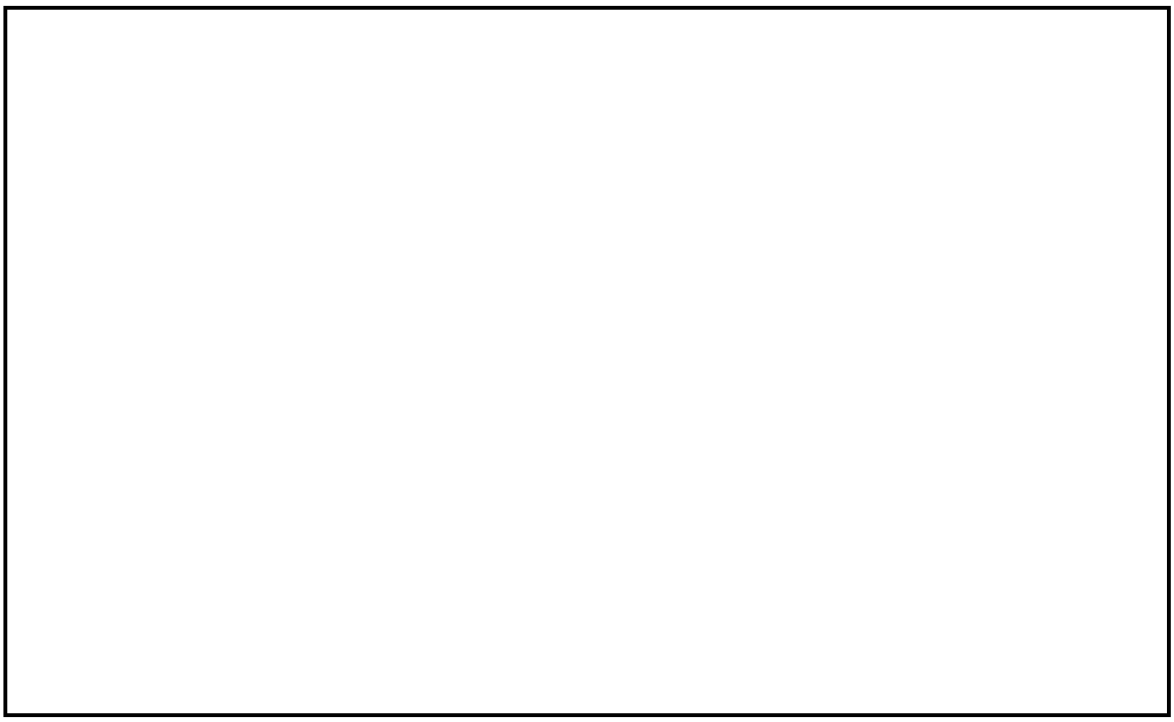
i. 計装設備

j. 通信連絡設備

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



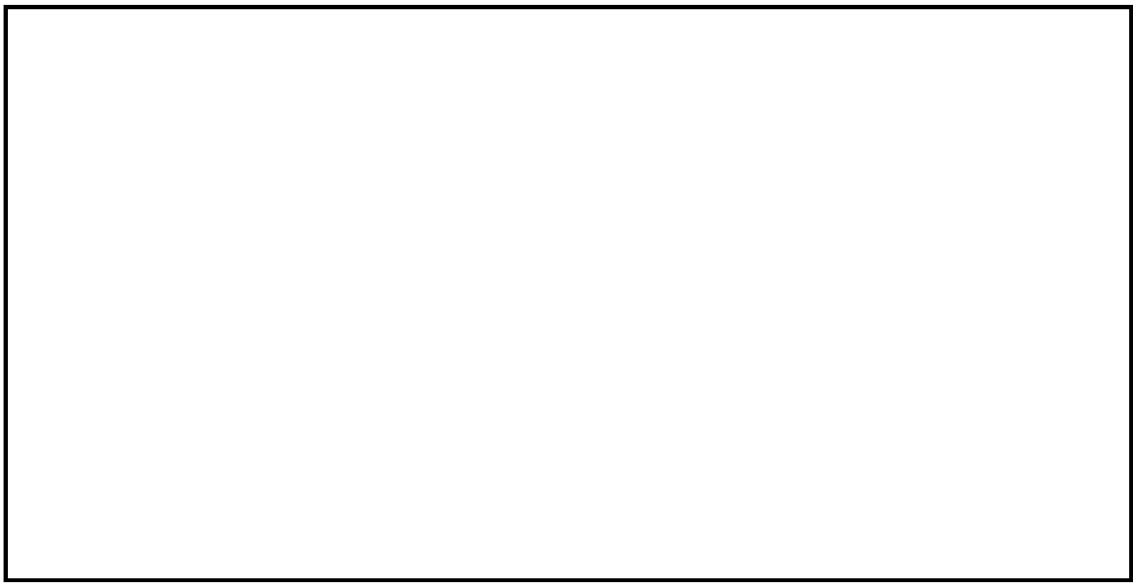
k.　緊急時制御室



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



は、有毒ガスが特重施設要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下し、特定重大事故等対処施設の機能が損なわれることがない設計とする。

そのために、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。

有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ、固定源及び可動源を特定する。また、固定源の有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、現場の設置状況を踏まえ、評価条件を設定する。

固定源に対しては、特重施設要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう設計する。

可動源に対しては、換気設備の隔離等の対策により特重施設要員を防護できる設計とする。

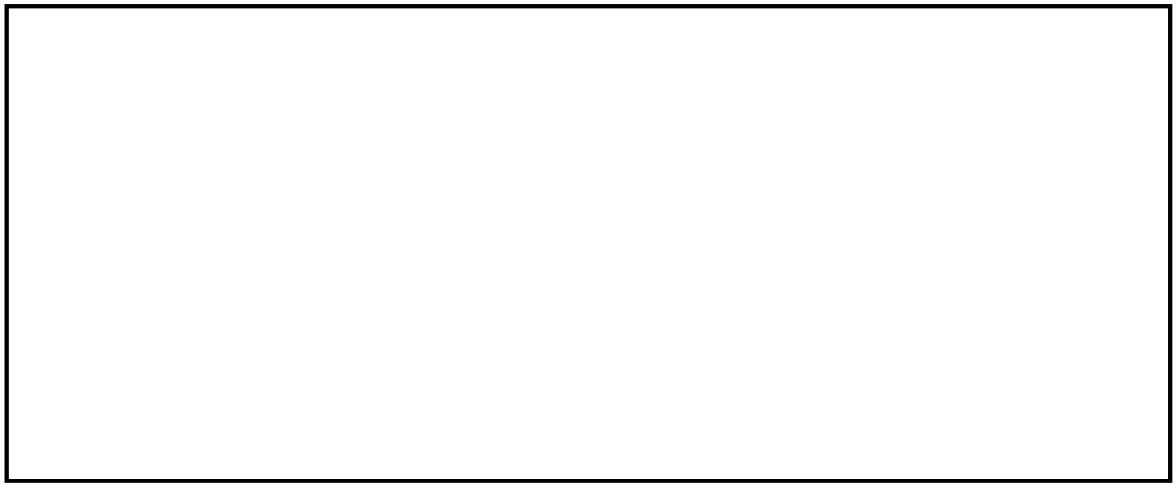
有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、必要に応じて保守管理及び運用管理を適切に実施する。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

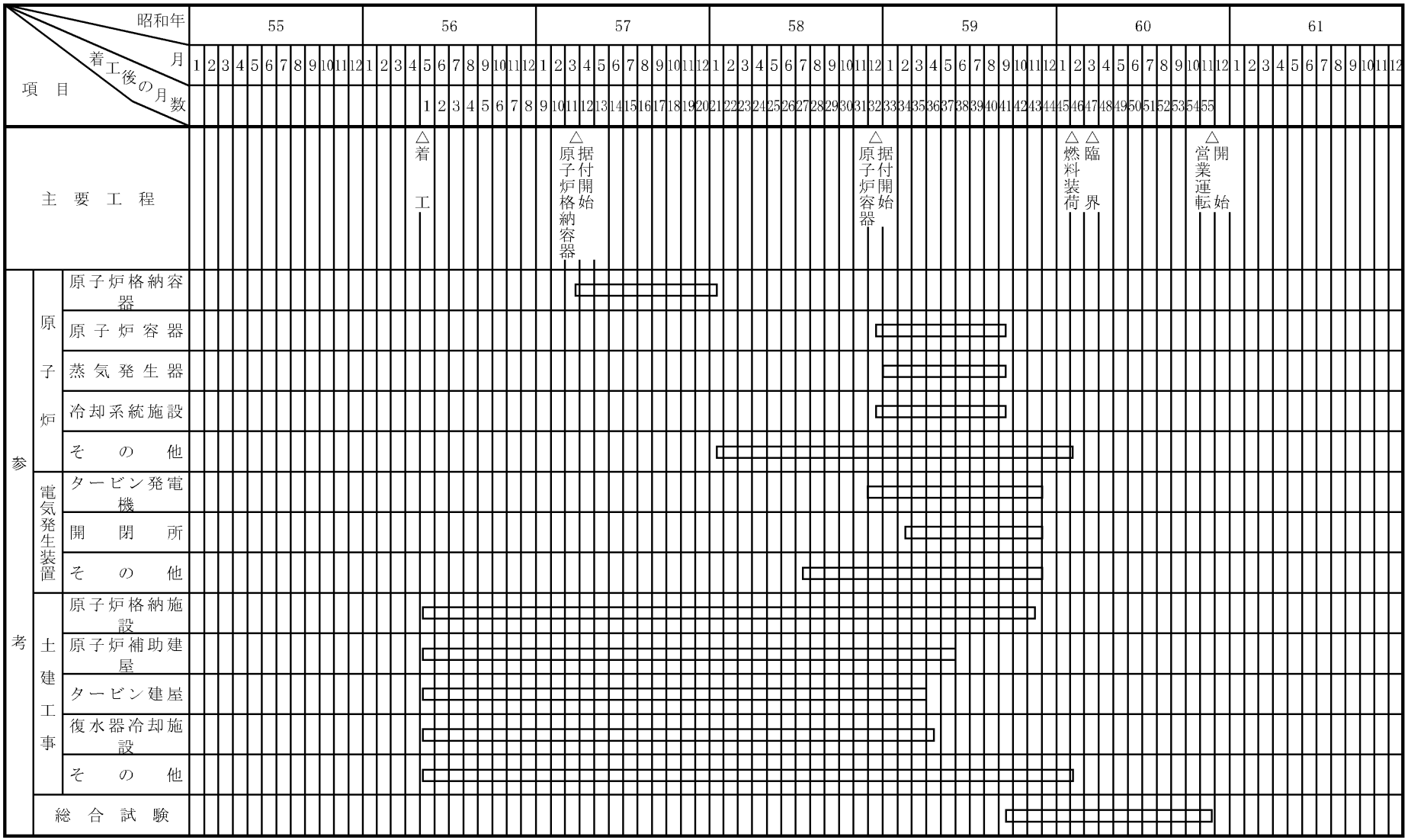
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



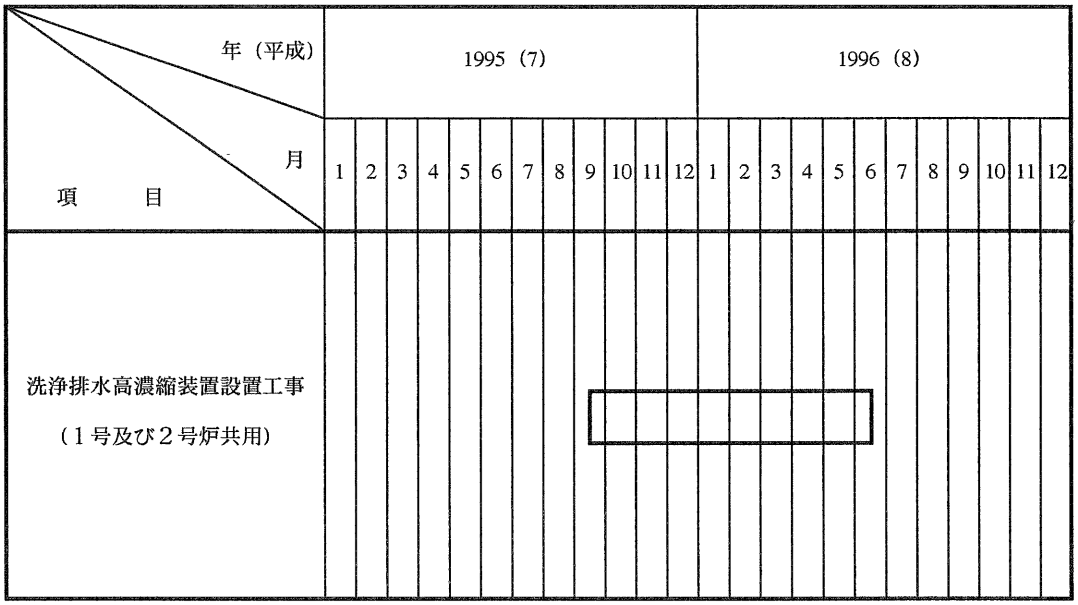
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

六　発電用原子炉施設の工事計画



〈7.1.24追加〉

工　事　計　画

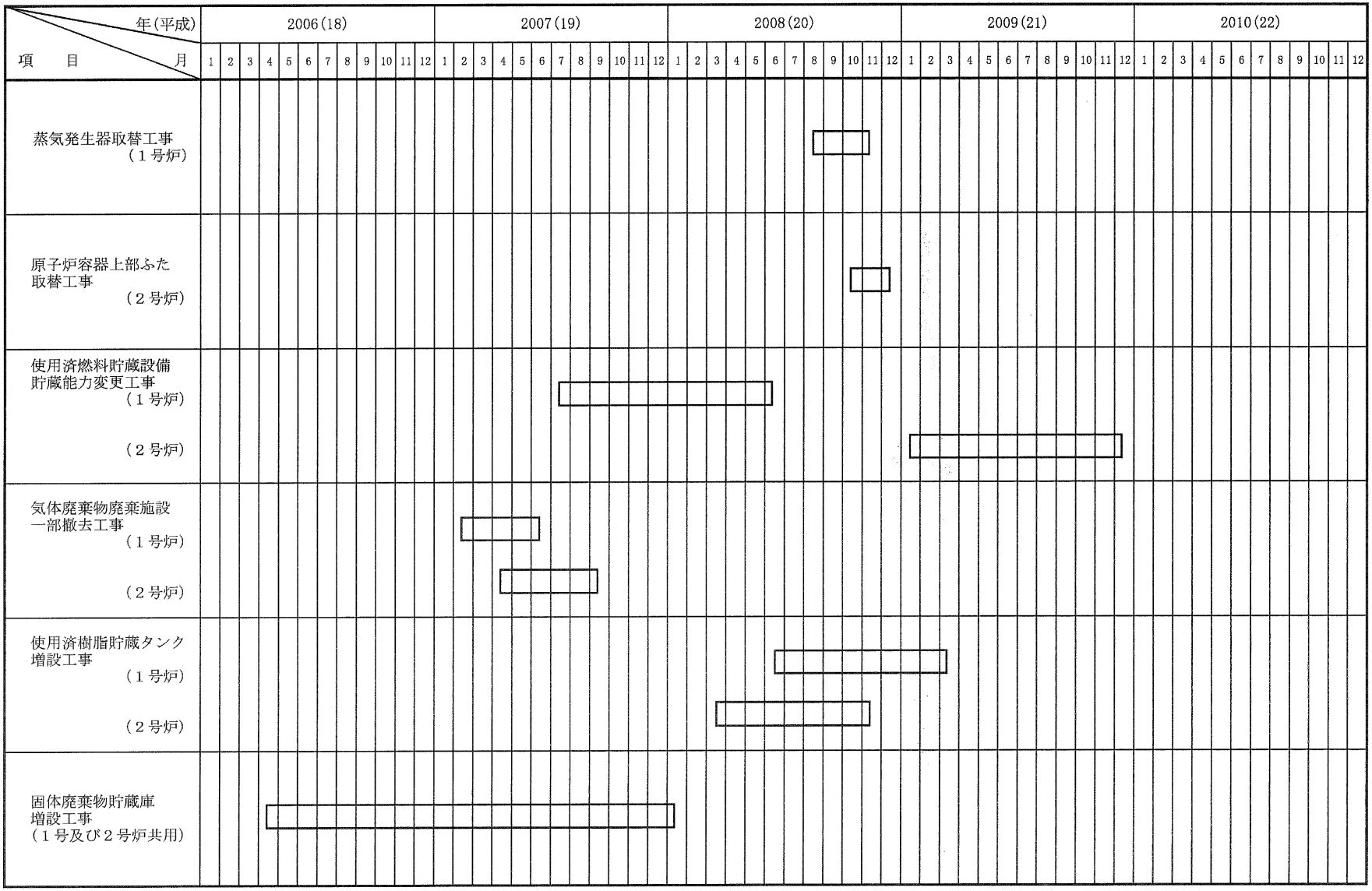

年（平成）
月
項　目
1995（7）
1996（8）
1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
洗浄排水高濃縮装置設置工事
（1号及び2号炉共用）

工　事　計　画

項目 ＼ 年（平成）	1998（10）												1999（11）												2000（12）												2001（13）			
月	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4
使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更工事									2号炉																							1号炉								

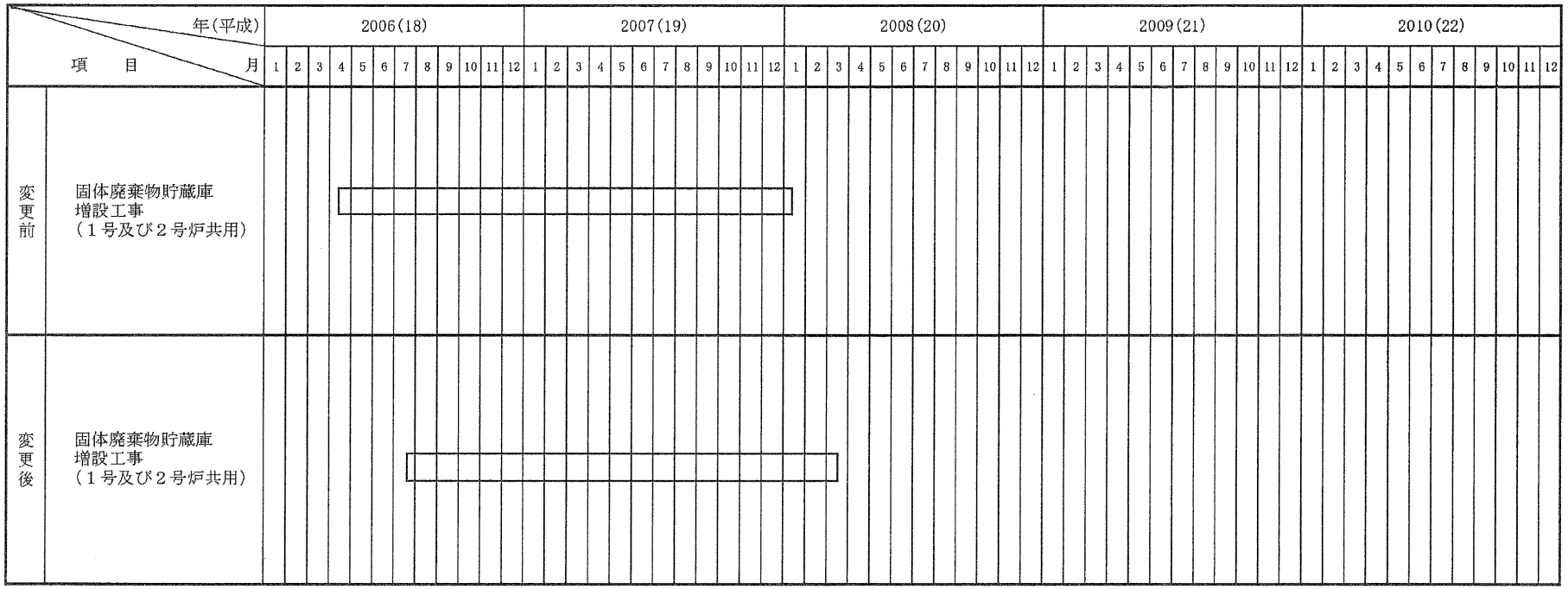
〈11.7.30 追加〉

工　事　計　画



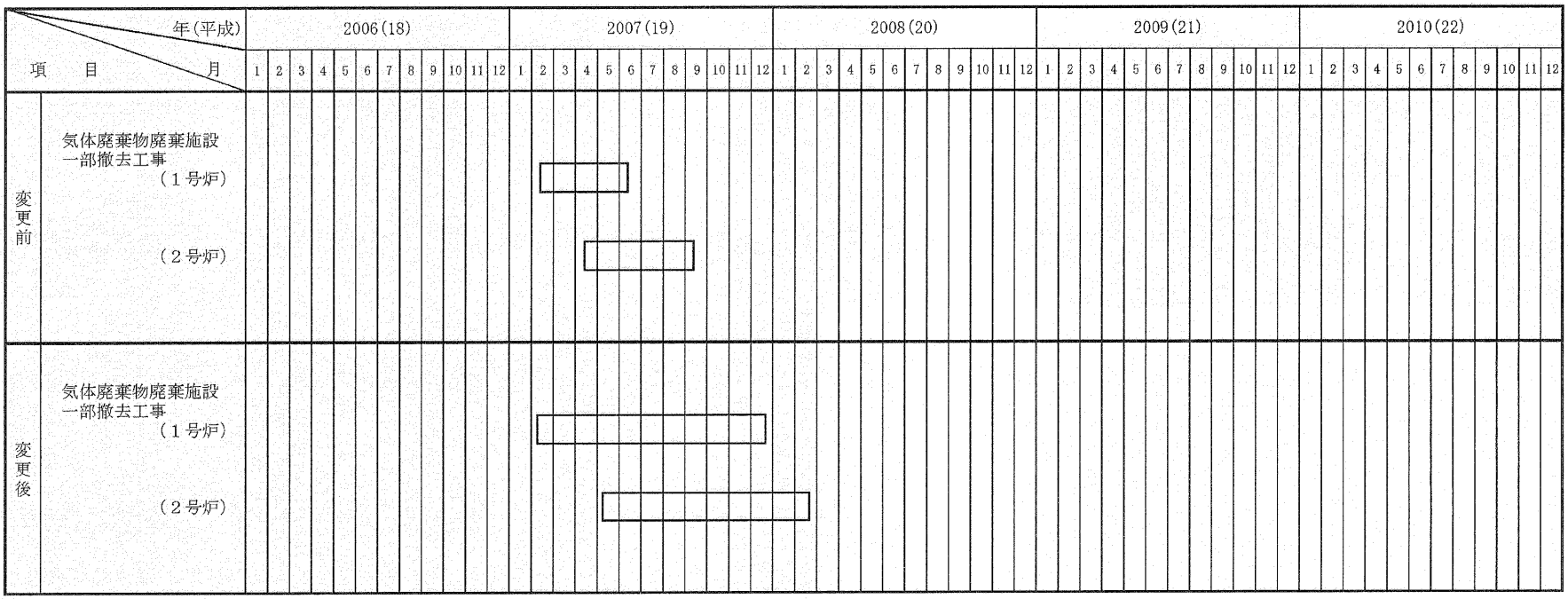
〈17.12.21 追加〉

工　事　計　画



〈18.4.26 変更〉

工　事　計　画



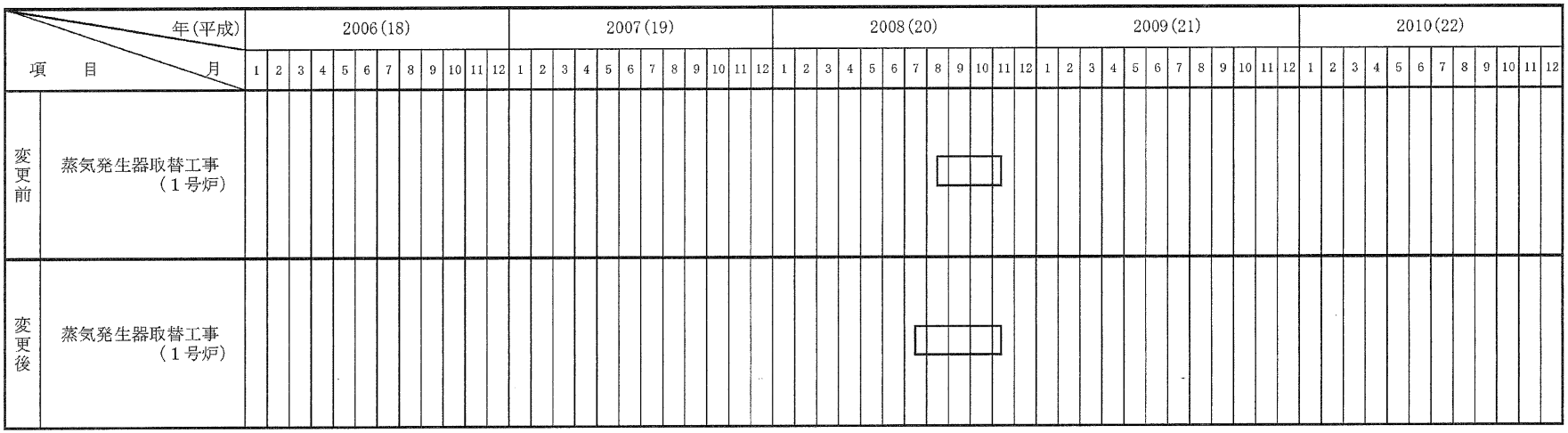
〈18.8.30 変更〉

工　事　計　画

項目 ＼ 年(平成)・月		2006(18)												2007(19)												2008(20)												2009(21)												2010(22)											
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
変更前	使用済燃料貯蔵設備 貯蔵能力変更工事 （１号炉）																																																										
変更後	使用済燃料貯蔵設備 貯蔵能力変更工事 （１号炉）																																																										

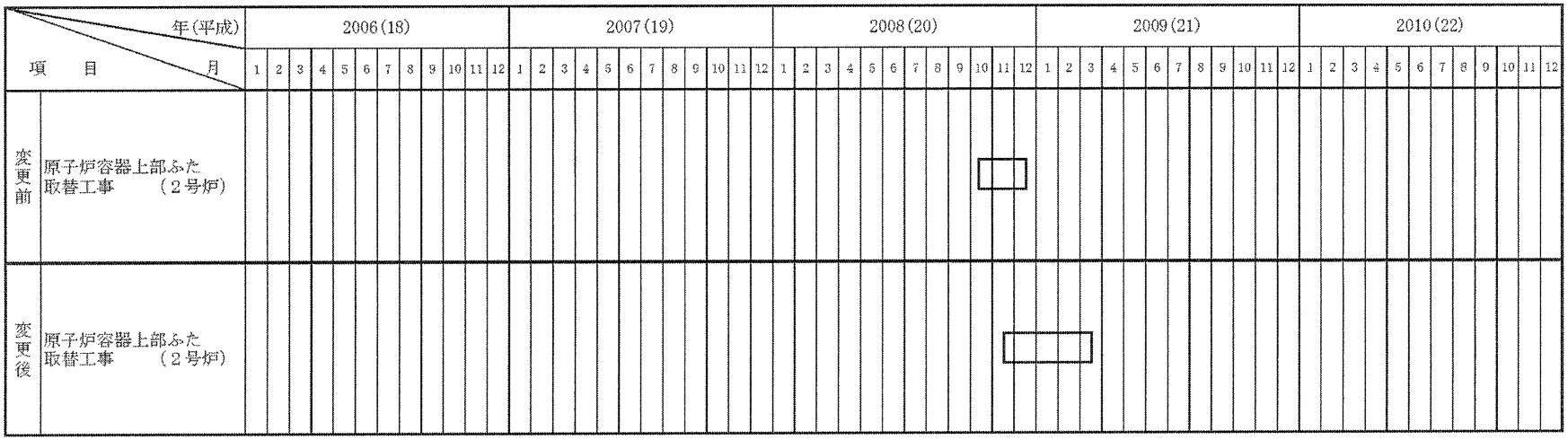
〈18.12.12 変更〉

工　事　計　画



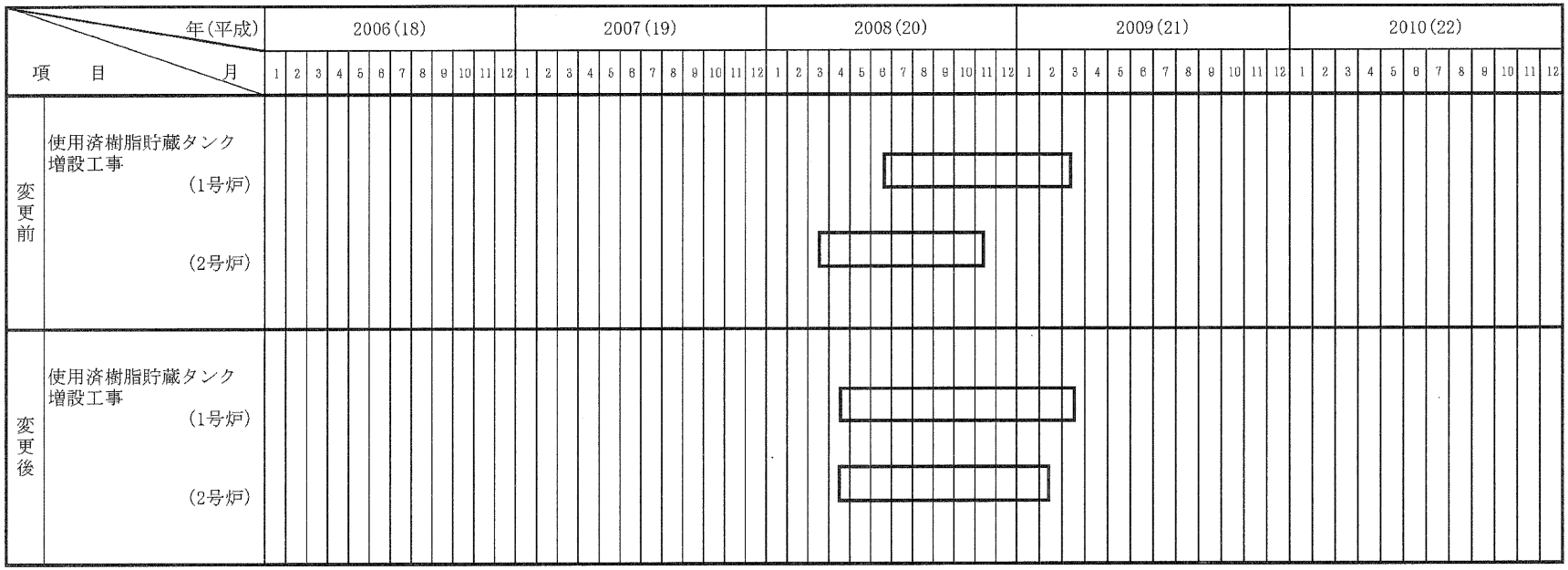
〈19.1.22 変更〉

工　事　計　画



〈19.3.27 変更〉

工　事　計　画



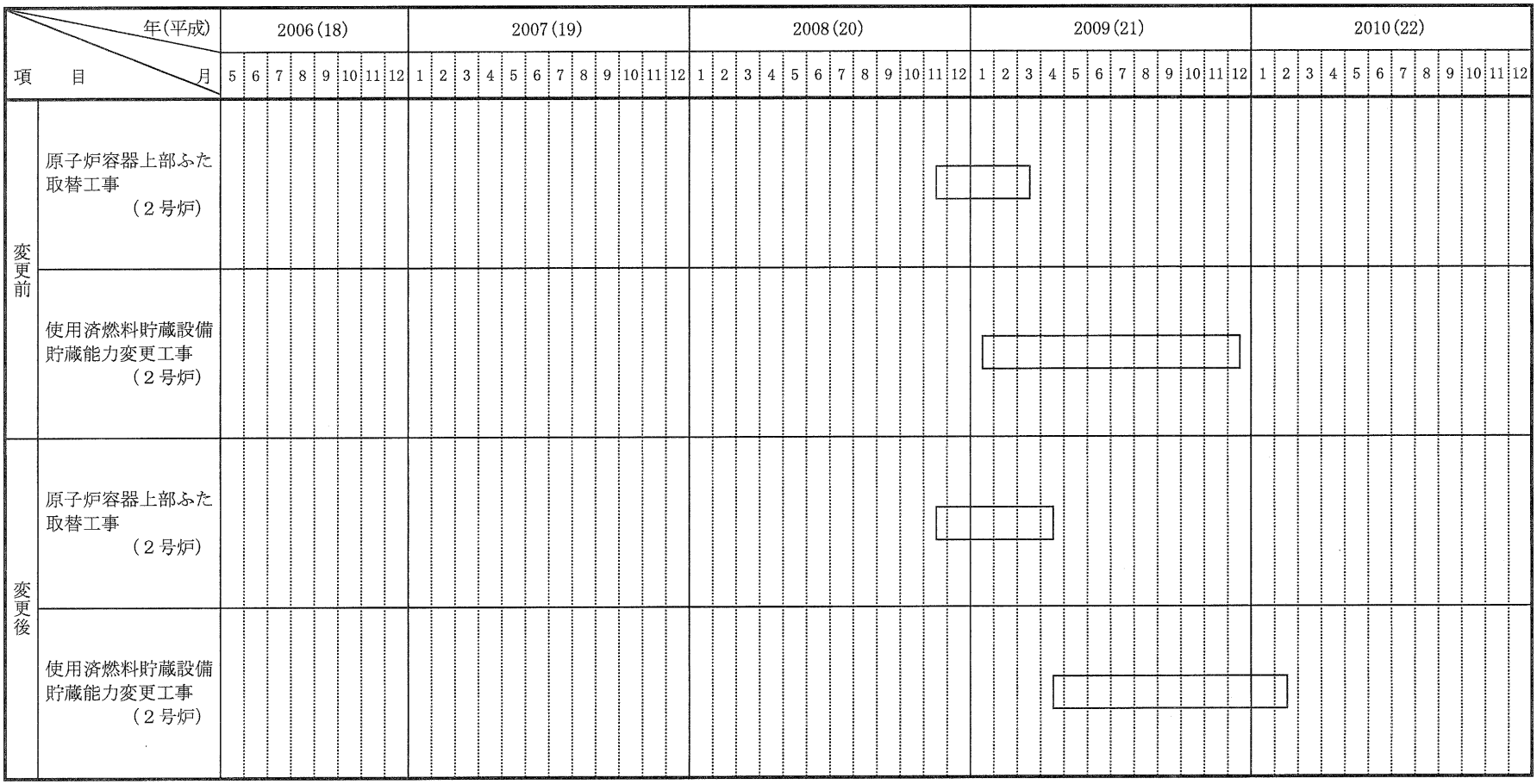
〈19.8.21 変更〉

工　事　計　画

項目 ＼ 年(平成)・月		2006(18)												2007(19)												2008(20)												2009(21)												2010(22)											
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
変更前	蒸気発生器取替工事（１号炉）																																																										
変更後	蒸気発生器取替工事（１号炉）																																																										

〈20.4.11 変更〉

工　事　計　画



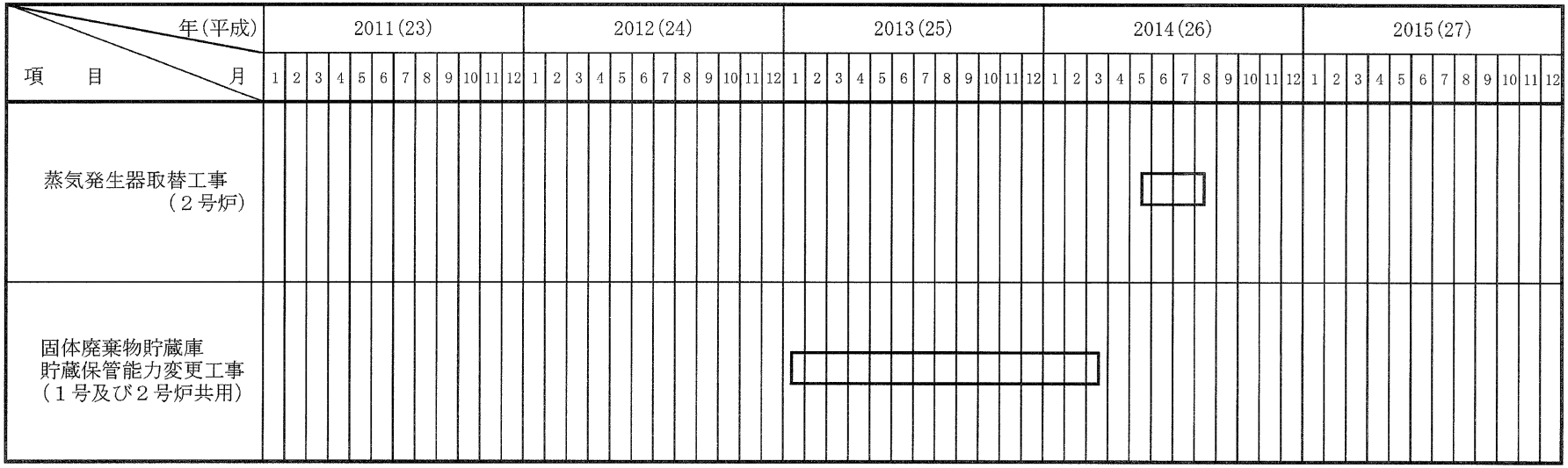
〈20.11.11 変更〉

工　事　計　画

項目	年(平成)／月	2006(18)								2007(19)												2008(20)												2009(21)												2010(22)											
		5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
変更前	原子炉容器上部ふた取替工事（２号炉）																																																						
変更後	原子炉容器上部ふた取替工事（２号炉）																																																					

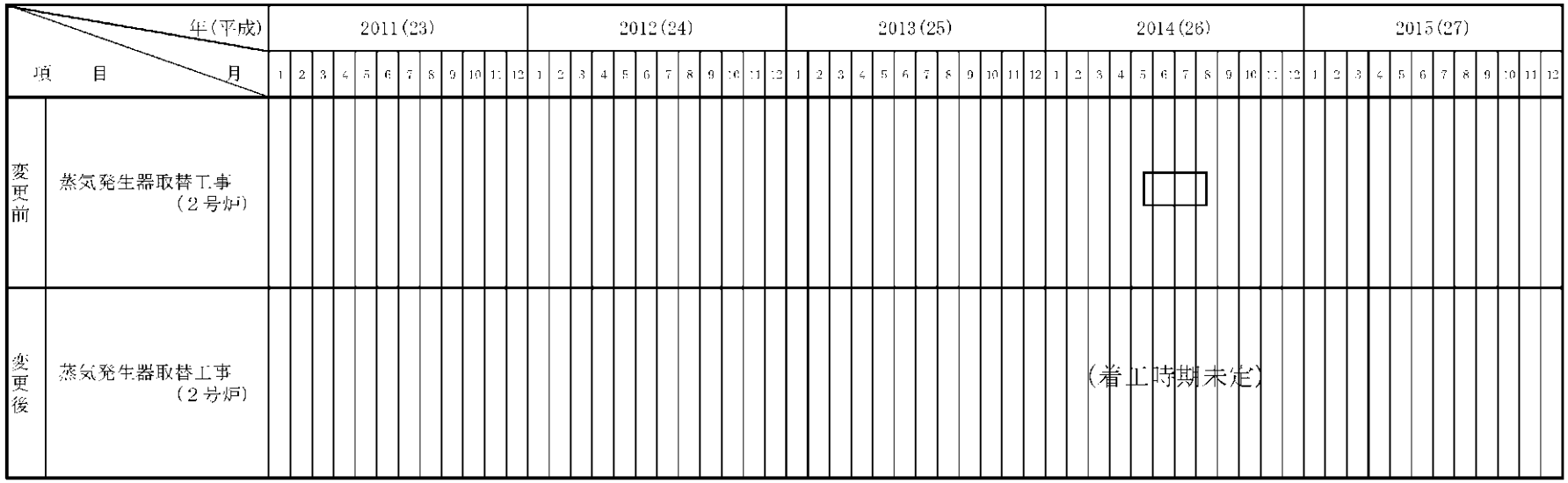
〈20.1.28 変更〉

工　事　計　画



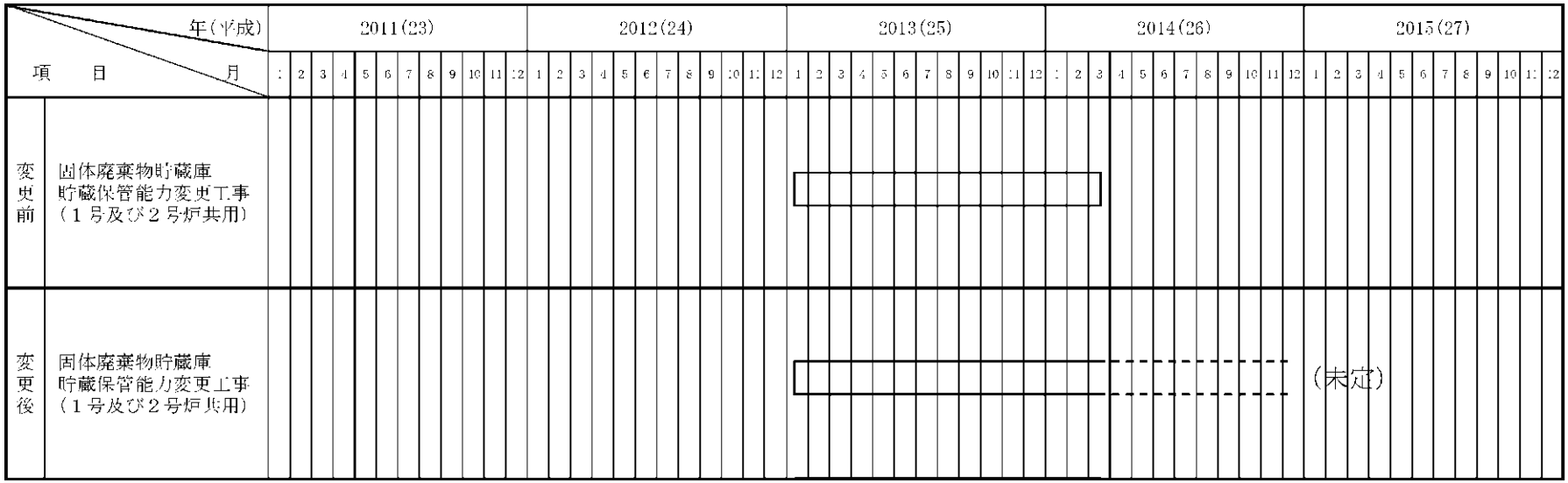
〈22.12.27 追加〉

工　事　計　画



〈24.2.23 変更〉

工　事　計　画

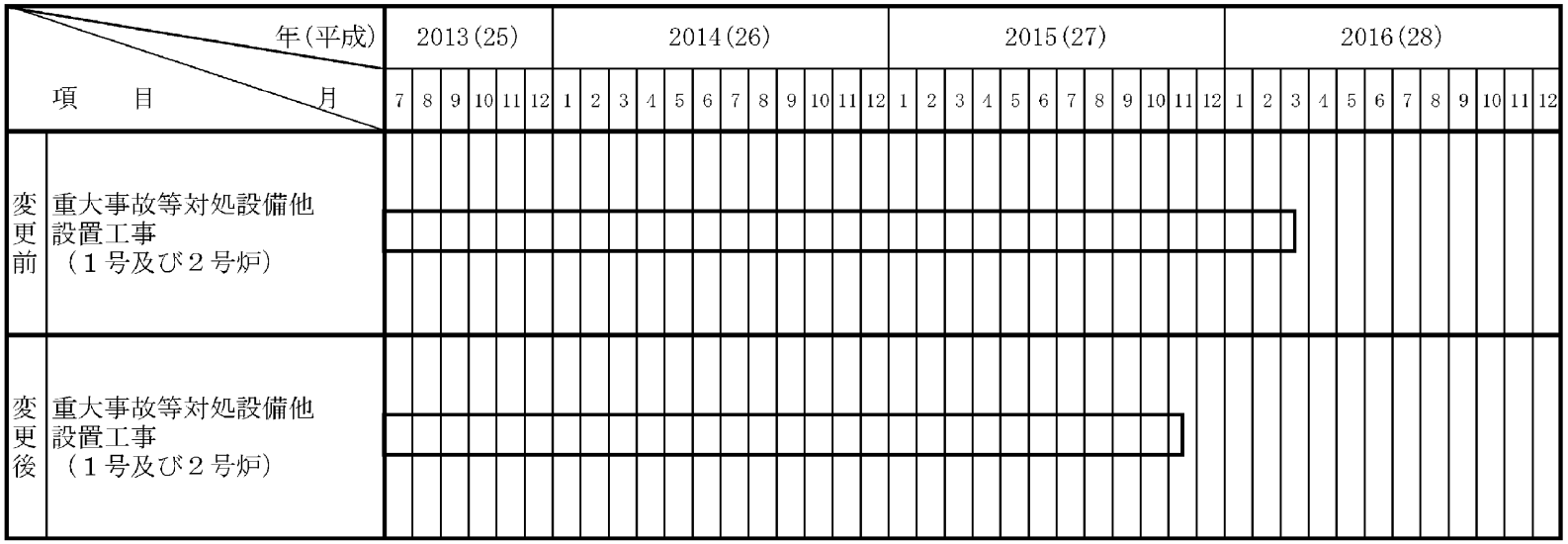


〈26.3.10 変更〉

工　事　計　画

項目 ＼ 年(平成)・月	2013(25)						2014(26)												2015(27)												2016(28)											
	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
重大事故等対処設備他 設置工事 （１号及び２号炉）																																									

工　事　計　画


年（平成）
項　目
月
2013(25)
2014(26)
2015(27)
2016(28)
7 8 9 10 11 12 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
変更前
重大事故等対処設備他設置工事（１号及び２号炉）
変更後
重大事故等対処設備他設置工事（１号及び２号炉）

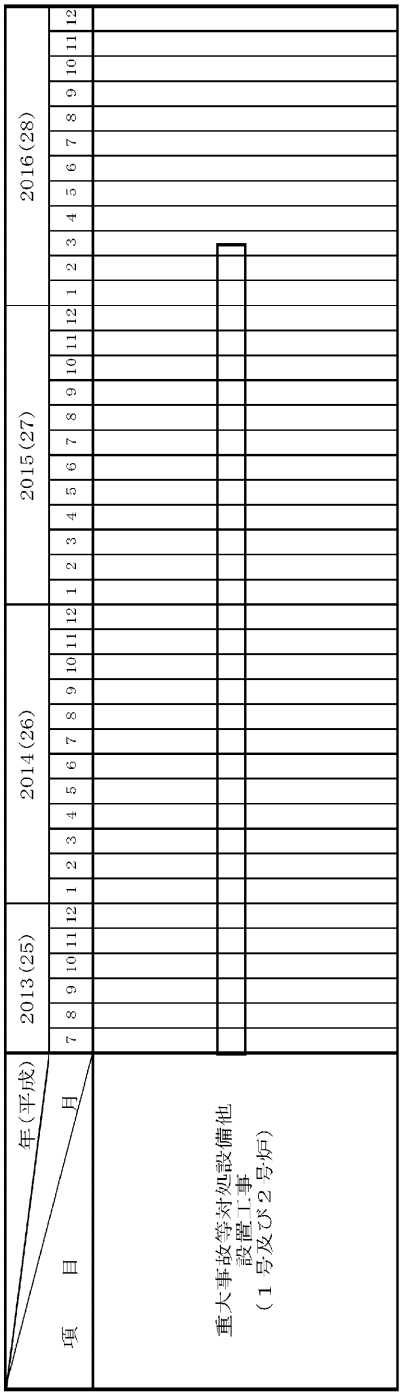
<28.1.29 変更>

平成27年12月17日付けの工事計画変更届出を取下げ。

（従って、完本上は平成26年9月10日に許可を受けた工事計画が残ることとなる。）

（参考：平成26年9月10日に許可を受けた工事計画）

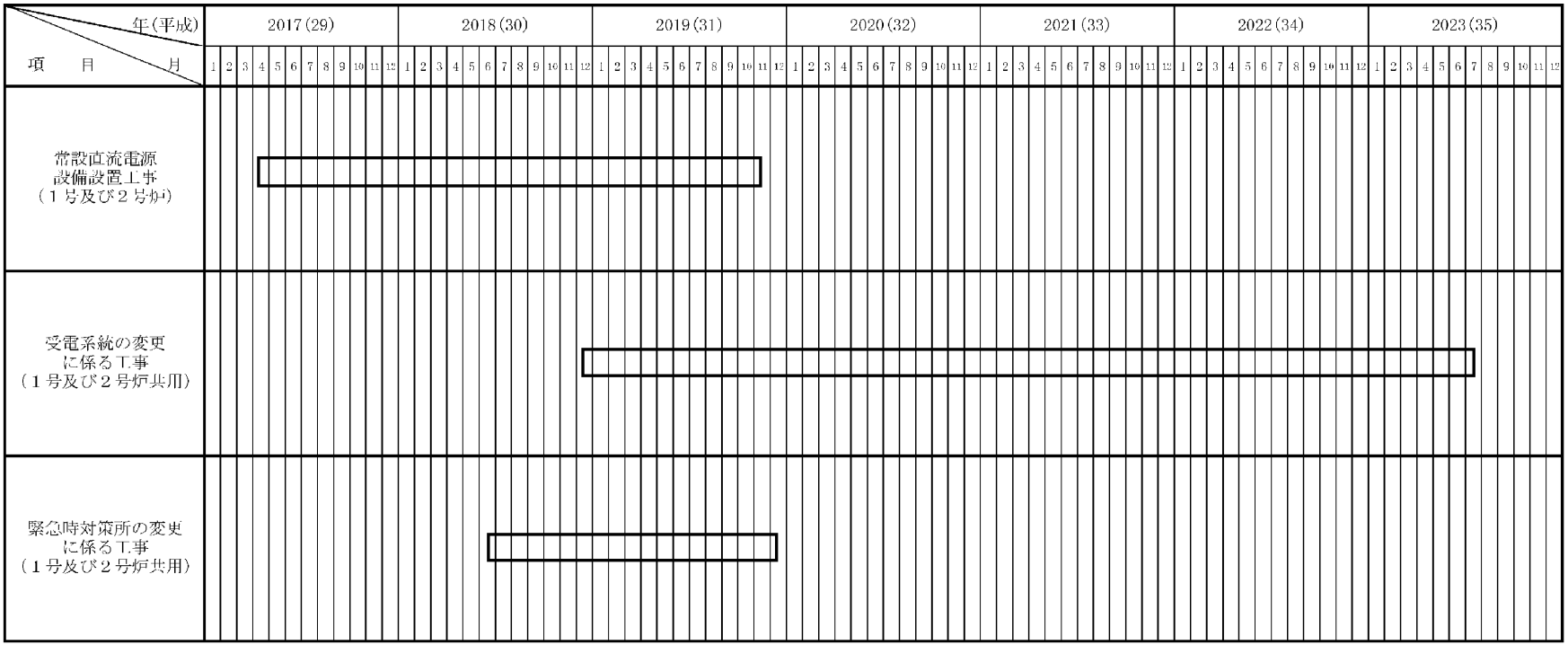
工　事　計　画



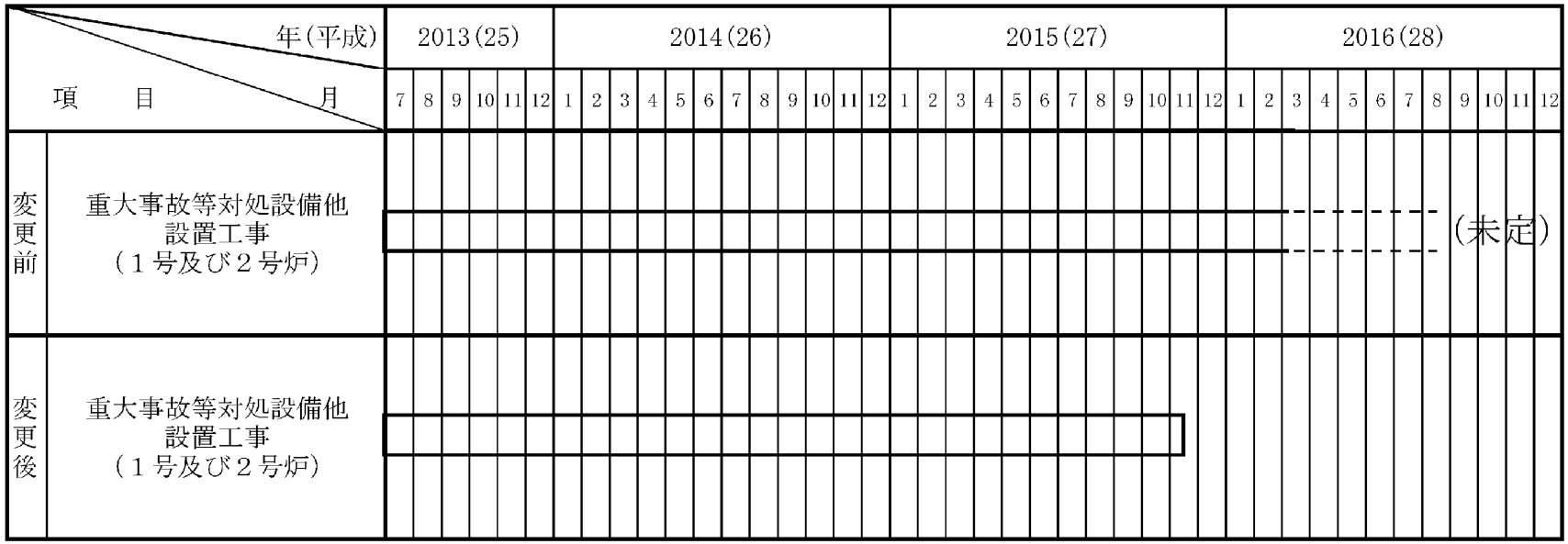
工　事　計　画

項目 ＼ 年(平成)・月	2013(25)						2014(26)												2015(27)												2016(28)											
	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
変更前　重大事故等対処設備他設置工事（１号及び２号炉）																																									
変更後　重大事故等対処設備他設置工事（１号及び２号炉）																																							(未定)		

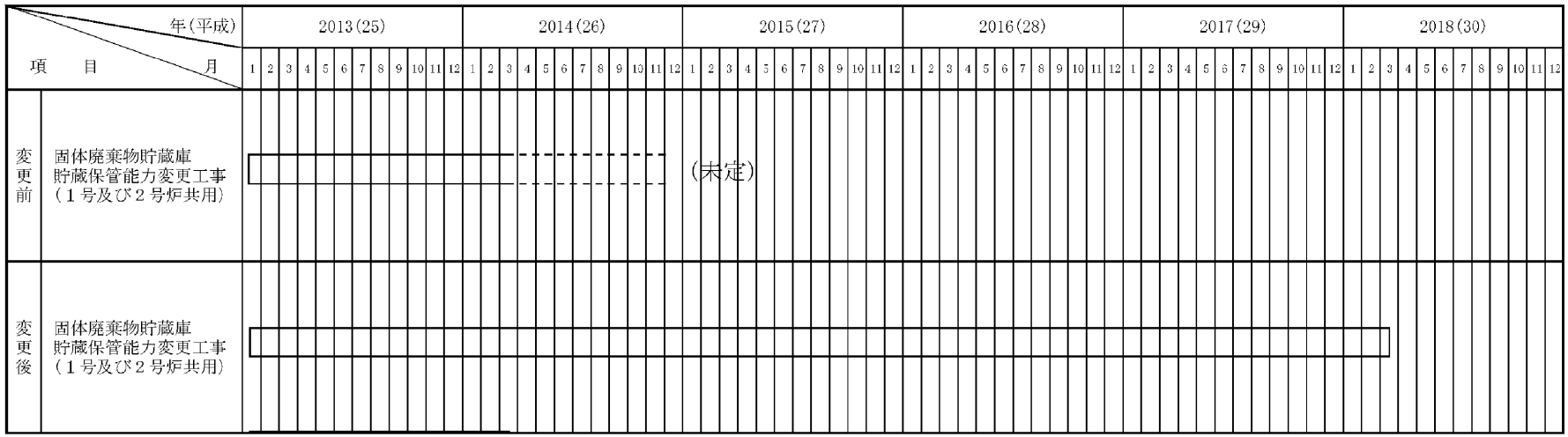
工　事　計　画


年(平成)
項　目
月
2017(29)
2018(30)
2019(31)
2020(32)
2021(33)
2022(34)
2023(35)
常設直流電源
設備設置工事
（１号及び２号炉）
受電系統の変更
に係る工事
（１号及び２号炉共用）
緊急時対策所の変更
に係る工事
（１号及び２号炉共用）

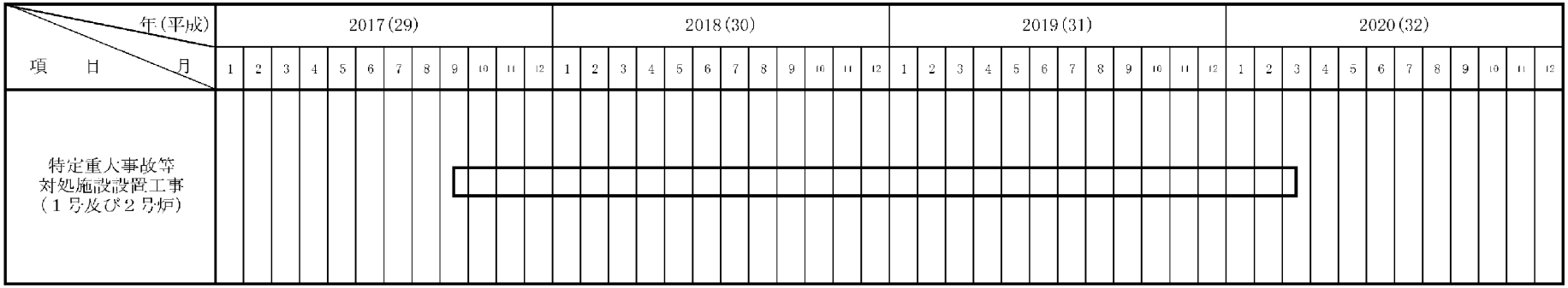
工　事　計　画


年(平成)
項　目
月
2013(25)
2014(26)
2015(27)
2016(28)
7 8 9 10 11 12 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
変更前
重大事故等対処設備他
設置工事
（１号及び２号炉）
（未定）
変更後
重大事故等対処設備他
設置工事
（１号及び２号炉）

工　事　計　画


年(平成)
項　目
月
2013(25)
2014(26)
2015(27)
2016(28)
2017(29)
2018(30)
1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
変更前
固体廃棄物貯蔵庫
貯蔵保管能力変更工事
（１号及び２号炉共用）
(未定)
変更後
固体廃棄物貯蔵庫
貯蔵保管能力変更工事
（１号及び２号炉共用）

工　事　計　画


年(平成)
項　目　月
2017(29)
2018(30)
2019(31)
2020(32)
1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
特定重大事故等
対処施設設置工事
（1号及び2号炉）

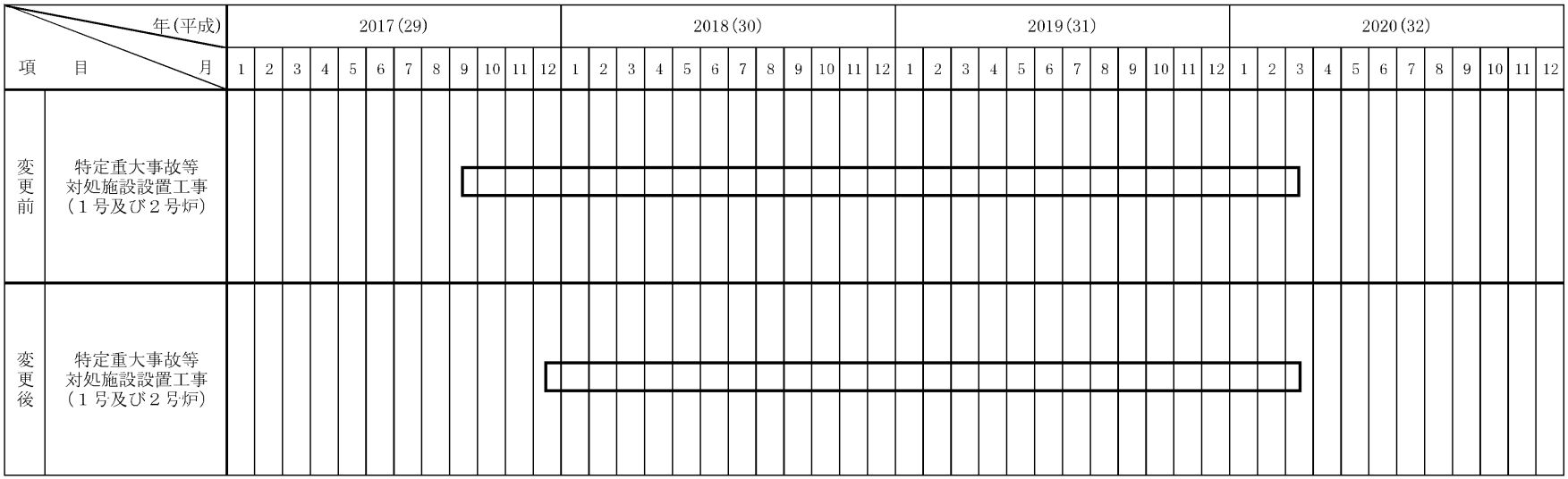
工　事　計　画

項目 ＼ 年(平成)・月		2017(29)												2018(30)												2019(31)												2020(32)											
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
変更前	常設直流電源設備設置工事（１号及び２号炉）																																															
変更後	常設直流電源設備設置工事（１号及び２号炉）																																															

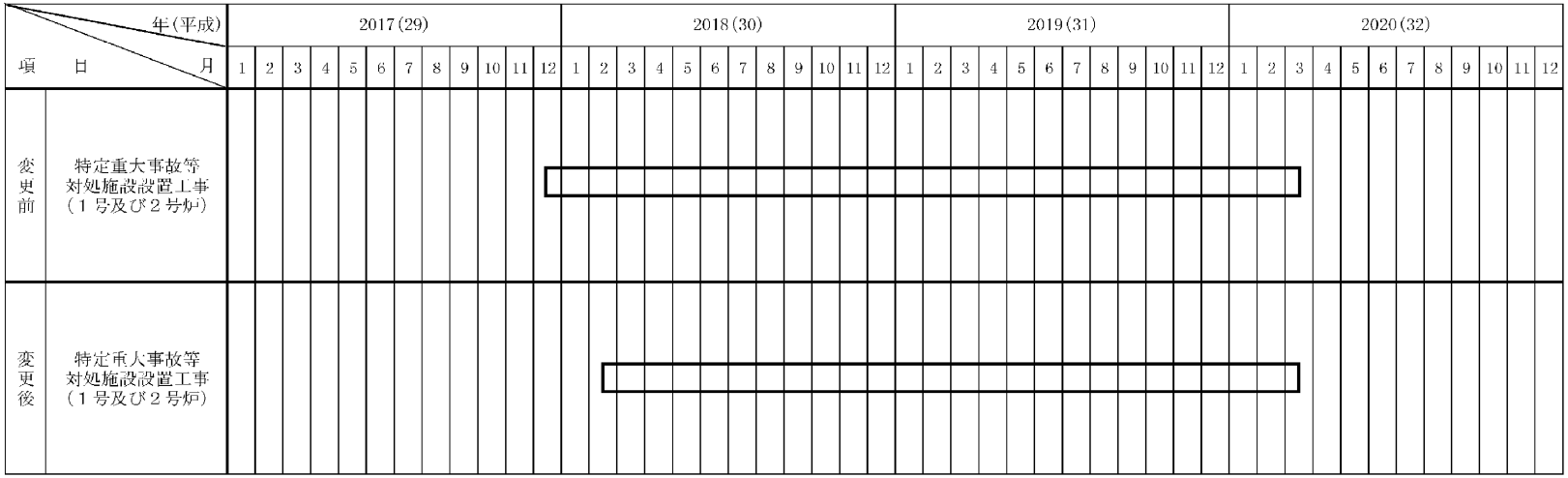
工　事　計　画

項目 ＼ 年(平成)・月		2014(26)												2015(27)												2016(28)												2017(29)												2018(30)											
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
変更前	蒸気発生器取替工事（２号炉）	（着工時期未定）																																																									
変更後	蒸気発生器取替工事（２号炉）																																																									

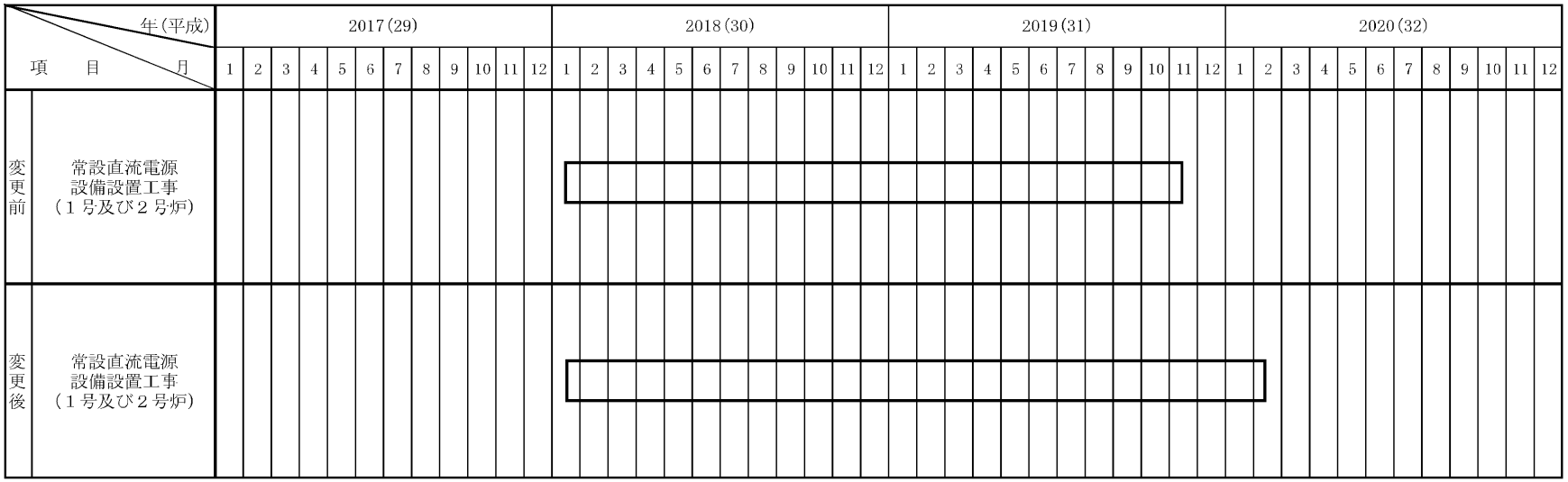
工　事　計　画


年(平成)
月
項　目
2017(29)
2018(30)
2019(31)
2020(32)
1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
変更前
特定重大事故等対処施設設置工事（１号及び２号炉）
変更後
特定重大事故等対処施設設置工事（１号及び２号炉）

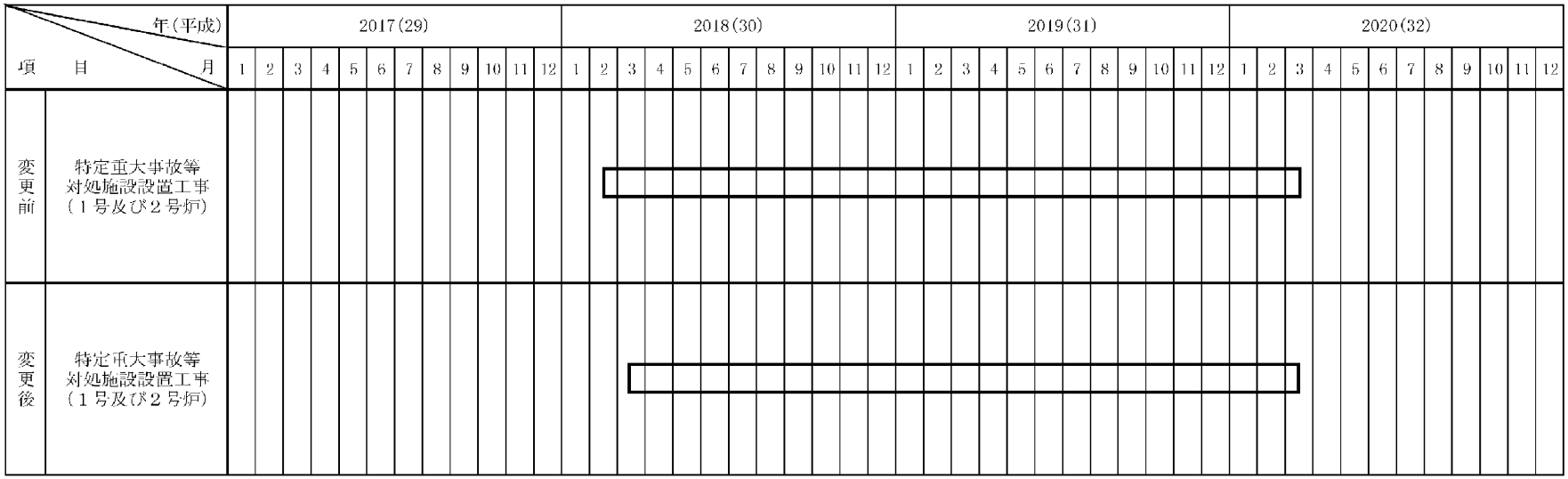
工　事　計　画


年（平成）
2017（29）
2018（30）
2019（31）
2020（32）
項　目
月
1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
変更前
特定重大事故等対処施設設置工事（１号及び２号炉）
変更後
特定重大事故等対処施設設置工事（１号及び２号炉）

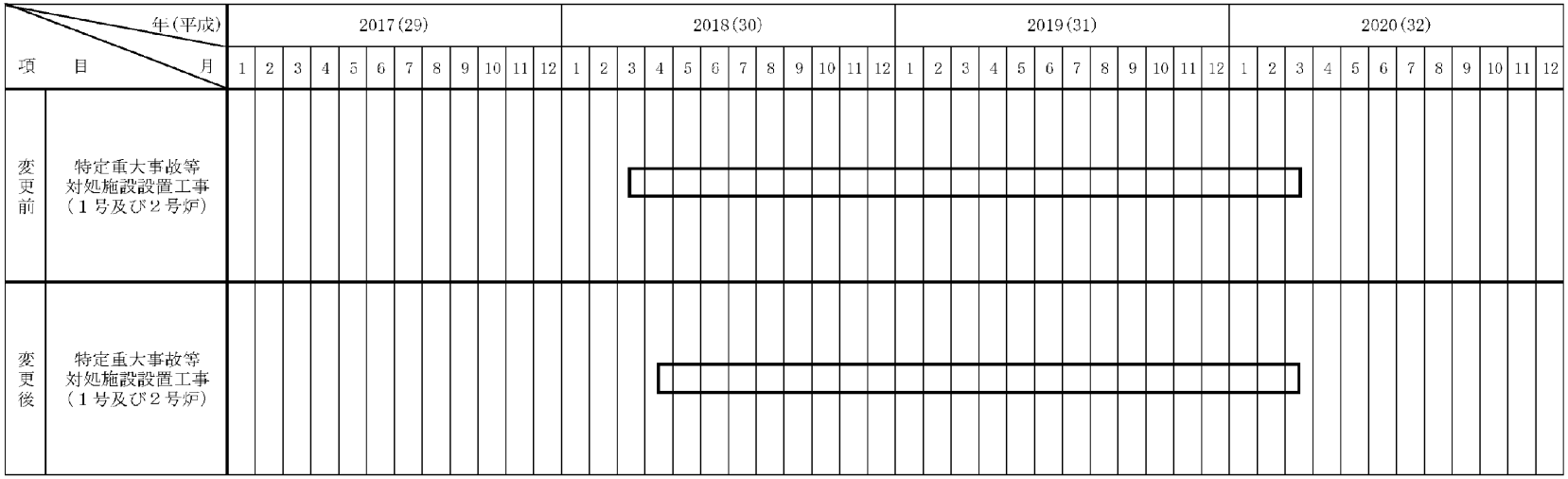
工　事　計　画


年（平成）
項　目
月
2017(29)
2018(30)
2019(31)
2020(32)
1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
変更前
常設直流電源
設備設置工事
（１号及び２号炉）
変更後
常設直流電源
設備設置工事
（１号及び２号炉）

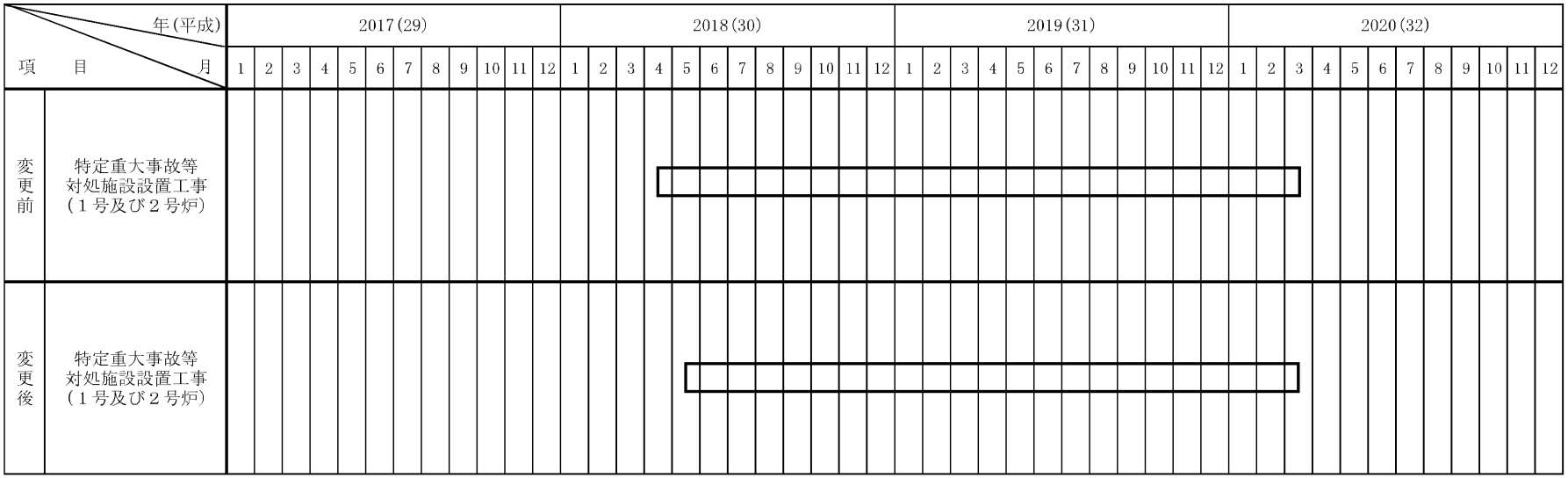
工 事 計 画


年(平成)
項目
月
2017(29)
2018(30)
2019(31)
2020(32)
1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
変更前
特定重大事故等対処施設設置工事（１号及び２号炉）
変更後
特定重大事故等対処施設設置工事（１号及び２号炉）

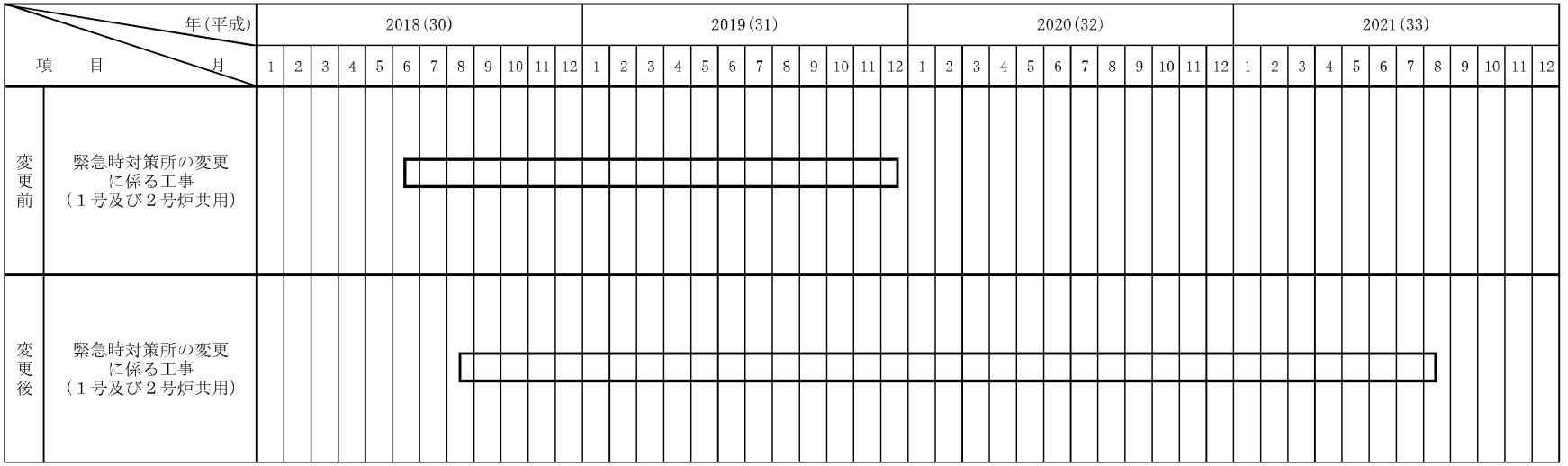
工 事 計 画


年(平成)
月
項 目
2017(29)
2018(30)
2019(31)
2020(32)
1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
変更前
特定重大事故等対処施設設置工事（１号及び２号炉）
変更後
特定重大事故等対処施設設置工事（１号及び２号炉）

工　事　計　画


年(平成)
項　目
月
2017(29)
2018(30)
2019(31)
2020(32)
1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
変更前
特定重大事故等対処施設設置工事（１号及び２号炉）
変更後
特定重大事故等対処施設設置工事（１号及び２号炉）

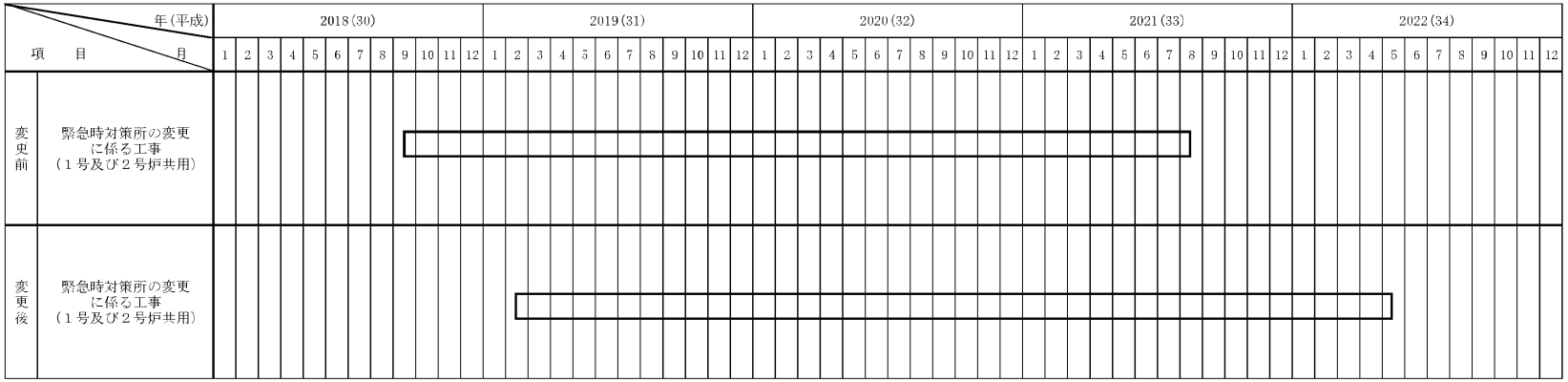
工　事　計　画


年（平成）
項　目
月
2018（30）
2019（31）
2020（32）
2021（33）
1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
変更前
緊急時対策所の変更に係る工事（１号及び２号炉共用）
変更後
緊急時対策所の変更に係る工事（１号及び２号炉共用）

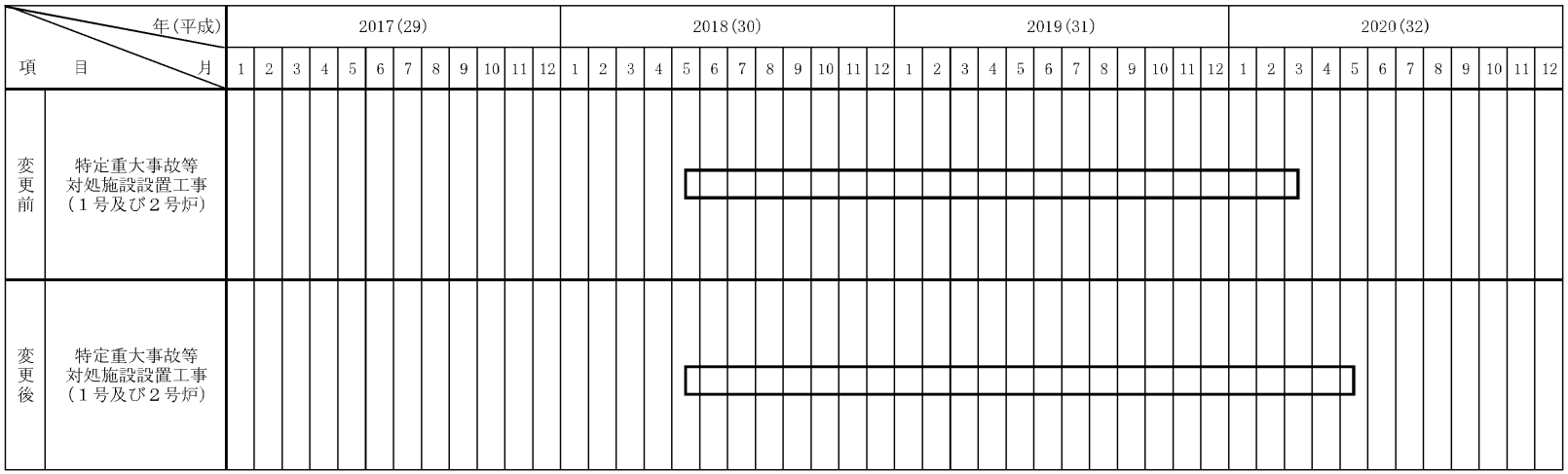
工　事　計　画

項目 ＼ 年(平成)・月		2018(30)												2019(31)												2020(32)												2021(33)											
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
変更前	緊急時対策所の変更に係る工事（１号及び２号炉共用）																																															
変更後	緊急時対策所の変更に係る工事（１号及び２号炉共用）																																															

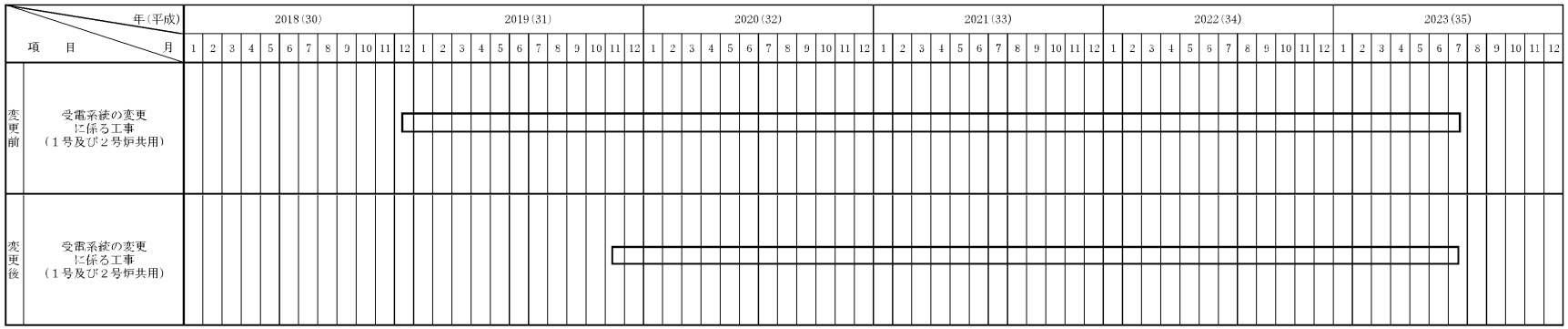
工　事　計　画


年（平成）
項　目
月
2018（30）
2019（31）
2020（32）
2021（33）
2022（34）
1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
変更前
緊急時対策所の変更に係る工事（１号及び２号炉共用）
変更後
緊急時対策所の変更に係る工事（１号及び２号炉共用）

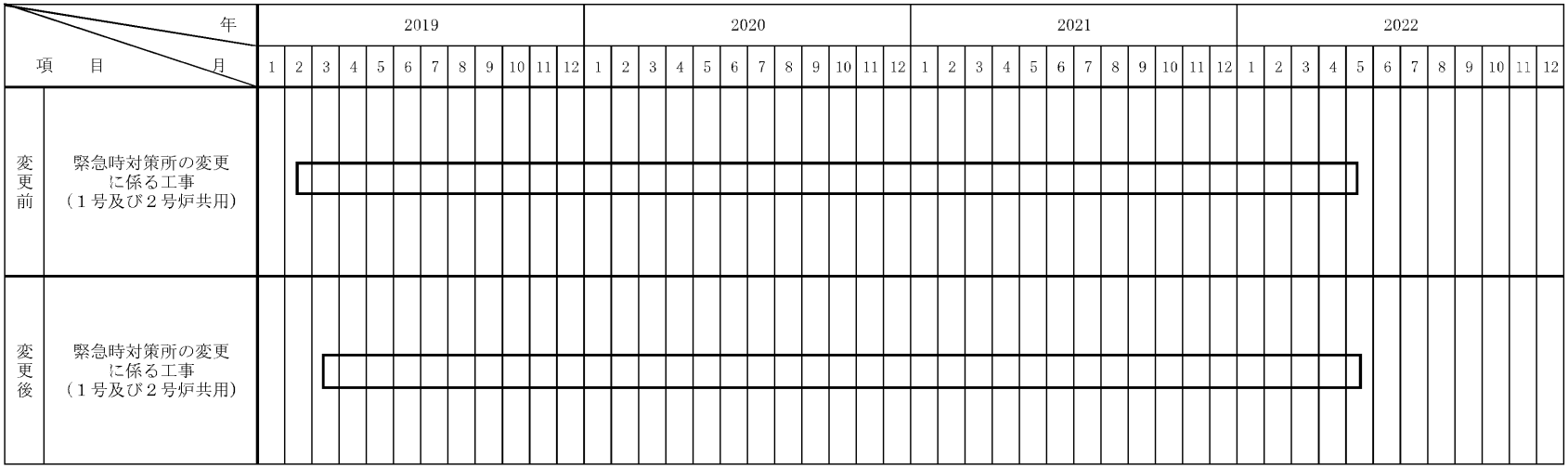
工　事　計　画


年(平成)
項　目
月
2017(29)
2018(30)
2019(31)
2020(32)
1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
変更前
特定重大事故等対処施設設置工事（１号及び２号炉）
変更後
特定重大事故等対処施設設置工事（１号及び２号炉）

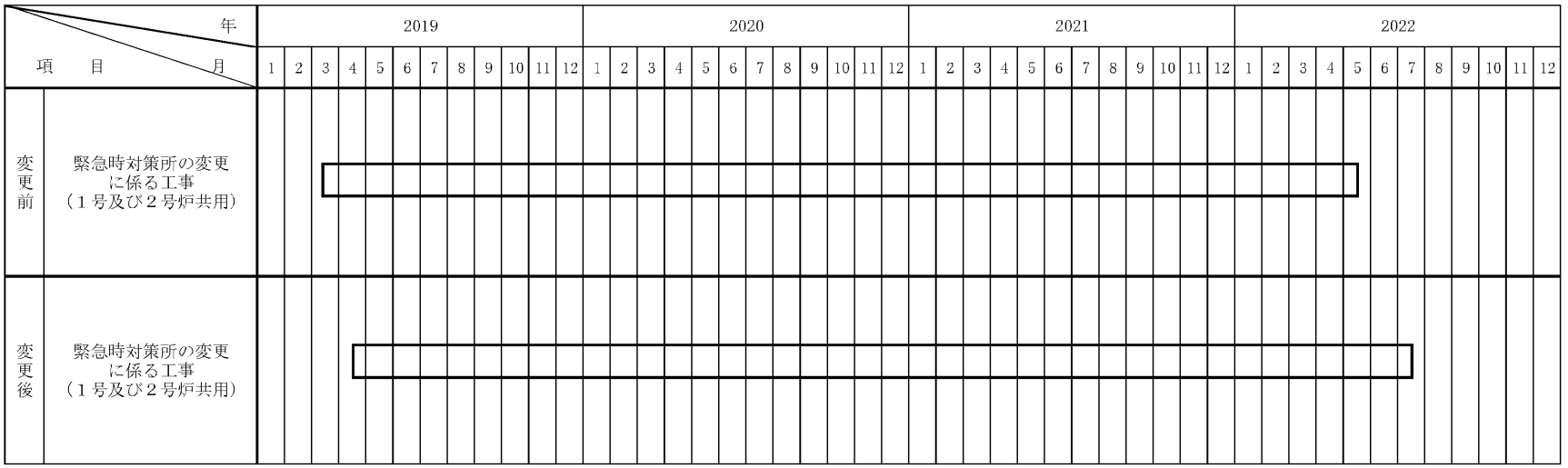
工 事 計 画


年(平成)
項 目
月
2018(30)
2019(31)
2020(32)
2021(33)
2022(34)
2023(35)
1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
変更前
受電系統の変更
に係る工事
（1号及び2号炉共用）
変更後
受電系統の変更
に係る工事
（1号及び2号炉共用）

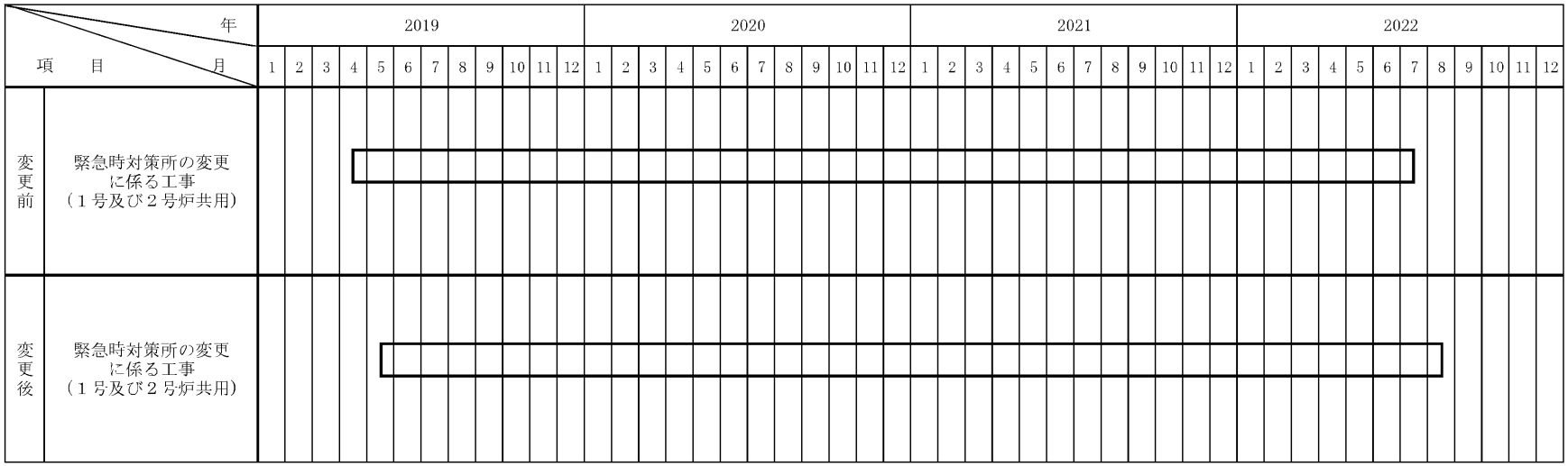
工　事　計　画


年
項　目
月
2019
2020
2021
2022
1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
変更前
緊急時対策所の変更に係る工事（１号及び２号炉共用）
変更後
緊急時対策所の変更に係る工事（１号及び２号炉共用）

工　事　計　画


年
項　目
月
2019
2020
2021
2022
1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
変更前
緊急時対策所の変更に係る工事（１号及び２号炉共用）
変更後
緊急時対策所の変更に係る工事（１号及び２号炉共用）

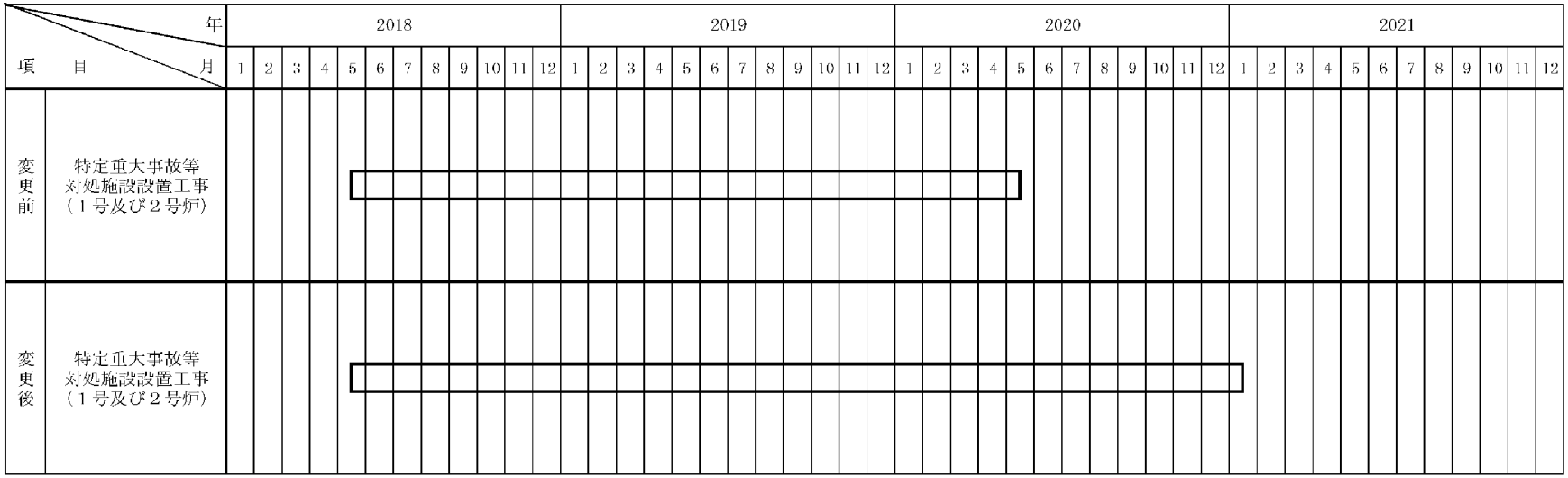
工　事　計　画


年
項　目
月
2019
2020
2021
2022
1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
変更前
緊急時対策所の変更に係る工事（１号及び２号炉共用）
変更後
緊急時対策所の変更に係る工事（１号及び２号炉共用）

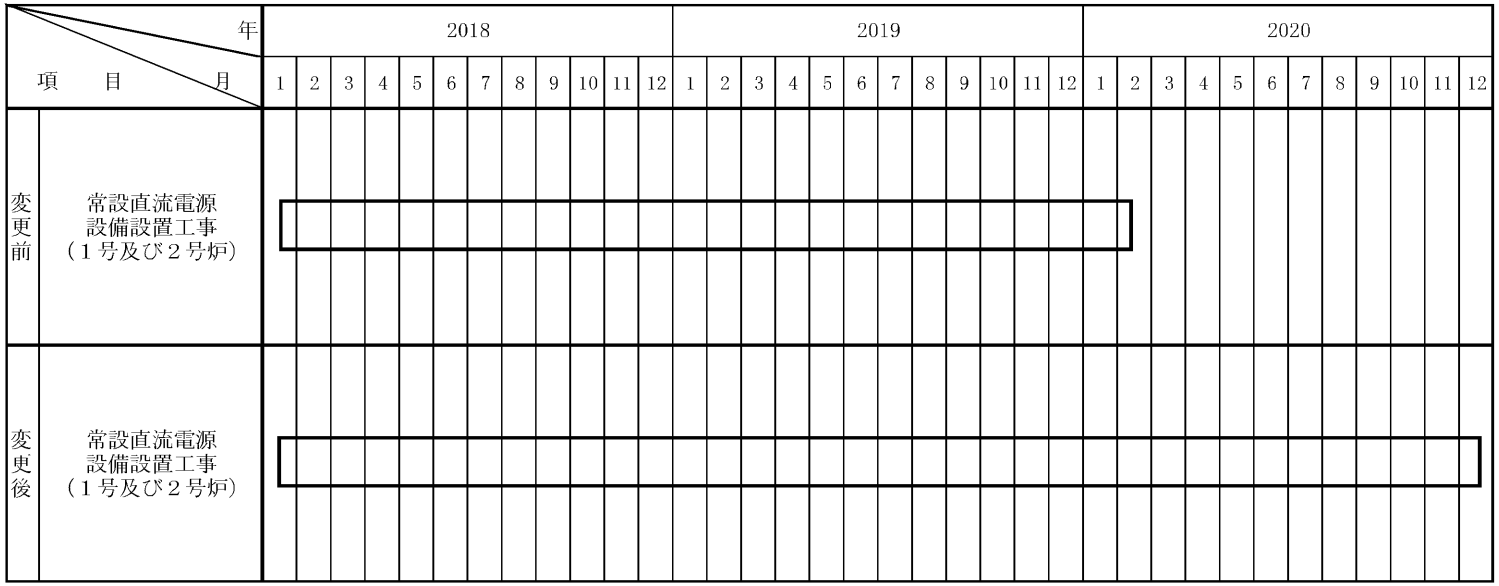
工　事　計　画

項目 ＼ 年		2019												2020												2021												2022											
	月	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
変更前	緊急時対策所の変更に係る工事（１号及び２号炉共用）																																															
変更後	緊急時対策所の変更に係る工事（１号及び２号炉共用）																																															

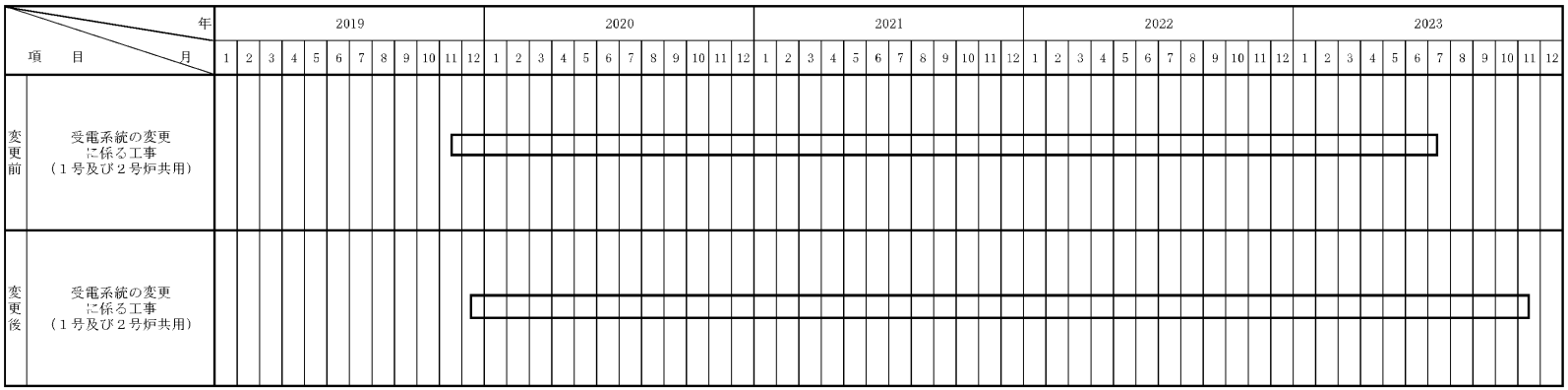
工　事　計　画


年
月
項　目
2018
2019
2020
2021
1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
変更前
特定重大事故等対処施設設置工事（１号及び２号炉）
変更後
特定重大事故等対処施設設置工事（１号及び２号炉）

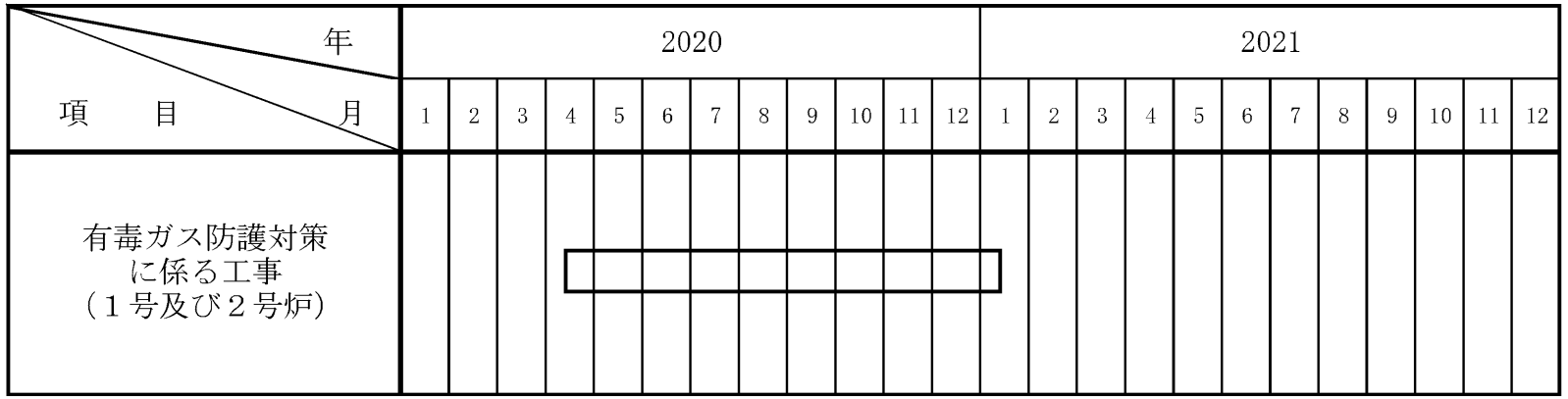
工　事　計　画


年
項　目　月
2018
2019
2020
1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
変更前
常設直流電源
設備設置工事
（１号及び２号炉）
変更後
常設直流電源
設備設置工事
（１号及び２号炉）

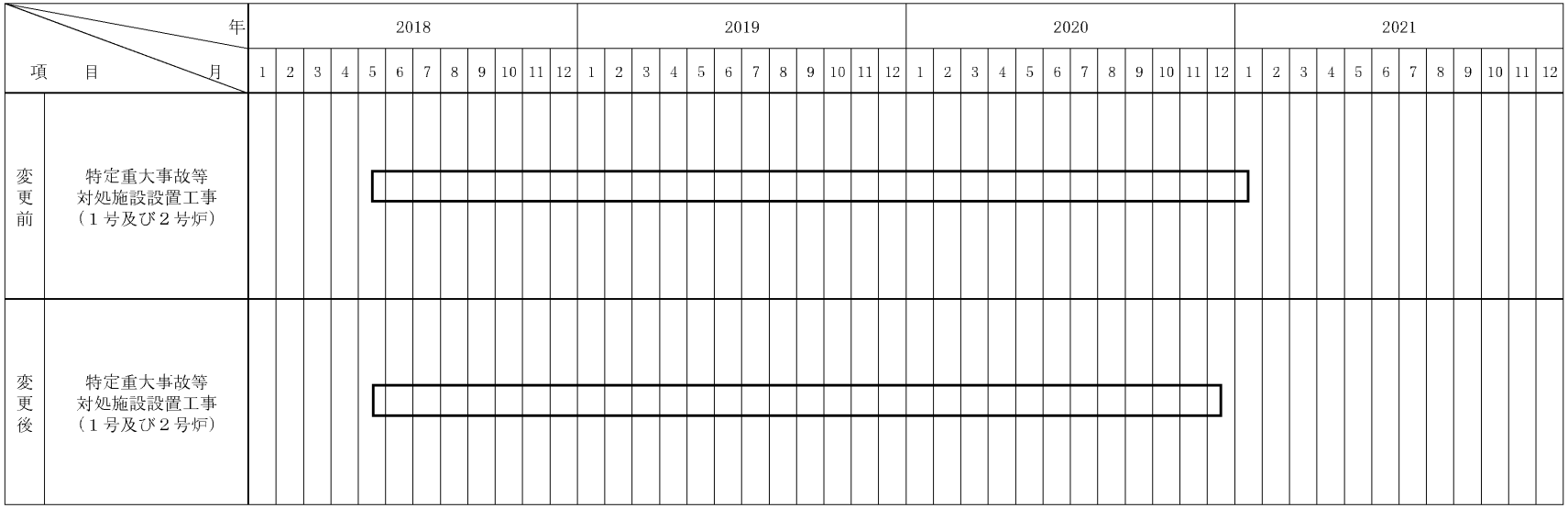
工　事　計　画


年
項　目
月
2019
2020
2021
2022
2023
1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
変更前
受電系統の変更
に係る工事
（１号及び２号炉共用）
変更後
受電系統の変更
に係る工事
（１号及び２号炉共用）

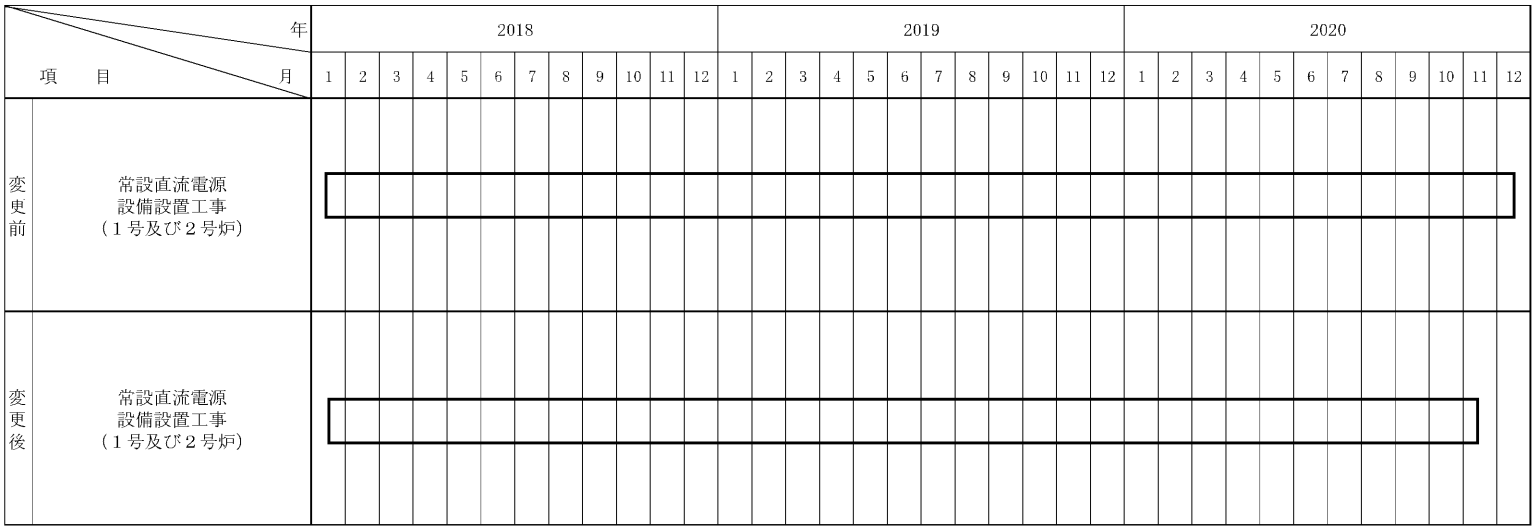
工　事　計　画


年
項　目
月
2020
2021
1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
有毒ガス防護対策
に係る工事
（１号及び２号炉）

工　事　計　画


年
項　目
月
2018
2019
2020
2021
1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
変更前
特定重大事故等対処施設設置工事（１号及び２号炉）
変更後
特定重大事故等対処施設設置工事（１号及び２号炉）

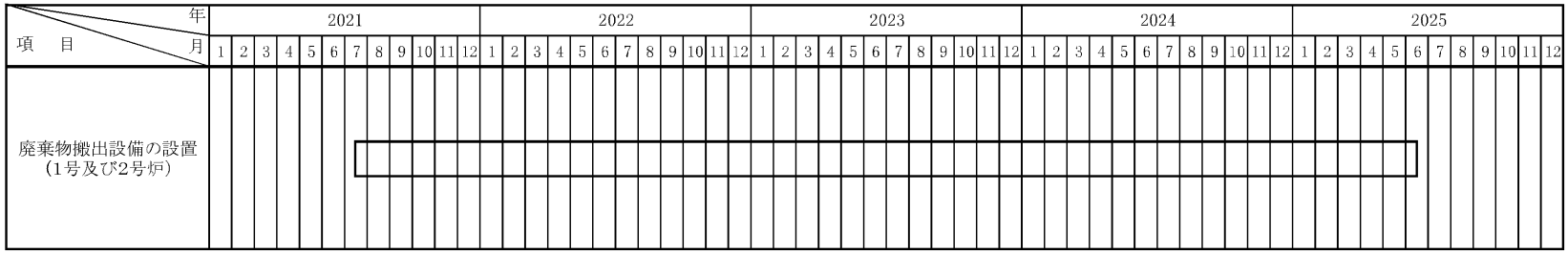
工　事　計　画


年
項　目
月
2018
2019
2020
1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
変更前
常設直流電源
設備設置工事
（１号及び２号炉）
変更後
常設直流電源
設備設置工事
（１号及び２号炉）

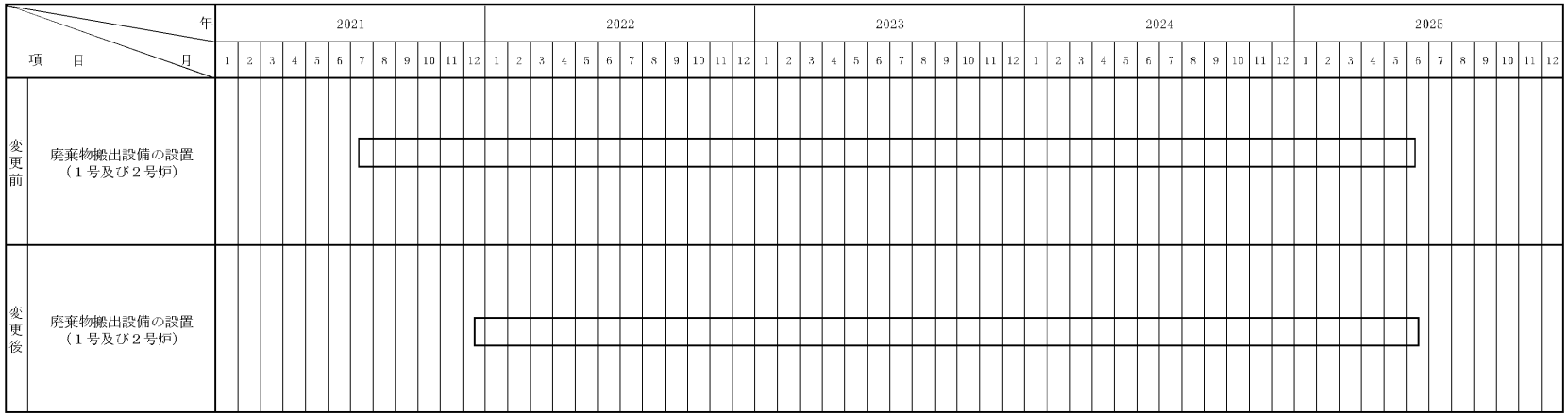
工　事　計　画

項目 ＼ 年		2020												2021											
	月	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
変更前	有毒ガス防護対策に係る工事（１号及び２号炉）																								
変更後	有毒ガス防護対策に係る工事（１号及び２号炉）																								

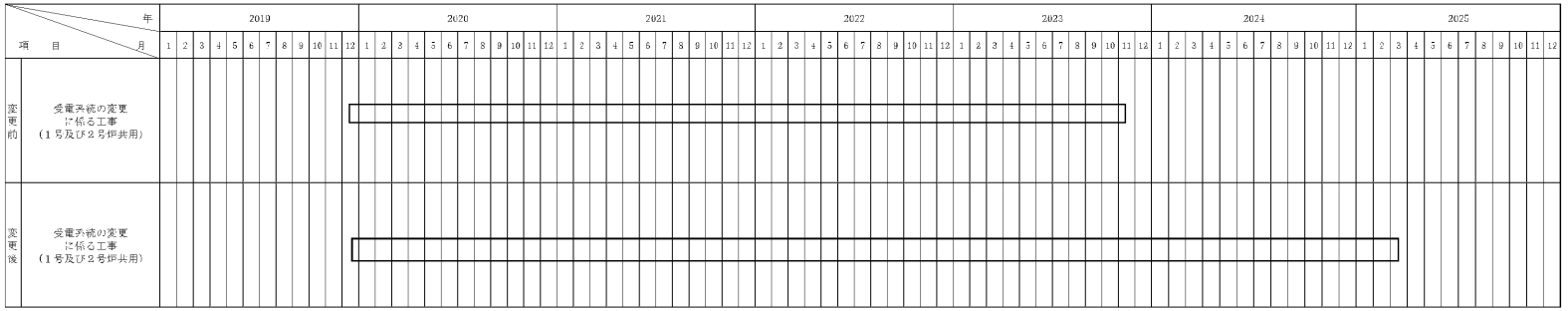
工　事　計　画


年
項　目
月
2021
2022
2023
2024
2025
1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
廃棄物搬出設備の設置
（1号及び2号炉）

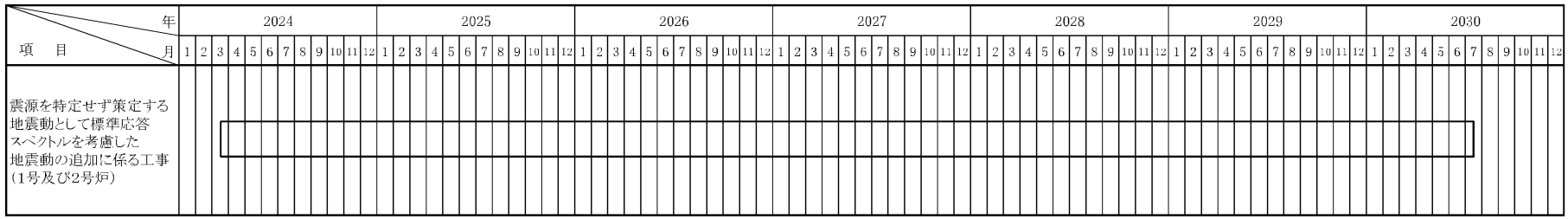
工　事　計　画


年
項　目
月
2021
2022
2023
2024
2025
1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
変更前
廃棄物搬出設備の設置
（１号及び２号炉）
変更後
廃棄物搬出設備の設置
（１号及び２号炉）

工　事　計　画

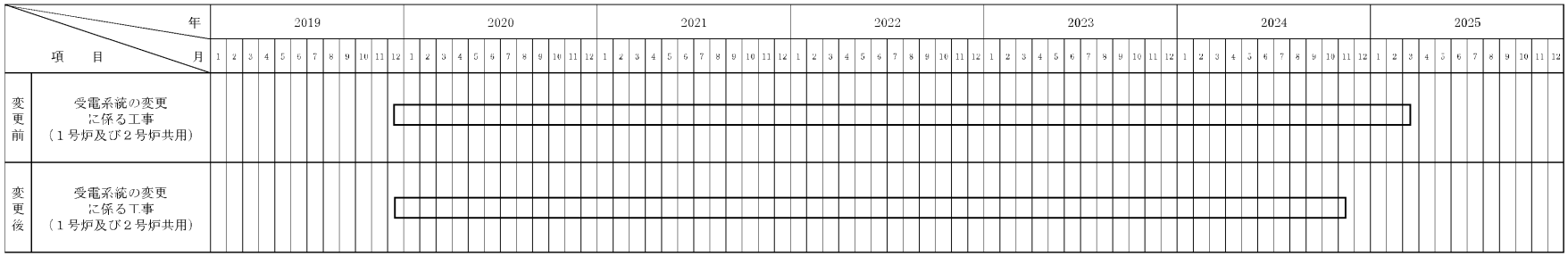

年
項　目
月
2019
2020
2021
2022
2023
2024
2025
変更前
受電系統の変更に係る工事（１号及び２号炉共用）
変更後
受電系統の変更に係る工事（１号及び２号炉共用）

工　事　計　画


年
項　目
月
2024
2025
2026
2027
2028
2029
2030
震源を特定せず策定する
地震動として標準応答
スペクトルを考慮した
地震動の追加に係る工事
(1号及び2号炉)

<R6.2.7 追加>

工　事　計　画


年
項　目
月
2019
2020
2021
2022
2023
2024
2025
変更前
受電系統の変更
に係る工事
（１号炉及び２号炉共用）
変更後
受電系統の変更
に係る工事
（１号炉及び２号炉共用）

工　事　計　画

項目 ＼ 年	2025												2026											
月	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
タービン動補助給水ポンプ 取替工事 （１号及び２号炉）																								

工　事　計　画

項目 ＼ 年		2025												2026											
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
変更前	タービン動補助給水ポンプ取替工事（１号及び２号炉）																								
変更後	タービン動補助給水ポンプ取替工事（１号及び２号炉）																								

七、発電用原子炉に燃料として使用する核燃料物質の種類及びその年間予定使用量

イ．種　　類

二酸化ウラン焼結ペレット

（一部ガドリニアを含む）

ロ．年間予定使用量

現在予定している燃料取替方式では、年間平均約16ｔである。

ただし、次の条件を仮定している。

設備利用率	80％
取替燃料集合体平均燃焼度	約49,000MWd/t
（ウラン235濃縮度	約4.8wt％）

八、使用済燃料の処分の方法

使用済燃料は、原子力発電における使用済燃料の再処理等の実施及び廃炉の推進に関する法律（以下「再処理法」という。）に基づく再処理等拠出金の納付先である使用済燃料再処理・廃炉推進機構から受託した、原子炉等規制法に基づく指定を受けた国内再処理事業者において再処理を行うことを原則とする。

再処理法に基づき使用済燃料再処理・廃炉推進機構に使用済燃料再処理等積立金が引き渡されるまでの間又は再処理等拠出金を納付するまでの間は、当該積立金又は再処理等拠出金に係る使用済燃料を適切に貯蔵・管理する。

また、使用済燃料再処理等積立金が引き渡され又は再処理等拠出金を納付した後であっても、再処理事業者に引き渡されるまでの間は、脱炭素社会の実現に向けた電気供給体制の確立を図るための電気事業法等の一部を改正する法律により改正される前の原子力発電における使用済燃料の再処理等の実施に関する法律に基づく拠出金を納付したものも含め、使用済燃料を適切に貯蔵・管理する。

海外において再処理が行われる場合は、再処理法の下で我が国が原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国の再処理事業者において実施することとする。

海外再処理によって得られるプルトニウムは国内に持ち帰ることとする。

また、再処理によって得られるプルトニウムを海外に移転しようとするときは、政府の承認を受けることとする。

ただし、上記以外の取扱いを必要とする使用済燃料が生じた場合には、平成 26 年 9 月 10 日付けで許可を受けた記載を適用する。

九、発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項

イ．核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線被ばくの管理の方法

(1) 放射線防護に関する基本方針・具体的方法

放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に当たっては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）及び「労働安全衛生法」を遵守し、本発電所に起因する放射線被ばくから発電所周辺の一般公衆並びに放射線業務従事者及び一時立入者（以下「放射線業務従事者等」という。）を防護するため十分な放射線防護対策を講じる。

さらに、発電所周辺の一般公衆に対する線量については、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（以下「線量目標値に関する指針」という。）に基づき、合理的に達成できる限り低くすることとする。

具体的方法については、以下のとおりとする。

（ⅰ）本発電所に係る放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で遮へい設備、換気設備、放射線管理設備及び放射性廃棄物廃棄施設を設計し、運用する。

（ⅱ）放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くするために、管理区域を設定して、立入りの制限を行い、外部放射線に係る線量当量、空気中若しくは水中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を監視する。

（ⅲ）放射線業務従事者に対しては、線量を測定評価し線量の低減に努める。

（ⅳ）管理区域の外側には、周辺監視区域を設定して、人の立入りを制限する。

（ⅴ）気体及び液体廃棄物の放出については、放出管理目標値を定め、これを超えないように努める。

なお、発電用原子炉施設は、通常運転時において原子炉施設からの直接ガンマ線（以下「直接線」という。）及びスカイシャインガンマ線（以下「スカイシャイン線」という。）による敷地境界外の空間放射線量率が十分に低減できるものとする。

(2) 管理区域及び周辺監視区域の設定

（ⅰ）管理区域

炉室、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の場所であって、その場所における外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」（以下「線量限度等を定める告示」という。）に定められた値を超えるか又は超えるおそれのある区域は、すべて管理区域とする。

実際には、部屋、建物その他の施設の配置及び管理上の便宜をも考慮して原子炉格納施設、原子炉補助建屋の大部分、燃料取扱建屋、固体廃棄物貯蔵庫、廃棄物処理建屋、廃棄物搬出建屋等を管理区域とする。

なお、管理区域外において一時的に上記管理区域に係る値を超えるか又は超えるおそれのある区域が生じた場合は、一時的な管

理区域とする。

（ⅱ） 周辺監視区域

外部放射線に係る線量、空気中若しくは水中の放射性物質の濃度が「線量限度等を定める告示」に定められた値を超えるおそれのある区域を周辺監視区域とする。

実際には、管理上の便宜も考慮して周辺監視区域を設定する。

(3) 管理区域内の管理

（ⅰ） 管理区域については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（以下「実用炉規則」という。）に基づき、次の措置を講じる。

a. 壁、柵等の区画物によって区画するほか、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別し、かつ、放射線等の危険性の程度に応じて人の立入制限、鍵の管理等の措置を講じる。

b. 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙を禁止する。

c. 床、壁、その他人の触れるおそれのある物であって放射性物質によって汚染されたものの表面の放射性物質の密度が、「線量限度等を定める告示」に定める表面密度限度を超えないようにする。

d. 管理区域から人が退去し、又は物品を持ち出そうとする場合には、その者の身体及び衣服、履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には、その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度がイ(3)（ⅰ）c.の表面密度限度の十分の一を超えないようにする。

（ⅱ）管理区域内は、場所により外部放射線に係る線量当量率、放射線業務従事者等の立入り頻度等に差異があるため、これらのことを考慮して以下に述べるように適切な管理を行う。

a. 放射線業務従事者等の線量を合理的に達成できる限り低減するため、遮へいを維持管理する。

b. 放射線業務従事者等を放射性物質での汚染による被ばくから防護するため、換気設備を維持管理する。

c. 管理区域は、外部放射線に係る線量に起因する管理区域と、空気中の放射性物質濃度又は床等の表面の放射性物質の密度に起因する管理区域とに区分し、段階的な出入管理を行うことにより管理区域へ立ち入る者の被ばく管理等が容易かつ確実に行えるようにする。

d. 放射線業務従事者等の線量の管理が、容易かつ確実に行えるようにするため、プロセスモニタリング設備、エリアモニタリング設備、放射線サーベイ設備等により、管理区域の放射線レベル等の状況を把握する。

(4) 周辺監視区域内の管理

周辺監視区域については、「実用炉規則」に基づき、人の居住を禁止し、境界に柵又は標識を設ける等の方法によって周辺監視区域に業務上立ち入る者以外の者の立入りを制限する。

周辺監視区域の外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度及び表面の放射性物質の密度は、「線量限度等を定める告示」に定める値以下に保つ。

具体的には、管理区域内に遮へい設備を設けること等により、管理区域の外側における外部放射線に係る線量が、３月間につき

1.3mSv 以下になるように管理する。

また、空気中及び水中の放射性物質については、管理区域との境界を壁等によって区画するとともに管理区域内の放射性物質の濃度の高い空気や水が、容易に流出することのないよう、換気系統及び排水系統を管理する。

表面の放射性物質の密度については、人及び物品の出入管理を十分に行う。

(5) 個人被ばく管理

放射線業務従事者の個人管理は、線量を測定評価するとともに定期的及び必要に応じて健康診断を実施し、身体的状態を把握することによって行う。

なお、放射線業務従事者以外の者で管理区域に一時的に立ち入る者には、外部被ばくによる線量の測定評価を行う。

(6) 放射性廃棄物の放出管理

気体及び液体廃棄物の放出に当たっては、周辺監視区域外の空気中及び水中の放射性物質の濃度が「線量限度等を定める告示」に定める値を超えないように厳重な管理を行う。

さらに、「線量目標値に関する指針」に基づき、発電所から放出される放射性物質について放出管理の目標値を定め、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」に基づく測定を行い、これを超えないように努める。

（ｉ） 気体廃棄物

平常運転時に気体廃棄物を放出する場合は、排気中の放射性物質の濃度を排気筒ガスモニタ等によって常に監視する。

（ⅱ） 液体廃棄物

平常運転時に液体廃棄物を放出する場合には、あらかじめタンクにおいてサンプリングし、放射性物質の濃度を測定する。

また、放出される液体廃棄物中の放射性物質の濃度は、廃棄物処理設備排水モニタによって常に監視する。

(7) 周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視

前項で述べたように、放射性廃棄物の放出に当たっては、厳重な管理を行うが、異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視を行う。

（ⅰ） 空間放射線量等の監視

空間放射線量及び空間放射線量率について、測定頻度及び測定点を定めて監視を行う。

なお、モニタリングポスト及びモニタリングステーションによる空間放射線量率の測定は、中央制御室で監視する。

（ⅱ） 環境試料の放射能監視

周辺環境試料については、種類、頻度、測定核種を定めて放射能監視を行う。

（ⅲ） 異常時における測定

放射性廃棄物の放出は、排気筒ガスモニタ及び廃棄物処理設備排水モニタ等により常に監視し、異常な放出がないように十分に管理を行う。

万一異常放出があった場合及び必要に応じ、モニタリングポスト及びモニタリングステーションにより測定するほか、モニタリングカーにより中央制御室と連絡をとりつつ敷地周辺の放射能測定を行い、その範囲、程度等の推定を敏速かつ確実に行う。

ロ．放射性廃棄物の廃棄に関する事項

(1) 放射性廃棄物処理の基本的考え方

放射性廃棄物廃棄施設の設計及び管理に際しては、「実用炉規則」を遵守するとともに、「線量目標値に関する指針」の考え方に基づくものとする。

(2) 気体廃棄物の発生源及び放出管理目標値

気体廃棄物の主なものは、ガス減衰タンクの排気、原子炉格納容器換気空気、原子炉補助建屋等の換気空気等である。

放射性希ガス（以下「希ガス」という。）及び放射性よう素（以下「よう素」という。）の放出管理目標値を「線量目標値に関する指針」に基づき、以下のように設定する。

気体廃棄物として放出される希ガス及びよう素の年間放出量は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（以下「線量目標値に対する評価指針」という。）に基づき、以下により計算する。

（ⅰ）ガス減衰タンクから放出される希ガス

ガス減衰タンクから放出される希ガスの放出量は、１次冷却材中の放射性物質の濃度、ほう酸回収装置で処理される１次冷却材抽出水量、ガス減衰タンクの保持時間等を考慮して計算する。

（ⅱ）原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出される希ガス及びよう素

原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出される希ガス及びよう素の放出量は、原子炉格納容器内１次冷却材の漏えい率、原子炉格納容器内で漏えい１次冷却材中の放射性物質が空気中

に移行する割合等を考慮して計算する。

（ⅲ）原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス及びよう素

原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス及びよう素の放出量は、原子炉格納容器内１次冷却材の漏えい率、原子炉格納容器内で漏えい１次冷却材中の放射性物質が空気中に移行する割合等を考慮して計算する。

（ⅳ）原子炉補助建屋換気により放出される希ガス及びよう素

原子炉補助建屋換気により放出される希ガス及びよう素の放出量は、原子炉補助建屋への１次冷却材の漏えい率、原子炉補助建屋で漏えい１次冷却材中の放射性物質が空気中に移行する割合等を考慮して計算する。

（ⅴ）定期検査時に放出されるよう素 131

定期検査時に放出されるよう素 131 の放出量は、（ⅱ）～（ⅳ）で求められた放出量の４分の１が定期検査期間中に放出されるものとして計算する。

この年間放出量の計算結果から、気体廃棄物中の希ガス及びよう素の放出管理目標値（１号及び２号炉合計）を次のように設定し、これを超えないように努める。

放出管理目標値　1.7×10^{15}Bq／ｙ（希ガス）

6.2×10^{10}Bq／ｙ（Ｉ－131）

(3) 液体廃棄物の発生源及び放出管理目標値

液体廃棄物の主なものは、１次冷却材抽出水、格納容器冷却材ドレン、補助建屋冷却材ドレン、補助建屋機器ドレン、燃料取扱建屋機器ドレン、格納容器床ドレン、補助建屋床ドレン、燃料取扱建屋

床ドレン、薬品ドレン、洗たく排水、手洗排水、シャワ排水である。

液体廃棄物は、原則として蒸発装置及び脱塩塔等で処理し、処理後の蒸留水は放射性物質の濃度が十分低いことを確認し、復水器冷却水等と混合、希釈して放水口から放出するか、又は再使用する。濃縮廃液は固化又は焼却し、固体廃棄物として取り扱う。

液体廃棄物の放出管理目標値を「線量目標値に関する指針」に基づき、以下のように設定する。

平常運転時に発生する液体廃棄物中の放射性物質量は、先行炉の運転実績等を踏まえた発生廃液量及び放射性物質濃度から求める。年間放出量については、上記の値を基礎に、液体廃棄物処理系の性能（処理容量、除染係数等）、処理水の運用方法等を考慮して計算する。

液体廃棄物による実効線量評価を行う際には、液体廃棄物処理設備運用の変動等を考慮して設定した年間放出量に基づき実効線量の計算を行う。

これらの結果から、液体廃棄物の放出管理目標値（１号及び２号炉合計）を次のように設定し、これを超えないように努める。

放出管理目標値　7.4×10^{10}Bq／ｙ（トリチウムを除く）

(4) 固体廃棄物の保管管理

固体廃棄物には、脱塩塔使用済樹脂、廃液蒸発装置の濃縮廃液の固化物、薬品ドレン（強酸等）の固化物、洗浄排水処理装置の濃縮廃液の焼却物及び雑固体廃棄物(使用済フィルタ、布、紙等)がある。

上記のほか、使用済制御棒等の放射化された機器が発生することがある。これらは、使用済燃料ピットに貯蔵し、放射能の減衰を図ることとする。

ドラム詰め及びこん包した固体廃棄物は、固体廃棄物貯蔵庫又は固体廃棄物搬出検査棟に貯蔵保管する。

また、１号炉及び２号炉の取り外した蒸気発生器６基等並びに１号炉及び２号炉の取り外した原子炉容器上部ふた２基等は、２－固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

脱塩塔使用済樹脂は使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵して放射能の減衰を図る。

固体廃棄物貯蔵庫及び固体廃棄物搬出検査棟は管理区域とし、定期的に周辺の放射線サーベイ等を行い、厳重に管理する。

ハ．周辺監視区域の外における実効線量の算定の条件及び結果

「線量目標値に関する指針」に基づき、気体廃棄物中の希ガスのγ線に起因する実効線量、液体廃棄物中に含まれる放射性物質（よう素を除く。）に起因する実効線量並びに気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量を、「線量目標値に対する評価指針」及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価する。

(1) 線量の評価条件

（ｉ）気体廃棄物中の希ガスのγ線に起因する実効線量

a. 年間放出量及びγ線実効エネルギ

(a) ガス減衰タンクからの排気

希ガスの年間放出量及びγ線実効エネルギは、それぞれ 5.8×10^{14}Bq／y及び 3.2×10^{-2}MeV／dis（１号及び２号炉各炉）とする。

(b) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気

希ガスの年間放出量及びγ線実効エネルギは、それぞれ 2.8×10^{13}Bq／y及び 4.3×10^{-2}MeV／dis（１号及び２号炉各炉）とする。

(c) 原子炉格納容器減圧時の排気

希ガスの年間放出量及びγ線実効エネルギは、それぞれ 9.8×10^{12}Bq／y及び 4.4×10^{-2}MeV／dis（１号及び２号炉各炉）とする。

(d) 原子炉補助建屋の換気

希ガスの年間放出量及びγ線実効エネルギは、それぞれ 2.1

$\times 10^{14}$Bq／y 及び 8.3×10^{-2}MeV／dis（１号及び２号炉各炉）とする。

b. 気象条件

気象条件は、現地における 1986 年４月から 1987 年３月までの気象観測による実測値を使用する。

c. 計算地点

実効線量の計算は、将来の集落の形成を考慮し、２号発電用原子炉を中心として16方位に分割したうちの陸側９方位の敷地境界外について行い、希ガスのγ線による実効線量が最大となる地点での線量を求める。

（ⅱ）液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する実効線量

a. 年間放出量

液体廃棄物の年間放出量はトリチウムを除き、１号炉及び２号炉それぞれ 3.7×10^{10}Bq／y、トリチウムは１号炉及び２号炉それぞれ 5.55×10^{13}Bq／y とする。

b. 海水中における放射性物質の濃度

海水中における放射性物質の濃度は、放射性物質の年間放出量を年間の復水器冷却水量で除した放水口における濃度とする。

なお、年間復水器冷却水量は、１号炉及び２号炉それぞれ 1.60×10^{9}m^3／y とする。

また、前面海域での拡散による希釈効果は考慮しない。

（ⅲ）気体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量

a. 年間放出量

（a） 原子炉停止時の原子炉格納容器換気

よう素の年間放出量は、Ｉ－131 について 1.4×10^{9}Bq／y（１

号及び２号炉各炉)、Ｉ－133 について 9.4×10^{8}Bq／y（１号及び２号炉各炉）とする。

(b)　原子炉格納容器減圧時の排気

よう素の年間放出量は、Ｉ－131 について 1.3×10^{10}Bq／y（１号及び２号炉各炉)、Ｉ－133 について 2.8×10^{9}Bq／y（１号及び２号炉各炉）とする。

(c)　原子炉補助建屋の換気

よう素の年間放出量は、Ｉ－131 について 9.9×10^{9}Bq／y(１号及び２号炉各炉)、Ｉ－133 について 1.7×10^{10}Bq／y（１号及び２号炉各炉）とする。

(d)　定期検査時のよう素 131

よう素の年間放出量は、Ｉ－131 について 6.2×10^{9}Bq／y(１号及び２号炉各炉）とする。

b.　気象条件

ハ(1)(ｉ)b.と同じとする。

c.　計算地点

吸入摂取による実効線量を求める場合には、将来の集落の形成を考慮し、２号発電用原子炉を中心として 16 方位に分割したうちの陸側９方位の敷地境界外であって、年平均地上空気中濃度が最大となる地点とする。

葉菜摂取による実効線量を求める場合には、食物連鎖を考慮し、２号発電用原子炉を中心として 16 方位に分割したうちの陸側９方位の敷地境界外であって、年平均地上空気中濃度が最大となる地点とする。

牛乳摂取による実効線量を求める場合には、食物連鎖を考慮

し、牧草地のうちで年平均地上空気中濃度が最大となる地点とする。

(2) 線量の評価結果

敷地境界外における１号炉及び２号炉からの気体廃棄物中の希ガスのγ線に起因する実効線量、液体廃棄物中に含まれる放射性物質（よう素を除く。）に起因する実効線量及びよう素に起因する実効線量は、それぞれ年間約 3.1μSv、年間約 1.7μSv 及び年間約 1.8μSv となり、合計は年間約 6.6μSv である。

この値は、「線量目標値に関する指針」に示される線量目標値の年間 50μSv を下回る。

なお、発電用原子炉施設の設計及び管理によって、通常運転時において原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による空気カーマが、人の居住の可能性のある敷地境界外において年間 50μGy を下回るようにする。

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

イ．運転時の異常な過渡変化

事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

(1) 基本方針

（ｉ）評価事象

本発電用原子炉施設において評価する「運転時の異常な過渡変化」は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という。）に基づき、発電用原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」（以下「MS」という。）に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、加圧水型である本発電用原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

a．炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

(a) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

(b) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

(c) 制御棒の落下及び不整合

(d) 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

b. 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

(a) 原子炉冷却材流量の部分喪失

(b) 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

(c) 外部電源喪失

(d) 主給水流量喪失

(e) 蒸気負荷の異常な増加

(f) ２次冷却系の異常な減圧

(g) 蒸気発生器への過剰給水

c. 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

(a) 負荷の喪失

(b) 原子炉冷却材系の異常な減圧

(c) 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

(ⅱ) 判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、発電用原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。なお、判断基準の適用にあたっては、「安全評価指針」に従い、事象毎に選定して用いる。

a. 最小限界熱流束比(以下「最小 DNBR」という。)が許容限界値以上であること。

b. 燃料被覆管の機械的破損が生じないよう、燃料中心最高温度は燃料ペレットの溶融点未満であること。

c. 燃料エンタルピは許容限界値以下であること。

d. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力で

ある17.16MPa[gage]の1.1倍の圧力18.88MPa[gage]以下であること。

(iii) 事故に対処するために必要な施設

事故に対処するために必要な施設の安全機能のうち、解析に当たって考慮する主要なものを以下に示す。

a. MS－1

(a) 原子炉の緊急停止機能

制御棒クラスタ及び制御棒駆動系(トリップ機能)

(b) 未臨界維持機能

制御棒クラスタ及び制御棒駆動系

非常用炉心冷却系(ほう酸水注入機能)

(c) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能

加圧器安全弁(開機能)

(d) 原子炉停止後の除熱機能

補助給水系

主蒸気安全弁

(e) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能

安全保護系

(f) 安全上特に重要な関連機能

非常用電源系

b. MS－3

(a) タービントリップ機能

タービントリップ

(2) 解析条件

(ⅰ) 主要な解析条件

a. 初期定常運転条件

原子炉出力の初期値として、定格値(2,660MWt)に定常運転出力決定に際して生じる熱校正の誤差(定格値の±2%)を考慮した値を用いる。また、1次冷却材平均温度の初期値は、定格値(302.3℃)に定常運転時の誤差(±2.2℃)を考慮した値、原子炉圧力の初期値は、定格値(15.41MPa[gage])に定常運転時の誤差(±0.21MPa)を考慮した値を用いる。

これらの初期値の選定に際しては、判断基準に照らして解析結果が最も厳しくなるように定常誤差の符号を選択するが、DNBRの評価では改良統計的熱設計手法を使用するため、初期定常運転状態の誤差の効果は最小DNBRの許容限界値に含まれており、初期値として定格値を用いる。

b. 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

原子炉トリップ限界値及び応答時間を以下に示す。

出力領域中性子束高(高設定)

118%(定格出力値に対して)(応答時間 0.5秒)

出力領域中性子束高(低設定)

35%(定格出力値に対して)(応答時間 0.5秒)

過大温度△T高

1次冷却材平均温度等の関数(第 10.1図参照)

(応答時間 6.0秒)

過大出力△T高

1次冷却材平均温度等の関数(第 10.1図参照)

（応答時間 6.0 秒）

原子炉圧力高

16.61MPa[gage](応答時間 2.0 秒)

原子炉圧力低

12.73MPa[gage](応答時間 2.0 秒)

１次冷却材流量低

87%(定格流量に対して)(応答時間 1.0 秒)

１次冷却材ポンプ電源電圧低

65%(定格値に対して)(応答時間 1.2 秒)

蒸気発生器水位異常低

狭域水位検出器下端水位(応答時間 2.0 秒)

タービントリップ

－　　(応答時間 1.0 秒)

工学的安全施設作動信号の作動限界値及び応答時間を以下に示す。

(a) 非常用炉心冷却設備作動信号

原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

12.04MPa[gage](圧力)及び

水位検出器下端水位(水位)（応答時間 2.0 秒)

原子炉圧力異常低

11.36MPa[gage](応答時間 2.0 秒)

主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致

－　　(流量)

(主蒸気管破断で使用するが、この場合、主蒸気流量高は瞬時に発生するため作動限界値は不要)

3.35MPa[gage]（圧力)(応答時間 2.0 秒)

原子炉格納容器圧力高

0.030MPa[gage](応答時間 2.0 秒)

(b) 主蒸気ライン隔離信号

主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致

－ （流量）

(主蒸気管破断で使用するが、この場合、主蒸気流量高は瞬時に発生するため作動限界値は不要)

3.35MPa[gage](圧力)(応答時間 2.0 秒)

(c) 原子炉格納容器スプレイ作動信号

原子炉格納容器圧力異常高

0.119MPa[gage](応答時間 2.0 秒)

c. 原子炉トリップ特性

原子炉のトリップの効果を期待する場合においては、トリップを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なトリップ遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件において最大反応度価値を有する制御棒クラスタ 1 本が、全引抜位置にあるものとして停止効果を考慮する。

トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、第 10.2 図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの 85%落下までの時間を 2.2 秒とする。

d. 反応度係数

減速材密度係数は、出力運転状態からの解析では、サイクル初期からサイクル末期を含み、0～0.43(△K／K)／(g／cm^3)の範囲の値を使用し、ドップラ出力係数は第 10.3 図に示す値を用いる。

e. 解析期間

各事象の解析は、原則として事象が収束し、補助給水系又は主給水系による蒸気発生器保有水の確保、主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁による除熱及び化学体積制御系によるほう素の添加、さらには余熱除去冷却系の作動により、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点まで行う。

（ⅱ）炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

発電用原子炉の起動時に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(a) 原子炉出力の初期値は定格値の 10^{-13} とする。

(b) 初期温度条件は高温零出力状態の温度として、286.1℃とする。また、初期の実効増倍率は 1.0 とする。

(c) 反応度添加率は 8.6×10^{-4}（△Ｋ／Ｋ）／ｓとする。

(d) 実効遅発中性子割合（β eff）は 0.75％を使用する。

(e) ドップラ係数は、燃料実効温度の関数として考慮し、絶対値が小さめの値とする。

(f) 減速材温度係数は 8.0×10^{-5}（△Ｋ／Ｋ）／℃とする。

(g) 原子炉は、「出力領域中性子束高(低設定)」信号で自動停止するものとする。

(h) 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピ解析の場合には定格値に負の定常誤差を考慮した値、圧力解析の場合には定格値に正の定常誤差を考慮した値とする。

b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

発電用原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(a) DNBR の評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

(b) 減速材密度係数は 0(△Ｋ／Ｋ)／(g／cm^3)とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。

(c) 制御棒クラスタ引き抜きによる最大の反応度添加率は 8.6×10^{-4}(△Ｋ／Ｋ)／ｓとする。

(d) 原子炉は、「出力領域中性子束高(高設定)」信号又は「過大温度△Ｔ高」信号のトリップ限界値に達すると、自動停止するものとする。

(e) 燃料中心温度の評価では、初期原子炉出力は定格出力の 102%とし、最も厳しい解析結果をもたらす燃焼度を仮定する。

c. 制御棒の落下及び不整合

発電用原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障等により、炉心に挿入されている制御棒の配置に異常が生じ、炉心内の出力分布が変化する制御棒の落下と不整合の事象を想定する。

(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(b) 減速材密度係数は 0(△Ｋ／Ｋ)／(g／cm^3)とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。

(c) 添加反応度は -2.5×10^{-3}△Ｋ／Ｋとし、瞬時に加わるものとする。

(d) 制御用制御棒クラスタは、自動制御運転である場合及び手動制御運転である場合の両方について解析する。

(e) 制御棒クラスタの落下後の核的エンタルピ上昇熱水路係数($F^N_{\Delta H}$)として、1.84を使用する。

(f) 制御棒クラスタの不整合は、制御棒クラスタのバンクDが挿入限界に位置し、うち1本の制御棒クラスタが全引抜位置にあるものとする。

d. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

発電用原子炉の起動時あるいは出力運転中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により1次冷却材中に純水が注入され、1次冷却材中のほう素濃度が低下して反応度が添加される事象を想定する。

d-1 プラント起動時の異常な希釈

(a) 1次冷却材の体積は、加圧器等を除いた1次冷却系の有効体積を用いる。

(b) 1次冷却系への純水補給最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量(81.8m^3／h)とする。

(c) 1次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう酸水（ほう素濃度2,700ppm）で満たされているものとする。

(d) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、停止時中性子束レベルの0.8デカード上とする。

d-2 出力運転時の異常な希釈

(a) 1次冷却材の体積は、プラント起動時と同様の有効体積を用いる。

(b) 1次冷却系への純水補給最大流量は、充てん／高圧注入ポンプ3台運転時の全容量(37.5m^3／h)とする。

(c) 初期ほう素濃度は2,000ppmとする。

(d) 反応度停止余裕は 0.018△Ｋ／Ｋとする。

(ⅲ) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

a. 原子炉冷却材流量の部分喪失

発電用原子炉の出力運転中に、１次冷却材を駆動する１次冷却材ポンプの故障等により、炉心の冷却材流量が減少する事象を想定する。

(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(b) 減速材密度係数は 0(△Ｋ／Ｋ)／(g／cm^3)とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の上限の値とする。

(c) 原子炉の自動停止は、「１次冷却材流量低」信号によるものとする。

(d) １次冷却材流量コーストダウン曲線の計算に使用する１次冷却材ポンプの慣性モーメントは、3,110kg･m^2を使用する。

(e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

b. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

１次冷却材ポンプ１台が停止しており、発電用原子炉が部分負荷で運転中にポンプ制御系の故障、誤操作等により停止中のポンプが起動され、停止ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が添加され､原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(a) 初期原子炉出力は１ループ停止時の最大運転出力である 40%とする。また、１次冷却材平均温度の初期値は 40%出力運転時の値とし、原子炉圧力の初期値は定格値とする。

(b) 停止している１次冷却材ポンプの起動に伴い、停止ループ中の流量は 10 秒で定格流量に達するものとする。

(c) 減速材密度係数は 0.43(△Ｋ／Ｋ)／(g／cm^3)とする。

(d) ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。

(e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

c. 外部電源喪失

発電用原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失する事象を想定する。

(a) 「イ(2)(ⅲ)d.主給水流量喪失」及び「ロ(2)(ⅱ)b.原子炉冷却材流量の喪失」解析と同様である。

d. 主給水流量喪失

発電用原子炉の出力運転中に、主給水ポンプ、復水ポンプ又は給水制御系の故障等により、すべての蒸気発生器への給水が停止し、発電用原子炉からの除熱能力が低下する事象を想定する。

(a) 初期値として原子炉出力は定格出力の 102%、加圧器保有水量は最大値(62%)、蒸気発生器水位は定格出力運転時設定水位とする。

(b) 事象発生後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の 102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。

(c) 原子炉の停止と同時に外部電源喪失を仮定し、1 次冷却材は、1 次冷却材ポンプの停止後コーストダウンし、その後自然循環するものとする。

(d) 電動補助給水ポンプ 1 台が原子炉トリップ 60 秒後に自動起動し、3 基の蒸気発生器に合わせて 80m^3／h の流量で給水するものとする。タービン動補助給水ポンプによる補助給水は解析では無視する。

(e) タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動せず、主蒸気安全弁のみ作動するものとする。

(f) 以下の２ケースに分けて解析する。

(f-1) 原子炉圧力の評価では、１次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値はそれぞれ最高温度及び最低圧力とし、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動しないものとする。

(f-2) 加圧器水位の評価では、１次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値はそれぞれ最低温度及び最高圧力とし、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動するものとする。

e. 蒸気負荷の異常な増加

発電用原子炉の出力運転中に、タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁の誤開放により主蒸気流量が異常に増加し、１次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(b) 以下の４ケースに分けて解析する。

ケースＡ：手動運転、サイクル初期

ケースＢ：手動運転、サイクル末期

ケースＣ：自動運転、サイクル初期

ケースＤ：自動運転、サイクル末期

(c) 減速材密度係数はサイクル初期では 0(△Ｋ／Ｋ)／(g／cm^3)とし、サイクル末期では 0.43(△Ｋ／Ｋ)／(g／cm^3)とする。

(d) ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。

(e) 原子炉を定格出力で運転中に、蒸気流量が 10%急増するものとする。

f. ２次冷却系の異常な減圧

発電用原子炉の高温停止中にタービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等の２次冷却系の弁が誤開放し、１次冷却材の温度が低下して、反応度が添加される事象を想定する。

(a) 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。反応度停止余裕は 0.018△Ｋ／Ｋとする。１次冷却材中のほう素濃度は 0ppm を仮定する。

(b) 解析はサイクル末期について行う。

減速材密度変化による反応度効果は、第 10.4 図に示すように減速材の密度の関数として与える。また、ドップラ出力係数による反応度効果は、第 10.5 図に示すように出力の関数として与える。

(c) １次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、それぞれ 286.1℃及び 15.41MPa[gage]とする。

(d) タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等２次冷却系の弁のうち、最大容量を持った弁が１個全開するものとする。

蒸気の放出量は、7.48MPa[gage]にて 403t／h とする。

(e) 炉心反応度の評価では、１台の充てん／高圧注入ポンプのみが作動し、ほう酸注入タンクからほう素濃度 20,000ppm のほう酸水を１次冷却材低温側配管に注入するものとする。なお、原子炉圧力の評価では、２台の充てん／高圧注入ポンプが作動するものとする。

また、ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、非常用炉心冷却設備作動信号が発信してから、充てん／高圧注入ポンプ

が全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び１次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。

(f) 蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。

(g) 外部電源はあるものとする。

g. 蒸気発生器への過剰給水

発電用原子炉の出力運転中に給水制御系の故障又は誤操作等により、蒸気発生器への給水が過剰となり、１次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(b) 減速材密度係数は 0.43(△Ｋ／Ｋ)／(g／cm^3)とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。

(c) 主給水制御弁が１個全開し、蒸気発生器１基に定格流量の170％で給水されるものとする。

(d) 「蒸気発生器水位異常高」信号で、タービンは自動停止し、引き続き「タービントリップ」信号によって原子炉は自動停止する。

また、この「蒸気発生器水位異常高」信号によって、主給水隔離弁等が全閉し、給水は停止する。

(ⅳ) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

a. 負荷の喪失

発電用原子炉の出力運転中に外部電源あるいはタービンの故障等により、タービンへの蒸気流量が急減し原子炉圧力が上昇する事象を想定する。

(a) 初期原子炉出力は、DNBR の評価では定格出力とし、原子炉圧

力の評価では定格出力の 102%とする。

(b) 減速材密度係数は 0(△K／K)／(g／cm^3)とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の上限の値とする。

(c) 負荷が瞬時に完全に喪失するものとする。また、この場合、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動しないものとし、主蒸気安全弁が作動するものとする。

(d) 以下の２ケースに分けて解析する。

(d-1) DNBR 評価では、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動するものとする。

(d-2) 原子炉圧力評価では、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動しないものとする。

(e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

b. 原子炉冷却材系の異常な減圧

発電用原子炉の出力運転中に、１次冷却系の圧力制御系の故障等により、原子炉圧力が低下する事象を想定する。

(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(b) 減速材密度係数は 0(△K／K)／(g／cm^3)とする。また、反応度帰還あるいは炉心出力分布に関してボイドの発生による効果は考慮しない。

(c) ドップラ出力係数は第 10.3 図の上限の値とする。

(d) １次冷却材の吹出し流量は、加圧器逃がし弁１個の定格容量の 120%とする。

(e) 制御棒制御系は自動制御されているものとする。

(f) 出力ピーキング係数は変化しないものとする。

c. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

発電用原子炉の出力運転中に非常用炉心冷却設備が誤起動する事象を想定する。

(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(b) 減速材密度係数は 0(△K／K)／(g／cm^3)とする。

(c) ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。

(d) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

(e) 原子炉が出力運転中に、2 台の充てん／高圧注入ポンプにより、ほう素濃度 20,000ppm のほう酸水が各ループの低温側配管に注入されるものとする。なお、注入水の流量は 1 次冷却系の圧力とポンプの特性によって定まる値に余裕をみた値を仮定する。

(f) 原子炉の自動停止は「原子炉圧力低」信号によるものとする。

(3) 評価結果

判断基準に対する解析結果は以下のとおりである。

a. 最小 DNBR については、これが最も厳しくなる「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」において約 1.75 であり、許容限界値である 1.42 を下回ることはない。

b. 燃料中心最高温度については、これが最も厳しくなる「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」において約 2,330℃であり、設計に当たっての制限値である 2,570℃を下回っており、溶融点未満である。

c. 燃料エンタルピの最大値については、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」において約 343kJ／kg･UO_2であり、燃料の許容限界値である 712kJ／kg･UO_2(「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」(以下「RIE 評価指針」という。)

に示す 170cal／g･UO_2に相当。）を下回っている。

なお、浸水燃料の存在を仮定しても、この過渡変化による燃料棒の破裂は生じることはない。

また、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取り扱いについて」（以下「RIE 報告書」という。）に示すペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損（以下「PCMI 破損」という。）のしきい値のめやすに対して、ピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値は、これを下回っており、燃料棒の破損は生じない。

d. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「負荷の喪失」において約 18.2MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.1 倍である 18.88MPa[gage]を下回っている。

ロ．設計基準事故

事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

(1) 基本方針

(ⅰ) 評価事象

本発電用原子炉施設において評価する「設計基準事故」は、「安全評価指針」に基づき、発電用原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、加圧水型である本発電用原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして、代表的な事象を選定する。具体的には以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

a. 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

(a) 原子炉冷却材喪失

(b) 原子炉冷却材流量の喪失

(c) 原子炉冷却材ポンプの軸固着

(d) 主給水管破断

(e) 主蒸気管破断

b. 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

(a) 制御棒飛び出し

c. 環境への放射性物質の異常な放出

(a) 放射性気体廃棄物処理施設の破損

(b) 蒸気発生器伝熱管破損

(c) 燃料集合体の落下

(d) 原子炉冷却材喪失

(e) 制御棒飛び出し

d. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

(a) 原子炉冷却材喪失

(b) 可燃性ガスの発生

(ⅱ) 判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような２次的損傷が生じず、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。なお、判断基準の適用にあたっては、「安全評価指針」に従い、事象毎に選定して用いる。

a. 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。

b. 燃料エンタルピは制限値を超えないこと。

c. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 20.59MPa[gage]以下であること。

d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力 0.245MPa[gage]以下であること。

e. 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

(ⅲ) 事故に対処するために必要な施設

事故に対処するために必要な施設の安全機能のうち、解析に当た

って考慮する主要なものを以下に示す。

a. MS－1

(a) 原子炉の緊急停止機能

制御棒クラスタ及び制御棒駆動系(トリップ機能)

(b) 未臨界維持機能

制御棒クラスタ及び制御棒駆動系

非常用炉心冷却系(ほう酸水注入機能)

(c) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能

加圧器安全弁(開機能)

(d) 原子炉停止後の除熱機能

補助給水系

主蒸気安全弁

主蒸気隔離弁

主蒸気逃がし弁(手動逃がし機能)

(e) 炉心冷却機能

非常用炉心冷却系

(f) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能

原子炉格納容器

アニュラス

原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器スプレイ系

アニュラス空気再循環系

安全補機室空気浄化系

(g) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能

安全保護系

(h) 安全上特に重要な関連機能

非常用電源系

b. MS－２

(a) 異常状態の緩和機能

加圧器逃がし弁(手動開閉機能)

c. MS－３

(a) タービントリップ機能

タービントリップ

(2) 解析条件

(ⅰ) 主要な解析条件

イ(2)(ⅰ)と同様である。

(ⅱ) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

a. 原子炉冷却材喪失

発電用原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等により、１次冷却材が系外に流失し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。

a-1 非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断－

(a) 配管の破断は、低温側配管(１次冷却材ポンプ出口から原子炉容器入口ノズルまでの間)に起こるものとする。破断規模は、１次冷却材管(内径約 0.70m、肉厚約 69mm のステンレス鋼)の両端破断が瞬時に発生するものとし、破断口における流出係数は、1.0～0.4 までの範囲について検討する。

(b) 原子炉出力は定格出力の 102%とし、熱流束熱水路係数は 2.32、燃料棒の最大線出力密度は 39.6kW／m の 102%とする。

(c) 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量

29.0m^3（1基当たり）

高圧注入系及び低圧注入系の作動時間遅れ 30秒

非常用炉心冷却設備作動信号は、「原子炉格納容器圧力高」信号、「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号あるいは「原子炉圧力異常低」信号のうち、早い方の信号により発信するものとする。

(d) 単一故障として、低圧注入系1系列の不作動を仮定する。

また、外部電源の喪失により、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。

(e) ブローダウン過程中に蓄圧注入系より注入される水は、原子炉容器のダウンカマ部での蒸気の上昇流が十分に弱まり、注入水が上昇流に対向して下部プレナムに落下できるようになるまで、原子炉容器内残存水量として有効に作用しないものとする。

(f) 再冠水解析においては、1次冷却材ポンプの駆動軸が固着して動かないものとする。

(g) 原子炉格納容器内圧の計算に際しては、内圧が低めになるような条件を選定する。

(h) 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の 102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱として

は、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。

(i) 事故発生時の燃料棒内の蓄積エネルギの評価に当たっては、燃焼度や燃料ペレットの焼きしまりの影響を考慮する。

(j) 原子炉容器頂部の初期の1次冷却材温度は、高温側配管冷却材温度に等しいと仮定する。

(k) 蒸気発生器伝熱管施栓率は10%とする。

a-2 非常用炉心冷却設備性能評価解析－小破断－

小破断事故では、次に述べる条件を除いて、すべて大破断解析の条件と同じである。

(a) 破断位置は低温側配管とし、破断面積については、一般的な感度解析の結果を踏まえ、また、気相部破断については、加圧器気相部に接続する最大口径配管破断を解析する。

(b) 単一故障として、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。

(c) 非常用炉心冷却設備の高圧注入系の作動時間遅れは25秒とする。

b. 原子炉冷却材流量の喪失

発電用原子炉の出力運転中に1次冷却材の流量が定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に低下する事象を想定する。

(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(b) 減速材密度係数は0(△K／K)／(g／cm^3)とし、ドップラ出力係数は第10.3図の上限の値とする。

(c) 原子炉の自動停止は、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。

(d) 1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、3,110kg･m^{2}を使用す

る。

(e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着

発電用原子炉の出力運転中に、１次冷却材を駆動するポンプの回転軸が固着し、１次冷却材の流量が急激に減少する事象を想定する。

(a) DNBR の評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

(b) 減速材密度係数は 0(△Ｋ／Ｋ)／(g／cm^3)とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の上限の値とする。

(c) 原子炉の自動停止は、「１次冷却材流量低」信号によるものとする。

(d) 原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は定格出力の 102%とし、加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁及びタービンバイパス弁は不作動とし、原子炉停止後の蒸気発生器への給水は行われないものとする。

d. 主給水管破断

発電用原子炉の出力運転中に給水系配管に破断が生じ、２次冷却材が喪失し、発電用原子炉の冷却能力が低下する事象を想定する。

(a) 原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は定格出力の 102%とする。

(b) すべての蒸気発生器への主給水は、主給水管破断発生と同時に停止するものとする。

(c) 主給水管１本が瞬時に両端破断すると仮定するが、給水リングの開口部にて臨界流となるものとする。破断流量の計算には

Moody のモデルを使用するものとする。

(d) 原子炉は破断側の「蒸気発生器水位異常低」信号で自動停止するものとする。

(e) 原子炉停止と同時に外部電源は喪失するものとする。

(f) 事象発生後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の 102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。

(g) 運転員は事故の発生を検知してから 10 分後に健全側蒸気発生器２基に、タービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ２台分の補助給水を供給する操作を行うものとする。

(h) DNBR の評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

e. 主蒸気管破断

発電用原子炉の高温停止時に、２次冷却系の破断等により１次冷却材の温度が低下し、反応度が添加される事象を想定する。

(a) 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。反応度停止余裕は、0.018△Ｋ／Ｋとする。１次冷却材中のほう素濃度は 0ppm を仮定する。

(b) 解析はサイクル末期について行う。

減速材密度変化による反応度効果は、第 10.4 図に示すように減速材の密度の関数として与える。また、ドップラ出力係数による反応度効果は、第 10.5 図に示すように出力の関数として与える。

(c) １次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、それぞれ 286.1℃及び 15.41MPa[gage]とする。

(d) 主蒸気管１本の瞬時の両端破断を仮定し、以下の２ケースについて解析する。

ケースＡ　　外部電源あり

ケースＢ　　外部電源なし

(e) 逆止弁の効果は無視し、主蒸気管の隔離は主蒸気隔離弁によって行うものとする。

(f) DNBR の評価では、１台の充てん／高圧注入ポンプのみが作動し、ほう素濃度 20,000ppm のほう酸水を１次冷却材低温側配管に注入するものとする。なお、原子炉圧力の評価では、２台の充てん／高圧注入ポンプが作動するものとする。

ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、非常用炉心冷却設備作動信号が発信してから、充てん／高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び１次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。

(g) 蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。

(h) 主蒸気管破断時の蒸気流量の計算には、Moody のモデルを使用する。

(i) DNBR の計算には、Ｗ－３相関式を使用する。

(j) 非常用炉心冷却設備作動信号発信後 10 分の時点で蒸気放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行うものとする。

（ⅲ） 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

a. 制御棒飛び出し

発電用原子炉が臨界又は臨界近傍にある時に、制御棒駆動系あるいは同ハウジングの破損等により制御棒クラスタ１本が炉心外に飛び出し、急激な反応度の添加と出力分布変化を生ずる事象を想定する。

(a) 以下の４ケースについて実施する。

サイクル初期高温全出力

サイクル末期高温全出力

サイクル初期高温零出力

サイクル末期高温零出力

(b) 高温全出力のケースでは、

(b-1) 原子炉出力及び１次冷却材平均温度の初期値は、圧力解析の場合にはそれぞれ定格出力の 102％及び 304.5℃とする。なお、DNBR 評価の場合には初期値は定格値とする。

(b-2) 原子炉圧力の初期値は、圧力解析の場合には定格値に正の定常誤差を考慮した値、DNBR 評価の場合には定格値とする。

(b-3) 制御グループの制御棒クラスタのバンクＤは、制御棒挿入限界位置にあると仮定し、その位置から制御棒クラスタ１本が飛び出すものとする。

(b-4) 原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高（高設定）」信号によるものとする。

(c) 高温零出力のケースでは、

(c-1) 原子炉出力及び１次冷却材平均温度の初期値は、燃料エンタルピ解析及び圧力解析の場合にはそれぞれ定格出力の 10^{-9}

及び 288.3℃とする。

(c-2) 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピ解析の場合には定格値に負の定常誤差を考慮した値、圧力解析の場合には正の定常誤差を考慮した値とする。

(c-3) 制御グループの制御棒クラスタのバンクＤは全挿入位置、他のバンクは制御棒挿入限界位置にあると仮定し、バンクＤに属する制御棒クラスタ１本が飛び出すものとする。

(c-4) 原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高（低設定）」信号によるものとする。

(d) 原子炉圧力の評価においては、燃料から冷却材への熱伝達、金属－水反応、冷却材中での熱発生を考慮し、圧力ハウジングの破損による減圧効果を無視する。

(e) 制御棒クラスタの飛び出しによって、以下の反応度が 0.1 秒の間に添加されるものとする。

サイクル初期高温全出力	0.15% △Ｋ／Ｋ
サイクル末期高温全出力	0.15% △Ｋ／Ｋ
サイクル初期高温零出力	0.90% △Ｋ／Ｋ
サイクル末期高温零出力	1.0 % △Ｋ／Ｋ

(f) 実効遅発中性子割合（β eff ）は以下の値を使用する。

サイクル初期	0.48%
サイクル末期	0.43%

(g) ギャップ熱伝達係数は、燃料エンタルピ解析では、小さめのギャップ熱伝達係数をコード内部で計算し、初期値から一定として使用する。

(h) 燃料被覆管表面熱伝達係数は以下に示す相関式により計算す

る。

(h-1) サブクール状態　　Dittus-Boelter の式

(h-2) 核沸騰状態　　Jens-Lottes の式

(h-3) 膜沸騰状態　　Bishop-Sandberg-Tong の式

解析ではいったん DNB に達すれば、その後は膜沸騰状態が持続するものとする。

(i) ドップラ反応度帰還は、燃料実効温度の関数として考慮する。

圧力ハウジングの破損に伴う減圧沸騰による負の反応度効果は、考慮しないものとする。

(j) 制御棒クラスタ飛び出し直後の熱流束熱水路係数は以下の値を使用する。また、その後の熱流束熱水路係数は、高温全出力のケースについては一定とし、高温零出力のケースについては、制御棒クラスタ飛び出し後の反応度帰還効果による出力分布の変化を考慮する。

サイクル初期高温全出力	5.0
サイクル末期高温全出力	5.0
サイクル初期高温零出力	14
サイクル末期高温零出力	26

(k) 反応度投入による急激な発熱量の増加により、浸水燃料の破裂及び／又はペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損（以下「PCMI 破損」という。）が生じる場合には、両者の影響が重畳して発生する機械的エネルギを評価する。

浸水燃料の破裂限界及び PCMI 破損しきい値のめやすは以下の値を用いる。

(k-1) 浸水燃料の破裂限界

ピーク出力部燃料エンタルピが 272kJ／kg･UO_2（「RIE 評価指針」に示す 65cal／g･UO_2に相当。）を超える燃料棒の被覆は破裂したものとする。

(k-2) PCMI 破損しきい値のめやす

ピーク出力部燃料エンタルピの増分が、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」に示された PCMI 破損しきい値のめやすを超えた場合、PCMI 破損が生じるものとする。

(ⅳ) 環境への放射性物質の異常な放出

a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損

放射性気体廃棄物処理設備の一部が破損し、ここに貯留されていた気体状の放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(a) 原子炉は事故直前まで定格出力の 102％で運転していたものとする。

(b) １次冷却材中の希ガス濃度は１％の燃料被覆管欠陥率を基に評価する。

(c) 原子炉停止に伴い、１次冷却材中の希ガス全量がガス減衰タンク１基に１日で移行すると仮定する。なお、その間の放射性崩壊を考慮する。

(d) 原子炉補助建屋内に放出される希ガスの全量が大気中に放出されると仮定する。

(e) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、現地における 1986 年４月から 1987 年３月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時

間より求めた相対線量（Ｄ／Ｑ）を用いる。

b．蒸気発生器伝熱管破損

発電用原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管が破損し、２次冷却系を介して１次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を想定する。

b-1 事故経過の解析

(a) 初期原子炉出力は定格出力の 102%とする。

(b) １基の蒸気発生器の伝熱管の１本が、瞬時に両端破断を起こしたものとする。流出流量の算出に当たっては、初期値を 130t／h とした１次冷却系と２次冷却系の差圧の平方根に比例する式を用いる。

(c) 原子炉は、「原子炉圧力低」信号又は「過大温度△Ｔ高」信号により自動停止するものとする。

(d) 充てん／高圧注入ポンプ２台が作動するものとする。

また、補助給水ポンプはタービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ２台が作動するものとする。

(e) 主蒸気逃がし弁が自動作動するものとする。

(f) 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

(g) 事故終止のための運転員操作としては、以下のとおりとする。

(g-1) 破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ蒸気元弁を閉止する操作を行うとともに、破損側蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行う(原子炉トリップ後 10 分)。

(g-2) 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、原子炉トリップ 10 分後に閉止操作を開始し、原子炉トリップ後 20 分で閉止するものとする。

(g-3) 健全側の主蒸気逃がし弁を開き、１次冷却系の冷却を開始する（原子炉トリップ後 25 分）。

(g-4) １次冷却材を高温零出力温度以下に十分減温した後、加圧器逃がし弁を開き、１次冷却系を減圧する。１次冷却系圧力が、破損側蒸気発生器の２次側圧力まで低下した時点で、加圧器逃がし弁を閉じる（解析では、１次冷却材高温側配管温度が 274℃に減温された時点で減圧を開始する。）。

(g-5) 加圧器逃がし弁の閉止後、１次冷却系圧力の再上昇を確認した後、非常用炉心冷却設備を停止する（解析では、１次冷却系圧力の再上昇の幅は 0.98MPa とする。）。

(h) DNBR の評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

b-2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(a) 原子炉は、事故直前まで定格出力の 102％で運転されていたものとする。その運転時間は燃料を 1／4 ずつ取替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 40,000 時間とする。

(b) 破損側蒸気発生器は、事故発生後 50 分で隔離されるものとし、この間に１次冷却系から２次冷却系へ流出する１次冷却材量は 90ｔとする。また、流出した１次冷却材を含む２次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は 30ｔとする。

(c) 蒸気発生器伝熱管破損により新たに燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、２次冷却系へ流出する放射能源として、以下の２通りを仮定する。

(c-1) 燃料被覆管欠陥率１％を用いて計算した１次冷却材中に存在する核分裂生成物のよう素約 7.0×10^{13}Bq、希ガス約 3.4×

10^{14}Bq（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）。

(c-2) (c-1) 項の損傷燃料棒から新たに１次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約 1.2×10^{15}Bq、希ガス約 3.3×10^{15}Bq（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）。

追加放出量は、事故発生後の１次冷却系圧力が直線的に低下するものとし、この圧力低下に比例して１次冷却系に放出されるものとする。この場合の追加放出率は 1.35×10^{-2}min^{-1}とする。

(d) この１次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間に１次冷却系から２次冷却系へ流出する放射能量は、１次冷却材中の濃度に依存するものとする。

(e) ２次冷却系に流出してきた希ガスについては、全量が大気中へ放出されるものとする。

(f) ２次冷却系に流出してきたよう素については、気液分配係数 100 で蒸気とともに大気中に放出されるものとする。

(g) 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

(h) 破損側蒸気発生器隔離後も、２次冷却系の弁からの蒸気漏えいにより、よう素が大気中に放出されるものとする。

弁からの蒸気漏えい率は、隔離直後５m^3／d とし、その後は２次冷却系圧力が 24 時間で直線的に大気圧まで低下すると仮定し、この２次冷却系圧力に対応して弁からの蒸気漏えい率が減少するものとする。

(i) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、現地における 1986 年４月から 1987 年３月までの気象観測による実測値及び実効放出

継続時間より求めた相対濃度（χ／Ｑ）及び相対線量（Ｄ／Ｑ）を用いる。

c．燃料集合体の落下

発電用原子炉の燃料交換時に何らかの理由によって燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(a) 燃料取扱いに際し、使用済燃料ピット内で取扱中の燃料集合体１体が操作上の最高の位置から落下し、落下した燃料集合体の全燃料棒の 10％の燃料棒の被覆管が破損するものとする。

(b) 原子炉停止時の燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が定格出力の 102％で運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力集合体（運転時間 40,000 時間）のものとする。

(c) 燃料取扱作業は、原子炉停止後 100 時間において開始され、この時点で落下事故が生じるものとする。

(d) 損傷した燃料棒の燃料ギャップ内の核分裂生成物の全量が、使用済燃料ピット水中に放出されるものとする。

(e) 使用済燃料ピット水中に放出された希ガスの水中への溶解を無視し、全量が燃料取扱建屋内に放出されるものとする。

(f) 使用済燃料ピット水中に放出されたよう素の水中での除染係数は 500 とする。

(g) 燃料取扱建屋内に放出された希ガス及びよう素は直接大気中に放出されるものとする。

(h) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、現地における 1986 年４月から 1987 年３月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度（χ／Ｑ）及び相対線量（Ｄ／Ｑ）を用い

る。

d. 原子炉冷却材喪失

「ロ（1）（ｉ）a.（a）原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(a) 事故発生直前まで、原子炉は定格出力の 102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を 1／4 ずつ取替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 40,000 時間とする。

(b) 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し、次の割合で放出されるものとする。

希ガス　　1 %

よう素　　0.5%

(c) 放出されたよう素のうち、有機よう素は４％とし、残りの 96%は無機よう素の形態をとるものとする。

(d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50%が原子炉格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。

(e) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率は、等価半減期 50 秒とする。

ただし、事故発生後、無機よう素の除去効果が有効になるまでの時間は５分とする。

(f) 単一故障として、ディーゼル発電機１台の不作動を仮定する。

(g) 原子炉格納容器からの漏えい率は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率とする。

(h) 原子炉格納容器からの漏えいは、その 97%が配管等の貫通す

るアニュラス部に生じ、残り３％はアニュラス部以外で生じるものとする。

(i) 事故発生後、非常用炉心冷却設備作動信号によってアニュラス空気浄化設備が起動し、アニュラス部の負圧達成時間は評価上 10 分とする。その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

また、負圧達成後も、アニュラス排気風量の切替え（事故発生後 30 分）までは、アニュラス内空気の再循環は考慮しない。

(j) 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニュラス空気浄化設備を経て再循環するが、その一部は、アニュラス部の負圧維持のため排気筒より放出される。このとき、アニュラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。

(k) アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの効率は、95％とする。

(l) 希ガスに対する原子炉格納容器スプレイ水による除去効果及びアニュラス空気浄化設備のフィルタ効果等は無視する。

(m) 事故後の非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系（以下「再循環系」という。）からは、事故期間中（30 日間）安全補機室内へ $4\times10^{-3}m^3/h$ の漏えいがあるものとする。

(n) 再循環水中の放射能量は事故発生直後、(b)項と同量のよう素が無機よう素として溶解しているものとする。

(o) 再循環水体積は $1,400m^3$ とする。

(p) 再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のよう素の

気相への移行率は５％とし、安全補機室内でのよう素沈着率は50％とする。

(q) 安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタの効率は 95％とする。

(r) 原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量については、以下の条件にしたがって評価する。

(r-1) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や原子炉格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。

(r-2) 核種の選定に当たって、よう素に関しては、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギの小さいもの以外の核種、希ガスに関しては、半減期 10 分以上の核種、その他の核種については、原子炉格納容器から外部しゃへい建屋ドーム部を透過したγ線の空気との散乱によるスカイシャイン線量及び原子炉格納容器から外部しゃへい建屋円筒部を透過したγ線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギを持ち、半減期が 10 分以上の核種を対象とする。

(r-3) 核分裂生成物によるγ線エネルギは以下のエネルギ範囲別に区分する。

代表エネルギ(MeV／dis)	エネルギ範囲(MeV／dis)
0.4	E≦0.4
0.8	0.4＜E≦1.0

1.3	1.0＜E≦1.5
1.7	1.5＜E≦1.8
2.5	1.8＜E

(s) 事故の評価期間は 30 日間とする。

(t) 環境への核分裂生成物の放出については、排気筒放出とする。

(u) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、現地における 1986 年４月から 1987 年３月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度（χ／Q）及び相対線量（D／Q）を用いる。

e. 制御棒飛び出し

「ロ (1)(ⅰ) b.(a) 制御棒飛び出し」で想定した制御棒クラスタ飛び出しの際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

制御棒飛び出し事故では、次に述べる条件を除いて、全て「ロ(2)(ⅳ)d.原子炉冷却材喪失」の条件と同じである。

(a) 破損する燃料棒割合としては、「ロ(2)(ⅲ)a.制御棒飛び出し」で評価した値のうち最も厳しい値である４％を使用する。

(b) 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し次の割合で放出されるものとする。

希ガス　　0.13 ％

よう素　　0.065％

(c) 非常用炉心冷却設備作動信号によってアニュラス空気浄化設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は 10 分とし、その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空

気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

(d) 原子炉格納容器スプレイ設備は事故発生後 30 分で起動するものとする。

(e) 原子炉格納容器からの漏えい率は、次のように仮定する。

事故後 24 時間まで　　0.111 %／d

その後 29 日間　　0.0555%／d

（ｖ）原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

a. 原子炉冷却材喪失

「ロ (1)（ｉ）a.（a）原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に１次冷却材が系外に流出し、原子炉格納容器内の圧力、温度が異常に上昇する事象を想定する。

(a) 配管の破断は、蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断で、流出係数 1.0 の場合を解析する。

(b) 原子炉出力は定格出力の 102%とする。

(c) 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力　4.04MPa[gage]

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量

29.0m^3（１基当たり）

また、高圧注入系及び低圧注入系からの注入は、ブローダウン終了と同時に開始されると仮定する。

(d) 単一故障として、原子炉格納容器スプレイ設備１系列の不作動を仮定する。

また、外部電源の喪失により常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。

(e) ブローダウン過程中に蓄圧注入系より注入される水は、原子炉容器のダウンカマ部及び下部プレナムに注入されるものとする。

(f) 再冠水解析においては、１次冷却材ポンプはその特性に従って動くものとする。

(g) 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。

b. 可燃性ガスの発生

「ロ (1) (ⅰ) a. (a) 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。

(a) 原子炉は事故直前まで定格出力の102%で運転していたものとする。

(b) 水素の発生源としては、炉心水及びサンプ水の放射線分解、ジルコニウムー水反応及びその他の金属の腐食反応を考慮する。

(c) 事故時のジルコニウムー水反応量は「ロ(2)(ⅱ)a-1 非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断－」で得られた値の５倍の1.5%とする。

(d) 炉心内の核分裂生成物の内蔵量のうち、ハロゲン 50%、並びに、希ガス及びハロゲンを除く核分裂生成物の１%が、原子炉格納容器内の液相中に存在するものとする。さらに、他の核分裂生成物は、希ガスを除き、全て炉心部に存在するものとする。

(e) 放射線分解により発生する水素ガスの発生割合（G値）は、炉心水に対し0.4分子／100eV、サンプ水に対し0.3分子／100eV

とする。

(f) 単一故障として、低圧注入系1系列の不作動を仮定する。

(3) 評価結果

判断基準に対する解析結果は以下のとおりである。

a. 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であることについては、「原子炉冷却材喪失」の場合が最も厳しく、以下のとおり、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」に示された基準を満たす。

(a) 燃料被覆管温度の最高値は約1,027℃であり、制限値の1,200℃を下回る。

(b) 燃料被覆管の局所的最大ジルコニウムー水反応量は燃料被覆管厚さの約3.6%であり、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下である。

(c) 全炉心平均ジルコニウムー水反応量は、0.3%以下であり、反応に伴い発生する水素の量は原子炉格納容器の健全性確保の見地から十分小さい。

(d) 再冠水開始以降、熱除去は順調に行われており、その後は、再循環モードの確立によって、長期にわたる炉心の冷却が可能である。

b. 燃料エンタルピの最大値については、「制御棒飛び出し」において約461kJ／kg･UO_2であり、791kJ／kg･UO_2（「RIE評価指針」に示す230cal／g･UO_2に対して燃焼が最も進んだペレットの融点低下及びガドリニア添加によるペレットの融点低下を考慮した燃料エンタルピ）を下回っている。

また、RIE報告書に示されるPCMI破損時の機械的エネルギの影響

を評価した結果、PCMI 破損及び浸水燃料の破裂によって発生する衝撃圧力のもつ機械的エネルギは、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギに対して十分小さく、原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

c. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「主給水管破断」において約 18.2MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.2 倍である 20.59MPa[gage]を下回っている。

d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、「原子炉冷却材喪失」において、約 0.211MPa[gage]であり、最高使用圧力である 0.245MPa[gage]を下回っている。この時の原子炉格納容器温度は、最高温度となるが、最高使用温度を超えない。また、「可燃性ガスの発生」に伴う原子炉格納容器内の水素最大濃度については、事故発生後、30 日時点で約 1.9％であり、可燃限界である４％を下回っている。

e. 敷地境界外における実効線量については、これが最も厳しくなる「蒸気発生器伝熱管破損」において、約 0.36mSv であり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えるものではない。

ハ．重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故

事故に対処するために必要な施設及び体制並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

(1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力

東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた重大事故等対策の設備強化等の対策に加え、重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における以下の重大事故等対処設備に係る事項、復旧作業に係る事項、支援に係る事項及び手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備を考慮し当該事故等に対処するために必要な手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備等運用面での対策を行う。

「（ⅰ）重大事故等対策」について手順を整備し、重大事故等の対応を実施する。「（ⅱ）大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「ａ．可搬型設備等による対応」は「（ⅰ）重大事故等対策」の対応手順を基に、大規模な損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合の様々な状況においても、事象進展の抑制及び緩和を行うための手順を整備し、大規模な損壊が発生するおそれがある場合

又は発生した場合の対応を実施する。

また、重大事故等又は大規模損壊に対処しうる体制においても技術的能力を維持管理していくために必要な事項を、「原子炉等規制法」に基づく原子炉施設保安規定等において規定する。

重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置については、技術的能力の審査基準で規定する内容に加え、設置許可基準規則に基づいて整備する設備の運用手順等についても考慮した第 10.1 表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」を含めて手順書等を適切に整備する。

（ｉ）重大事故等対策

a.　重大事故等対処設備に係る事項

(a)　切り替えの容易性

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弁操作又は工具等の使用により速やかに切り替えられるようにして、当該操作等について明確にし通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに、確実に行えるよう訓練を実施する。

(b)　アクセスルートの確保

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運搬し、又は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、以下の実効性のある運用管理を実施する。

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。

屋内及び屋外アクセスルートは、自然現象に対して地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、高潮及び森林火災を、外部人為事象に対して近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物含む。）、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）、輸送車両の発火、漂流船舶の衝突、飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、電磁的障害及び重大事故等時の高線量下を考慮する。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水、地滑りについては、立地的要因により運用上考慮する必要はない。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、ダムの崩壊については、立地的要因により運用上考慮する必要はない。

電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないことから、屋外アクセスルートへの影響はない。

生物学的事象に対しては容易に排除可能なことから影響を受けない。

なお、可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事故対処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保管し、屋外の可搬型重大事故等対処設備

は複数箇所に分散して保管する。

重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため、屋外の可搬型重大事故等対処設備の保管場所から使用場所まで運搬するアクセスルートの状況確認、宮山池及び取水ピットの取水箇所の状況確認、ホース布設ルートの状態確認を行い、あわせて燃料油貯蔵タンク、大容量空冷式発電機、その他屋外設備の被害状況の把握を行う。

屋外アクセスルートに対する、地震による影響（周辺構造物の損壊、周辺機器の損壊、周辺斜面の崩壊、道路面のすべり）、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アクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダ及びその他の重機を保管、使用する。

また、地震による宮山池と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、溢水による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。

津波の影響については、基準津波による遡上高さに対して、十分余裕を見た防護堤以上の高さにアクセスルートを確保する。

屋外アクセスルートは、考慮すべき自然現象のうち凍結及び森林火災、外部人為事象のうち近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物含む。）、輸送車両の発火及び漂流船舶の衝突に対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する。

屋外アクセスルートの周辺構造物、周辺機器の倒壊による障害物については、ホイールローダ及びその他の重機による撤去

あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。

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、ホイールローダ及びその他の重機による崩壊箇所の仮復旧を行う。

耐震裕度の低い地盤にアクセスルートを設定する場合は、道路面のすべ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、ホイールローダ及びその他の重機による崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する。

不等沈下等による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ているが、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及び土嚢による段差解消対策を行う。

防護堤上の漂着物、アクセスルート上の台風及び竜巻による飛来物、降雪、降灰については、ホイールローダ及びその他の重機による撤去を行う。なお、想定を上回る降雪、降灰が発生した場合は、除雪、除灰の頻度を増加させることにより対処する。

重大事故等が発生した場合において、屋内の可搬型重大事故等対処設備への要員が移動するアクセスルートの状況確認を行い、あわせて常設電動注入ポンプ、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。

屋内のアクセスルートは、津波、その他自然現象による影響及び外部人為事象に対して、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。

屋内のアクセスルート上には、転倒した場合に撤去できない資機材は設置しないこととするとともに、撤去可能な資機材についても必要に応じて固縛、転倒防止措置により、支障をきたさない措置を講じる。

機器からの溢水が発生した場合については、適切な放射線防護具を着用することによりアクセスルートを通行する。

アクセスルートの確保に当っては、アクセスルートの状況を確認し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを選定し、確保する。そのために、障害物を除去可能なホイールローダ及びその他の重機を保管、使用し、それを運転できる要員を確保する。

アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備及びアクセスルート近傍の化学物質を貯蔵しているタンクからの漏えいを考慮した薬品保護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また、停電時及び夜間時においては、確実に運搬、移動が出来るように、可搬型照明を配備する。

b. 復旧作業に係る事項

重大事故等発生時において、重要安全施設の復旧作業を有効かつ効果的に行うため、以下の基本方針に基づき実施する。

(a) 予備品等の確保

重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。

事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を

優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。

・　短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。

・　単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。

・　復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件の観点を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保に努める。

また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去等のためのホイールローダ、その他重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。

(b)　保管場所

予備品等については、地震による周辺斜面の崩落、敷地下斜面のすべり、津波による浸水などの外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮し保管する。

(c)　アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施する。

設備の復旧作業に支障がないよう、複数のアクセスルートを確保する等、a.(b)アクセスルートの確保と同じ運用管理を実施する。

c. 支援に係る事項

重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品及び燃料等の手段により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。

また、関係機関等と協議及び合意の上、外部からの支援計画を定め、協力体制が整い次第、プラントメーカからは設備の設計根拠及び機器の詳細な情報並びに事故収束手段及び復旧対策の提供、協力会社及び建設会社からは事故収束及び復旧対策活動に必要な要員の支援及び燃料供給会社からは燃料の供給並びに迅速な物資輸送を可能とするとともに中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。

他の原子力事業者からは、要員の派遣、資機材の貸与、環境放射線モニタリングの支援を受けられる他、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット等の資機材、資機材操作の支援及び提供資機材を活用した事故収束活動に係る助言を受けることができるように支援計画を定める。

さらに、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備、予備品及び燃料等について支援を受けることによって、発

電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後６日間までに支援を受けられる体制を整備する。

また、原子力災害対策支援拠点から、災害対策支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品、汚染防護服及びその他の放射線管理に使用する資機材が継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。

d.　手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備

重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう、手順書を整備し、教育及び訓練を実施するとともに、要員を確保する等の必要な体制を整備する。

（a）　手順書の整備

重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう手順書を整備する。

さらに、使用主体に応じた手順書として、運転員が使用する手順書（以下「運転手順書」という。）、発電所緊急時対策本部が使用する手順書（以下「緊急時対策本部用手順書」という。）及び発電所緊急事態対策本部のうち支援組織が使用する手順書（以下「支援組織用手順書」という。）を整備する。

（a-1）　全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は１号炉及び２号炉の同時被災等の過酷な状態において、限られた時間の中で発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対

策の適切な判断に必要な情報の種類、その入手の方法及び判断基準を整理し、運転手順書にまとめる。

発電用原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるよう、パラメータを計測する計器故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順、パラメータの把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を定める。

具体的には、第 10.1 表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。

(a-2) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止のために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう、あらかじめ判断基準を明確にした手順を以下のとおり運転手順書に整備する。

炉心損傷が避けられない状況においては、炉心へ注入するべきか又は原子炉格納容器へ注水するべきか判断に迷い、原子炉格納容器の破損に至らないよう、原子炉格納容器への注水を最優先する判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損防止のために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、設備への悪影響を懸念することなく、迷わず海水注入を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。

全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に掛かる時間を考慮の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を

整備する。

炉心の著しい損傷時において水素爆発を懸念し、水素制御装置の必要な起動時期を見失うことがないよう、水素制御装置を速やかに起動する判断基準を明確にした手順を整備する。

その他、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止に必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。

(a-3) 重大事故等対策の実施において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動出来るよう、社長があらかじめ方針を示す。

重大事故等発生時の運転操作において、当直課長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を、運転手順書に整備する。

重大事故等発生時の発電所の緊急時対策本部活動において、重大事故等対策を実施する際に、発電所の緊急時対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。また、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を、緊急時対策本部用手順書に整備する。

(a-4) 重大事故等対策時に使用する手順書として、発電所内の実施組織と支援組織が連携し事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するため、運転員用及び支援組織

用の手順書を適切に定める。

運転手順書は、重大事故等対策を的確に実施するために、事故の進展状況に応じて構成し定める。

緊急時対策本部用手順書に、体制、通報及び緊急時対策本部内の連携等について明確にし、その中に支援組織用手順書を整備し、支援の対応等、重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。

なお、運転手順書は、事故の進展状況に応じて、構成を明確化にし、手順書相互間を的確に移行できるよう、移行基準を明確にする。

事故発生時は、事象の判別を行う手順書により事象判別を行い、故障及び設計基準事象に対処する運転手順書に移行する。また、多重故障等により安全機能が喪失した場合は、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書(事象ベース)に移行する。

事象判別を行っている場合又は事象ベースの運転手順書にて事故対応操作中は、安全機能パラメータを常に監視し、あらかじめ定めた適用条件が成立すれば、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書の安全機能ベースの運転手順書に移行する。

ただし、原因が明確でかつその原因除去あるいは対策が優先されるべき場合は、安全機能ベースの運転手順書には移行せず、その原因に対する事象ベースの運転手順書を優先する。

多重故障が解消され安全機能が回復すれば、故障及び設計基準事象に対処する運転手順書に戻り処置を行う。

炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書による対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書に移行し対応処置を実施する。

(a-5) 重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力、温度等の計測可能なパラメータを整理し、運転手順書に明記する。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを、あらかじめ選定し、重要な監視パラメータと有効な監視パラメータに位置づけ運転手順書に明記する。通常使用するパラメータが故障等により計測不能な場合は、代替パラメータにて当該パラメータを推定する方法を運転手順書に明記する。なお、記録が必要なパラメータ及び直流電源が喪失しても可搬型計測器により計測可能なパラメータをあらかじめ選定し、運転手順書に明記する。

また、重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を手順書に整理する。

有効性評価等にて整理した有効な情報について、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし、運転手順書に整理する。

また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、緊急時対策本部要員が運転操作を支援するためのパラメータ挙動予測や影響評価のための判断情報とし、支援組織用手順書に整理する。

(a-6)　前兆事象として把握ができるか、重大事故を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持並びに事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておき、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。

大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順を整備する。

その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。

(a-7)　有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるよう、運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順と体制を整備する。固定源に対しては、運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員の吸気中の有毒ガス濃度が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。可動源に対しては、換気設備の隔離等により、運転員及び緊急時対策本部要員が事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるようにする。

予期せぬ有毒ガスの発生に対応するため、運転員及び緊急時対策本部要員のうち初動対応を行う者に対して配備した防護具を着用することにより、事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるよう手順と体制を整備する。

有毒ガスの発生による異常を検知した場合は、運転員に連絡し、運転員が通信連絡設備により、有毒ガスの発生を発電

所内の必要な要員に周知する手順を整備する。

(b) 教育及び訓練の実施

運転員（当直員）、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員は、重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を継続的に実施する。

必要な力量の確保に当たっては、原則、重大事故等発生時の発電所対策本部の体制を通常時の組織の業務と対応するように定め、通常時の実務経験を通じて付与される力量に加え、事故時対応の知識及び技能について要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより運転員（当直員）、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員の力量の維持及び向上を図る。

教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は、以下のとおりとし、この考え方に基づき教育及び訓練の計画を定め、実施する。

・ 各要員に対し必要な教育及び訓練項目を年１回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。

・ 各要員が力量の維持及び向上を図るためには、各要員に応じた複数の教育及び訓練項目を受ける必要がある。複数の教育及び訓練項目で、手順が類似する項目については、年１回以上、毎年繰り返すことにより、各手順を習熟し、力量の維持及び向上を図る。

・ 重大事故等対策における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作につ

いて、第 10.2 表に示す「重大事故等対策における操作の成立性」の必要な要員数及び想定時間にて対応できるよう、教育及び訓練により効率的かつ確実に実施できることの確認を行う。

運転員（当直員）、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員の対象者については、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処できるよう、各要員の役割に応じた教育及び訓練（検証）を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、運転開始前までに力量を付与された要員を必要人数配置する。

重大事故等対策活動のための要員を確保するため、以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。

(b-1)　重大事故等対策は、幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、重大事故等発生時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできる教育及び訓練等を実施する。

(b-2)　運転員（当直員）、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員の各役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるよう、過酷事故の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。

重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する。

(b-3)　重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施する

ために、普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する。

(b-4)　事故時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定し放射線防護具を使用した事故時対応訓練、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練を実施する。

(b-5)　事故時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う。

(c)　体制の整備

重大事故等発生時において重大事故等に対応するための体制として、以下の基本方針に基づき整備する。

(c-1)　重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。重大事故等の原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、所長（原子力防災管理者）は、緊急時体制を発令し、要員の非常召集、通報連絡を行い、発電所に自らを本部長とする緊急時対策本部（以下「発電所対策本部」という。）を設置して対処する。

発電所対策本部に、重大事故等対策を実施する実施組織、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織を編成し、組織が効果的に重大事故等対策を実施できるよう、専門性及び経験を考慮した作業班の構成を行う。また、各班の役割分担、責任者である班長を定め、指揮命令系統を明確にし効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合の原子力防災組織において、その職務に支障をきたすことがないよう、独立性が確保できる組織に配置（指令部の本部付）する。発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合、重大事故等対策における発電用原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実かつ、最優先に行うことを任務とする。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故時等において、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、発電所対策本部の本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。

時間外、休日（夜間）に重大事故等が発生した場合、重大事故等対策要員のうち緊急時対策本部要員は、発電用原子炉主任技術者が発電用原子炉施設の運転に関する保安の監督を誠実に行うことができるよう、通信連絡手段により必要の都度、情報連絡（プラントの状況、対策の状況）を行い、発電用原子炉主任技術者は、その情報連絡を受け、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は指示を行う。

発電用原子炉主任技術者は、連絡により発電所に非常召集

する。重大事故等の発生連絡を受けた後、発電所に駆けつけられるよう、非常召集ルート圏内に１号炉及び２号炉の発電用原子炉主任技術者を２名配置する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備に当たって、保安上必要な事項について確認を行う。

（c-2） 実施組織を、運転員等により事故拡大防止に必要な運転上の措置を実施する班、発電設備の応急復旧計画の策定及び措置を実施する班、発電所及びその周辺（周辺海域）における放射線量並びに放射性物質の濃度の状況把握及び災害対策活動に従事する要員の被ばく管理を実施する班、建物及び構築物の応急復旧計画の策定及び措置を実施する班で構成し、必要な役割の分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。

（c-3） 実施組織は、１号炉及び２号炉において同時に重大事故が発生した場合において以下のとおり対応できる組織とする。

発電所対策本部は、１号炉及び２号炉の同時被災の場合において、本部長の指示により号炉ごとに指名した指揮者の指示のもと、号炉ごとの情報収集や事故対策の検討を行う。

実施組織である緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員を発電所近傍に常時確保し、１号炉及び２号炉の同時被災が発生した場合においても、確保した重大事故等対策要員により、重大事故等対処設備を使用して炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故対策に対応できる体制とする。

発電用原子炉主任技術者は、原子炉ごとに選任する。担当号炉のプラント状況把握及び事故対策に専念することにより、１号炉及び２号炉の同時被災を想定した場合においても指示を的確に実施する。

１号炉及び２号炉の発電用原子炉主任技術者は、１号炉及び２号炉同時被災時に、号炉ごとの保安監督を誠実かつ、最優先に行う。

また、実施組織による重大事故等対策の実施に当たり、号炉ごとに選任した発電用原子炉主任技術者は、発電所対策本部から得られた情報に基づき重大事故等の拡大防止又は影響緩和に関し、保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。

（c-4） 発電所対策本部には、支援組織として技術支援組織と運営支援組織を設ける。

技術支援組織は、事故拡大防止のための運転措置の支援及び保安上の技術的支援を行う班、運営支援組織は、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整えるため発電所対策本部の運営及び情報の収集を行う班、関係地方公共団体の対応及び報道機関等の社外対応を行う班、防災資機材の整備を行う班、避難者の誘導を行う班で構成する。

（c-5） 重大事故等対策の実施が必要な状況において、緊急時体制を発令し、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員の非常召集連絡を行い、所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所対策本部を設置する。その中に実施組織及び支援

組織を設置し重大事故等の対策を実施する。

時間外、休日（夜間）においては、重大事故等が発生した場合、速やかに対策の対応を行うため、発電所内又は発電所近傍に緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員を常時確保し、体制を強化する。

なお、地震により緊急呼出システムが正常に機能しない等の通信障害によって非常召集連絡ができない場合でも地震の発生により発電所に自動参集する体制を整備する。

重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために実施組織として必要な要員は、原子力防災組織の統括管理及び全体指揮を行う全体指揮者、号炉ごとの統括管理及び号炉ごとの指揮を行う指揮者並びに通報連絡を行う通報連絡者の緊急時対策本部要員４名、運転操作指揮、号炉間連絡、運転操作助勢及び運転操作対応を行う運転員の当直員 12 名並びに運転対応及び保修対応を行う重大事故等対策要員 36 名の合計 52 名を確保する。

重大事故等が発生した場合、重大事故等対策要員のうち初動対応要員は、中央制御室に参集するとともに、緊急時対策本部要員と初動後対応要員は、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）に参集し、通報連絡、給水確保及び電源確保等の各要員の任務に応じた対応を行う。

重大事故等の対応については、高線量下の対応においても、社員及び協力会社社員を含め要員を確保する。

病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の重大事故等対策要員に欠員が生じ

た場合は、休日、時間外（夜間）を含め重大事故等対策要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた重大事故等対策要員の体制に係る管理を行う。

重大事故等対策要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。

また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、時間外、休日（夜間）を含めて必要な要員を非常召集できるよう、定期的に通報連絡訓練を実施する。

（c-6） 重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班の機能は、上記（c-2）項及び（c-4）項のとおり明確にするとともに、各班に責任者である班長及び副班長を配置する。

（c-7） 発電所対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である本部長の所長（原子力防災管理者）及び班長が欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。

（c-8） 実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する。

重大事故等が発生した場合において、実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するために、関係箇所との連携を図り迅速な対応により事故対応を円滑に実施することが必要なことから、支援組織が、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む）を備えた緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）

を整備する。さらに、実施組織が中央制御室、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）及び現場との連携を図るため、携帯型有線通話装置等を整備する。

（c-9） 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、原子力施設事態即応センターに設置する本店対策本部等の発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるように衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を用いて、広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

発電所対策本部の運営及び情報の収集を行う班が、本店対策本部と発電所対策本部間において発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。また、報道発表及び外部からの問い合わせ対応等については、本店対策本部の広報活動を行う班で実施し、発電所対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

（c-10） 重大事故等発生時に、発電所外部からの支援を受けることができるように支援体制を整備する。

発電所における緊急時体制発令の報告を受け、本店における緊急時体制を発令した場合、速やかに原子力施設事態即応センターに発電所外部の支援組織である本店対策本部を設置し、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社大での体制にて原子力災害対策活動を実施する。

本店対策本部は、発電所対策本部が事故対応に専念できるよう、情報収集及び災害状況の把握を行う班、事故拡大防止

措置の支援を行う班、外部電源や通信連絡設備に関する支援を行う班、広報活動を行う班及び資機材の調達運搬を行う班で構成する。

本店対策本部は、原子力事業所災害対策支援拠点の設置が必要と判断した場合、あらかじめ選定している施設の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を勘案した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し、必要な要員を派遣するとともに、災害対策支援に必要な資機材等の運搬を実施する。

本店対策本部は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ技術的な支援が受けられる体制を整備する。

（c-11） 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、社内外の関係各所と連係し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

重大事故等発生時に原子炉格納容器の設計圧力及び温度に近い状態が継続する場合等に備えて、機能喪失した設備の保守を実施するための放射線量低減及び放射性物質を含んだ汚染水が発生した際の汚染水の処理等の事態収束活動を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる協力活動体制を継続して構築する。

（ⅱ）大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項

a. 可搬型設備等による対応

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模

損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目に関する手順書を適切に整備し、また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を整備する。

一　大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。

二　大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。

三　大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。

四　大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。

五　大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

(a)　大規模損壊発生時の手順書の整備

大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、大規模な自然災害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想定する。

大規模な自然災害については、多数ある自然災害の中から発電用原子炉施設に大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害により、重大事故又は大規模損壊等が発生する可能性を考慮し対応手順書を整備する。

これに加え、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）

の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスへの対応を含む手順書として、また、発生確率や地理的な理由により発生する可能性が極めて低いため抽出していない外部事象に対しても緩和措置が行えるよう整備する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、大規模損壊を発生させる可能性の高い事象であることから、大規模損壊及び大規模な火災が発生することを前提とした対応手順書を整備する。

(a-1) 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮

大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を想定するに当たっては、国内外の基準等で示されている外部事象を網羅的に収集し、その中から考慮すべき自然災害に対して、設計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模を想定し、発電用原子炉施設の安全性に与える影響及び重畳することが考えられる自然災害の組合せについても考慮する。

また、事前予測が可能な自然災害については、影響を低減させるための必要な安全措置を講じることを考慮する。

さらに、事態収束に必要と考えられる機能の状態に着目して事象の進展を考慮する。

(a-2) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮

テロリズムには様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失

及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定し、その上で流用性を持たせた柔軟で多様性のある対応ができるように考慮する。

(a-3)　大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

大規模損壊発生時の対応手順書については、(a-3-3)項に示す５つの項目に関する緩和等の措置を講じるため、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有するものとして、また、(a-3-3)項に示すとおり重大事故等対策において整備する手順等に対して更なる多様性を持たせたものとして整備する。

大規模損壊により発電用原子炉施設が受ける被害範囲は不確定性が大きく、重大事故等対策のように予めシナリオ設定した対応操作は困難であると考えられる。よって、施設の損壊状況等の把握を迅速に試みるとともに断片的に得られる情報、確保できる要員及び使用可能な設備により、原子炉格納容器の破損緩和又は放射性物質の放出低減等のために効果的な対応操作を速やかにかつ臨機応変に選択及び実行する必要があることから、発電用原子炉施設の被害状況を把握するための手段及び各対応操作の実行判断を行うための手段を手順として定め整備する。

また、当該の手順書については、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突が発電用原子炉施設に及ぼす影響等、様々な状況を想定した場合における事象進展の抑制及び緩和対策の実行性を確認し整備する。

（a-3-1）　大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー

大規模損壊発生時は、発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合、状況把握がある程度可能な場合を想定し、状況に応じた対応が可能となるよう判断フローを整備する。また、手順書を有効かつ効果的に活用するため、適用開始条件を明確化するとともに、緩和操作を選択するための判断フローを明示することにより必要な個別対応手段への移行基準を明確化する。

（a-3-1-1）　大規模損壊発生の判断及び対応要否の判断基準

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突について、緊急地震速報、大津波警報等又は衝撃音、衝突音等により検知した場合、中央制御室の状況、プラント状態の大まかな確認及び把握を行うとともに、大規模損壊発生（又は発生が疑われる場合）の判断を当直課長又は原子力防災管理者が行う。また、以下の適用開始条件に該当すると当直課長又は原子力防災管理者が判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づき事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。

（a-3-1-1-1）　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突等により発電用原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合

・　プラント監視機能又は制御機能が喪失（中央制御室の喪失を含む）

・ 使用済燃料ピットが損傷し漏えいが発生

・ 炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊が発生

・ 大型航空機の衝突による大規模な火災が発生

(a-3-1-1-2) 当直課長が重大事故等発生時に期待する安全機能が喪失し、事故の進展防止及び影響緩和が必要と判断した場合

(a-3-1-1-3) 原子力防災管理者が大規模損壊時に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合

(a-3-1-2) 緩和操作を選択するための判断フロー

大規模損壊時に対応する手順による対応を判断後、発電用原子炉施設の被害状況を把握するための手段を用いて施設の損壊状況及びプラントの状態等を把握し、各対応操作の実行判断を行うための手段に基づいて、事象進展に応じた対応操作を選定する。緩和操作を選択するための判断フローは、中央制御室の監視及び制御機能の喪失により状況把握が困難な場合には、外からの目視による確認又は可搬型計測器による優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度緩和措置を行う。また、中央制御室又は緊急時対策所（指揮所）若しくは緊急時対策所（緊急時対策棟内）での監視機能の一部が健全であり、速やかな安全機能等の状況把握が可能な場合には、内部の状況から全体を速やかに把握し、優先順位を付けて喪失した機能を回復

又は代替させる等により緩和措置を行う。また、適切な個別操作を速やかに選択できるように、当該フローに個別操作への移行基準を明確化する。なお、個別操作を実行するために必要な重大事故等対処設備又は設計基準事故対処設備の使用可否については、大規模損壊時に対応する手順に基づく当該設備の状況確認を実施することにより判断する。

(a-3-2)　優先順位に係る基本的な考え方

環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、炉心損傷の潜在的可能性を最小限にすること、炉心損傷を少しでも遅らせることに寄与できる初期活動を行うとともに、事故対応への影響を把握するため、火災の状況を確認する。また、対応要員及び残存する資源等を基に有効かつ効果的な対応を選定し、事故を収束させる対応を行う。

また、設計基準事故対処設備の安全機能の喪失、大規模な火災の発生及び運転員（当直員）を含む重大事故等対策要員等が被災した場合も対応できるようにするとともに、可搬型重大事故等対処設備等を活用することによって、（a-3-3）項に示す５つの項目に関する緩和等の措置について、人命救助を行うとともに要員の安全を確保しつつ並行して行う。

さらに、環境への放射性物質の放出低減を最優先とする観点から、事故対応を行うためのアクセスルート及び操作場所に支障となる火災及び延焼することにより被害

の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

対応の優先順位については、把握した対応可能要員数、使用可能設備及び施設の状態に応じて選定する。

・　発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合

プラント監視機能が喪失し、発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合においては、外観より施設の状況を把握するとともに、対応可能な要員の状況を可能な範囲で把握し、原子炉格納容器又は使用済燃料ピットから環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、大規模火災の発生に対しても迅速に対応する。また、監視機能を復旧させるため、代替所内電源による給電により、監視機能の復旧措置を試みるとともに、可搬型計測器等を用いて可能な限り継続的に状態把握に努める。

外観より原子炉格納容器又は燃料取扱建屋の破損が確認され周辺の線量率が上昇している場合は放射性物質の放出低減処置を行う。

外観より原子炉格納容器が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は原子炉格納容器破損の緩和処置を優先して実施し、炉心が損傷していないこと等を確認できた場合には、炉心損傷緩和の処置を実施する。

使用済燃料ピットへの対応については、外観より燃料取扱建屋が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は、建屋内部にて可能な限り代替

水位計の設置等の措置を行うとともに、常設設備又は可搬型設備による補給を行う。また、水位の維持が不可能又は不明と判断した場合は外部スプレイを行う。

・　発電用原子炉施設の状況把握がある程度可能な場合

プラント監視機能が健全である場合には、運転員（当直員）等により発電用原子炉施設の状況を速やかに把握し、判断フローに基づいて「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」機能の確保を基本とし、状況把握が困難な場合と同様に、環境への放射性物質の放出低減を目的に、優先的に実施すべき対応操作とその実効性を総合的に判断し、必要な緩和処置を実施する。

なお、部分的にパラメータ等を確認できない場合は、可搬型計測器等により確認を試みる。

上記の各対策の実施に当たっては、重大事故等対策におけるアクセスルート確保の考え方を基本に、被害状況を確認し、早急に復旧可能なルートを選定し、ホイールローダ、その他重機を用いて法面崩壊による土砂、建屋の損壊によるがれき等の撤去活動を実施することでアクセスルートの確保を行う。また、事故対応を行うためのアクセスルート及び操作場所に支障となる火災及び延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

(a-3-3)　大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

大規模損壊が発生した場合に対応する手順については、(a-3-3-1) 項の５つの活動を行うための手順書として重

大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、事象進展の抑制及び緩和に資するための多様性を持たせた手順等を適切に整備する。

また、（a-3-3-2）項から（a-3-3-14）項の手順等を基本に、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順、重大事故等対策と異なる判断基準により事故対応を行うための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

（a-3-3-1）　５つの活動又は緩和対策を行うための手順書

・　大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等

大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備するとともに必要な設備を配備する。

また、地震及び津波のような大規模な自然災害によって施設内の油タンク火災等の大規模な火災が発生した場合においても、同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。

手順書については、以下の（a-3-3-12）項に該当する手順等を含むものとして整備する。

大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備するとともに、火災の状況に応じて小型放水砲等による泡消火を準備する。また、早期に準備が可能な化学消防自動車による延焼防止のための消火を実施する。

また、重大事故等対策要員による消火活動を行う場合は、事故対応とは独立した通信手段を用いるために、別の無線通話装置の回線を使用することとし、緊急時対策本部との連絡については衛星携帯電話設備を使用して、全体指揮者の指揮の下対応を行う。

・　炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書については、以下の（a-3-3-2）項から（a-3-3-6）項、（a-3-3-13）項及び（a-3-3-14）項に該当する手順等を含むものとして整備する。

炉心の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は以下のとおりである。

・　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、蒸気発生器２次側による炉心冷却及び減圧を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は１次系のフィードアンドブリードを行う。

・　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において１次冷却材喪失事象が発生している場合は、多様な炉心

注入手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により炉心を冷却する。また、１次冷却材喪失事象が発生していない場合は蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。

・　最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、蒸気発生器２次側による炉心冷却及び格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。

・　原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、格納容器内自然対流冷却には移動式大容量ポンプ車を使用するため準備に時間がかかることから、使用開始するまでの間に原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。

・　原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等

原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順書については、以下の（a-3-3-3）項から（a-3-3-10）項、（a-3-3-13）項及び（a-3-3-14）項に該当する手順等を含むものとして整備する。

原子炉格納容器の破損を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は以下のとおりで

ある。

・　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、蒸気発生器２次側による炉心冷却及び減圧を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は１次系のフィードアンドブリードを行う。また、１次冷却系を減圧する手段により、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止する。

・　炉心が溶融し溶融デブリが原子炉圧力容器内に残存した場合は、原子炉格納容器の破損を緩和するため、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器に注水し、原子炉容器内の残存溶融デブリを冷却する。

・　最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、蒸気発生器２次側による炉心冷却及び格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。

・　原子炉格納容器内の冷却又は破損を緩和するため、格納容器内自然対流冷却、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

・　溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の抑制及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止するため、多様な格納容器スプレイ手

段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により、溶融し原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する。また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、多様な炉心注入手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により炉心を冷却する。

・　さらに、原子炉格納容器内に水素が放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減及び水素濃度監視を実施し、水素が原子炉格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出及び水素濃度監視を実施する。

・　使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書については、以下の（a-3-3-11）項及び（a-3-3-13）項に該当する手順等を含むものとして整備する。

使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は、外観より燃料取扱

建屋が健全であること、周辺の線量率が正常であることが確認できた場合、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、早期に準備が可能な常設設備による補給を優先して実施し、常設設備による補給ができない場合は、可搬型設備による補給、内部からのスプレイ等を実施する。また、使用済燃料ピットの近傍に立ち入ることができない場合は、外部からのスプレイを実施し、燃料取扱建屋の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合は、放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。

・　放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内燃料体の著しい損傷に至った場合において放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順書については、以下の（a-3-3-11）項及び（a-3-3-12）項に該当する手順等を含むものとして整備する。

放射性物質の放出を低減するための対策が必要な場合における対応手順の優先順位は、原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失した場合、格納容器スプレイが実施可能であれば、早期に準備が可能な常設設備によるスプレイを優先して実施し、常設設備によるスプレイができない場合は可搬型設備によるスプレイを実施す

る。格納容器スプレイが使用不能な場合又は放水砲による放水が必要と判断した場合は、放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。

使用済燃料ピット内燃料体の著しい損傷に至った場合は、外部からのスプレイにより放射性物質の放出低減を実施し、燃料取扱建屋の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合は、放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。

(a-3-3-2)　「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」

重大事故等対策にて整備する 1.2 の手順に加えて、以下の手順を整備する。

・　原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない場合、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失も想定し、燃料取替用水タンク水をＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により原子炉へ注入する操作と加圧器逃がし弁による原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作を組み合わせた１次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する手順

(a-3-3-3)　「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」

重大事故等対策にて整備する 1.3 の手順に加えて、以下の手順を整備する。

・　原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない状況において、蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧機能が喪失した場合、サポート系の機能喪失を想定し、加圧器逃がし弁を用いた１次系のフィードアンドブリードにより１次冷却系を減圧する手順

・　フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失も想定し、燃料取替用水タンク水をＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により充てんラインを使用して原子炉へ注入し、原子炉の冷却を確保してから加圧器逃がし弁を開とする手順

（a-3-3-4）「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」

重大事故等対策にて整備する 1.4 の手順に加えて、以下の手順を整備する。

・　消火用水系統が使用できない場合は、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプと同様の接続口を使用し、消防自動車から原子炉に注入する手順

（a-3-3-5）「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」

重大事故等対策にて整備する 1.5 の手順を用いた手順等を整備する。

（a-3-3-6）「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」

重大事故等対策にて整備する 1.6 の手順に加えて、以下の手順を整備する。

・　消火用水系統が使用できない場合は、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプと同様の接続口を使用し、消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順

(a-3-3-7)「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」

重大事故等対策にて整備する 1.7 の手順に加えて、以下の手順を整備する。

・　消火用水系統が使用できない場合は、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプと同様の接続口を使用し、消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順

(a-3-3-8)「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」

重大事故等対策にて整備する 1.8 の手順に加えて、以下の手順を整備する。

・　消火用水系統が使用できない場合は、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプと同様の接続口を使用し、消防自動車から原子炉に注入する手順及び原子炉格納容器へ注水する手順

(a-3-3-9)「1.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」

重大事故等対策にて整備する 1.9 の手順を用いた手

順等を整備する。

(a-3-3-10)「1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.10の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-3-11)「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」

重大事故等対策にて整備する 1.11 の手順に加えて、以下の手順を整備する。

・　使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより淡水又は海水を使用済燃料ピットへ注水する手順

・　使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットへの補給による水位維持が不可能又は不明と判断した場合で、燃料取扱建屋の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合は、消防自動車及び使用済燃料ピットスプレイヘッダの運搬、設置及び接続を行い、使用済燃料ピットへの外部スプレイを行う手順

(a-3-3-12)「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」

重大事故等対策にて整備する 1.12 の手順に加えて、以下の手順を整備する。

・　原子炉格納容器、原子炉補助建屋等が破損してい

る場合又は破損が不明な状況において、建屋周辺の線量率が上昇している場合は、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器へスプレイする手順

(a-3-3-13)「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」

重大事故等対策にて整備する 1.13 の手順に加えて、以下の手順を整備する。

・　大規模火災や長期間にわたる大津波警報が発令されている状況等を考慮し、被災状況、場所により適切なルートで淡水又は海水の水源を確保する手順

(a-3-3-14)「1.14　電源の確保に関する手順等」

重大事故等対策にて整備する1.14の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-4)　(a-3-3) 項に示す大規模損壊への対応手順書は、中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備するが、中央制御室での監視及び制御機能に期待できる可能性も十分に考えられることから、運転員が使用する手順書も並行して活用した事故対応も考慮したものとする。

(b)　大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊発生時の体制については、組織が最も有効に機能すると考えられる通常の緊急時対策本部の体制を基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備する。

また、重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提とし、中央制

御室が機能喪失するような通常とは異なる体制で活動しなければならない場合にも対応できるよう教育、訓練及び体制の整備を実施する。

(b-1)　大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練

大規模損壊時への対応のための緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員（協力会社含む）への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施する。また、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した指揮者等の個別訓練を実施する。さらに、要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって対応できるような力量を確保していくことにより、期待する要員以外の要員でも対応できるよう教育の充実を図る。

(b-2)　大規模損壊発生時の体制

発電用原子炉施設において重大事故等及び大規模損壊のような原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去並びに原子力災害の拡大防止及び緩和その他必要な活動を迅速かつ円滑に実施するため、通常の原子力防災組織の体制を基本とする原子力防災組織を設置し、発電所に緊急時対策本部の体制を整える。

また、時間外、休日（夜間）においても発電所内又は発電所近傍に事故対応要員52名及び専属消防隊８名を確保し、大規模損壊の発生により中央制御室（運転員（当直員）を

含む。）が機能しない場合においても、対応できるよう体制を整備する。

さらに、発電所構内の最低要員により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整える。

(b-3)　大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方

大規模損壊発生時には、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、対応要員を確保するとともに指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊時に対応するための体制を基本的な考え方に基づき整備する。

・　時間外、休日（夜間）における副原子力防災管理者を含む常駐者は、地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。また、建物の損壊等により対応要員が被災するような状況においても、構内に勤務している他の要員を発電所対策本部での役務に割り当てる等の措置を講じる。

・　プルーム放出時、最低限必要な要員は緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）に留まり、プルーム通過後、活動を再開する。その他の要員は発電所外へ一時避難し、その後、交替要員として発電所へ再度非常召集する。

・　大規模損壊と同時に大規模火災が発生している場合、緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、消防要

員（専属消防隊）は消火活動を実施する。また、副原子力防災管理者が、事故対応を実施及び継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、重大事故等対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で消火活動に従事させる。

(b-4)　大規模損壊発生時の支援体制の確立

(b-4-1)　本店対策本部体制の確立

発電用原子炉施設において大規模損壊が発生した場合の支援を実施するため、社長を本部長とする本店緊急時対策本部が速やかに確立できるよう体制を整備する。

原子力災害と非常災害（一般災害）の複合災害発生時においては、原子力災害対策組織と非常災害（一般災害）対策組織を統合し、対策総本部（統合本部）として、一体となって対応を実施する。また、社長は総本部長として全社対策組織を指揮し、原子力災害対策組織については発電本部長が副総本部長、非常災害（一般災害）対策組織については副社長が副総本部長となり、それぞれの対策組織の責任者として指揮する。

(b-4-2)　外部支援体制の確立

他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ応援要請し、技術的な支援が受けられる体制を整備する。

協力会社より現場作業や資機材輸送等に係る要員の派遣を要請できる体制、プラントメーカ及び建設会社による技術的支援を受けられる体制を整備する。

(c)　大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。

(c-1) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように配慮する。

・ 可搬型重大事故等対処設備は、基準地震動を一定程度超える地震動に対して、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に保管する。また、基準津波を一定程度超える津波に対して、裕度を有する高台に保管するとともに、竜巻により同時に機能喪失させないよう、位置的分散を図り複数箇所に保管する。

・ 可搬型重大事故等対処設備は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより同時に機能喪失させないよう、原子炉建屋から100m以上離隔をとって当該建屋と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。

・　可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管するとともに、常設設備への接続口、アクセスルートを複数設ける。また、速やかに消火及びがれき撤去できる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。

(c-2)　大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう、原子炉建屋から100m以上離隔をとった場所に分散して配備する。

・　炉心損傷及び原子炉格納容器破損による高線量の環境下において事故対応するために着用するマスク、高線量対応防護服及び線量計等の必要な資機材を配備する。

・　地震及び津波の大規模な自然災害による油タンク火災又は故意による大型航空機の衝突による大規模な燃料火災の発生時において、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材、小型放水砲等を配備する。

・　大規模損壊の発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信手段を確保するため、多様な通信手段を複数整備する。また、消火活動専用の通信連絡設備として無線通話装置（携帯型）を配備する。

b. 特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制の整備

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等において、原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するため、特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制を整備する。この体制は、発電所の外部からの支援が受けられるまでの間、特定重大事故等対処施設の機能を維持できるよう整備する。

また、特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制の整備に関して、以下の項目に関する手順書を適切に整備し、その活動を行うための手順書に関する教育及び訓練を実施するとともに、必要な資機材を整備する。

一 特定重大事故等対処施設を用いた原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出の抑制に関すること。

なお、「(i) 重大事故等対策」は共通事項を含む重大事故等の対応に関する事項を、「(ii) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「a. 可搬型設備等による対応」は大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合の可搬型設備等による対応を示しており、ここでは特定重大事故等対処施設に関する事項について特記すべき内容を示す。

また、重大事故等又は大規模損壊に対処するための体制において技術的能力を維持管理していくために必要な事項を、「原

子炉等規制法」に基づく原子炉施設保安規定等において規定する。

(a) 特定重大事故等対処施設の手順書の整備

特定重大事故等対処施設の手順書を整備するに当たっては、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合を想定する。

手順書は使用主体に応じて、運転員が使用する手順書、発電所の緊急時対策本部（以下「発電所対策本部」という。）が使用する手順書及び特重施設要員が使用する手順書を整備する。

(a-1) 原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合への対応における考慮

(a-1-1) 原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等の発生を想定し、中央制御室及び緊急時対策所が機能喪失する過酷な状態において、発電用原子炉施設の状態の把握及び原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等対策の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にし、手順書にまとめる。

(a-1-2) 原子炉格納容器の破損を防ぐために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう、判断基準をあらかじめ明確にした手順書を以下のとおり整備する。

特定重大事故等対処施設の使用については、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な各操作について、手順

着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

フィルタベントについては、フィルタ装置では除去できない希ガスを含んだ原子炉格納容器内雰囲気を環境へ放出する手順であることから、原子炉格納容器の破損を防止するためにフィルタベントを実施する必要がある場合において、迷わずフィルタベントを用いた放射性物質の放出を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。

(a-1-3) 特定重大事故等対処施設による対応において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示す。

特定重大事故等対処施設による対応において、原子力防災管理者及び当直課長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を発電所対策本部が使用する手順書及び運転員が使用する手順書に整備する。また、特重施設要員が躊躇せず操作できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を特重施設要員が使用する手順書に整備する。

特定重大事故等対処施設による対応時の発電所対策本部活動において特定重大事故等対処施設による対応を実施する際に、発電所対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。また、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を発電所対策本部が使用する手順書に整備する。

(a-1-4) 特定重大事故等対処施設による対応に使用する手順書と

して、発電所内の実施組織とその支援組織が連携し事故の進展状況に応じて実効的に特定重大事故等対処施設による対応を実施するため、特重施設要員、運転員及び発電所対策本部が使用する手順書を適切に定める。

発電所対策本部が使用する手順書に、体制、通報及び発電所対策本部内の連携等について明確にした手順を定める。

特重施設要員及び運転員が使用する手順書は、事故の進展状況に応じて、構成を明確化し、手順書相互間を的確に移行できるよう、移行基準を明確にする。

(a-1-5) 特定重大事故等対処施設による対応の判断基準として確認される水位、圧力等の計測可能なパラメータを整理し、手順書に明記する。

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより想定される重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定し、手順書に明記する。

パラメータが故障等により計測不能な場合は、代替パラメータ及び代替確認手段にて当該パラメータを推定する方法を手順書に明記する。

また、特定重大事故等対処施設による対応におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を手順書に整理する。

想定する起因事象と特定重大事故等対処施設の効果の評価にて整理した有効な情報について、特重施設要員及び発電所対策本部要員が監視すべきパラメータの選定、状況の

把握及びパラメータ挙動予測並びに影響評価のための判断情報とし、特重施設要員及び発電所対策本部が使用する手順書に整理する。

(a-1-6) 前兆事象として把握ができるか、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより想定される重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して、特定重大事故等対処施設の機能の維持及び事故の緩和対策をあらかじめ検討しておき、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生又は発生するおそれがあると原子力防災管理者又は当直課長が判断した場合、発電用原子炉の停止及び冷却操作を行う手順を整備する。

(a-1-7) 有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の操作を行うことができるよう、特重施設要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順と体制を整備する。固定源に対しては、特重施設要員の吸気中の有毒ガス濃度が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。可動源に対しては、換気設備の隔離等により、特重施設要員が事故対策に必要な各種の操作を行うことができるようにする。

予期せぬ有毒ガスの発生に対応するため、特重施設要員に対して配備した防護具を着用することにより、事故対策に必要な各種の操作を行うことができるよう手順と体制を整備する。

(a-1-8) 原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合においては、特定重大事故等対処施設による対応を行う。なお、並行して「(ⅱ) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「a. 可搬型設備等による対応」で整備した可搬型設備等による対応準備も行い、柔軟で多様性のある対応ができるように考慮する。

(a-2) 特定重大事故等対処施設の対応手順書の整備及びその対応操作

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合の特定重大事故等対処施設による対応（以下「特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応」という。）については、以下に示す項目を目的とした特重設備の操作を実施するための手順を整備する。

・特定重大事故等対処施設の準備操作
・原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作
・原子炉内の溶融炉心の冷却
・原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却
・原子炉格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減
・原子炉格納容器の過圧破損防止
・[redacted]の居住性
・電源設備
・計装設備

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・通信連絡設備

本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。）として原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等に対処するために使用する設備を含めて、通常時の系統状態から弁操作等により切り替えられるようにして当該操作等について明確にし、通常時の系統状態から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに、確実に行えるよう訓練を実施する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊時については、原子炉補助建屋等と特定重大事故等対処施設は同時に破損しない設計としており、特定重大事故等対処施設の被害状況の確認は実施しない。

なお、大規模損壊発生時のプラント全体のアクセスルートの確保及び被害状況の把握については、フィルタベント手動操作時の現場手動操作機構へのアクセスルートを含めて「（ⅰ）重大事故等対策」の「a.(b) アクセスルートの確保」及び「（ⅱ）大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「a.(a-3-2) 優先順位に係る基本的な考え方」に示すとおり、発電所内の道路及び通路ができる限り確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保するとともに、障害物を除去可能なホイールローダ及びその他の重機

を保管し、それらを運転できる要員を確保する等、実効性のある運用管理を行う。

また、大規模な火災への対応は、「(ⅱ) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「a.(a-3-3-1)５つの活動又は緩和対策を行うための手順書」と同じ運用管理を実施する。

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生又は発生するおそれがあると原子力防災管理者又は当直課長が判断した場合は、中央制御室運転員及び特重施設要員に特定重大事故等対処施設による対応を指示する。

(a-2-1) 特定重大事故等対処施設の対応手順書の適用条件と判断フロー

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等発生時に特定重大事故等対処施設を有効かつ効果的に活用することが可能となるよう判断フローを整備する。

(a-2-1-1) 特定重大事故等対処施設による対応要否の判断基準

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生又は発生するおそれがあると原子力防災管理者又は当直課長が判断した場合、中央制御室運転員及び特重施設要員に特定重大事故等対処施設による対応を指示する。特重施設要員は、特定重大事故等対処施設による対応の指示を受けた後は、その後、発電所対策本部長から指示がなくとも手順着手

の判断基準に基づき手順に従った対応を行い、原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制する。ただし、特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応中に設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備（特重設備を除く。）による対応が可能となり、特定重大事故等対処施設による対応を実施する必要がないと発電所対策本部長が判断した場合は、発電所対策本部長の指揮のもと、通常のプラント停止操作又は「a. 可搬型設備等による対応」で整備する大規模損壊時の手順を用いた対応に移行する。

なお、必要に応じて発電所対策本部と[　　]は通信連絡設備を用いて情報共有を行う。

(a-2-1-2) 特定重大事故等対処施設が有する機能を選択するための判断フロー

原子力防災管理者又は当直課長が、特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応を判断後、特重施設要員は手順に従った対応を行う。

(a-2-2) 優先順位に係る基本的な考え方

(a-2-2-1) 特定重大事故等対処施設による対応と可搬型設備等による対応

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊発生時には、特定重大事故等対処施設による対応と並行して、可搬型設備等による対応準備も行うが、特定重大事故等対処施設を用いた対応を優先する。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(a-2-2-2) 特定重大事故等対処施設における各手順の基本的考え方

特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応においても、可搬型設備等を用いた対応と同様に、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考える。このため、使用する手順の順番としては、原子炉への注入、原子炉格納容器へのスプレイによる冷却・減圧、フィルタ装置を介した原子炉格納容器内雰囲気の大気放出の順で実施することとする。

また、フィルタベントについては、フィルタ装置では除去できない希ガスを含んだ原子炉格納容器内雰囲気を環境へ放出する手順であることから、原子炉格納容器の破損を防止するためにフィルタベントを実施する必要がある場合において、迷わずフィルタベントを用いた放射性物質の放出を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。湿式であるフィルタ装置内には事前に水を貯めた状態であるため、特定重大事故等対処施設の準備操作では、フィルタ装置の水位がフィルタベント操作に必要な水量を確保していることを確認する。

なお、特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応中に、設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備（特重設備を除く。）による対応が可能となり、フィルタベントを実施する必要がないと発電所対策本部長が判断した場合は、発電所対策本部長の指揮のもと、「a. 可搬型設備等による対応」で整備する大規模損壊時の手順

を用いた対応に移行する。

(a-2-3) 特定重大事故等対処施設による対応を行うために必要な手順書

特定重大事故等対処施設による対応については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」(以下「技術的能力審査基準」という。)で規定する内容に加え、「設置許可基準規則」に基づいて整備する設備の運用手順等についても考慮した「特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要」を含めて手順書を適切に整備する。「特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要」は特重施設要員が実施する操作を記載し第10.4表に示す。

(b) 特定重大事故等対処施設による対応の体制の整備

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合において、原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するため、特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制を整備する。この体制は、発電所の外部からの支援が受けられるまでの間、特定重大事故等対処施設の機能を維持できるよう整備する。また、(a)における特定重大事故等対処施設の手順書を用いた活動を行うための教育及び訓練を実施するとともに、必要な資機材を整備する。

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等に対処するために、発電所の

外部からの支援が受けられるまでの７日間、特定重大事故等対処施設は必要な機能が維持できるようにする。なお、特定重大事故等対処施設は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突に対してその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ものとするため、特重設備は、原子炉補助建屋等及び特定重大事故等対処施設に衝突することによってこれらが同時に破損することを防ぐ設計とするとともに、信頼性向上を図る設計であることから、特定重大事故等対処施設の復旧作業及びそのために必要な体制の整備は不要である。

(b-1) 特定重大事故等対処施設による対応のための要員への教育及び訓練の実施

特定重大事故等対処施設による対応のための要員は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合に対して、特定重大事故等対処施設による必要な対処を迅速かつ円滑に実施するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を継続的に実施する。

必要な力量の確保に当たっては、事故時対応の知識及び技能について要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより要員の力量の維持及び向上を図る。

要員の教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は、以下のとおりとし、この考え方に基づき教育及び訓練の計画を定め、実施する。

・要員に対し必要な教育及び訓練項目を年２回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。

特定重大事故等対処施設による対応のための要員の対象者については、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じて迅速かつ円滑に対処できるよう要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、特定重大事故等対処施設の運用開始前までに力量を付与された要員を必要人数配置する。

特定重大事故等対処施設による対応のための要員を確保するため、以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。

(b-1-1) 特定重大事故等対処施設については、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合に対処する施設であることを踏まえ、特定重大事故等対処施設からの操作による発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできる教育及び訓練等を実施する。

(b-1-2) 要員の役割に応じて、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合に原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するための迅速かつ円滑な対処ができるよう、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。

実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するため、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、発電所対策本部の特定重大事故等対処施設による対応における指揮者（以下「特重施設指揮者」という。）、運転員（当直員）及び特重施設要員の連携等を確認するための訓練等を定期的に計画する。

特定重大事故等対処施設の対応を迅速に実施するために、必要に応じて事象進展による悪条件（高線量下、夜間及び悪天候（降雨、強風等）及び照明機能低下等）などを想定し、必要な防護具等を使用した訓練も実施する。

特定重大事故等対処施設の対応を迅速に実施するために、特重施設要員は、役割に応じて特定重大事故等対処施設について熟知しておく必要があるため、現場を含めた模擬訓練を行う。また、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の定期点検及び運転に必要な操作を自らが行う。

設備の保修を担当する者は、原子力訓練センターにてポンプ、弁設備等の分解点検、調整、部品交換の実習を社員自らが実施することにより技能及び知識の向上を図る。さらに、設備の点検においては、保守実施方法をまとめた作業手順書に基づき、現場に立ち、巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに、作業手順書の内容確認及び作業工程検討などの保守点検活動を社員自らも行う。

特定重大事故等対処施設の対応を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備する。特重施設要員は、それらの情報及びマニュアルを用いて、事故時対応訓練を行うことで、設備資機材の保管場所、保管状態を把握し、取扱いの習熟を図るとともに、情報及びマニュアルの管理を実施する。

(b-2) 特定重大事故等対処施設による対応の体制

(b-2-1) 原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合に対して、特定重大事故等対処施設による必要な対処を迅速かつ円滑に実施するため、「(ⅰ)重大事故等対策」の「d.(c)体制の整備」、「(ⅱ)大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「a.(b-2)大規模損壊発生時の体制」及び「a.(b-3)大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方」にて整備される体制のもと、特重施設要員は実施組織として、(a)における特定重大事故等対処施設の対応手順書に従って活動を行う。

なお、特定重大事故等対処施設設置に伴う基本的な体制は、特定重大事故等対処施設設置を踏まえた対応を行う。

(b-2-2) 特定重大事故等対処施設による対応における指示者は、発電所対策本部設置前については原子力防災管理者又は当直課長であり、発電所対策本部設置後においては、所長（原子力防災管理者）は、発電所対策本部長として全体指揮者

となり原子力防災組織を統括管理する。

発電所対策本部は、１号炉及び２号炉の同時被災時の場合において、発電所対策本部長の指示により、号炉ごとに指名した指揮者の指示のもと、号炉ごとの情報収集や事故対策の検討を行い、重大事故等対策を実施する。

また、号炉ごとに指名された指揮者は、特重施設指揮者として、特重施設要員に指示を行い、特定重大事故等対処施設による対応を実施する。

特重施設要員を特定重大事故等対処施設内に常時確保し、１号炉及び２号炉の同時被災が発生した場合においても、確保した特重施設要員により、１号炉及び２号炉に対して特定重大事故等対処施設による対応を実施できる体制とする。特重施設要員は特重施設指揮者の指示のもと、特定重大事故等対処施設による対応を実施する。

(b-2-3) 原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために、１号炉及び２号炉の原子炉容器に燃料が装荷されている場合における必要な特重施設要員として、[　　]（１号炉及び２号炉のうち１つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は[　　]、１号炉及び２号炉両方共に原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は要員の確保の必要なし。）を確保する。また、「(ⅰ)重大事故等対策」の「d.(c)体制の整備」で整備される重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために、計 52 名を確保し、特重施設要員と合わせて合計[　　]（１号炉及び２号炉のうち１つの

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は［　　］、１号炉及び２号炉両方共に原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は 52 名）を確保する。所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて緊急時体制（警戒体制、第１種緊急時体制、第２種緊急時体制）を発令し、要員の非常召集を行う。

なお、特重施設要員を特定重大事故等対処施設内に常時確保し、中央制御室（運転員（当直員）を含む。）又は重大事故等対処設備（特重設備を除く。）による原子炉格納容器破損防止対策が有効に機能しなくなる場合においても、対処できるよう体制を整備する。

(b-2-4) 病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の特重施設要員に欠員が生じた場合は、休日、時間外（夜間）を含め特重施設要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた特重施設要員の体制に係る管理を行う。

特重施設要員の補充の見込みが立たない場合は、発電用原子炉の停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる発電用原子炉の運転状態に移行する。

(b-2-5) フィルタベント時における対応として、フィルタベントの開始前には、最低限必要な要員（重大事故等対策要員）は緊急時対策所にとどまり、その他の要員は屋内待機させるか発電所外に一時退避する。

また、特重施設要員は、フィルタベント時及びプルーム通過時においても［　　］にとどまる。

(b-3) 原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

のテロリズムによる重大事故等発生時の支援体制の確立

(b-3-1) 本店対策本部体制の確立

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等発生時の本店対策本部体制において「(ⅰ)重大事故等対策」の「d.(c)体制の整備」及び「(ⅱ)大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「a.(b-4-1)本店対策本部体制の確立」と同じ運用管理を実施する。

(b-3-2) 外部支援体制の確立

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等に対処するため、特定重大事故等対処施設内であらかじめ用意された資機材及び燃料等、[redacted]内にとどまり対応するために必要な飲料及び食料等により、特定重大事故等対処施設による対応を実施し、発電所の外部からの支援が受けられるまでの 7 日間、特定重大事故等対処施設の機能を維持できるようにする。

また、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等発生時の外部支援体制の確立においては、プラントメーカ、協力会社、建設会社、燃料供給会社、他の原子力事業者等関係機関と協議及び合意の上、外部支援計画及び発電所外に保有している重大事故等対処設備（特重設備を除く。）と同種の設備、予備品、燃料等により、事象発生後６日間までに支援を受け

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

られる計画等を定める「(ⅰ)重大事故等対策」の「c.支援に係る事項」及び「(ⅱ)大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「a.(b-4-2)外部支援体制の確立」と同じ運用管理を実施する。

(c) 特定重大事故等対処施設の資機材の配備に関する基本的な考え方

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等に対処するために、発電所の外部からの支援が受けられるまでの7日間、特定重大事故等対処施設の機能を維持するため、特重施設要員[ ]が要員の交代なしに7日間、[ ]にとどまり対応活動が可能なよう資機材を配備する。

・外部支援が受けられない場合も[ ]で対応可能なように、飲料水、食料等を[ ]に備蓄する。

・特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制に係る資料を配備する。

・[ ]は居住性を確保した設計とするためマスク等の個人が用いる防護具は必要ないが、万一のための防護具として全面マスクを配備する。

・要員の交代等を行う場合でも対応可能なように、必要な防護具等、チェンジングエリア用資機材等を配備する。

また、緊急時対策所等の資機材の配備において「(ⅰ)重大事故等対策」の「c.支援に係る事項」及び「(ⅱ)大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

応における事項」の「a.(c-2)大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方」と同じ運用管理を実施する。

(2)　有効性評価

(ｉ) 基本方針

a.　評価事象

本発電用原子炉施設が安全確保のために設計基準として設けた設備について、その機能が喪失した場合であっても、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故(以下「重大事故等」という。)に対する対策により、事象進展を防止あるいは放射性物質の放出を抑制できることを示し、重大事故等に対する対策の有効性を確認する。

重大事故等に対する対策の有効性は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」等（以下「規則等」という。）に基づき評価を実施し、有効性があることを確認する見地から、以下のとおり代表的な事象を選定する。

なお、選定に当たっては、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の知見を踏まえ、規則等で想定する事故シーケンスグループ（運転停止中を含む）、格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらすものが新たに抽出されないことを確認する。

また、１次冷却材配管の破断による原子炉冷却材喪失（以下「LOCA」という。)を想定する場合の配管の破断規模については、非常用炉心冷却設備（以下「ECCS」という。）の特徴を踏まえたPRA上の取扱いに従い、以下のとおり分類する。

・大破断 LOCA

１次冷却材配管の両端破断のように、事象初期に急激な１次系の減圧を生じるもので、蓄圧注入系及び低圧注入系によ

り炉心冷却が可能となる規模の LOCA である。

・中破断 LOCA

大破断 LOCA と比較して破断口が小さく、１次系の減圧が比較的緩やかで、蓄圧注入系及び高圧注入系により炉心冷却が可能となる規模の LOCA である。

(a)　運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故に対する炉心損傷防止対策の評価事象は、対応が可能な範囲を明確にした上で、事故シーケンスグループごとに炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間等を考慮して選定した結果、以下の事故とする。

なお、事故シーケンスグループのうち、炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものについては、国内外の先進的な対策と同等のものを講じていることを確認する。

(a-1)　２次冷却系からの除熱機能喪失

主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故

(a-2)　全交流動力電源喪失

外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び１次冷却材ポンプ軸封部からの１次冷却材の流出（以下「RCP シール LOCA」という。）する事故並びに外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失する事故

(a-3)　原子炉補機冷却機能喪失

外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補

機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故

(a-4)　原子炉格納容器の除熱機能喪失

中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

(a-5)　原子炉停止機能喪失

主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故及び負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故

(a-6) ECCS注水機能喪失

中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故

(a-7)　ECCS再循環機能喪失

大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故

(a-8)　格納容器バイパス

１次系の圧力が原子炉格納容器外の低圧系に付加されるために発生するLOCA（以下「インターフェイスシステムLOCA」という。）及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

(b) 運転中の原子炉における重大事故

運転中の原子炉における重大事故に対する格納容器破損防止対策の評価事象は、発電用原子炉施設の特性等を考慮し、工学的に発生すると考えられる範囲を明確にした上で、格納容器破損モードごとに原子炉格納容器への負荷等を考慮して選定した結果、以下の事故とする。

(b-1)　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過　温破損）

(b-1-1)　格納容器過圧破損

大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納

容器スプレイ注入機能が喪失する事故

(b-1-2)　格納容器過温破損

外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故

(b-2)　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故

(b-3)　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故

(b-4)　水素燃焼

大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故

(b-5)　格納容器直接接触（シェルアタック）

本発電用原子炉施設においては、工学的に発生しない。

(b-6)　溶融炉心・コンクリート相互作用

大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

(c)　使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故に対する使用済燃料ピット内の燃料損傷防止対策の評価事象は、規則等で想定された以下の事故とする。

(c-1)　使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故（以下「想定事故１」という。）

(c-2)　サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故（以下「想定事故２」という。）

(d)　運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故に対する原子炉内の燃料損傷防止対策の評価事象は、事故シーケンスグループごとに燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間等を考慮して選定した結果、以下の事故とする。

(d-1)　崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故

(d-2)　全交流動力電源喪失

燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故

(d-3)　原子炉冷却材の流出

燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故

(d-4)　反応度の誤投入

原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故

b. 評価項目

(a)　運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

炉心損傷防止対策について、以下の項目を概ね満足することを確認することで、有効性があることを確認する。

(a-1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には、燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること、及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。

(a-2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 20.59 MPa[gage]を下回ること。

(a-3) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力 0.245MPa[gage]又は限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力の２倍の圧力 0.490MPa[gage]を下回ること。

(a-4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度 127℃又は限界温度を下回る温度である200℃を下回ること。

(b) 運転中の原子炉における重大事故

格納容器破損防止対策について、以下の項目を概ね満足することを確認することで、有効性があることを確認する。

(b-1) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力 0.245MPa[gage]の２倍の圧力 0.490MPa[gage]を下回ること。

(b-2) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が限界温度を下回る温度である 200℃を下回ること。

(b-3) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめる

ものであること。

(b-4) 原子炉圧力容器の破損までに、原子炉冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下に低減されていること。

(b-5) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。

(b-6) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。具体的には、原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下であること。

(b-7) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(b-1)の要件を満足すること。

(b-8) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。

(c) 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料の損傷防止対策について、以下の項目を満足することを確認することで、有効性があることを確認する。

(c-1) 燃料有効長頂部が冠水していること。

(c-2) 放射線の遮へいが維持される水位を確保すること。

(c-3) 未臨界が維持されていること。

(d) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

運転停止中の原子炉内の燃料損傷防止対策について、以下の項目を満足することを確認することで、有効性があることを確

認する。

(d-1)　燃料有効長頂部が冠水していること。

(d-2)　放射線の遮へいが維持される水位を確保すること。

(d-3)　未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。

c. 事故に対処するために必要な施設

「(1)重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で整備する施設のうち、「(2)有効性評価」において重大事故等に対処するために必要な施設を第10.3表に示す。

(ⅱ)　解析条件

有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とするが、標準値として評価項目となるパラメータに対し有意な影響を及ぼさないことを踏まえて条件を設定する場合もある。この際、解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。なお、有効性評価においては発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時に発生することも想定していることから、1号炉と2号炉で異なる評価条件を設定している場合は、両号炉の条件を記載する。

a. 主要な解析条件

(a) 評価に当たって考慮する事項

(a-1) 安全機能の喪失に対する仮定

有効性評価で対象とする事象に応じ、適切に安全機能の喪失を考慮する。

(a-2) 外部電源に対する仮定

重大事故等に対する対策の有効性評価に当たっては、外部電源の有無の影響を考慮する。

(a-3) 単一故障に対する仮定

重大事故等は、設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。

(a-4) 運転員等の操作時間に対する仮定

事故に対処するために必要な運転員の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、適切な時間余裕を設定する。

また、運転員等操作時間は、操作現場までのアクセスルートの状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。

(b) 共通解析条件

(b-1) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(b-1-1) 初期条件

・炉心熱出力の初期値は、原則として、定格値(2,652MWt)

に正の定常誤差（定格値の＋２％）を考慮した値を用いる。

（事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く）

・１次冷却材平均温度の初期値は、原則として、定格値（302.3℃）に正の定常誤差（＋2.2℃）を考慮した値を用いる。

（事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く）

・１次系圧力の初期値は、原則として、定格値（15.41MPa[gage]）に正の定常誤差（＋0.21MPa）を考慮した値を用いる。

（事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く）

・1次冷却材流量は熱設計流量を用いる。

・炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線（標準値）を使用する。

・炉心バイパス流量割合は４％を用いる。

・即発中性子寿命、遅発中性子割合、減速材密度係数、ドップラ係数等の核的パラメータは、原則として炉心運用を包絡する値を用いる。

・加圧器保有水量の初期値は 60％体積（標準値）とする。

・蒸気発生器伝熱管施栓率は 10％を考慮する。また、蒸気発生器２次側保有水量は１基当たり 48t（標準値）

を用いる。

・原子炉格納容器自由体積は、67,400m^3（標準値）を用いる。

・原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値より小さめの値（標準値）を用いる。

・原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は、49℃（標準値）及び9.8kPa[gage]（標準値）を用いる。

・主要機器の形状に関する条件は、以下の値を用いる。

・原子炉容器及び1次冷却材ポンプは設計値を用いる。

・加圧器、蒸気発生器、1次冷却材配管及び原子炉格納容器は標準値を用いる。

(b-1-2)　事故条件

1次冷却材配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について、炉心損傷防止対策の有効性評価においては、低温側とする。

(b-1-3)　重大事故等対策に関連する機器条件

・トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、余裕を考慮した値を使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間を2.2秒とする。

・安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

原子炉トリップ限界値及び応答時間として以下の値を用いる。

過大温度ΔT高

1次冷却材平均温度等の関数（応答時間 6.0秒）

原子炉圧力低

12.73MPa[gage]（応答時間 2.0秒）

1次冷却材ポンプ電源電圧低

65%（定格値に対して）（応答時間 1.2秒）

蒸気発生器水位異常低

蒸気発生器狭域水位 11%（応答時間 2.0秒）

工学的安全施設作動信号のうち、非常用炉心冷却設備作動信号の作動限界値及び応答時間として以下の値を用いる。

原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

12.04MPa[gage]（圧力）及び水位検出器下端水位（水位）の一致（応答時間 2.0秒）

原子炉圧力異常低

11.36MPa[gage]（応答時間 2.0秒）

・原子炉制御設備は、作動しないものとする。ただし、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁は自動作動するものとする。なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」のうち「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」においては、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び給水制御系は自動作動するものとする。

・加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の容量は以下の値を使用する。また、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の作動圧力については

設計値に余裕を考慮した高めの値を使用する。

・加圧器逃がし弁容量　：　95t／h／個

・加圧器安全弁容量　　：157t／h／個

・主蒸気逃がし弁容量　：定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10%

・主蒸気安全弁容量　　：定格主蒸気流量（ループ当たり）の 100%

・1 次冷却材ポンプ回転数等の 1 次冷却材ポンプ仕様に関する条件は設計値を用いる。

・格納容器再循環ユニットは 2 基作動し、1 基当たりの除熱特性（標準値：100℃～約 155℃、約 1.9MW～約 8.1MW）で原子炉格納容器を除熱するものとする。

・燃料取替用水タンクの水量は、1,900m^3（標準値）を用いる。

(b-2)　運転中の原子炉における重大事故

(b-2-1)　初期条件

(b-1-1) に同じ。なお、格納容器破損モード「水素燃焼」の原子炉格納容器の自由体積、ヒートシンク、初期温度及び初期圧力は、以下の値を用いる。

・原子炉格納容器自由体積は、80,100m^3を用いる。

・原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値より大きめの値を用いる。

・原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は、50℃及び 0kPa[gage]を用いる。

(b-2-2)　事故条件

・１次冷却材配管の破断による LOCA を想定する場合の配管の破断位置について、格納容器破損防止対策の有効性評価においては、高温側とする。

(b-2-3)　重大事故等対策に関連する機器条件

（b-1-3）に同じ。

(b-3)　使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

(b-3-1)　初期条件

・使用済燃料ピット崩壊熱は、使用済燃料ピット崩壊熱が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定して、１号炉 9.009MW、２号炉 8.600MW を用いるものとする。

・事象発生前使用済燃料ピット水温は、40℃を用いるものとする。

・燃料取出直後の使用済燃料ピットの状態を想定して、Ａピット、Ｂピット、燃料取替キャナル及び燃料検査ピットは接続状態とする。評価においては、Ａピット及びＢピットのみの水量を考慮するものとする。

・使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

(b-3-2)　重大事故等対策に関連する機器条件

・放射線の遮へいが維持できる使用済燃料ピット水位としては、燃料頂部から、１号炉約 4.29m、２号炉約 4.21m とする。

(b-4)　運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがあ

る事故

(b-4-1)　初期条件（事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く）

・炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線（標準値）を使用する。

・事象は、原子炉停止 55 時間後に発生するものとする。

・１次系圧力の初期値は大気圧とする。

・１次冷却材高温側温度の初期値は 93℃とする。

・１次冷却材の初期水位は、原子炉容器出入口配管の中心高さを８cm 上回る高さとする。

・１次系開口部は、加圧器安全弁が３個取り外され、加圧器のベント弁が２個開放されているものとする。

・主要機器の形状に関する条件は、以下の値を用いる。

・原子炉容器及び１次冷却材ポンプは設計値を用いる。

・加圧器、蒸気発生器、１次冷却材配管及び原子炉格納容器は標準値を用いる。

b. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(a)　２次冷却系からの除熱機能喪失

(a-1)　起因事象として、主給水の喪失が発生するものとする。

(a-2)　安全機能としては、補助給水系の機能が喪失するものとする。

(a-3)　外部電源はあるものとする。

(a-4)　フィードアンドブリードにおける炉心への注水は、充てん／高圧注入ポンプ２台を使用するものとし、最小注入特性

（高圧注入特性（０～約 150m^3／h、０～約 16.9MPa [gage]））を用いるものとする。

(a-5)　フィードアンドブリードにおける１次冷却材の放出は、加圧器逃がし弁２個を使用するものとし、１個当たりの容量は、95t／h とする。

(a-6)　事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-6-1)　フィードアンドブリードは、蒸気発生器広域水位が０％に到達した時点から５分後に開始するものとする。

(b)　全交流動力電源喪失

(b-1)　起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。

(b-2)　安全機能としては、非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

(b-3)　外部電源はないものとする。

(b-4)　RCP シール部からの漏えい率は、全シールの機能喪失を仮定する場合は、RCP１台当たり、定格圧力において約 109m^3／h とし、RCP３台からの漏えいを考慮するものとする。RCP シール LOCA の発生を想定しない場合の漏えい率は、RCP１台当たり、定格圧力において 1.5m^3／h とし、RCP３台からの漏えいを考慮するものとする。

(b-5)　タービン動補助給水ポンプ１台が自動起動し、事象発生 60 秒後に３基の蒸気発生器に合計 160m^3／h の流量で注水するものとする。

(b-6)　２次系強制冷却として主蒸気逃がし弁３個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁１個

当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10%を処理するものとする。

(b-7) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量 29.0m^3／基

(b-8) 常設電動注入ポンプの原子炉への注水流量は、1次系圧力 0.7MPa[gage]到達時点で炉心注水を開始することとし、30m^3／hを設定する。

(b-9) RCP シール LOCA が発生しない場合において、RCP 封水戻りライン逃がし弁の閉止圧力である0.83MPa[gage]で漏えいが停止するものとする。

(b-10) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(b-10-1) 2次系強制冷却操作は、事象発生から 30 分後に開始するものとする。

(b-10-2) 代替交流電源は、RCP シール LOCA が発生する場合においては事象発生 60 分後に確立するものとし、RCP シール LOCA が発生しない場合においては交流電源が 24 時間使用できないものとして、事象発生 24 時間後に確立するものとする。

(b-10-3) 1次系温度の維持は、約 1.7MPa[gage]の飽和温度である 208℃に到達した段階でその状態を維持するものとする。

(b-10-4)　蓄圧タンク出口弁の閉止は、１次系圧力約 1.7MPa[gage]到達及び代替交流電源の確立から、10 分後に実施するものとする。

(b-10-5)　２次系強制冷却再開操作は、蓄圧タンク出口弁の閉止から 10 分後に再開し、１次系温度が 170℃に到達した段階でその状態を維持するものとする。

(b-10-6)　タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

(b-10-7)　RCP シール LOCA が発生する場合においては、１次系圧力が 0.7MPa[gage]に到達すれば、原子炉への注水を開始するものとする。

(c)　原子炉補機冷却機能喪失

「(b)　全交流動力電源喪失」と同様である。

(d)　原子炉格納容器の除熱機能喪失

(d-1)　起因事象として、中破断 LOCA が発生するものとし、破断口径は、約 10cm とする。

(d-2)　安全機能としては、格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとする。

(d-3)　外部電源はあるものとする。

(d-4)　非常用炉心冷却設備作動信号は「原子炉圧力異常低」信号により発信するものとし、11.36MPa [gage] を作動限界値とする。また、応答時間は０秒とする。

(d-5)　充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプはそれぞれ２台作動し、最大注入特性（高圧注入特性（０～約 220m^3

／h、０～約 19.4MPa[gage]）、低圧注入特性（０～約 1,730m^3／h、０～約 1.2MPa[gage]））で炉心へ注水するものとする。

(d-6)　電動補助給水ポンプ２台及びタービン動補助給水ポンプ１台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達 60 秒後に３基の蒸気発生器に合計 280m^3／h の流量で注水するものとする。

(d-7)　蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力　4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量　29.0m^3／基

(d-8)　再循環切替えは、燃料取替用水タンク水位 16％到達後に行われるものとする。

(d-9)　事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(d-9-1)　格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の開始は、原子炉格納容器の最高使用圧力（設計値）より高めの値である 0.283 MPa[gage]（標準値）到達から 30 分後とする。

(e)　原子炉停止機能喪失

(e-1)　炉心熱出力の初期値は、定格値（2,652MWt）を用いる。

(e-2)　１次系圧力の初期値は、定格値（15.41MPa[gage]）を用いる。

(e-3)　１次冷却材平均温度の初期値は、定格値（302.3℃）を用いる。

(e-4) 減速材温度係数の初期値は、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、負の反応度帰還効果が小さくなるよう、炉心のほう素濃度を高めることにより-13pcm／℃に設定する。

(e-5) ドップラ特性は、ウラン燃料を装荷した炉心の特性を考慮し、正の反応度帰還効果が大きくなる特性（標準値）を設定する。

(e-6) 対象炉心は、ウラン燃料を装荷した平衡炉心に対して、(e-4)、(e-5)の特性を考慮した炉心を用いる。

(e-7) 起因事象として、以下のいずれかが発生するものとする。

・主給水流量喪失

・負荷の喪失

(e-8) 安全機能としては、原子炉停止機能が喪失するものとする。

(e-9) 外部電源はあるものとする。

(e-10) 多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）の作動信号は「蒸気発生器水位異常低」信号によるものとし、水位は狭域水位７％を作動設定点とする。

(e-11) 主蒸気ライン隔離は、多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）作動設定点到達 17 秒後に隔離完了するものとする。

(e-12) 電動補助給水ポンプ２台及びタービン動補助給水ポンプ１台が多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）作動設定点に到達することにより自動起動し、60 秒後に３基の蒸気発生器に合計 280m^3／h の流量で注水するものとする。

(f) ECCS 注水機能喪失

(f-1) 起因事象として、中破断 LOCA が発生するものとし、破断

口径は、約 15cm、約 10cm 及び約５cm とする。

(f-2) 安全機能としては、高圧注入機能が喪失するものとする。

(f-3) 外部電源はないものとする。

(f-4) 炉心への注水は、余熱除去ポンプ２台を使用するものとし、最小注入特性（低圧注入特性（標準値：０～約 830m^3／h、０～約 0.7MPa[gage]））を用いるものとする。

(f-5) 電動補助給水ポンプ２台及びタービン動補助給水ポンプ１台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達 60 秒後に３基の蒸気発生器に合計 280m^3／h の流量で注水するものとする。

(f-6) ２次系強制冷却として主蒸気逃がし弁３個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁１個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10%を処理するものとする。

(f-7) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量 29.0m^3／基

(f-8) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(f-8-1) 非常用炉心冷却設備作動信号の発信 10 分後に２次系強制冷却操作を開始し、開操作に１分を要するものとする。

(f-8-2) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

(g) ECCS 再循環機能喪失

(g-1) 起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとし、破断口径は、1 次冷却材配管(約 0.70m)の完全両端破断とする。

(g-2) 安全機能としては、ECCS 再循環機能が喪失するものとする。

(g-3) 外部電源はあるものとする。

(g-4) 再循環切替えは、燃料取替用水タンク水位 16%到達時に行い、ECCS 再循環に失敗することを想定する。

(g-5) 非常用炉心冷却設備作動信号は「原子炉圧力異常低」信号により発信するものとし、11.36MPa [gage] を作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。

(g-6) 原子炉格納容器スプレイ作動信号は「原子炉格納容器圧力異常高」信号により発信するものとし、0.136MPa[gage]を作動限界値(標準値)とする。また、応答時間は0秒とする。

(g-7) 充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプはそれぞれ2台作動し、最大注入特性(高圧注入特性(標準値:0～約 350m^3/h、0～約 15.6MPa[gage])、低圧注入特性(標準値:0～約 1,820m^3/h、0～約 1.3MPa[gage]))で炉心へ注水するものとする。

(g-8) 格納容器スプレイポンプは2台作動し、最大流量(設計値)より多めの値(標準値)で原子炉格納容器内に注水するものとする。また、再循環時には1台作動し、最大流量(設計値)より多めの値(標準値)で原子炉格納容器内に注水するものとする。

(g-9)　電動補助給水ポンプ２台及びタービン動補助給水ポンプ１台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達 60 秒後に３基の蒸気発生器に合計 280m^3／h の流量で注水するものとする。

(g-10) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以　下の値を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力　4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量　29.0m^3／基

(g-11)格納容器スプレイポンプ１台作動による代替再循環時の炉心への注水流量は、200m^3／h を設定する。

(g-12)　事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(g-12-1)格納容器スプレイポンプによる代替再循環の開始は、ECCS 再循環切替失敗から 30 分後とする。

(h)　格納容器バイパス

(h-1)　インターフェイスシステム LOCA

(h-1-1)　起因事象として、余熱除去系統入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去系統の圧力上昇により、余熱除去系統からの漏えいが発生するものとする。

(h-1-2)　１次冷却材の漏えい箇所として、余熱除去系逃がし弁の作動、余熱除去系機器等からの漏えいが発生することとする。

(h-1-3)　破断口径は、以下のとおり設定する。

・原子炉格納容器外の余熱除去冷却器出口逃がし弁

（等価直径　約 3.3cm 相当）

・原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁
（等価直径 約 11cm 相当）
・原子炉格納容器外の余熱除去系機器等
（等価直径 約 4.1cm 相当）

(h-1-4) 安全機能としては、余熱除去機能が喪失するものとする。

(h-1-5) 外部電源はないものとする。

(h-1-6) 炉心への注水は、充てん／高圧注入ポンプ２台を使用するものとし、最大注入特性（高圧注入特性（０～約 220m^3／h、０～約 19.4MPa[gage]））を用いるものとする。

(h-1-7) 電動補助給水ポンプ２台及びタービン動補助給水ポンプ１台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達 60 秒後に３基の蒸気発生器に合計 280m^3／h の流量で注水するものとする。

(h-1-8) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]
蓄圧タンクの保有水量 29.0m^3／基

(h-1-9) ２次系強制冷却として主蒸気逃がし弁３個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁１個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10%を処理するものとする。

(h-1-10) 余熱除去冷却器出口逃がし弁及び余熱除去ポンプ入口逃がし弁は、設計値にて閉止するものとする。

(h-1-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(h-1-11-1) 主蒸気逃がし弁の開放による２次系強制冷却操作は、非常用炉心冷却設備作動信号発信から 25 分後に開始するものとする。

(h-1-11-2) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

(h-1-11-3) 加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件が成立すれば、１個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。

(h-1-11-4) 非常用炉心冷却設備停止条件が成立、または原子炉トリップ後１時間経過すれば、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を、高圧モードから充てんモードに切り替えるものとし、切替えに２分の操作時間を考慮するものとする。

(h-1-11-5) 充てん／高圧注入ポンプによる充てん流量を調整することで、加圧器水位を計測範囲内に維持するものとする。

(h-2) 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

(h-2-1) 起因事象として、１基の蒸気発生器の伝熱管１本が瞬時に両端破断を起こすものとする。

(h-2-2) 安全機能としては、破損側蒸気発生器隔離失敗の想定として、原子炉トリップ後に主蒸気逃がし弁が作動した時点で、破損側蒸気発生器につながる主蒸気安全弁１個が開固着するものとする。

(h-2-3) 外部電源はないものとする。

(h-2-4)　炉心への注水は、充てん／高圧注入ポンプ２台を使用するものとし、最大注入特性（高圧注入特性（０～約 220m^3／h、０～約 19.4MPa[gage]））を用いるものとする。

(h-2-5)　電動補助給水ポンプ２台及びタービン動補助給水ポンプ１台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達 60 秒後に３基の蒸気発生器に合計 280m^3／h の流量で注水するものとする。

(h-2-6)　２次系強制冷却のため、健全側の主蒸気逃がし弁２個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁１個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10％を処理するものとする。

(h-2-7)　事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(h-2-7-1)　破損側蒸気発生器の隔離操作として、原子炉トリップから 10 分後に、破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁を閉止する操作、破損側蒸気発生器への補助給水を停止する操作及び破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉止操作を開始し、操作完了に約２分を要するものとする。

(h-2-7-2)　健全側の主蒸気逃がし弁の開操作は、破損側蒸気発生器隔離操作の完了時点で開始し、操作完了に１分を要するものとする。

(h-2-7-3)　補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

(h-2-7-4) 加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件が成立すれば、１個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。

(h-2-7-5) 非常用炉心冷却設備停止条件が成立すれば、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を、高圧モードから充てんモードに切り替えるものとし、切替えに２分の操作時間を考慮するものとする。

(h-2-7-6) 充てん／高圧注入ポンプによる充てん流量を調整することで、加圧器水位を計測範囲内に維持するものとする。

(h-2-7-7) 余熱除去運転条件が成立すれば、余熱除去系による炉心冷却を開始するものとする。

c. 運転中の原子炉における重大事故

(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

(a-1) 格納容器過圧破損

(a-1-1) 事故進展解析の条件

(a-1-1-1) 起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとし、破断口径は、１次冷却材配管（約 0.74m）の完全両端破断とする。

(a-1-1-2) 安全機能としては、低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮するものとする。

(a-1-1-3) 外部電源はないものとする。

(a-1-1-4) 水素の発生については、ジルコニウム－水反応を考慮する。

(a-1-1-5)　タービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、事象発生60秒後に3基の蒸気発生器に合計160m^3／hの流量で注水するものとする。

(a-1-1-6)　蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力　4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量　29.0m^3／基

(a-1-1-7)　常設電動注入ポンプによるスプレイ流量は、140m^3／hとする。

(a-1-1-8)　静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置（以下「イグナイタ」という。）の効果については期待しない。

(a-1-1-9)　事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-1-1-9-1)　常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、炉心溶融開始から30分後に作動開始するものとし、事象発生から24時間後に停止するものとする。

(a-1-1-9-2)　移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始は、事象発生から24時間後とする。

(a-1-2)　放射性物質（Cs-137）の放出量評価の条件

(a-1-2-1)　事象発生直前まで、定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。

(a-1-2-2)　原子炉格納容器内に放出されるCs-137の量は、炉心全体の内蔵量に対して 75%の割合で放出されるものとする。

(a-1-2-3)　原子炉格納容器内に放出されたCs-137は、原子炉格納容器等への沈着効果及びスプレイ水による除去効果を見込む。

(a-1-2-4)　評価期間は７日間とする。なお、事故後７日以降の影響についても評価する。

(a-1-2-5)　原子炉格納容器からの漏えい率は、評価期間中一定の 0.16%／ｄとする。なお、事故後７日以降の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、0.135%／ｄとする。

(a-1-2-6)　原子炉格納容器からの漏えいは、その 97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り３%はアニュラス部以外で生じるものとする。

(a-1-2-7) アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの効率は、99%とする。

(a-1-2-8)　アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生後、78 分とする。その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきたCs-137はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

(a-2)　格納容器過温破損

(a-2-1)　事故解析の条件

(a-2-1-1)　起因事象として、外部電源が喪失するものとする。

(a-2-1-2)　安全機能としては、非常用所内交流電源が喪失するものとする。また、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

(a-2-1-3)　外部電源はないものとする。

(a-2-1-4)　RCP シール部の漏えい率として、RCP１台当たり、定格圧力において 1.5m^3／h とし、RCP３台からの漏えいを考慮するものとする。

(a-2-1-5)　水素の発生については、ジルコニウム－水反応を考慮する。

(a-2-1-6)　蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力　4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量　29.0m^3／基

(a-2-1-7)　１次系強制減圧操作において、加圧器逃がし弁２個を使用するものとし、１個当たりの容量は 95t／h とする。

(a-2-1-8)　常設電動注入ポンプによるスプレイ流量は、140m^3／h とする。

(a-2-1-9)　静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。

(a-2-1-10)　事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-2-1-10-1)　加圧器逃がし弁による１次系強制減圧は、炉心溶融開始から 10 分後に開始するものとする。

(a-2-1-10-2)　常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

は、炉心溶融開始から30分後に開始するものとする。また、原子炉格納容器内保有水量が 1,700m^{3}に到達した時点で原子炉格納容器の最高使用圧力(設計値)より高めの値である 0.283MPa[gage]（標準値）に到達していない場合は一旦停止し、原子炉格納容器の最高使用圧力（標準値）到達の 30 分後に再開するものとする。その後、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生から24時間後に停止するものとする。

(a-2-1-10-3)　移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始は、事象発生から 24 時間後とする。

（b）　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

「（a）　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（a-2）　格納容器過温破損」と同様であるが、以下の条件を適用する。

(b-1)　リロケーションは、炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。

(b-2)　原子炉容器は、最大歪みを超えた場合に破損するものとする。

（c）　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

「（a）　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（a-1）　格納容器過圧破損」と同様であるが、以下の条件を適用する。

(c-1)　原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径は、計装用案内管の径と同等とする。

(c-2) エントレインメント係数は、Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値とする。

(c-3) 溶融炉心と水の伝熱面積は、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析の粒子径の最確値より算出された面積とする。

(d) 水素燃焼

(d-1) 起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとし、破断口径は、1 次冷却材配管(約 0.74m)の完全両端破断とする。

(d-2) 安全機能としては、低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失するものとする。

(d-3) 外部電源はあるものとする。

(d-4) 全炉心内のジルコニウム量の 75%と水の反応による水素の発生を考慮する。また、水の放射線分解及び金属腐食による水素の発生を考慮する。水の放射線分解では、水素の生成割合を、炉心水については 0.4 分子／100eV、サンプ水については 0.3 分子／100eV とする。金属腐食では、アルミニウム及び亜鉛を考慮する。

(d-5) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の評価においては、全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与するものとする。

(d-6) 静的触媒式水素再結合装置 1 基当たりの処理性能については、1.2kg／h（水素濃度 4 vol%、圧力 0.15MPa[abs]時）とする。また、装置については 5 基の設置を考慮する。

(d-7) イグナイタの効果については期待しない。

(d-8) 格納容器スプレイポンプは 2 台作動し、最大流量（設計値）

より多めの値（標準値）で原子炉格納容器内に注水するものとする。

(e)　溶融炉心・コンクリート相互作用

「(a)　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-1)　格納容器過圧破損」と同様であるが、以下の条件を適用する。

(e-1)　溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がりについては、原子炉下部キャビティ床底面の全面とする。

(e-2)　溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限は、大気圧条件で0.8MW／m^2相当とする。

(e-3)　溶融炉心とコンクリートの伝熱として、伝熱抵抗を考慮せず、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となるよう設定する。

d.　使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

(a)　想定事故１

(a-1)　事象発生前使用済燃料ピット水位については、使用済燃料ピット水位低警報レベルである、通常運転水位(以下「NWL」という。）－0.08mとする。

(a-2)　安全機能としては、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(a-3)　外部電源はないものとする。

(a-4)　使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水流量は、20m^3／hを設定するものとする。

(a-5)　事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-5-1)　使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、事象発生から6時間20分後に開始するものとする。

(b)　想定事故2

(b-1)　使用済燃料ピット冷却系配管の破断によって想定される初期水位については、使用済燃料ピット冷却系出口配管下端まで低下すると想定し、サイフォンブレーカの効果を考慮し、1号炉NWL－約1.36m、2号炉NWL－約1.38mとする。

(b-2)　安全機能としては、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(b-3)　外部電源はないものとする。

(b-4)　使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水流量は、20m^3／hを設定するものとする。

(b-5)　事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(b-5-1)　使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、事象発生から6時間20分後に開始するものとする。

e.　運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(a)　崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

(a-1)　起因事象として、余熱除去ポンプ1台での浄化運転中に、余熱除去ポンプの故障等により運転中の余熱除去系が機能喪失するものとする。

(a-2)　安全機能としては、運転中の余熱除去機能喪失後に待機中の余熱除去系も機能喪失するものとする。

(a-3)　外部電源はないものとする。

(a-4)　充てん／高圧注入ポンプの原子炉への注水流量は、30m^3／hを設定する。

(a-5)　事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-5-1)　充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水は、事象　発生から50分後に開始するものとする。

(b)　全交流動力電源喪失

(b-1)　起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。

(b-2)　安全機能としては、非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

(b-3)　外部電源はないものとする。

(b-4)　常設電動注入ポンプの原子炉への注水流量は、30m^3／hを設定する。

(b-5)　事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(b-5-1)　常設電動注入ポンプによる炉心注水は、事象発生から50分後に開始するものとする。

(c)　原子炉冷却材の流出

(c-1)　起因事象として、余熱除去系統から1次冷却材が流出するものとする。

(c-2)　1次冷却材は、流出流量を380m^3／hとする。さらに、余熱除去機能喪失後も流出が継続するものとし、流出口径は約20cm相当とする。

(c-3)　安全機能としては、1次系水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点で浄化運転中の余熱除去系が機能喪失し、さ

らに運転中の余熱除去機能喪失後に待機中の余熱除去系も機能喪失するものとする。

(c-4)　外部電源はないものとする。

(c-5)　充てん／高圧注入ポンプの原子炉への注水流量は、31m^3／hを設定する。

(c-6)　事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(c-6-1)　充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水は、余熱除去機能喪失から20分後に開始するものとする。

(d)　反応度の誤投入

(d-1)　制御棒位置は全挿入状態とする。

(d-2)　1次系の有効体積は、215m^{3}とする。

(d-3)　原子炉停止中の1次系は、燃料取替用水タンクのほう酸水で満たされており、同タンクのほう素濃度は 2,700　ppmとする。

(d-4)　臨界ほう素濃度は、1,800ppmとする。

(d-5)　起因事象として、原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水されるものとする。

(d-6)　1次系への純水注水最大流量は、81.8m^3／hとする。

(d-7)　外部電源はあるものとする。

(d-8)　「中性子源領域炉停止時中性子束高」設定値は停止時中性子束レベルの0.8デカード上とする。

(d-9)　事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

（d-9-1） 希釈停止操作は「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から 10 分後に開始し、操作に 1 分を要するものとする。

（ⅲ）評価結果

評価項目となるパラメータに対する評価結果は以下のとおりであり、事故シーケンスグループ、格納容器破損モード及び想定事故ごとに選定した評価事象のうち、発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時に発生することも想定し、評価項目となるパラメータに対して最も厳しくなる発電用原子炉施設の事故の結果を記載する。

a. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には、燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること、及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であることについては、これが最も厳しくなる「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」において、不確かさを考慮しても以下のとおり評価項目となるパラメータを満足する。なお、「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能が喪失する事故」の事象初期において、設計基準事故時の評価結果を参照した場合は、燃料被覆管温度の最高値は約 1,027℃、燃料被覆管の酸化量は約 3.6%となる。

(a-1) 燃料被覆管温度の最高値は約 731℃ であり、1,200℃以下である。

(a-2) 燃料被覆管の酸化量は約 0.1%であり、酸化反応が著しく

なる前の被覆管厚さの 15%以下である。

(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において、約 18.5MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力の 1.2 倍である 20.59 MPa[gage]を下回る。

(c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「中破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器圧力の最高値は約 0.350MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力 0.245MPa[gage]の２倍の圧力 0.490MPa[gage]を下回る。

(d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度については、これが最も厳しくなる「中破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器内温度の最高値は約 134℃であり、不確かさを考慮しても 200℃を下回る。

b. 運転中の原子炉における重大事故

(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器圧力の最高値は約 0.345MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力 0.245MPa[gage]の２倍の圧力 0.490MPa[gage]を下回る。

(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度については、これが最も厳しくなる「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、原子炉格納容

器内温度の最高値は約 138℃であり、不確かさを考慮しても200℃を下回る。

(c) 放射性物質の総放出量については、これが最も厳しくなる「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、Cs-137 の総放出量は、事故発生後から7日後までの間で約 5.6TBq 、100 日後までを考慮したとしても約 6.3TBq であり、不確かさを考慮しても放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響を小さくとどめている。

(d) 原子炉圧力容器の破損時の原子炉冷却材圧力については、これが最も厳しくなる「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、約 1.4MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても 2.0MPa[gage]以下に低減される。

(e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については、工学的に発生する可能性がある圧力スパイクの観点で最も厳しい「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」に原子炉格納容器内注水を考慮した事故において、圧力上昇は見られるものの、不確かさを考慮しても熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失することはない。

(f) 水素濃度については、水素の放出時期と放出速度の観点で最も厳しくなる「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」において、ドライ条件に換算した原子炉

格納容器内水素濃度の最大値は約 9.7vol％であり、不確かさを考慮しても 13vol％以下である。また、水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、原子炉格納容器内に設置する静的触媒式水素再結合装置の効果により、原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に減少することから爆轟に至ることはない。

(g) 全炉心内のジルコニウム量の 75％と水が反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与することを想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最高値は、約 0.344MPa [gage] であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力の２倍の圧力 0.490MPa[gage]を下回る。

(h) 溶融炉心・コンクリート相互作用については、最も炉心溶融が早期に生じる「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」においても、常設電動注入ポンプを用いた格納容器内注水により、溶融炉心からの崩壊熱は除去され、原子炉格納容器床は有意に侵食されることはなく、不確かさを考慮しても原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失することはない。

c. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

初期水位の観点から最も厳しい想定事故２において、事故発生から使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱建屋の遮へい設計基準値 0.15mSv／h に相当する水位まで低下するのに要する時間は約 1.5 日であり、事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプを配備し注水を行うまでに十分な時間余裕があることから、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮へいが維持できる水位を確保できる。さらに、使用済燃料ピットは通常

ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は最大で0.970であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。この実効増倍率は使用済燃料ピット内の水の沸騰による水密度の低下に伴って低下することから、未臨界は維持される。

このため、不確かさを考慮しても燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮へいが維持される水位を確保できるとともに未臨界は維持される。

d. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から最も厳しい「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」及び「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、事象発生の50分後に充てん／高圧注入ポンプ又は常設電動注入ポンプによる注水により、炉心は露出することなく燃料有効長頂部は冠水している。また、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたが閉止されている状態であるため、燃料取替時の遮へい設計基準値0.15mSv／hを上回ることはなく、放射線の遮へいを維持できる。さらに、運転停止中において、炉心は高濃度のほう酸水で満たされており、炉心崩壊熱による1次冷却材密度の低下に伴い、炉心反応度が正側に移行する場合もある。このため、取替炉心による反応度の変動を考慮して初期状態の未臨界度を保守的に設定し、代表的な取替炉心について事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した結果、最も炉心反応度が大きくなる場合でも約－7.3%

Δk／k であり、未臨界を維持できる。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素価値が取替炉心で大きく変わらないことから、取替炉心を考慮しても未臨界を維持できる。このため、不確かさを考慮しても炉心は露出することはなく、未臨界は維持され、また、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮へいは維持される。

e. 重大事故等に対処するために必要な要員及び資源

重大事故等に対処するために必要な要員及び資源については、要員、水源、燃料、電源が確保され、重大事故等に対処できる。

十一、発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項

１．　目　的

発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項（以下「品質管理に関する事項」という。）は、原子力の安全を確保するため、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」（以下「品管規則」という。）に基づく品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その実効性を維持するため、その改善を継続的に行うことを目的とする。

２．　適用範囲

品質管理に関する事項は、川内原子力発電所の保安活動に適用する。

３．　定　義

品質管理に関する事項における用語の定義は、次に掲げるものを除き品管規則に従う。

(1)　保安に関する組織：当社の品質マネジメントシステムに基づき、原子炉施設を運営管理（運転開始前の管理を含む。）する各部門の総称をいう。

(2)　原子炉施設：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 5 に規定する発電用原子炉施設をいう。

４．　品質マネジメントシステム

4.1　品質マネジメントシステムに係る要求事項

（1）　保安に関する組織は、品質管理に関する事項に従って、品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その実効性を維持するため、その改善を継続的に行う。

（2）　保安に関する組織は、保安活動の重要度に応じて、品質マネジメントシステムを確立し、運用する。この場合において、次に掲げる事項を適切に考慮する。

a.　原子炉施設、組織又は保安活動の重要度及びこれらの複雑さの程度

b.　原子炉施設若しくは機器等の品質又は保安活動に関連する原子力の安全に影響を及ぼすおそれのあるもの及びこれらに関連する潜在的影響の大きさ

c.　機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は保安活動が不適切に計画され、若しくは実行されたことにより起こり得る影響

（3）　保安に関する組織は、自らの原子炉施設に適用される関係法令（以下「関係法令」という。）を明確に認識し、品管規則に規定する文書その他品質マネジメントシステムに必要な文書（記録を除く。以下「品質マネジメント文書」という。）に明記する。

（4）　保安に関する組織は、品質マネジメントシステムに必要なプロセスを明確にするとともに、そのプロセスを組織に適用することを決定し、次に掲げる業務を行う。

a.　プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスの運用により達成される結果を明確に定める。

b. プロセスの順序及び相互関係を明確に定める。

c. プロセスの運用及び管理の実効性の確保に必要な保安に関する組織の保安活動の状況を示す指標（以下「保安活動指標」という。）並びに当該指標に係る判定基準を明確に定める。

d. プロセスの運用並びに監視及び測定（以下「監視測定」という。）に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保する（責任及び権限の明確化を含む。）。

e. プロセスの運用状況を監視測定し、分析する。ただし、監視測定することが困難である場合は、この限りでない。

f. プロセスについて、意図した結果を得、及び実効性を維持するための措置を講ずる。

g. プロセス及び組織を品質マネジメントシステムと整合的なものとする。

h. 原子力の安全とそれ以外の事項において意思決定の際に対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるようにする。

(5) 保安に関する組織は、健全な安全文化を育成し、及び維持する。

(6) 保安に関する組織は、機器等又は個別業務に係る要求事項（関係法令を含む。以下「個別業務等要求事項」という。）への適合に影響を及ぼすプロセスを外部委託することとしたときは、当該プロセスが管理されているようにする。

(7) 保安に関する組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。

4.2　品質マネジメントシステムの文書化

4.2.1　一　般

保安に関する組織は、4.1(1)に従い品質マネジメントシステムを確立するときは、保安活動の重要度に応じて次に掲げる文書を作成し、当該文書に規定する事項を実施する。

(1)　品質方針及び品質目標

(2)　品質マネジメントシステムを規定する文書（以下「品質マニュアル」という。）

(3)　実効性のあるプロセスの計画的な実施及び管理がなされるようにするために必要な文書

(4)　品管規則に規定する手順書、指示書、図面等（以下「手順書等」という。）

4.2.2　品質マニュアル

保安に関する組織は、品質マニュアルに次に掲げる事項を定める。

(1)　品質マネジメントシステムの運用に係る組織に関する事項

(2)　保安活動の計画、実施、評価及び改善に関する事項

(3)　品質マネジメントシステムの適用範囲

(4)　品質マネジメントシステムのために作成した手順書等の参照情報

(5)　プロセスの相互の関係

4.2.3　文書の管理

(1)　保安に関する組織は、品質マネジメント文書を管理する。

（2） 保安に関する組織は、要員が判断及び決定をするに当たり、適切な品質マネジメント文書を利用できるよう、品質マネジメント文書に関する次に掲げる事項を定めた手順書等を作成する。

a. 品質マネジメント文書を発行するに当たり、その妥当性を審査し、発行を承認する。

b. 品質マネジメント文書の改訂の必要性について評価するとともに、改訂に当たり、その妥当性を審査し、改訂を承認する。

c. 4.2.3(2)a、b に基づく審査及び 4.2.3(2)b の評価には、その対象となる文書に定められた活動を実施する部門の要員を参画させる。

d. 品質マネジメント文書の改訂内容及び最新の改訂状況を識別できるようにする。

e. 改訂のあった品質マネジメント文書を利用する場合においては、当該文書の適切な制定版又は改訂版が利用しやすい体制を確保する。

f. 品質マネジメント文書を、読みやすく容易に内容を把握することができるようにする。

g. 組織の外部で作成された品質マネジメント文書を識別し、その配付を管理する。

h. 廃止した品質マネジメント文書が使用されることを防止すること。この場合において、当該文書を保持するときは、その目的にかかわらず、これを識別し、管理する。

4.2.4 記録の管理

（1） 保安に関する組織は、品管規則に規定する個別業務等要求事項

への適合及び品質マネジメントシステムの実効性を実証する記録を明確にするとともに、当該記録を、読みやすく容易に内容を把握することができ、かつ、検索することができるように作成し、保安活動の重要度に応じてこれを管理する。

(2) 保安に関する組織は、4.2.4(1)の記録の識別、保存、保護、検索及び廃棄に関し所要の管理の方法を定めた手順書等を作成する。

5. 経営責任者等の責任

5.1 経営責任者の原子力の安全のためのリーダーシップ

社長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムを確立させ、実施させるとともに、その実効性を維持していることを、次に掲げる業務を行うことによって実証する。

(1) 品質方針を定める。

(2) 品質目標が定められているようにする。

(3) 要員が、健全な安全文化を育成し、及び維持することに貢献できるようにする。

(4) 5.6.1に規定するマネジメントレビューを実施する。

(5) 資源が利用できる体制を確保するようにする。

(6) 関係法令を遵守することその他原子力の安全を確保することの重要性を要員に周知するようにする。

(7) 保安活動に関する担当業務を理解し、遂行する責任を有することを要員に認識させるようにする。

(8) 全ての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、その優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるよう

にする。

5.2　原子力の安全の確保の重視

社長は、組織の意思決定に当たり、機器等及び個別業務が個別業務等要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がそれ以外の事由により損なわれないようにする。

5.3　品質方針

社長は、品質方針が次に掲げる事項に適合しているようにする。

(1)　組織の目的及び状況に対して適切なものである。

(2)　要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性の維持に社長が責任を持って関与する。

(3)　品質目標を定め、評価するに当たっての枠組みとなるものである。

(4)　要員に周知され、理解されている。

(5)　品質マネジメントシステムの継続的な改善に社長が責任を持って関与する。

5.4　計　画

5.4.1　品質目標

(1)　社長は、部門において、品質目標（個別業務等要求事項への適合のために必要な目標を含む。）が定められているようにする。

(2)　社長は、品質目標が、その達成状況を評価し得るものであって、かつ、品質方針と整合的なものとなるようにする。

5.4.2　品質マネジメントシステムの計画

(1)　社長は、品質マネジメントシステムが 4.1 の規定に適合するよう、その実施に当たっての計画が策定されているようにする。

(2)　社長は、品質マネジメントシステムの変更が計画され、それが実施される場合においては、当該品質マネジメントシステムが不備のない状態に維持されているようにする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次に掲げる事項を適切に考慮する。

a.　品質マネジメントシステムの変更の目的及び当該変更により起こり得る結果

b.　品質マネジメントシステムの実効性の維持

c.　資源の利用可能性

d.　責任及び権限の割当て

5.5　責任、権限及び情報の伝達

5.5.1　責任及び権限

社長は、部門及び要員の責任及び権限並びに部門相互間の業務の手順を定めさせ、関係する要員が責任を持って業務を遂行できるようにする。

5.5.2　品質マネジメントシステム管理責任者

社長は、品質マネジメントシステムを管理する責任者に、次に掲げる業務に係る責任及び権限を与える。

(1)　プロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにする。

(2)　品質マネジメントシステムの運用状況及びその改善の必要性に

ついて社長に報告する。

(3) 健全な安全文化を育成し、及び維持することにより、原子力の安全の確保についての認識が向上するようにする。

(4) 関係法令を遵守する。

5.5.3 管理者

(1) 社長は、次に掲げる業務を管理監督する地位にある者（以下「管理者」という。）に、当該管理者が管理監督する業務に係る責任及び権限を与えるようにする。

a. 個別業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにする。

b. 要員の個別業務等要求事項についての認識が向上するようにする。

c. 個別業務の実施状況に関する評価を行う。

d. 健全な安全文化を育成し、及び維持する。

e. 関係法令を遵守する。

(2) 管理者は、5.5.3(1)で与えられた責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。

a. 品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定する。

b. 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにする。

c. 原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達する。

d.　常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を要員に定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設の保安に関する問題の報告を行えるようにする。

e.　要員が、積極的に業務の改善に対する貢献を行えるようにする。

(3)　管理者は、管理監督する業務に関する自己評価を、あらかじめ定められた間隔で行う。

5.5.4　組織の内部の情報の伝達

社長は、組織の内部の情報が適切に伝達される仕組みが確立されているようにするとともに、品質マネジメントシステムの実効性に関する情報が確実に伝達されるようにする。

5.6　マネジメントレビュー

5.6.1　一　般

社長は、品質マネジメントシステムの実効性を評価するとともに、改善の機会を得て、保安活動の改善に必要な措置を講ずるため、品質マネジメントシステムの評価（以下「マネジメントレビュー」という。）を、あらかじめ定められた間隔で行う。

5.6.2　マネジメントレビューに用いる情報

保安に関する組織は、マネジメントレビューにおいて、少なくとも次に掲げる情報を報告する。

(1)　内部監査の結果

(2)　組織の外部の者の意見

(3)　プロセスの運用状況

(4)　使用前事業者検査及び定期事業者検査（以下「使用前事業者検査等」という。）並びに自主検査等の結果

(5)　品質目標の達成状況

(6)　健全な安全文化の育成及び維持の状況

(7)　関係法令の遵守状況

(8)　不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況

(9)　従前のマネジメントレビューの結果を受けて講じた措置

(10)　品質マネジメントシステムに影響を及ぼすおそれのある変更

(11)　部門又は要員からの改善のための提案

(12)　資源の妥当性

(13)　保安活動の改善のために講じた措置の実効性

5.6.3　マネジメントレビューの結果を受けて行う措置

(1)　保安に関する組織は、マネジメントレビューの結果を受けて、少なくとも次に掲げる事項について決定する。

a.　品質マネジメントシステム及びプロセスの実効性の維持に必要な改善

b.　個別業務に関する計画及び個別業務の実施に関連する保安活動の改善

c.　品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のために必要な資源

d.　健全な安全文化の育成及び維持に関する改善

e.　関係法令の遵守に関する改善

(2)　保安に関する組織は、マネジメントレビューの結果の記録を作

成し、これを管理する。

(3) 保安に関する組織は、5.6.3(1)の決定をした事項について、必要な措置を講じる。

6. 資源の管理

6.1 資源の確保

保安に関する組織は、原子力の安全を確実なものにするために必要な次に掲げる資源を明確に定め、これを確保し、及び管理する。

(1) 要　員

(2) 個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系

(3) 作業環境

(4) その他必要な資源

6.2 要員の力量の確保及び教育訓練

(1) 保安に関する組織は、個別業務の実施に必要な技能及び経験を有し、意図した結果を達成するために必要な知識及び技能並びにそれを適用する能力（以下「力量」という。）が実証された者を要員に充てる。

(2) 保安に関する組織は、要員の力量を確保するために、保安活動の重要度に応じて次に掲げる業務を行う。

a. 要員にどのような力量が必要かを明確に定める。

b. 要員の力量を確保するために教育訓練その他の措置を講ずる。

c. 6.2(2)b に基づく措置の実効性を評価する。

d. 要員が、自らの個別業務について次に掲げる事項を認識して

いるようにする。

(a)　品質目標の達成に向けた自らの貢献

(b)　品質マネジメントシステムの実効性を維持するための自らの貢献

(c)　原子力の安全に対する当該業務の重要性

e.　要員の力量及び教育訓練その他の措置に係る記録を作成し、これを管理する。

7．　個別業務に関する計画の策定及び個別業務の実施

7.1　個別業務に必要なプロセスの計画

(1)　保安に関する組織は、個別業務に必要なプロセスについて、計画を策定するとともに、そのプロセスを確立する。

(2)　保安に関する組織は、7.1(1)で策定した計画と当該個別業務以外のプロセスに係る個別業務等要求事項との整合性を確保する。

(3)　保安に関する組織は、個別業務に関する計画（以下「個別業務計画」という。）の策定又は変更を行うに当たり、次に掲げる事項を明確にする。

a.　個別業務計画の策定又は変更の目的及び当該計画の策定又は変更により起こり得る結果

b.　機器等又は個別業務に係る品質目標及び個別業務等要求事項

c.　機器等又は個別業務に固有のプロセス、品質マネジメント文書及び資源

d.　使用前事業者検査等、検証、妥当性確認及び監視測定並びにこれらの個別業務等要求事項への適合性を判定するための基

準（以下「合否判定基準」という。）

e. 個別業務に必要なプロセス及び当該プロセスを実施した結果が個別業務等要求事項に適合することを実証するために必要な記録

(4) 保安に関する組織は、策定した個別業務計画を、その個別業務の作業方法に適したものとする。

7.2 個別業務等要求事項に関するプロセス

7.2.1 個別業務等要求事項として明確にすべき事項

保安に関する組織は、次に掲げる事項を個別業務等要求事項として明確に定める。

(1) 組織の外部の者が明示してはいないものの、機器等又は個別業務に必要な要求事項

(2) 関係法令

(3) 7.2.1(1)及び(2)に掲げるもののほか、保安に関する組織が必要とする要求事項

7.2.2 個別業務等要求事項の審査

(1) 保安に関する組織は、機器等の使用又は個別業務の実施に当たり、あらかじめ、個別業務等要求事項の審査を実施する。

(2) 保安に関する組織は、7.2.2(1)の審査を実施するに当たり、次に掲げる事項を確認する。

a. 当該個別業務等要求事項が定められている。

b. 当該個別業務等要求事項が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項と相違する場合においては、その相違点が解明され

ている。

c. 保安に関する組織が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項に適合するための能力を有している。

(3) 保安に関する組織は、7.2.2(1)の審査の結果の記録及び当該審査の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。

(4) 保安に関する組織は、個別業務等要求事項が変更された場合においては、関連する文書が改訂されるようにするとともに、関連する要員に対し変更後の個別業務等要求事項が周知されるようにする。

7.2.3 組織の外部の者との情報の伝達等

保安に関する組織は、組織の外部の者からの情報の収集及び組織の外部の者への情報の伝達のために、実効性のある方法を明確に定め、これを実施する。

7.3 設計開発

7.3.1 設計開発計画

(1) 保安に関する組織は、設計開発（専ら原子炉施設において用いるための設計開発に限る。）の計画（以下「設計開発計画」という。）を策定するとともに、設計開発を管理する。

(2) 保安に関する組織は、設計開発計画の策定において、次に掲げる事項を明確にする。

a. 設計開発の性質、期間及び複雑さの程度

b. 設計開発の各段階における適切な審査、検証及び妥当性確認

の方法並びに管理体制

c. 設計開発に係る部門及び要員の責任及び権限

d. 設計開発に必要な組織の内部及び外部の資源

(3) 保安に関する組織は、実効性のある情報の伝達並びに責任及び権限の明確な割当てがなされるようにするために、設計開発に関与する各者間の連絡を管理する。

(4) 保安に関する組織は、7.3.1(1)に基づき策定した設計開発計画を、設計開発の進行に応じて適切に変更する。

7.3.2 設計開発に用いる情報

(1) 保安に関する組織は、個別業務等要求事項として設計開発に用いる情報であって、次に掲げるものを明確に定めるとともに、当該情報に係る記録を作成し、これを管理する。

a. 機能及び性能に係る要求事項

b. 従前の類似した設計開発から得られた情報であって、当該設計開発に用いる情報として適用可能なもの

c. 関係法令

d. その他設計開発に必要な要求事項

(2) 保安に関する組織は、設計開発に用いる情報について、その妥当性を評価し、承認する。

7.3.3 設計開発の結果に係る情報

(1) 保安に関する組織は、設計開発の結果に係る情報を、設計開発に用いた情報と対比して検証することができる形式により管理する。

(2)　保安に関する組織は、設計開発の次の段階のプロセスに進むに当たり、あらかじめ、当該設計開発の結果に係る情報を承認する。

(3)　保安に関する組織は、設計開発の結果に係る情報を、次に掲げる事項に適合するものとする。

a.　設計開発に係る個別業務等要求事項に適合するものである。

b.　調達、機器等の使用及び個別業務の実施のために適切な情報を提供するものである。

c.　合否判定基準を含むものである。

d.　機器等を安全かつ適正に使用するために不可欠な当該機器等の特性が明確である。

7.3.4　設計開発レビュー

(1)　保安に関する組織は、設計開発の適切な段階において、設計開発計画に従って、次に掲げる事項を目的とした体系的な審査（以下「設計開発レビュー」という。）を実施する。

a.　設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性について評価する。

b.　設計開発に問題がある場合においては、当該問題の内容を明確にし、必要な措置を提案する。

(2)　保安に関する組織は、設計開発レビューに、当該設計開発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の代表者及び当該設計開発に係る専門家を参加させるようにする。

(3)　保安に関する組織は、設計開発レビューの結果の記録及び当該設計開発レビューの結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。

7.3.5　設計開発の検証

(1)　保安に関する組織は、設計開発の結果が個別業務等要求事項に適合している状態を確保するために、設計開発計画に従って検証を実施する。

(2)　保安に関する組織は、7.3.5(1)に基づく検証の結果の記録及び当該検証の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。

(3)　保安に関する組織は、当該設計開発を行った要員に 7.3.5(1)に基づく検証をさせない。

7.3.6　設計開発の妥当性確認

(1)　保安に関する組織は、設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性を確認するために、設計開発計画に従って、当該設計開発の妥当性確認（以下「設計開発妥当性確認」という。）を実施する。

(2)　保安に関する組織は、機器等の使用又は個別業務の実施に当たり、あらかじめ、設計開発妥当性確認を完了させる。

(3)　保安に関する組織は、設計開発妥当性確認の結果の記録及び当該設計開発妥当性確認の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。

7.3.7　設計開発の変更の管理

(1) 保安に関する組織は、設計開発の変更を行った場合においては、当該変更の内容を識別することができるようにするとともに、当

該変更に係る記録を作成し、これを管理する。

(2) 保安に関する組織は、設計開発の変更を行うに当たり、あらかじめ、審査、検証及び妥当性確認を行い、変更を承認する。

(3) 保安に関する組織は、7.3.7(2)に基づく審査において、設計開発の変更が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。）を行う。

(4) 保安に関する組織は、7.3.7(2)に基づく審査、検証及び妥当性確認の結果の記録及びその結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。

7.4 調　達

7.4.1 調達プロセス

(1) 保安に関する組織は、調達する物品又は役務（以下「調達物品等」という。）が、自ら規定する調達物品等に係る要求事項（以下「調達物品等要求事項」という。）に適合するようにする。

(2) 保安に関する組織は、保安活動の重要度に応じて、調達物品等の供給者及び調達物品等に適用される管理の方法及び程度を定める。この場合において、一般産業用工業品については、調達物品等の供給者等から必要な情報を入手し当該一般産業用工業品が調達物品等要求事項に適合していることを確認できるように、管理の方法及び程度を定める。

(3) 保安に関する組織は、調達物品等要求事項に従い、調達物品等を供給する能力を根拠として調達物品等の供給者を評価し、選定する。

(4) 保安に関する組織は、調達物品等の供給者の評価及び選定に係

る判定基準を定める。

(5)　保安に関する組織は、7.4.1(3)に基づく評価の結果の記録及び当該評価の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。

(6)　保安に関する組織は、調達物品等を調達する場合には、個別業務計画において、適切な調達の実施に必要な事項（当該調達物品等の調達後におけるこれらの維持又は運用に必要な技術情報（原子炉施設の保安に係るものに限る。）の取得及び当該情報を他の原子力事業者等と共有するために必要な措置に関する事項を含む。）を定める。

7.4.2　調達物品等要求事項

(1)　保安に関する組織は、調達物品等に関する情報に、次に掲げる調達物品等要求事項のうち、該当するものを含める。

a.　調達物品等の供給者の業務のプロセス及び設備に係る要求事項

b.　調達物品等の供給者の要員の力量に係る要求事項

c.　調達物品等の供給者の品質マネジメントシステムに係る要求事項

d.　調達物品等の不適合の報告及び処理に係る要求事項

e.　調達物品等の供給者が健全な安全文化を育成し、及び維持するために必要な要求事項

f.　一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項

g.　その他調達物品等に必要な要求事項

(2)　保安に関する組織は、調達物品等要求事項として、当該組織が調達物品等の供給者の工場等において使用前事業者検査等その他の個別業務を行う際の原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。

(3)　保安に関する組織は、調達物品等の供給者に対し調達物品等に関する情報を提供するに当たり、あらかじめ、当該調達物品等要求事項の妥当性を確認する。

(4)　保安に関する組織は、調達物品等を受領する場合には、調達物品等の供給者に対し、調達物品等要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。

7.4.3　調達物品等の検証

(1)　保安に関する組織は、調達物品等が調達物品等要求事項に適合しているようにするために必要な検証の方法を定め、実施する。

(2)　保安に関する組織は、調達物品等の供給者の工場等において調達物品等の検証を実施することとしたときは、当該検証の実施要領及び調達物品等の供給者からの出荷の可否の決定の方法について調達物品等要求事項の中で明確に定める。

7.5　個別業務の実施

7.5.1　個別業務の管理

保安に関する組織は、個別業務計画に基づき個別業務を次に掲げる事項（当該個別業務の内容等から該当しないと認められるものを除く。）に適合するように実施する。

(1)　原子炉施設の保安のために必要な情報が利用できる体制にある。

(2)　手順書等が必要な時に利用できる体制にある。

(3)　当該個別業務に見合う設備を使用している。

(4)　監視測定のための設備が利用できる体制にあり、かつ、当該設備を使用している。

(5)　8.2.3に基づく監視測定を実施している。

(6)　品質管理に関する事項に基づき、プロセスの次の段階に進むことの承認を行っている。

7.5.2　個別業務の実施に係るプロセスの妥当性確認

(1)　保安に関する組織は、個別業務の実施に係るプロセスについて、それ以降の監視測定では当該プロセスの結果を検証することができない場合（個別業務が実施された後にのみ不適合その他の事象が明確になる場合を含む。）においては、妥当性確認を行う。

(2)　保安に関する組織は、7.5.2(1)のプロセスが個別業務計画に定めた結果を得ることができることを、7.5.2(1)に基づく妥当性確認によって実証する。

(3)　保安に関する組織は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、これを管理する。

(4)　保安に関する組織は、7.5.2(1)の妥当性確認の対象とされたプロセスについて、次に掲げる事項（当該プロセスの内容等から該当しないと認められるものを除く。）を明確にする。

a.　当該プロセスの審査及び承認のための判定基準

b.　妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量を確認する方法

c.　妥当性確認の方法

7.5.3　識別管理及びトレーサビリティの確保

（1）　保安に関する組織は、個別業務計画及び個別業務の実施に係る全てのプロセスにおいて、適切な手段により、機器等及び個別業務の状態を識別し、管理する。

（2）　保安に関する組織は、トレーサビリティ（機器等の使用又は個別業務の実施に係る履歴、適用又は所在を追跡できる状態をいう。）の確保が個別業務等要求事項である場合においては、機器等又は個別業務を識別し、これを記録するとともに、当該記録を管理する。

7.5.4　組織の外部の者の物品

保安に関する組織は、組織の外部の者の物品を所持している場合においては、必要に応じ、記録を作成し、これを管理する。

7.5.5　調達物品の管理

保安に関する組織は、調達した物品が使用されるまでの間、当該物品を調達物品等要求事項に適合するよう管理（識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含む。）する。

7.6　監視測定のための設備の管理

（1）　保安に関する組織は、機器等又は個別業務の個別業務等要求事項への適合性の実証に必要な監視測定及び当該監視測定のための設備を明確に定める。

（2）　保安に関する組織は、7.6(1)の監視測定について、実施可能で

あり、かつ、当該監視測定に係る要求事項と整合性のとれた方法で実施する。

(3) 保安に関する組織は、監視測定の結果の妥当性を確保するために、監視測定のために必要な設備を、次に掲げる事項に適合するものとする。

a. あらかじめ定められた間隔で、又は使用の前に、計量の標準まで追跡することが可能な方法（当該計量の標準が存在しない場合にあっては、校正又は検証の根拠について記録する方法）により校正又は検証がなされている。

b. 校正の状態が明確になるよう、識別されている。

c. 所要の調整がなされている。

d. 監視測定の結果を無効とする操作から保護されている。

e. 取扱い、維持及び保管の間、損傷及び劣化から保護されている。

(4) 保安に関する組織は、監視測定のための設備に係る要求事項への不適合が判明した場合においては、従前の監視測定の結果の妥当性を評価し、これを記録する。

(5) 保安に関する組織は、7.6(4)に示す不適合が判明した場合において、当該監視測定のための設備及び7.6(4)の不適合により影響を受けた機器等又は個別業務について、適切な措置を講じる。

(6) 保安に関する組織は、監視測定のための設備の校正及び検証の結果の記録を作成し、これを管理する。

(7) 保安に関する組織は、監視測定においてソフトウェアを使用することとしたときは、その初回の使用に当たり、あらかじめ、当該ソフトウェアが意図したとおりに当該監視測定に適用されて

いることを確認する。

8．　評価及び改善

8.1　監視測定、分析、評価及び改善

(1)　保安に関する組織は、監視測定、分析、評価及び改善に係るプロセスを計画し、実施する。

(2)　保安に関する組織は、要員が 8.1(1)の監視測定の結果を利用できるようにする。

8.2　監視測定

8.2.1　組織の外部の者の意見

(1)　保安に関する組織は、監視測定の一環として、原子力の安全の確保に対する組織の外部の者の意見を把握する。

(2)　保安に関する組織は、8.2.1(1)に基づく意見の把握及び当該意見の反映に係る方法を明確に定める。

8.2.2　内部監査

(1)　保安に関する組織は、品質マネジメントシステムについて、次に掲げる要件への適合性を確認するために、保安活動の重要度に応じて、あらかじめ定められた間隔で、客観的な評価を行う部門その他の体制により内部監査を実施する。

a.　品質管理に関する事項に基づく品質マネジメントシステムに係る要求事項

b.　実効性のある実施及び実効性の維持

(2)　保安に関する組織は、内部監査の判定基準、監査範囲、頻度、

方法及び責任を定める。

(3)　保安に関する組織は、内部監査の対象となり得る部門、個別業務、プロセス、その他の領域（以下「領域」という。）の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定し、かつ、内部監査の実施に関する計画（以下「内部監査実施計画」という。）を策定し、及び実施することにより、内部監査の実効性を維持する。

(4)　保安に関する組織は、内部監査を行う要員（以下「内部監査員」という。）の選定及び内部監査の実施においては、客観性及び公平性を確保する。

(5)　保安に関する組織は、内部監査員又は管理者に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。

(6)　保安に関する組織は、内部監査実施計画の策定及び実施並びに内部監査結果の報告並びに記録の作成及び管理について、その責任及び権限並びに内部監査に係る要求事項を手順書等に定める。

(7)　保安に関する組織は、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。

(8)　保安に関する組織は、不適合が発見された場合には、8.2.2(7)に基づく通知を受けた管理者に、不適合を除去するための措置及び是正処置を遅滞なく講じさせるとともに、当該措置の検証を行わせ、その結果を報告させる。

8.2.3　プロセスの監視測定

(1)　保安に関する組織は、プロセスの監視測定を行う場合においては、当該プロセスの監視測定に見合う方法により、これを行う。

(2)　保安に関する組織は、8.2.3(1)に基づく監視測定の実施に当たり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。

(3)　保安に関する組織は、8.2.3(1)に基づく方法により、プロセスが 5.4.2(1)及び 7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができることを実証する。

(4)　保安に関する組織は、8.2.3(1)の監視測定の結果に基づき、保安活動の改善のために、必要な措置を講じる。

(5)　保安に関する組織は、5.4.2(1)及び 7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができない場合又は当該結果を得ることができないおそれがある場合においては、個別業務等要求事項への適合性を確保するために、当該プロセスの問題を特定し、当該問題に対して適切な措置を講じる。

8.2.4　機器等の検査等

(1)　保安に関する組織は、機器等に係る要求事項への適合性を検証するために、個別業務計画に従って、個別業務の実施に係るプロセスの適切な段階において、使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。

(2)　保安に関する組織は、使用前事業者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、これを管理する。

(3)　保安に関する組織は、プロセスの次の段階に進むことの承認を行った要員を特定することができる記録を作成し、これを管理する。

(4)　保安に関する組織は、個別業務計画に基づく使用前事業者検査等又は自主検査等を支障なく完了するまでは、プロセスの次の段

階に進むことの承認をしてはならない。ただし、当該承認の権限を持つ要員が、個別業務計画に定める手順により、特に承認をする場合は、この限りではない。

(5)　保安に関する組織は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の独立性（使用前事業者検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する部門に属する要員と部門を異にする要員とすることその他の方法により、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないことをいう。）を確保する。

(6)　保安に関する組織は、保安活動の重要度に応じて、自主検査等における独立性については、8.2.4(5)を準用する。この場合において、「部門を異にする要員」とあるのは、「必要に応じて部門を異にする要員」と読み替えるものとする。

8.3　不適合の管理

(1)　保安に関する組織は、個別業務等要求事項に適合しない機器等が使用され、又は個別業務が実施されることがないよう、当該機器等又は個別業務を特定し、これを管理する。

(2)　保安に関する組織は、不適合の処理に係る管理並びにそれに関連する責任及び権限を手順書等に定める。

(3)　保安に関する組織は、次に掲げる方法のいずれかにより、不適合を処理する。

a.　発見された不適合を除去するための措置を講ずる。

b.　不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響について評価し、機器等の使用又は個別業務の実施についての承認を行う（以下「特別採用」という。）。

c. 機器等の使用又は個別業務の実施ができないようにするための措置を講ずる。

d. 機器等の使用又は個別業務の実施後に発見した不適合については、その不適合による影響又は起こり得る影響に応じて適切な措置を講ずる。

(4) 保安に関する組織は、不適合の内容の記録及び当該不適合に対して講じた措置（特別採用を含む。）に係る記録を作成し、これを管理する。

(5) 保安に関する組織は、8.3(3)a に基づく措置を講じた場合においては、個別業務等要求事項への適合性を実証するための検証を行う。

8.4 データの分析及び評価

(1) 保安に関する組織は、品質マネジメントシステムが実効性のあるものであることを実証するため、及び当該品質マネジメントシステムの実効性の改善の必要性を評価するために、適切なデータ（監視測定の結果から得られたデータ及びそれ以外の関連情報源からのデータを含む。）を明確にし、収集し、及び分析する。

(2) 保安に関する組織は、8.4(1)に基づくデータの分析及びこれに基づく評価を行い、次に掲げる事項に係る情報を得る。

a. 保安に関する組織の外部の者からの意見の傾向及び特徴その他分析により得られる知見

b. 個別業務等要求事項への適合性

c. 機器等及びプロセスの特性及び傾向（是正処置を行う端緒となるものを含む。）

d.　調達物品等の供給者の供給能力

8.5　改　善

8.5.1　継続的な改善

保安に関する組織は、品質マネジメントシステムの継続的な改善を行うために、品質方針及び品質目標の設定、マネジメントレビュー及び内部監査の結果の活用、データの分析並びに是正処置及び未然防止処置の評価を通じて改善が必要な事項を明確にするとともに、当該改善の実施その他の措置を講じる。

8.5.2　是正処置等

(1)　保安に関する組織は、個々の不適合その他の事象が原子力の安全に及ぼす影響に応じて、次に掲げるところにより、速やかに適切な是正処置を講じる。

a.　是正処置を講ずる必要性について次に掲げる手順により評価を行う。

(a)　不適合その他の事象の分析及び当該不適合の原因の明確化

(b)　類似の不適合その他の事象の有無又は当該類似の不適合その他の事象が発生する可能性の明確化

b.　必要な是正処置を明確にし、実施する。

c.　講じた全ての是正処置の実効性の評価を行う。

d.　必要に応じ、計画において決定した保安活動の改善のために講じた措置を変更する。

e.　必要に応じ、品質マネジメントシステムを変更する。

f.　原子力の安全に及ぼす影響の程度が大きい不適合に関して、

根本的な原因を究明するために行う分析の手順を確立し、実施する。

g. 講じた全ての是正処置及びその結果の記録を作成し、これを管理する。

(2) 保安に関する組織は、8.5.2(1)に掲げる事項について、手順書等に定める。

(3) 保安に関する組織は、手順書等に基づき、複数の不適合その他の事象に係る情報から類似する事象に係る情報を抽出し、その分析を行い、当該類似の事象に共通する原因を明確にした上で、適切な措置を講じる。

8.5.3 未然防止処置

(1) 保安に関する組織は、原子力施設その他の施設の運転経験等の知見を収集し、自らの組織で起こり得る不適合の重要性に応じて、次に掲げるところにより、適切な未然防止処置を講じる。

a. 起こり得る不適合及びその原因について調査する。

b. 未然防止処置を講ずる必要性について評価する。

c. 必要な未然防止処置を明確にし、実施する。

d. 講じた全ての未然防止処置の実効性の評価を行う。

e. 講じた全ての未然防止処置及びその結果の記録を作成し、これを管理する。

(2) 保安に関する組織は、8.5.3(1)に掲げる事項について手順書等に定める。

申請書表目録

記

第 10.1 表　重大事故等対策における手順書の概要

第 10.2 表　重大事故等対策における操作の成立性

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

第 10.4 表　特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要

第 10.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（１／20）

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等			
方針目的			運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉を停止させるための設計基準事故対処設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、手動による原子炉緊急停止、原子炉出力抑制（自動）、原子炉出力抑制（手動）により原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持する手順等を整備する。また、原子炉の出力抑制を図った後にほう酸水注入により発電用原子炉を未臨界に移行する手順等を整備する。
対応手段等	フロントライン系故障時	手動による原子炉緊急停止	運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、中央制御室から手動にて原子炉トリップスイッチにより原子炉の緊急停止を行う。
		原子炉出力抑制（自動）	ATWS が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、多様化自動作動設備(ATWS 緩和設備)の作動により主蒸気隔離弁が閉止することで、１次冷却材温度が上昇し減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力が抑制されたことを確認する。また、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により１次冷却材圧力が安定し、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇がないこと、及び補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により１次冷却材温度が安定することで原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性が維持されていることを確認する。
		原子炉出力抑制（手動）	中央制御室から原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止ができない場合でかつ多様化自動作動設備(ATWS 緩和設備)が自動動作しなかった場合、中央制御室からの手動操作により主蒸気隔離弁の閉止及び補助給水ポンプの起動を行うことで、１次冷却材温度が上昇し減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力が抑制されたことを確認する。また、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により１次冷却材圧力が安定し、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇がないこと、及び補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により１次冷却材温度が安定することで原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性が維持されていることを確認する。

		ほう酸水注入	ATWS が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、原子炉出力の抑制を図った後、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備のほう酸ポンプ、急速ほう酸補給弁及び充てん／高圧注入ポンプによりほう酸タンク水を原子炉へ注入するとともに、希釈による反応度添加の可能性を除去するためにほう酸希釈ラインを隔離する。 化学体積制御系統が使用できない場合は、非常用炉心冷却設備の充てん／高圧注入ポンプ及びほう酸注入タンクにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入し原子炉を未臨界状態へ移行させる。安全注入ラインが使用できない場合は、充てんラインを使用し充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ほう酸注入は燃料取替ほう素濃度になるまで継続する。なお、ほう酸注入を行っている間に制御棒の全挿入に成功した場合は、プラント状態に応じて高温停止又は低温停止のほう素濃度を目標にほう酸注入を継続する。
配慮すべき事項	優先順位		ATWS が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合は、中央制御室から速やかな操作が可能である原子炉トリップスイッチにより手動にて原子炉の緊急停止を行う。蒸気発生器水位異常低信号による多様化自動作動設備(ATWS 緩和設備)が作動した場合においても、中央制御室から原子炉トリップスイッチにより手動にて原子炉の緊急停止操作を行い、その後、多様化自動作動設備(ATWS 緩和設備)の作動状況の確認を行う。 原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止ができない場合でかつ多様化自動作動設備(ATWS 緩和設備)が作動しない場合は、手動による原子炉出力抑制を行う。原子炉トリップに失敗し、原子炉の出力抑制を図った後は、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備によりほう酸注入を行う。

第10.1表　重大事故等対策における手順書の概要（２／20）

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等			
方針目的			原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、１次系のフィードアンドブリード又は蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。 また、原子炉を冷却するために１次冷却材及び２次冷却材の保有水を監視及び制御する手順等を整備する。
対応手段等	フロントライン系故障時	１次系のフィードアンドブリード	全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合、燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより原子炉へ注入する操作と加圧器逃がし弁による原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作を組み合わせた１次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。格納容器再循環サンプ水位が、再循環切替可能水位に到達すれば中央制御室で高圧再循環運転に切り替える。 ２次冷却系の除熱機能が回復した場合、蒸気発生器２次側による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、１次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系統による炉心冷却により低温停止状態とする。余熱除去系統が使用できない場合は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却により低温停止状態とする。 ２次冷却系の除熱機能が回復しない場合、余熱除去系統による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、１次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系統による炉心冷却により低温停止状態とする。余熱除去系統が使用できない場合、余熱除去系統又は２次冷却系の除熱機能が使用可能となるまで高圧再循環運転を継続する。
		蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）	復水タンク及び２次系純水タンクが使用できない場合、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行うため、海水をＡ、Ｂ海水ポンプから補助給水ポンプ入口へ直接供給し、蒸気発生器へ注水する。 蒸気発生器への注水機能において復水タンクが使用できない場合は、水源を復水タンクから多様性拡張設備である２次系純水タンクへ切り替え、補助給水ポンプによる注水を優先する。２次系純水タンクも使用できない場合、多様性拡張設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる注水を優先し、次にＡ、Ｂ海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給による注水を行う。多様性拡張設備である可搬型ディーゼル注入ポンプは使用準備に時間を要することから、復水タンクが使用できない場合に準備を開始し、準備が整った際に他の注水手段がなければ使用する。ただし、準備が整った際に淡水からの注水が可能であればＡ、Ｂ海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給よりも優先して使用する。

対応手段等	サポート系故障時	ポンプの機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水））	直流電源が喪失した場合において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場でタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから２次系純水タンクへの切替え、復水タンクへの中間受槽からの補給及びA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給により水源を確保し、高圧再循環運転、余熱除去系統又は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。 全交流動力電源が喪失した場合、大容量空冷式発電機により受電した電動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 ただし、大容量空冷式発電機の燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを使用できる間は、タービン動補助給水ポンプを優先して使用する。 電動補助給水ポンプは、復水タンクから２次系純水タンクへの切替え、復水タンクへの中間受槽からの補給及びA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給により水源を確保し、高圧再循環運転又は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。
		弁の機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出））	主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合は、現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。
	監視及び制御		原子炉を冷却するために１次冷却材及び２次冷却材の保有水を加圧器水位、蒸気発生器水位により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する。 蒸気発生器２次側による炉心冷却のために起動した補助給水ポンプの作動状況を補助給水流量、復水タンク水位、蒸気発生器水位により確認する。 燃料取替用水タンク水等を常設電動注入ポンプ等により炉心へ注入する場合、流量を調整し加圧器水位を制御する。 蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う場合、補助給水流量を調整し蒸気発生器水位を制御する。

配慮すべき事項	優先順位	フロントライン系故障時	２次冷却系の除熱機能回復を優先し、２次冷却系の除熱機能が回復しない場合は、１次系のフィードアンドブリードを行う。
		サポート系故障時	補助給水の機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作する。補助給水の機能が回復していない場合、主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。
	復旧に係る手順等		全交流動力電源が喪失した場合、大容量空冷式発電機からの給電により、電動補助給水ポンプを起動させ、十分な期間運転を継続させる。給電の手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	主蒸気逃がし弁操作時の留意事項		主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。 １次冷却材喪失が発生した場合、蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認する。 蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合においては、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。
	主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件		蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初期対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は被ばく低減等の観点から多様性拡張設備である窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し、継続可能な期間で中央制御室からの遠隔操作を行う。現場で手動により主蒸気逃がし弁を操作するにあたり、運転員等はポケット線量計を携帯するとともに、必要に応じて放射線防護具を着用する。
	全交流電源喪失及び補助給水失敗時の留意事項		全交流動力電源の喪失が継続し、補助給水系による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合は、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接過熱による格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁による減圧準備を行う。加圧器逃がし弁による減圧準備の手順は「1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保		全交流動力電源喪失時において１次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水出口流量制御弁を調整し、封水戻りライン逃がし弁吹き止まりを考慮した圧力にて保持する。

配慮すべき事項	１次系のフィードアンドブリードの判断基準について	蒸気発生器広域水位計は常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。 １次系のフィードアンドブリードを開始する、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位とは、上記校正誤差に余裕を持たせた水位とする。
	作業性	Ａ、Ｂ海水ポンプから補助給水ポンプへ直接供給に係るディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。 タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁は手動ハンドルにより容易に操作できる。

第10.1表　重大事故等対策における手順書の概要（３／20）

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等			
方針目的			原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、１次系のフィードアンドブリード、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により発電用原子炉を減圧する手順等を整備する。 また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、１次冷却系を減圧する手順等を整備する。 さらに、蒸気発生器伝熱管破損又はインターフェイスシステムLOCA発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、１次冷却系を減圧する手順等を整備する。
対応手段等	フロントライン系故障時	１次系のフィードアンドブリード	全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合において、蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧機能が喪失した場合、加圧器逃がし弁を用いた１次系のフィードアンドブリードにより１次冷却系を減圧する。燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより原子炉へ注入し、原子炉の冷却を確保してから加圧器逃がし弁を開とする。格納容器再循環サンプ水位が、再循環切替可能水位に到達すれば中央制御室で高圧再循環運転に切り替える。 ２次冷却系の除熱機能が回復した場合、蒸気発生器２次側による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、１次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系統による炉心冷却により低温停止状態とする。余熱除去系統が使用できない場合は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却により低温停止状態とする。 ２次冷却系の除熱機能が回復しない場合、余熱除去系統による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、１次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系統による炉心冷却により低温停止状態とする。余熱除去系統が使用できない場合、余熱除去系統又は２次冷却系の除熱機能が使用可能となるまで高圧再循環運転を継続する。

対応手段等	フロントライン系故障時	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）	加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合に蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を行うため、補助給水ポンプの自動起動を確認し、復水タンク水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。この時、補助給水ポンプが運転していなければ、中央制御室から補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する。 なお、補助給水ポンプの優先順位は、外部電源又はディーゼル発電機が健全であれば電動補助給水ポンプを優先し、代替電源からの給電時は燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用する。 復水タンク及び２次系純水タンクが使用できない場合、蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を行うため、海水をＡ、Ｂ海水ポンプから補助給水ポンプ入口へ直接供給し、蒸気発生器へ注水する。 蒸気発生器への注水機能において復水タンクが使用できない場合は、水源を復水タンクから多様性拡張設備である２次系純水タンクへ切り替え、補助給水ポンプによる注水を優先する。２次系純水タンクも使用できない場合、多様性拡張設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる注水を優先し、次にＡ、Ｂ海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給による注水を行う。多様性拡張設備である可搬型ディーゼル注入ポンプは使用準備に時間を要することから、復水タンクが使用できない場合に準備を開始し、準備が整った際に他の注水手段がなければ使用する。ただし、準備が整った際に淡水からの注水が可能であればＡ、Ｂ海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給よりも優先して使用する。
		蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）	加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合、主蒸気逃がし弁の開を確認し、蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧が行われていることを確認する。主蒸気逃がし弁が開弁していなければ中央制御室にて開弁する。
	サポート系故障時	ポンプの機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水））	直流電源が喪失した場合においてタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場でタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を行う。 なお、タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから２次系純水タンクへの切り替え、復水タンクへの中間受槽からの補給及びＡ、Ｂ海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給により水源を確保し、高圧再循環運転、余熱除去系統又は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。

対応手段等	サポート系故障時	弁の機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出））	主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合に現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作することで、蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を行う。 制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し、中央制御室からの操作による１次冷却系の減圧を行う。 直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、中央制御室からの操作による１次冷却系の減圧を行う。
	高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱防止		炉心損傷時、１次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以上である場合、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、加圧器逃がし弁により１次冷却系を減圧する。
	蒸気発生器伝熱管破損		蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、プラントの自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号による充てん／高圧注入ポンプ等の自動作動を確認する。 破損蒸気発生器を１次冷却材圧力、蒸気発生器の圧力、水位及び高感度型主蒸気管モニタ等の指示値から判断し、破損蒸気発生器を隔離する。破損側蒸気発生器の隔離完了後に破損蒸気発生器圧力の低下が継続し破損蒸気発生器の隔離失敗と判断した場合、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で１次冷却系を減圧することにより１次冷却材の蒸気発生器２次側への漏えいを抑制する。 １次冷却系減圧後、充てん／高圧注入ポンプを安全注入から充てんに切り替え、余熱除去系により炉心を冷却する。
	インターフェイスシステムＬＯＣＡ		インターフェイスシステムLOCAが発生した場合、プラントの自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号による充てん／高圧注入ポンプ等の自動作動を確認する。 １次冷却材圧力、加圧器水位の低下及び余熱除去ポンプ出口圧力上昇等によりインターフェイスシステムLOCAの発生を判断し、原子炉格納容器外への１次冷却材の格納容器外への漏えいを停止するため破損箇所を早期に発見し隔離する。 破損箇所を隔離できない場合、主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で１次冷却系を減圧することにより１次冷却材の格納容器外への漏えい量を抑制する。 低温停止状態に移行するにあたり、余熱除去系統による炉心冷却が困難であれば、蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードにより炉心を冷却する。
配慮すべき事項	優先順位	フロントライン系故障時	蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を優先して使用し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は、充てん／高圧注入ポンプによる原子炉注入と加圧器逃がし弁開による１次系のフィードアンドブリードを行う。

配慮すべき事項	優先順位	サポート系故障時	補助給水の機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作する。補助給水の機能が回復していない場合は、主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先する。
	復旧に係る手順等		直流電源喪失時、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により加圧器逃がし弁へ給電することで中央制御室から遠隔操作を行う。全交流動力電源喪失時又は常設直流電源喪失時の代替電源確保等に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。
	主蒸気逃がし弁操作時の留意事項		主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。 １次冷却材喪失が発生した場合、蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認する。 蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合においては、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。
	全交流電源喪失及び補助給水失敗時の留意事項		全交流動力電源の喪失が継続し、補助給水系による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合は、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接過熱による格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁による減圧準備を行う。
	環境条件		蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気／主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初期対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は被ばく低減等の観点から多様性拡張設備である窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し、継続可能な期間で中央制御室から遠隔操作を行う。現場で手動により主蒸気逃がし弁を操作するにあたり、運転員等はポケット線量計を携帯するとともに、必要に応じて放射線防護具を着用する。 加圧器逃がし弁を確実に作動させるために、窒素ボンベの設定圧力は、有効性評価における原子炉容器破損前の格納容器内最高圧力を考慮した上で余裕を見た値に設定し、中央制御室からの操作は少ない回数で目標とする１次冷却材圧力まで減圧する。
	インターフェイスシステムＬＯＣＡ時の漏えい監視について		インターフェイスシステムLOCAの漏えい場所特定は、原子炉補助建屋内の各部屋が分離されているため、漏水検知器、監視カメラ及び火災報知器により行う。

配慮すべき事項	インターフェイスシステムＬＯＣＡ時の内部溢水の影響	専用工具による操作場所及び操作場所への通路部をインターフェイスシステムLOCAにより漏えいが発生する機器のフロアよりも上層階とし、溢水影響がないようにする。
	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保	全交流動力電源喪失時において１次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水出口流量制御弁を調整し、封水戻りライン逃がし弁吹き止まりを考慮した圧力にて保持する。
	１次系のフィードアンドブリードの判断基準について	蒸気発生器広域水位計は常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。 １次系のフィードアンドブリードを開始する全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位とは、上記校正誤差に余裕を持たせた水位とする。
	作業性	Ａ、Ｂ海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給に係るディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。 タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁は手動ハンドルにより容易に操作できる。 インターフェイスシステムLOCA発生時、現場での隔離操作はアクセスルート及び操作場所の環境性等を考慮して専用工具を用いて遠隔操作により行う。専用工具は速やかに操作ができるように操作場所近傍に配備する。

第10.1表　重大事故等対策における手順書の概要（４／20）

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等				
方針目的	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため、１次冷却材喪失事象が発生している場合は代替炉心注入、代替再循環運転により、１次冷却材喪失事象が発生していない場合は蒸気発生器２次側による炉心冷却により、運転停止中の場合は炉心注入、代替炉心注入、代替再循環運転、蒸気発生器２次側による炉心冷却により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。 また、１次冷却材喪失事象後、炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉圧力容器内に残存した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器水張りにより発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。			
対応手段等	１次冷却材喪失事象が発生している場合	フロントライン系故障時	代替炉心注入	非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。 ・　Ａ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ・　常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・　可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ（以下「可搬型注入ポンプ」という。）により淡水又は海水を原子炉へ注入する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 代替炉心注入に使用する補機の優先順位は、使用準備時間が早いＡ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）を優先し、次に常設電動注入ポンプを使用する。可搬型注入ポンプは使用準備に時間を要することから、予め可搬型注入ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、多様性拡張設備を含む他の注入手段がなければ使用する。
			代替再循環運転	非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注入する機能が喪失した場合、Ａ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）及びＡ格納容器スプレイ冷却器により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注入する。 再循環運転中に格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合、炉心の著しい損傷を防止するために余熱除去ポンプ１台の流量を低下させ再循環運転を継続する。再循環運転できない場合は、充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。充てん／高圧注入ポンプの故障等により炉心への注入ができない場合は、代替炉心注入により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入を行う。 また、格納容器の破損を防止するために原子炉補機冷却水を使用し格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内の冷却を行う。 原子炉への注入は、格納容器内水位が格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さとなれば停止する。

対応手段等	1次冷却材喪失事象が発生している場合	サポート系故障時	代替炉心注入	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉への注入機能が喪失し、１次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで低下しない場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。 ・　大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・　大容量空冷式発電機により受電したＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ・　可搬型注入ポンプにより淡水又は海水を原子炉へ注入する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 代替炉心注入に使用する補機の優先順位は、使用準備時間が早く、注入流量が大きい常設電動注入ポンプを優先する。次にＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。可搬型注入ポンプは、使用準備に時間を要することから、予め可搬型注入ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、多様性拡張設備を含む他の注入手段がなければ使用する。
			代替再循環運転	全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時は、移動式大容量ポンプ車により代替補機冷却水が確保され、大容量空冷式発電機により受電したＢ余熱除去ポンプ（海水冷却）及びＣ充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転を行うとともに、移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を冷却する。 原子炉補機冷却機能喪失時に代替再循環運転に使用する機器の優先順位は、多様性拡張設備であるが使用準備時間が早いＡ余熱除去ポンプ（空調用冷水）を優先し、次にＢ余熱除去ポンプ（海水冷却）及びＣ充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を使用する。
		溶融デブリが原子炉圧力容器内に残存する場合	格納容器水張り	炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合、格納容器圧力と温度又は可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット出入口用）の温度差の変化により格納容器内が過熱状態であり原子炉圧力容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、格納容器の破損を防止するため格納容器内自然対流冷却を確認するとともに、格納容器スプレイポンプにより残存溶融デブリを冷却し格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまで燃料取替用水タンク水を格納容器内へ注水する。 格納容器スプレイポンプが使用できない場合は、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

対応手段等	1次冷却材喪失事象が発生していない場合	フロントライン系故障時 サポート系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されている場合は、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。 全交流動力電源喪失等により主蒸気逃がし弁が中央制御室から操作できない場合、現場にて手動により主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。 主蒸気逃がし弁による２次系冷却の効果がなくなり、余熱除去設備が使用できない場合において、低温停止に移行する場合は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードを行う。なお、蒸気発生器への注水は電動補助給水ポンプにより復水タンク水を注水する。
	運転停止中の場合	フロントライン系故障時	炉心注入／代替炉心注入	余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合は、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。 ・　充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ・　Ａ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ・　常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。常設電動注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・　可搬型注入ポンプにより淡水又は海水を原子炉へ注入する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 炉心注入、代替炉心注入に使用する補機の優先順位は、中央制御室で操作可能でありラインアップの容易な充てん／高圧注入ポンプを優先する。次に使用準備時間が早いＡ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）を使用し、次に常設電動注入ポンプを使用する。可搬型注入ポンプは使用準備に時間を要することから、予め可搬型注入ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、多様性拡張設備を含む他の注入手段がなければ使用する。
			代替再循環運転	余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、炉心注入又は代替炉心注入により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入後、格納容器再循環サンプに水源を切り替えて、Ａ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）及びＡ格納容器スプレイ冷却器により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注入する。

対応手段等	運転停止中の場合	フロントライン系故障時	蒸気発生器２次側による炉心冷却	余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合でかつ１次冷却系統に開口部がない場合は、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保された場合は、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。 主蒸気逃がし弁による２次系冷却の効果がなくなり、余熱除去設備が使用できない場合において、低温停止に移行する場合は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードを行う。なお、蒸気発生器への注水は電動補助給水ポンプにより復水タンク水を注水する。
		サポート系故障時	代替炉心注入	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。 ・　大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。常設電動注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・　大容量空冷式発電機により受電したＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ・　可搬型注入ポンプにより淡水又は海水を原子炉へ注入する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 代替炉心注入に使用する補機の優先順位は、電源が回復しない場合でも注入が可能な多様性拡張設備である燃料取替用水タンクからの重力注入を優先する。並行して、使用準備時間が早く、注入流量が大きい常設電動注入ポンプを準備し、準備が整えば使用する。次にＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。可搬型注入ポンプは、使用準備に時間を要することから、予め可搬型注入ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、多様性拡張設備を含む他の注入手段がなければ使用する。
			代替再循環運転	全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時は、移動式大容量ポンプ車により代替補機冷却水が確保され、大容量空冷式発電機により受電したＢ余熱除去ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転を行うとともに、移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を冷却する。 原子炉補機冷却機能喪失時に代替再循環運転に使用する機器の優先順位は、多様性拡張設備であるが使用準備時間が早いＡ余熱除去ポンプ（空調用冷水）を優先し、次にＢ余熱除去ポンプ（海水冷却）を使用する。

対応手段等	運転停止中の場合	サポート系故障時	蒸気発生器２次側による炉心冷却	全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時に１次冷却系統に開口部がない場合は、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保された場合は、現場にて主蒸気逃がし弁を手動により開とし、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。 主蒸気逃がし弁による２次系冷却の効果がなくなり、余熱除去設備が使用できない場合において、低温停止に移行する場合は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードを行う。なお、蒸気発生器への注水は電動補助給水ポンプにより復水タンク水を注水する。
配慮すべき事項	１次冷却材喪失事象が発生している場合	優先順位	フロントライン系故障時	非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する機能が喪失した場合、代替炉心注入により原子炉へ注入し、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。
			サポート系故障時	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉への注入機能が喪失した場合、代替炉心注入により原子炉へ注入し、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環を実施し、原子炉を冷却する。
		格納容器隔離弁の閉止		全交流動力電源喪失時、１次冷却材ポンプシール部へのシール水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失することにより、１次冷却材ポンプシール部から１次冷却材が漏えいする恐れがあるため、１次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等を閉止する。 隔離は、大容量空冷式発電機により電源が確保されれば、中央制御室にて１次冷却材ポンプシール戻り隔離弁を閉止し、非常用炉心冷却設備作動信号が発信する場合は、作動する格納容器隔離弁の閉止を確認する。 なお、隔離弁等の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。
		常設電動注入ポンプの注入先について		全交流動力電源喪失と１次冷却材漏えい事象が重畳した場合の常設電動注入ポンプの注入先については、１次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合は、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注入とする準備を行い、大容量空冷式発電機より受電すれば、代替炉心注入を行う。また、対応途中で、事象が進展し炉心損傷と判断すれば、注入先を格納容器スプレイへ変更を行うとともに、その後、Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により代替炉心注入を行う。
		残存デブリ冷却時の１次冷却材圧力監視について		原子炉圧力容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、炉心冠水操作を実施する際は１次冷却材圧力を監視する。１次冷却材圧力が格納容器圧力より高い場合は溶融デブリの冷却が阻害される場合があるため、加圧器逃がし弁を開弁し原子炉内と原子炉格納容器を均圧させる。

配慮すべき事項	1次冷却材喪失事象が発生している場合	残存デブリ冷却時の注水量について		格納容器への注水量は、格納容器水位監視装置、SA 用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量計、A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量計、燃料取替用水タンク水位の収支により把握する。 残存デブリの影響を防止するための格納容器への注水量は、残存デブリを冷却し、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまでとし、注水後も残存デブリの冷却が必要な場合は、さらに、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を阻害しない高さまで格納容器内へ注水する。
		炉心損傷後の再循環運転について		炉心が損傷した場合、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に加え格納容器スプレイポンプによる再循環運転を行う場合は、格納容器圧力及び格納容器内高レンジエリアモニタ等により、格納容器圧力の推移及び炉心損傷度合いを監視し、再循環運転を実施した場合の格納容器圧力低減効果、ポンプ及び配管の周辺線量上昇による被ばく等の影響を評価し、実施の可否を検討する。
		再循環不能時の格納容器内の冷却		代替再循環運転による格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注入できない場合、余熱除去系統-格納容器再循環弁（外隔離弁）の開不能により再循環運転に移行できない場合又は、格納容器再循環サンプスクリーンが閉塞した場合は、充てん／高圧注入ポンプ等により燃料取替用水タンク水を炉心へ注入するとともに、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。格納容器内自然対流冷却ができない場合は、格納容器スプレイを実施する。
	運転停止中の場合	優先順位	フロントライン系故障時	運転停止中に余熱除去設備の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合でかつ１次冷却系統に開口部がない場合は、蒸気発生器２次側による炉心冷却を優先する。 蒸気発生器２次側による炉心冷却ができない場合は、炉心注入又は代替炉心注入による炉心冷却を行い、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環を実施し、原子炉を冷却する。
			サポート系故障時	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合でかつ１次冷却系統に開口部がない場合は、蒸気発生器２次側による炉心冷却を実施する。 蒸気発生器２次側による炉心冷却ができない場合は、代替炉心注入による炉心冷却を行い、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環を実施し、原子炉を冷却する。

配慮すべき事項	運転停止中の場合	原子炉格納容器内からの退避	運転停止中において、全交流動力電源喪失等により余熱除去冷却系の機能が喪失した場合又は原子炉冷却材が流出した場合、燃料取替用水タンクの保有水を充てん／高圧注入ポンプ等にて原子炉へ注入し開放中の加圧器安全弁から原子炉格納容器内へ蒸散させることにより原子炉を冷却する。この場合は、原子炉格納容器内の雰囲気悪化から原子炉格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。 また、運転停止中に１次冷却材系統の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束が上昇した場合は、臨界になる可能性があるため原子炉格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。
	復旧に係る手順等		全交流動力電源が喪失した場合は、設計基準対処設備に代替電源からの給電により起動及び十分な期間の運転を継続させる。
	作業性		常設電動注入ポンプの水源確保及びＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の補機冷却水確保に係るディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。 可搬型注入ポンプによる原子炉への注入に係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように可搬型注入ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。
	電源確保		全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により常設電動注入ポンプ、Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）へ給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	燃料補給		可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプへの給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。燃料を補給する手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第 10.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（５／20）

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等			
方針目的			設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、蒸気発生器２次側による炉心冷却、格納容器内自然対流冷却、代替補機冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する手順等を整備する。
対応手段等	フロントライン系故障時	蒸気発生器２次側による炉心冷却	海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開とし、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。 補助給水ポンプについては、電動補助給水ポンプを優先して使用し、電動補助給水ポンプが使用できなければタービン動補助給水ポンプを使用する。
		格納容器内自然対流冷却	海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に１次冷却材喪失事象が発生した場合、移動式大容量ポンプ車を設置、接続し、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。
		代替補機冷却	原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車によりＣ充てん／高圧注入ポンプ、Ｂ余熱除去ポンプの補機冷却水として海水を通水することにより各補機の機能回復を図る。
	サポート系故障時	蒸気発生器２次側による炉心冷却	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合にタービン動補助給水ポンプ又は大容量空冷式発電機より受電した電動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開とし、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。 補助給水ポンプについては、大容量空冷式発電機の燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用し、タービン動補助給水ポンプが使用できなければ、大容量空冷式発電機より受電した電動補助給水ポンプを使用する。
		格納容器内自然対流冷却	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に中央制御室からディーゼル発電機が起動できず早期の電源回復不能と判断した場合、移動式大容量ポンプ車を設置、接続し、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。

対応手段等	サポート系故障時	代替補機冷却	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に中央制御室からディーゼル発電機が起動できず早期の電源回復不能と判断した場合、移動式大容量ポンプ車によりＣ充てん／高圧注入ポンプ、Ｂ余熱除去ポンプの補機冷却水として海水を通水することにより各補機の機能回復を図る。
配慮すべき事項	作業性		移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系統と海水系統を接続するディスタンスピース取替えについても速やかに作業ができるよう、作業場所近傍に使用工具を配備する。
	主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件		蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合に現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初期対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は被ばく低減等の観点から使用可能であれば多様性拡張設備である窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し、中央制御室からの遠隔操作を行う。現場で手動により主蒸気逃がし弁を操作するにあたり、運転員等はポケット線量計を携帯するとともに、必要に応じて放射線防護具を着用する。
	電源確保		全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電動補助給水ポンプへ給電する。給電の手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	燃料補給		移動式大容量ポンプ車への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。燃料を補給する手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第 10.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（６／20）

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等				
方針目的	設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手順等を整備する。			
対応手段等	炉心損傷前	フロントライン系故障時	格納容器内自然対流冷却	格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合に格納容器スプレイ作動圧力設定値以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器への注水ができない場合、又は格納容器スプレイ再循環運転時に格納容器スプレイポンプによる格納容器への注水ができない場合、原子炉補機冷却水系統の沸騰防止のため原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ボンベにより加圧し、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。
			代替格納容器スプレイ	格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器への注水ができない場合、及び格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
		サポート系故障時	代替格納容器スプレイ	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し格納容器内の冷却機能が喪失した場合に１次冷却材喪失事象（大破断）が発生し格納容器への注水ができない場合、大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
			格納容器内自然対流冷却	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し格納容器内の冷却機能が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車を設置、接続し、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。

対応手段等	炉心損傷後	フロントライン系故障時	格納容器内自然対流冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し格納容器スプレイ作動圧力設定値以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器内への注水ができない場合、原子炉補機冷却水系統の沸騰防止のため原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ボンベにより加圧し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。
			代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器への注水ができない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
		サポート系故障時	代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し格納容器内の冷却機能が喪失し格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ格納容器への注水ができない場合、大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
			格納容器内自然対流冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合に全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し格納容器内の冷却機能が喪失し原子炉補機冷却水が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車を設置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。
配慮すべき事項	優先順位			炉心損傷前及び炉心損傷後のフロントライン系故障時は、継続的な冷却実施の観点及び格納容器内の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から、代替格納容器スプレイよりも格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、サポート系故障時の格納容器内自然対流冷却では移動式大容量ポンプ車を使用するため準備に時間がかかることから、使用を開始するまでの間に格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は代替格納容器スプレイを使用する。

配慮すべき事項	格納容器内冷却	水素濃度	炉心損傷後の原子炉格納容器減圧操作については、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力から50kPaに達すれば停止する手順とすることで、100％のZr-水反応時の水素発生量を仮定した場合でも、大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。また、水素濃度は、可搬型格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用として、測定による水素濃度が８vol％（ドライ）未満であれば減圧を継続する。
	格納容器内冷却	注水量の管理	格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さに達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。 残存デブリの影響を防止するための格納容器への注水量は、残存デブリを冷却し、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまでとし、注水後も残存デブリの冷却が必要な場合は、さらに、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を阻害しない高さまで格納容器内へ注水する。
	放射性物質濃度低減		炉心損傷後において、代替格納容器スプレイ手段を用いて格納容器へスプレイすることにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに粒子状の放射性物質の除去により放射性物質の濃度を低減する。格納容器再循環ユニットによる冷却で対応している場合において、格納容器圧力が十分低下しない等により放射性物質濃度低減が必要な場合は、代替格納容器スプレイを同時に実施することにより、格納容器内冷却と放射性物質濃度の低下を図る。
	作業性		移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系統と海水系統を接続するディスタンスピース及び代替格納容器スプレイに使用する常設電動注入ポンプの水源確保に係るディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。
	電源確保		全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により常設電動注入ポンプへ給電する。給電の手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	燃料補給		可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ又は移動式大容量ポンプ車への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料（重油）の備蓄量として、「1.14　電源の確保に関する手順等」に示す燃料油貯蔵タンク（約147kℓ 、２基）を管理する。

第 10.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（７／20）

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等			
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。		
対応手段等	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全	格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器圧力が最高使用圧力以上の場合、格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へスプレイする。
		格納容器内自然対流冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動圧力設定値以上の場合、原子炉補機冷却水系統の沸騰防止のため原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ボンベにより加圧し、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。
		代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下せず最高使用圧力以上の場合、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能　喪失	格納容器内自然対流冷却	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し炉心の著しい損傷が発生した場合、移動式大容量ポンプ車を設置、接続し、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。
		代替格納容器スプレイ	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器圧力が最高使用圧力以上の場合、大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

配慮すべき事項	優先順位	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合は、格納容器圧力及び温度を低下させる効果が最も大きい格納容器スプレイを優先する。次に、継続的な冷却実施の観点及び格納容器の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から、格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、格納容器内自然対流冷却の準備の間に、格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は代替格納容器スプレイを行う。
	優先順位	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能　喪失	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している場合は、継続的な冷却実施の観点及び格納容器の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から、格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、格納容器内自然対流冷却は移動式大容量ポンプ車を使用するための準備に時間を要することから、この間に格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は代替格納容器スプレイを行う。
	格納容器内冷却	水素濃度	炉心損傷後の原子炉格納容器減圧操作については、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力から50kPaに達すれば停止する手順とすることで、100％のZr-水反応時の水素発生量を仮定した場合でも、大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。また、水素濃度は、可搬型格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用として、測定による水素濃度が８vol％（ドライ）未満であれば減圧を継続する。
		注水量の管理	格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さに達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。
	作業性		移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系統と海水系統を接続するディスタンスピース及び代替格納容器スプレイに使用する常設電動注入ポンプの水源確保に係るディスタンスピース取替えについても速やかに作業ができるよう、作業場所近傍に使用工具を配備する。 格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイにおける現場への移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。
	電源確保		全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により常設電動注入ポンプへ給電する。給電の手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

配慮すべき事項	燃料補給	移動式大容量ポンプ車への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。燃料を補給する手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第 10.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（８／20）

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等				
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイにより、溶融し原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の抑制及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止する手順等を整備する。 また、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、炉心注入及び代替炉心注入により、原子炉を冷却する手順等を整備する。			
対応手段等	原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全	格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へ注水する。溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、格納容器スプレイポンプを停止し、その後は水位を維持する。
			代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内への注水機能が喪失し、溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へ注水する。溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、常設電動注入ポンプを停止し、その後は水位を維持する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
		全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能　喪失	代替格納容器スプレイ	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へ注水する。溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、常設電動注入ポンプを停止し、その後は水位を維持する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
	溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全	炉心注入	炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ・　充てん／高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプにより高圧又は低圧注入ラインを使用して、燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ・　充てん／高圧注入ポンプにより充てんラインを使用して、燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。

対応手段等	溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全	代替炉心注入	炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。 ・　Ａ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ・　常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
		全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能　喪失	代替炉心注入	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。 ・　大容量空冷式発電機により受電したＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ・　大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 代替炉心注入に使用する補機の優先順位は、Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を優先する。次に代替格納容器スプレイを行っていなければ常設電動注入ポンプを使用する。
配慮すべき事項	優先順位	原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却		交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合、格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する手段の優先順位は、格納容器スプレイを優先し、次に代替格納容器スプレイを使用する。
		溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止		交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段の優先順位は、注入流量が大きいものから順に、充てん／高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプにより高圧又は低圧注入ラインを用いた炉心注入、Ａ格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入、充てん／高圧注入ポンプによる充てんラインを用いた炉心注入、常設電動注入ポンプによる代替炉心注入とする。
	原子炉下部キャビティの水位監視			溶融炉心冷却のための原子炉下部キャビティ水位を監視するため、格納容器への注水時は原子炉下部キャビティ水位監視装置の動作を確認する。

配慮すべき事項	常設電動注入ポンプの注入先について	全交流動力電源喪失時に１次冷却材喪失事象（大破断）が同時に発生した場合は、炉心損傷に至る可能性があり、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとし、原子炉下部キャビティに注水する。その後、Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注入を行い、炉心を冷却する。 また、常設電動注入ポンプにより原子炉へ注入を実施している際に炉心損傷が発生した場合は、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注入から格納容器スプレイへ切り替え、原子炉下部キャビティに注水する。その後、Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注入を行い、炉心を冷却する。
	作業性	常設電動注入ポンプの水源確保及びＢ充てん／高圧注入ポンプの補機冷却水確保に係るディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により常設電動注入ポンプ及びＢ充てん／高圧注入ポンプへ給電する。給電の手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第10.1表　重大事故等対策における手順書の概要（９／20）

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等			
方針目的			炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内に水ージルコニウム反応及び水の放射線分解により水素が放出された場合に、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減、水素濃度監視を行う手順等を整備する。
対応手段等	水素濃度低減	静的触媒式水素再結合装置	炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器内の水素濃度を低減させるために設置している静的触媒式水素再結合装置の動作状況を、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度指示上昇により確認する。直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の指示値を確認する。
		電気式水素燃焼装置	炉心出口温度計指示が350℃に到達又は安全注入動作を伴う１次冷却材喪失時に全ての高圧注入系機能が喪失した場合、電気式水素燃焼装置を速やかに起動する。全交流動力電源が喪失している場合は、代替電源設備からの給電後速やかに電気式水素燃焼装置を起動する。電気式水素燃焼装置の動作状況を、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度指示上昇により確認する。直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、電気式水素燃焼装置動作監視装置の指示値を確認する。
	水素濃度監視	可搬型格納容器水素濃度計測装置	炉心出口温度計指示が350℃に到達又は安全注入動作を伴う１次冷却材喪失時に全ての高圧注入系機能が喪失した場合、可搬型格納容器水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置を起動し、計測準備ができれば格納容器内の水素濃度を計測し監視する。 全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合は、代替電源設備からの給電後、可搬型格納容器水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置を起動し、計測準備ができれば格納容器内の水素濃度を測定し監視する。直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、可搬型格納容器水素濃度計測装置の指示値を確認する。
配慮すべき事項	可搬型格納容器水素濃度計測装置		可搬型格納容器水素濃度計測装置は共用設備であるため、１号炉、２号炉が同時被災した場合は、格納容器内の水素濃度計測を約５分毎に交互に実施する。切替えに当たっては、都度パージ操作を行う。 他号炉に悪影響を及ぼさないよう、汚染度の大きい格納容器のサンプルガスを汚染度の小さい格納容器に流入させないように、放射性物質と水素を含むサンプルガスのパージ先となる格納容器を選択する。なお、号炉間をまたぐパージの際に、格納容器の自由体積に対してサンプルガスの流量は十分小さいため悪影響は及ぼさない。
	作業性		格納容器内の水素濃度監視に係る可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置等の接続については、速やかに作業できるように作業場所近傍に使用工具を配備する。

配慮すべき事項	電源確保	全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備により水素濃度低減に使用する設備及び水素濃度監視に使用する設備に給電する。給電する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第10.1表　重大事故等対策における手順書の概要（10／20）

1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等		
方針目的		炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出及び水素濃度監視を行う手順等を整備する。
対応手段等	水素排出	安全注入信号が発信した場合に、アニュラス空気浄化ファンを運転し、アニュラスからアニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット、アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットを通して屋外へ排気されることを、アニュラス内圧力の低下にて確認する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合にも、アニュラス空気浄化系の弁に窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）から窒素を供給し系統構成を行い、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電した後、Ｂアニュラス空気浄化ファンを運転する。
	水素濃度監視	炉心の損傷を判断した場合、アニュラス内の水素濃度を、格納容器内の水素濃度及び格納容器からアニュラスへの漏えい率により推定し監視する。 可搬型格納容器水素濃度計測装置を用いた格納容器内水素濃度の測定を行い、炉心損傷判断からの経過時間、格納容器内水素濃度の測定値並びに格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ）及びアニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計の線量率の比により推定したアニュラスへの漏えい率の関係図から格納容器水素濃度の推移を推定し、アニュラス内の水素濃度を推定する。 アニュラス内の放射線量の推定は、多様性拡張設備である格納容器排気筒ガスモニタが使用可能であれば、アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計よりも優先使用する。
配慮すべき事項	アニュラス内水素濃度計	多様性拡張設備であるアニュラス水素濃度計測装置は、炉心損傷後の高放射線下及び高温下では指示値に影響があることから参考値として扱う。 アニュラス水素濃度計測装置の指示値を参考にする場合は、計測器の環境特性を考慮する。
	電源確保	全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備によりアニュラス空気浄化設備に給電する。給電する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 10.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（11／20）

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等		
方針目的		使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料ピット」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合、使用済燃料ピット内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するため使用済燃料ピットへの注水、使用済燃料ピットの監視を行う手順等を整備する。 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため使用済燃料ピットへのスプレイ、使用済燃料への放水、使用済燃料ピットの監視を行う手順等を整備する。
対応手段等	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料ピットポンプが全台停止又は使用済燃料ピット温度が65℃を超える場合又は使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下まで低下した場合、使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより淡水又は海水を使用済燃料ピットへ注水する。使用する水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から使用し、使用する淡水がなければ、海水を使用する。 使用済燃料ピットへの注水に使用する補機の優先順位は、注水までの所要時間が短い多様性拡張設備である燃料取替用水タンク等を優先する。使用済燃料ピット補給用水中ポンプは、使用準備に時間を要することから、予め使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、燃料取替用水タンク等の注入手段がなければ使用する。
	使用済燃料ピットへのスプレイ及び放水	使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合、以下の手段により、使用済燃料ピットへスプレイ又は燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ放水する。 ・　可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダにより淡水又は海水を使用済燃料ピットへスプレイする。使用する水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から使用し、使用する淡水がなければ、海水を使用する。 使用するポンプの優先順位は、可搬型電動低圧注入ポンプを優先する。次に、可搬型ディーゼル注入ポンプを使用する。 ・　燃料取扱建屋の損壊又は使用済燃料ピットエリアモニタの指示上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合、移動式大容量ポンプ車及び放水砲により海水を燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ放水する。

対応手段等	使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時、又は使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時、常設設備である使用済燃料ピット水位計（SA）、使用済燃料ピット温度計（SA）及び使用済燃料ピット状態監視カメラにより使用済燃料ピットの監視を行う。また使用済燃料ピットポンプが全台停止又は使用済燃料ピット温度が 65℃を超える場合又は使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下まで低下した場合、可搬型設備である使用済燃料ピット水位計（広域）（使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む）、使用済燃料ピット周辺線量率計の運搬、設置及び接続を行い、使用済燃料ピットの監視を行う。 使用済燃料ピットの監視は、常設設備により行うが、計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型設備の計器を用いることで変動する可能性のある範囲を、各計器がオーバーラップして監視する。直流電源が喪失している場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、可搬型設備の指示を確認する。 使用済燃料ピット周辺線量率計は、あらかじめ複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係を評価し、各設置場所間での関係性を把握し、指示値の傾向を確認することで使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定する。 使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムは、使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット周辺線量率計及び使用済燃料ピット状態監視カメラの耐環境性向上のため、空気を供給し冷却を行う。
配慮すべき事項	作業性	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水に係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように使用済燃料ピット補給用水中ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。 可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプによる使用済燃料ピットへのスプレイに係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。
	電源確保	全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、使用済燃料ピットの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料ピット監視計器へ給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	燃料補給	使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。燃料を補給する手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。 可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ又は移動式大容量ポンプ車の給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。燃料を補給する手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第 10.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（12／20）

1.12　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順			
方針目的			炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気への拡散抑制、海洋への拡散抑制により、原子炉施設外への放射性物質を抑制する手順等を整備する。 また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合に、航空機燃料火災への泡消火により、火災に対応する手順等を整備する。
対応手段等	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損	大気への拡散抑制	炉心出口温度 350℃以上かつ格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）が１×10^5mSv／h 以上となり、原子炉格納容器へのスプレイが確認できない場合、移動式大容量ポンプ車、放水砲により海水を原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水する。
		海洋への拡散抑制	原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水し、放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合、雨水排水処理装置の集水ピットを汚染水が通過することにより放射性物質を吸着する網目状のマット内に軽石状の吸着剤を敷き詰めた放射性物質吸着剤を設置するとともに、小型船舶を用いてシルトフェンスを設置する。要員に余裕があれば、放射性物質吸着剤を追加設置する。 放射性物質吸着剤の設置は、１号炉の原子炉格納容器及びアニュラス部が損傷あるいは損傷すると判断すれば、南側雨水排水処理装置の集水ピットを優先し、２号炉の原子炉格納容器及びアニュラス部が損傷あるいは損傷すると判断すれば北側雨水排水処理装置の集水ピットを優先する。その後他号炉側の雨水排水処理装置の集水ピットへ放射性物質吸着剤を設置する。 シルトフェンスの設置は、１号炉の原子炉格納容器及びアニュラス部が損傷あるいは損傷すると判断すれば、放水口付近のシルトフェンスを優先し、２号炉の原子炉格納容器及びアニュラス部が損傷あるいは損傷すると判断すれば北側雨水排水処理装置放水箇所付近のシルトフェンスを優先する。その後他号炉のシルトフェンスを設置し、最後に防波堤付近のシルトフェンスを設置する。
	使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷	大気への拡散抑制	使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合、以下の手段により、燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へスプレイ又は放水する。 ・　可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダにより燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ淡水又は海水をスプレイする。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 使用するポンプの優先順位は、可搬型電動低圧注入ポンプを優先する。次に、可搬型ディーゼル注入ポンプを使用する。 ・　燃料取扱建屋の損壊又は使用済燃料ピットエリアモニタの指示上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合、スプレイよりも射程距離が大きい移動式大容量ポンプ車及び放水砲により海水を燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ放水する。

対応手段等	使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷	海洋への拡散抑制	燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ放水し、放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合、雨水排水処理装置の集水ピットを汚染水が通過することにより放射性物質を吸着する網目状のマット内に軽石状の吸着剤を敷き詰めた放射性物質吸着剤を設置するとともに、小型船舶を用いてシルトフェンスを設置する。要員に余裕があれば、放射性物質吸着剤を追加設置する。 放射性物質吸着剤の設置は、１号炉の使用済燃料ピット内燃料体等が損傷あるいは損傷すると判断すれば、南側雨水排水処理装置の集水ピットを優先し、２号炉の使用済燃料ピット内燃料体等が損傷あるいは損傷すると判断すれば北側雨水排水処理装置の集水ピットを優先する。その後他号炉側の雨水排水処理装置の集水ピットへ放射性物質吸着剤を設置する。 シルトフェンスの設置は、１号炉の使用済燃料ピット内燃料体等が損傷あるいは損傷すると判断すれば、放水口付近のシルトフェンスを優先し、２号炉の使用済燃料ピット内燃料体等が損傷あるいは損傷すると判断すれば北側雨水排水処理装置放水箇所付近のシルトフェンスを優先する。その後他号炉のシルトフェンスを設置し、最後に防波堤付近のシルトフェンスを設置する。
		航空機燃料火災への泡消火	原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、移動式大容量ポンプ車、放水砲を用いて、海水に大容量ポンプ車内蔵の泡薬剤ポンプで泡消火薬剤を注入することで航空機燃料火災へ泡消火を実施する。 移動式大容量ポンプ車及び放水砲の準備が完了するまで多様性拡張設備である化学消防自動車や小型放水砲により、アクセスルートの確保、要員の安全確保、航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のために泡消火を実施する。
配慮すべき事項	操作性		放水砲による放水については、噴射ノズルを調整することで放水形状を直線状又は噴霧状に調製でき、直線状にするとより遠くまで放水できるが、噴霧状とすると直線状よりも放射性物質の抑制効果があることから、なるべく噴霧状を使用する。 原子炉格納容器の損壊箇所が確認できる場合は、放水砲の噴射位置を原子炉格納容器損壊部に調整するが、確認できない場合は格納容器頂部へ調整する。 放水砲は、最も効果的な方角から原子炉格納容器又は燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）に向けて放水する。
	作業性		移動式大容量ポンプ車による大気への拡散抑制又は航空機燃料火災への泡消火に係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを保管する。
	燃料補給		移動式大容量ポンプ車、可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプへの給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。燃料を補給する手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第 10.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（13／20）

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等			
方針目的			設計基準事故の収束に必要な水源である燃料取替用水タンク、復水タンク等とは別に重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源として、宮山池、海水等を確保する。 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するため、代替水源から中間受槽への供給、蒸気発生器２次側による炉心冷却のための代替手段及び復水タンクへの供給、炉心注入及び格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給、格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環運転、使用済燃料ピットへの水の供給、使用済燃料ピットからの大量の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）への放水について手順等を整備する。
対応手段等	代替水源から中間受槽への供給		重大事故等が発生し、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）のための必要な水源である復水タンク、炉心注入及び格納容器スプレイのための必要な水源である燃料取替用水タンク、使用済燃料ピット内燃料体等の冷却に必要な使用済燃料ピットへの供給がそれぞれ必要になった場合、宮山池又は海水（取水ピット、取水口）を水源として取水用水中ポンプ、可搬型ホースにより中間受槽へ水を供給する。 中間受槽への供給には水質のよい淡水を優先して使用する。多様性拡張設備である２次系純水タンク等を優先して使用する。上記のタンクが使用できなければ宮山池を使用し、宮山池から取水が不可であれば海水を使用する。海水を使用する際、取水ピットを優先し、取水ピットが使用できなければ取水口を使用する。
	蒸気発生器２次側による炉心冷却のための代替手段及び復水タンクへの供給	復水タンクへ供給ができない場合の代替手段	重大事故等により、蒸気発生器２次側への注水手段の水源となる復水タンクへの供給ができない場合、以下の手段により、炉心を冷却する。 ・　燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより炉心へ注水し、加圧器逃がし弁を用いた１次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。 ・　Ａ、Ｂ海水ポンプから補助給水ポンプ入口へ海水を直接供給し蒸気発生器への注水により、原子炉を冷却する。
		復水タンクへの供給	重大事故等が発生し、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）中に復水タンクへの供給が必要な場合、復水タンク補給用水中ポンプにより淡水又は海水を復水タンクへ供給する。復水タンクへ供給する優先順位は、多様性拡張設備である２次系純水タンクを使用し、中間受槽の使用準備が整えば、中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から使用し、使用する淡水がなければ海水を使用する。

対応手段等	炉心注入及び格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水タンクへ供給ができない場合の代替手段	重大事故等により、炉心注入及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクへの供給ができない場合、以下の手段により、炉心又は原子炉格納容器を冷却する。 ・　復水タンクを水源とした常設電動注入ポンプにより代替炉心注入又は代替格納容器スプレイにより炉心又は原子炉格納容器を冷却する。 ・　可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより淡水又は海水を中間受槽を経由して原子炉へ注入する。使用するポンプは可搬型電動低圧注入ポンプを優先して使用し、可搬型電動低圧注入ポンプが使用できなければ可搬型ディーゼル注入ポンプを使用する。
		燃料取替用水タンクへの供給	重大事故等が発生し、炉心注入及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクへの供給が必要な場合、又は１次冷却材配管大破断が発生し、安全注入、蓄圧注入動作を確認した場合、復水タンクから燃料取替用水タンクへ水を供給する。 燃料取替用水タンクへの供給の優先順位は、ほう酸水が供給可能な多様性拡張設備である１次系純水タンク及びほう酸タンク等を優先して使用し、次に純水である復水タンクを使用する。
	格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環運転		格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転において、余熱除去ポンプの故障等により、原子炉への注入機能が喪失した場合、以下の手順により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注入する。 ・　Ａ格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器による代替再循環運転により原子炉へ注水する。 ・　原子炉補機冷却機能が喪失した場合は移動式大容量ポンプ車により補機冷却機能を回復させ、Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）、又はＢ余熱除去ポンプ（海水冷却）及びＣ充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転により原子炉へ注水する。
	使用済燃料ピットへの水の供給		使用済燃料ピットの注水、冷却機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合、使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより淡水又は海水を使用済燃料ピットへ注水する。使用する水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池を使用し、使用する淡水がなければ、海水を使用する。
	使用済燃料ピットからの大量の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び放水		使用済燃料ピットの大量漏えいが発生し、使用済燃料ピットへの注水操作を実施しても水位が回復しない場合は、以下の手段により使用済燃料ピットへスプレイ又は燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ放水する。 ・　可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダにより淡水又は海水を中間受槽を経由して使用済燃料ピットへスプレイする。 ・　さらに、燃料取扱建屋の損壊等により燃料取扱建屋に近づけない場合は、移動式大容量ポンプ車及び放水砲により、燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ海水を放水する。なお、海水を使用する際、取水箇所は取水ピットを優先し、取水ピットが使用できなければ取水口を使用する。

対応手段等	原子炉格納容器及びアニュラス部への放水	炉心出口温度 350℃以上かつ格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）が１×10^5mSv／h 以上となり、原子炉格納容器へのスプレイが確認できない場合、移動式大容量ポンプ車、放水砲により海水を原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水する。
配慮すべき事項	作業ルート確保	構内のアクセス状況を考慮して取水源から送水先へ可搬型ホースを布設し、移送ルートを確保する。
	切替性	当初選択した水源から送水準備が完了後、引続き次の水源からの送水準備を開始し、最終的には宮山池、海水（取水ピット、取水口）から供給することで水の供給が中断することがなく、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を確保する。 淡水又は海水を復水タンクへ補給することにより、継続的な蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）を成立させるため、復水タンクの水量を約 640 ㎥以上に管理する。 淡水又は海水を燃料取替用水タンクへ補給することにより、継続的な炉心注入、格納容器スプレイ、代替炉心注入及び代替格納容器スプレイを成立させるため、燃料取替用水タンクの水量を約 1,677 ㎥以上に管理する。
	成立性	淡水及び海水取水時には、ストレーナ付きの取水用水中ポンプを、水面より低く着底しない位置に設置することで、漂流物を吸込むことなく水を供給する。
	作業性	復水タンクと燃料取替用水タンクの管理区域境界となるディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。
	燃料補給	取水用水中ポンプ用発電機、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料（重油）の備蓄量として、「1.14　電源の確保に関する手順等」に示す燃料油貯蔵タンク（約 147kℓ 、２基）を管理する。

第 10.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（14／20）

1.14　電源の確保に関する手順等		
方針目的	電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため代替電源（交流）、代替電源（直流）、代替所内電気設備から給電するための手順等を整備する。	
対応手段等	代替電源（交流）からの給電	全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用高圧母線へ代替電源（交流）から給電し、電圧計により受電確認する。 ・　大容量空冷式発電機から受電準備を行ったのち大容量空冷式発電機を起動し給電する。 ・　他号炉のディーゼル発電機等の交流電源が非常用高圧母線の電圧にて健全であることを確認した場合、号炉間電力融通ケーブルを使用し、給電する。予め布設した号炉間融通ケーブルが使用できない場合は、配備している予備ケーブル（号炉間電力融通用）を使用し給電する。 ・　発電機車（中容量発電機車又は高圧発電機車）から受電準備を行ったのち発電機車（中容量発電機車又は高圧発電機車）を起動し給電する。 代替電源の給電手順の優先順位は、大容量空冷式発電機、号炉間融通ケーブル、発電機車（中容量発電機車又は高圧発電機車）、予備ケーブル（号炉間電力融通用）の順で使用する。
	代替電源（直流）からの給電	全交流動力電源が喪失した場合は、蓄電池（安全防護系用）により非常用直流母線へ給電し、蓄電池（安全防護系用）の電圧が低下する前までに、蓄電池（重大事故等対処用）により非常用直流母線へ給電する。全交流動力電源喪失発生後、１時間以内を目安に中央制御室及び隣接する１次系継電器室で不要直流負荷の切離しを行い、８時間以内を目安に現場で不要直流負荷の切離しを行う。また、蓄電池（安全防護系用）及び蓄電池（重大事故等対処用）の電圧が低下する前までに、蓄電池（３系統目）からの直流給電を実施する。蓄電池（重大事故等対処用）又は蓄電池（３系統目）の電圧が低下する前までに、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器により給電する。
	代替所内電気設備による給電	所内電気設備が共通要因で機能を失った場合、少なくとも１系統は機能の維持及び人の接近性を確保するために、大容量空冷式発電機から重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤により、また発電機車（中容量発電機車又は高圧発電機車）から変圧器車及び可搬型分電盤により原子炉を安定状態に収束するために必要な負荷へ給電する。

配慮すべき事項	負荷容量	大容量空冷式発電機の必要最大負荷は、想定される事故シーケンスのうち最大負荷となる、「全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA」である。上記の想定事故シーケンスにて使用する補機が機能喪失した場合に、重大事故等対処設備による代替手段を用いた場合においても最大負荷以下となる。大容量空冷式発電機は必要最大負荷以上の電力を確保することで、原子炉を安定状態に収束するための電力を供給する。さらに、大容量空冷式発電機の電源裕度及びプラント設備状況（被災状況、定期検査中等）に応じたその他使用可能な負荷へ供給する。 号炉間融通は、ケーブルの送電容量を考慮した負荷の範囲内で供給する。 発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）は、プラント監視機能等を維持するために必要な最低限度の負荷へ給電する。
	悪影響防止	号炉間電力融通ケーブルは、通常運転中は、遮断器及びケーブルにより隔離し、重大事故等時のみ接続する。 大容量空冷式発電機や発電機車（中容量発電機車又は高圧発電機車）、号炉間電力融通ケーブル又は予備ケーブル（号炉間電力融通用）を使用した号炉間融通により電源を給電する際、中央制御室で受電後の大型補機の自動起動を防止するため、大型補機の操作スイッチを「切引ロック」又は「切」にする。 受電後の蓄電池の充電による水素発生防止のため、外気取入れ手動ダンパを「開」とし、蓄電池室排気ファン（重大事故等対処用）の起動及び蓄電池室（３系統目用）の空調機器の起動により、蓄電池室の換気を行う。
	成立性	所内直流電源設備から給電されている 24 時間以内に、発電機車（中容量発電機車又は高圧発電機車）、直流電源用発電機により、十分な余裕を持って可搬型代替電源（交流）を非常用直流母線に繋ぎ込み給電する。また、常設代替電源設備である大容量空冷式発電機についても 24 時間以内に十分な余裕を持って給電する。
	作業性	暗闇でも視認性がある操作対象遮断器の識別表示を行う。
	燃料補給	大容量空冷式発電機、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）又は直流電源用発電機への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料（重油）の備蓄量として、「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」及び「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」に示す燃料（重油）も含め、燃料油貯油そう（約 108kℓ 、２基）、燃料油貯蔵タンク（約 147kℓ 、２基）、大容量空冷式発電機用燃料タンク（約 20kℓ 、１基）を管理する。

第 10.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（15／20）

<table>
<tr><td colspan="4">1.15　事故時の計装に関する手順等</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="3">重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器の故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">対応手段等</td><td>監視機能の喪失</td><td>計器故障時のパラメータ推定</td><td>パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）又は有効な監視パラメータを計測する計器が故障により、計測することが困難となった場合、以下の手段により当該パラメータを推定する。
・　発電用原子炉施設の状態を把握するために必要とする重要な監視パラメータについて、他チャンネル又は他ループの計器がある場合は、当該計器により当該パラメータを計測する。
・　パラメータ選定にて選定した重要代替パラメータ（他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を除く）の値を用いて以下の方法で推定する。
○　同一物理量で推定（温度、圧力、水位、流量、放射線量）
○　水位を注水源若しくは注入先の水位変化又は注入量から推定
○　流量を注水先又は注水源の水位変化を監視することにより推定
○　除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定
○　１次系からの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定
○　圧力と温度を水の飽和状態の関係から推定
○　ほう素濃度と炉心の未臨界性から推定
○　装置の動作特性により推定
○　その他あらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定

計器故障時、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器がある場合、他チャンネルの計器による計測を優先し、次に他ループの計器により計測する。
重要代替パラメータ（他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器除く）の値により推定を行う際に、推定に使用する計器が複数ある場合、より直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を考慮するとともに、計測される値の確からしさを判断の上で使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</td></tr>
<tr><td>監視機能の喪失</td><td>計器の計測範囲を超えた場合のパラメータの推定</td><td>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度と水位である。
原子炉圧力容器内の温度及び水位の値が計器の計測範囲を超えた場合、発電用原子炉施設の状態を推定するための手段は、以下のとおり。
・　原子炉圧力容器内の温度のパラメータである１次冷却材温度が計測範囲を超えた場合、可搬型計測器を接続し、検出器の抵抗を計測し、換算表を用いて温度へ変換する。多様性拡張設備である炉心出口温度が健全である場合は、炉心出口温度による計測を優先する。
・　原子炉圧力容器内の水位のパラメータである加圧器水位が低下して計測範囲を超えた場合は、原子炉容器水位で計測する。</td></tr>
</table>

対応手段等	計器電源の喪失	計器電源の喪失時の対応	直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手段は、以下のとおり。 ・　全交流動力電源喪失により計測に必要な計器電源が喪失した場合、大容量空冷式発電機、蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（３系統目）及び直流電源用発電機等の運転により、計器へ給電する。 ・　代替電源の供給ができない場合は、特に重要なパラメータとして、パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、可搬型計測器を接続し計測する。ただし、可搬型計測器を用いずに直接確認できるものは現場で確認する。 また、可搬型計測器の計測値を工学値に換算する換算表を準備する。 可搬型計測器による計測においては、計測の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか１つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか１つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。
	記録		パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等）は、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）、SPDSデータ表示装置及び可搬型温度計測装置により計測結果を記録する。ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する監視パラメータ（計測結果を含む）の値や現場操作時のみ監視する現場の指示値は記録用紙に記録する。 緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）、SPDSデータ表示装置及び可搬型温度計測装置に記録された監視パラメータの計測結果は、記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。

配慮すべき事項	パラメータの選定	炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を監視する主要パラメータは、事象の判別を行う運転手順書の判断基準、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書の適用条件、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書の適用条件及び技術的能力に係る審査基準1.1～1.10、1.13、1.14のパラメータより選定する。 選定した主要パラメータ（パラメータの分類：原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率、未臨界の維持又は監視、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保及びアニュラス内の水素濃度）は、以下の通り分類する。 ・ 重要な監視パラメータ：主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測するパラメータをいう。 ・ 有効な監視パラメータ：主要パラメータのうち、多様性拡張設備の計器で計測されるが、計測することが困難となった場合でも重大事故等対処設備の計器で計測される代替パラメータを有するものをいう。 ・ 補助的な監視パラメータ：発電用原子炉施設の状況や重大事故等対処設備の運転状態等を補助的に監視するパラメータをいう。 さらに、次のとおり重要代替パラメータを選定する。 ・ 重要代替パラメータ：重要な監視パラメータの代替パラメータのうち重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器（当該重要な監視パラメータの他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器含む）並びに有効な監視パラメータの代替パラメータを計測する重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器により計測されるパラメータをいう。
	原子炉施設の状態把握	設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握する能力として、重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器の計測範囲、計器の個数を明確化した運転手順書を整備する。
	確からしさの考慮	圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態にないとパラメータに不確かさが生じるため、計器が故障するまでの原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。 原子炉格納容器内の水素濃度を装置の動作特性を用いて推定する場合は、間接的な情報により推定するため、不確かさが生じることを考慮する。 アニュラス内の水素濃度を推定する場合は、パラメータの相関関係を用いて、間接的な情報により推定するため、不確かさが生じることを考慮する。 なお、代替パラメータによる推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。
	電源確保	全交流動力電源及び直流電源喪失時は、大容量空冷式発電機、蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（３系統目）及び直流電源用発電機等の運転により、計器へ給電する。 給電の手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。