添　付　資　料

目　次

添付資料-1　玄海原子力発電所　発電用原子炉設置変更許可申請書（3号機完本）

添付資料-2　玄海原子力発電所　発電用原子炉設置変更許可申請書（4号機完本）

添付資料-3　玄海原子力発電所原子炉施設保安規定

添付資料-4　能登半島地震を踏まえた発電所設備に係る検討（玄海原子力発電所）について

添付資料-1　玄海原子力発電所　発電用原子炉設置変更許可申請書

（３号炉完本）

R7.7.7

＜縮 小 版＞

玄 海 原 子 力 発 電 所

発 電 用 原 子 炉 設 置 変 更 許 可 申 請 書

（３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57年10月19日 （総文第273号） 一部補正 昭和58年11月17日 （総文第263号） 一部補正 昭和59年８月７日 （総文第161号） 一部補正 昭和59年９月26日 （総文第276号）	昭和59年10月12日 （57資庁第16287号）	３、４号炉増設	―――	―――
1	昭和61年９月30日 （総文第273号） 一部補正 昭和62年２月６日 （総文第500号）	昭和62年６月15日 （61資庁第12917号）	・原子炉施設の変更 (1)　サイクル初期の反応度停止余裕の変更 (2)　蒸気発生器の材料変更 (3)　化学体積制御設備の設計変更 (4)　液体廃棄物処理設備の設計変更 (5)　格納容器スプレイリングの一系統化 (6)　ディーゼル発電機の設計変更	・五のハの(イ)の一部 ホの(イ)の一部 への(ハ)の一部 (ニ)の一部 トの(ロ)の一部 リの(ハ)の一部 ヌの(イ)の一部 ・参考図（第４、５、６、７、８、９、10、11、15、16、17、22、24、25図）	・一の全部 ・三の追加 ・五の追加 ・八の 2.5の一部 3.1の全部 3.3の一部 4.1、4.3、4.4、4.5の一部 5.2、5.3、5.4、5.5の一部 6.2、6.3、6.4、6.5の一部 7.2の一部 8.1、8.3、8.4、8.6の一部 9.1、9.3の一部 10.1、10.2、10.3の一部 11.1、11.2の一部 12.1、12.2、12.4の一部 ・九の 2.1の一部 ４の全部 ５の全部 2.5、2.9、2.14の全部 3.4、3.5、3.6、3.7、3.8、3.9の全部 4.1、1.2の一部 4.3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
2	昭和63年３月23日 （総文第449号） 一部補正 昭和63年５月19日 （総文第500号）	昭和63年11月24日 （63資庁第3293号）	・原子炉施設の変更 (1)　燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備の設置 (2)　ドラム詰装置の変更 (3)　３－固体廃棄物貯蔵庫の容量変更	・五のトの(ハ)の一部 ・参考図（第２、３、４、５、６、７、８、９、10、11、22図）	・一の一部 ・二の追加 ・六の 1.1の一部 2.3の一部 ・八の 1.2、1.3の一部 2.4、2.5の一部 6.4の一部 10.1、10.4、10.5の一部 11.1、11.2の一部 12.4の一部 ・九の 2.1、2.7の一部 4.1の全部 4.2、4.3、4.4の一部
3	平成２年４月４日 （総文第 1号） 一部補正 平成２年10月31日 （総文第294号）	平成３年６月４日 （２資庁第4418号）	・原子炉施設の変更 (1)　燃料集合体最高燃焼度の変更 (2)　取替燃料の濃縮度の変更 (3)　初装荷燃料の濃縮度の変更 (4)　ガドリニア入り燃料の使用 (5)　B型燃料の使用に伴う変更 (6)　４号炉の新燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更	・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 (ニ)の一部 トの(ハ)の一部 ・参考図（第２、３、４、５、６、７、８、９、10、11、16、17、24、25図）	・一の全部 ・三の追加 ・四の全部 ・五の追加 ・六の 1.1の一部 2.3、2.4、2.5の一部 ・八の 1.1、1.2、1.3の一部 2.3、2.4、2.5の一部 3.1の全部 3.2、3.3、3.4、3.5の一部 3.6、3.7の追加 5.2、5.3、5.4の一部 6.2、6.3、6.4、6.6、6.7の一部 7.3、7.5の一部 8.3の一部 9.1、9.3の一部 10.4の一部 11.1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
					・八の12.1、12.2の一部 ・九の全部 ・十の全部
4	平成４年11月20日 （総文第341号） 一部補正 平成５年３月11日 （総文第483号）	平成５年８月３日 （４資庁第13635号）	・原子炉施設の変更 (1)　敷地の変更 (2)　４号炉の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更	・五のイの(イ)の一部 ニの(ロ)の一部 ・参考図（第２、３、４、５、６、７、８、９、10、11、12、14-1、15、16、18、21、22、24図）	・二の追加 ・五の追加 ・六の 1.1の全部 2.5の一部 ・八の 1.1、1.2、1.3の一部 1.4の追加 2.4、2.5の一部 3.1、3.2の一部 4.1、4.2、4.3、4.5、4.7の一部 5.2、5.3、5.4、5.5、5.6の一部 6.2、6.3、6.5、6.6、6.7、6.8の一部 7.2、7.3、7.4、7.6、7.7の一部 8.3、8.4の一部 9.1、9.2、9.3の一部 10.1、10.4の一部 11.1、11.2の一部 12.1、12.2、12.3、12.4、12.5の一部 13.2、13.3の全部 14の追加 ・九の 2.1、2.2、2.7の一部 4.2、4.4の一部 5.1の一部 5.2の全部
5	平成６年８月５日 （総文第138号） 一部補正 平成６年10月５日 （総文第219号）	平成７年１月24日 （６資庁第9918号）	・原子炉施設の変更 (1)　洗浄排水処理系の設置	・五のトのＡの(ロ)の全部 (ハ)の全部 Ｂの全部 ・参考図（第５、６、７、８、９、22図）	・二の追加 ・四の全部 ・五の追加

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 1.4の 一部 1.5の追加 2.5の 一部 4.5の 一部 5.3の一部 6.2、6.4の一部 7.3、7.5の一部 9.3の一部 10.1、10.3、10.4の全部 11.1、11.2の 一部 12.3の一部 13.2の全部 ・九の 2.1の一部 4.1の 一部 4.3、4.4の全部
6	平成７年６月20日 （総文第 59号） 一部補正 平成７年10月16日 （総文第182号）	平成８年３月12日 （７資庁第8491号）	・原子炉施設の変更 (1)　４号炉の核燃料物質取扱設備及び使用済燃料貯蔵設備の一部の１号炉及び２号炉との共用化	・五のニの全部	・四の全部 ・五の追加 ・八の 1.4の 一部 3.2の一部 5.5の一部 6.6、6.7の全部 12.2の一部
7	平成11年２月10日 （総文第152号） 一部補正 平成11年９月30日 （総文第 87号）	平成11年11月15日 （平成11・02・10資第1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	

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
8	平成14年10月30日 （原発本第　56号） 一部補正 平成15年 2月 6日 （総文第 228号）	平成15年 6月 4日 （平成14･10･30原第2号）	・原子炉施設の変更 (1)　雑固体溶融処理設備の設置 (2)　使用済樹脂貯蔵タンクの共用化及び増設 (3)　固体廃棄物貯蔵庫の増設	・五のトの(ハ)の全部 ・参考図（第２、３、４、22図）	・二の追加 ・四の全部 ・五の追加 ・六の 1.1、2.3の一部 ・八の 1.3、1.4、1.5の一部 2.3、2.4、2.5の一部 4.1、4.4の一部 5.3の一部 6.4、6.8の一部 7.5の一部 8.3の一部 9.3の一部 10.1、10.4の一部 11.1、11.2の一部 12.2、12.5の一部 13.2の全部 ・九の全部
9	平成15年 8月29日 （原発本第　32号） 一部補正 平成15年12月15日 （総文第 182号）	平成16年 3月19日 （平成15･08･29原第1号）	・原子炉施設の変更 (1)　１号炉及び２号炉の高燃焼度燃料の使用に伴う４号炉原子炉周辺建屋内の核燃料物質取扱設備及び使用済燃料貯蔵設備の一部の対象使用済燃料追加		・八の 1.4の一部 6.6、6.7の一部 13.2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
10	平成16年 5月28日 （原発本第 16号） 一部補正 平成17年 1月18日 （総文第 206号）	平成17年 9月 7日 （平成16・05・28原第13号）	・原子炉施設の変更 (1) ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体の装荷（３号炉）	・三の一部 ・五のハの(イ)の一部 (ロ)の全部 ニの(イ)の全部 (ロ)の一部 ホの(ハ)の一部 への(ハ)の 一部 (ニ)の一部 ・八の全部 ・参考図（第14-3図）	・四の全部 ・五の追加 ・六の 2.5の 一部 ・八の 1.1、1.4、1.5の 一部 3.1の全部、3.2の一部 3.3、3.4、3.5、3.6の全部 5.2の一部 6.6、6.7の一部、6.9の全部 10.3の 一部 11.1の 一部 ・九の 2.7の一部 ４の全部 ５の全部 ・十の全部
11 ※	平成25年７月12日 （発本原第92号） 一部補正 平成26年５月30日 （発本原第37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26図～第28図）を追加	・九の 1.1の全部 2.2、2.3の一部 2.6の全部 3.1、3.3の全部 ・十の 1.1の 一部 2.2、2.3、2.4の 一部 3.2、3.3、3.4の一部 4.1の 一部
12	平成28年 8月16日 （発本原第 81号） 一部補正 平成28年 9月16日 （発本原第 107号）	平成28年11月 2日 （原規規発第 16110235号）	・使用済燃料の処分の方法の変更 （再処理等拠出金法公布に伴う変更）	・八の全部	

※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
13 ※	平成25年 7月12日 （発本原第 93号） 一部補正 平成28年 9月20日 （発本原第 110号） 一部補正 平成28年10月28日 （発本原第 146号） 一部補正 平成28年11月 4日 （発本原第 162号） 一部補正 平成29年 1月 5日 （発本原第 214号）	平成29年 1月18日 （原規規発第 1701182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等 (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 ヘの(1)の一部 (2)の全部 (4)の一部 (5)の一部 チの全部 リの(2)の全部 (3)を追加 (4)の一部 ヌの全部 ・十のロの(2)の一部 ハを追加 ・申請書表（第10.1表～第10.3表）を追加 ・申請書図面（第5.1図～第5.10図）を追加 ・参考図（第２図、第３図）を変更	・三の全部 ・四の全部 ・五の全部 ・六の 2.5の一部 7.1～7.11を追加 ・八の 1.1の一部 1.3、1.4の全部 1.5を追加 1.6の全部 1.7、1.8、1.9、1.10を追加 1.12の一部 1.13を追加 2.3、2.5の一部 4.1の一部 4.3の全部 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、9.2、9.3、9.4の一部 9.5、9.6、9.7、9.8、9.9、 9.10、9.11を追加 10.1の全部 10.2を追加 10.3の全部 10.4の一部

※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
					・八の10.5の全部 10.6、10.7、10.8を追加 10.9、10.10の全部 10.11を追加 10.12の全部 11.の全部 ・十の 1.1、1.2、1.3の一部 3.1の全部 3.4、3.5の一部 ５、６、７を追加
14	平成30年 6月26日 （原発本第 105号） 一部補正 平成30年 9月27日 （原発本第 198号） 一部補正 平成30年10月30日 （原発本第 222号）	平成31年 1月16日 （原規規発第 1901168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の一部 1.7の全部 1.12の一部 3.2の一部
15	平成30年11月 1日 （原発本第 225号） 一部補正 平成30年11月22日 （原発本第238号）	平成31年 1月16日 （原規規発第 1901169号）	・発電用原子炉施設の変更 (1) 実川発電川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）の一部を変更	・八の 1.1の一部 1.12の一部 6.10の一部 9.3の全部 9.6の一部 ・十の５の一部 7.1、7.2、7.4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
16	平成29年12月20日 （原発本第253号） 一部補正 平成30年11月 8日 （原発本第231号） 一部補正 平成31年 2月26日 （原発本第310号）	平成31年 4月 3日 （原規規発第 1904032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	・三の全部 ・四の全部 ・五の全部 ・六の 7.3の一部 7.6の一部 ・八の 1.1、1.4、1.5、1.6、1.12の 一部 2.6の全部 10.5、10.6の一部 10.13を追加 10.14の一部 ・十の 5.2の一部
17	平成31年 3月28日 （原発本第328号） 一部補正 令和元年 7月11日 （原発本第58号）	令和元年 9月25日 （原規規発第 1909252号）	・発電用原子炉施設の変更 (1) 原子炉安全保護計装盤等の更新	・五のロの(3)の 一部 への(2)の全部 (4)の一部	・二の全部 ・四の全部 ・五の全部 ・八の 1.1、1.12の 一部 6.3、6.6、6.8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
18	平成22年 2月 8日 （原発本第326号） 一部補正 平成22年11月24日 （原発本第184号） 一部補正 平成31年 1月22日 （原発本第266号） 一部補正 令和元年10月8日 （原発本第113号）	令和元年11月20日 （原規規発第 1911201号）	・発電用原子炉施設の変更 (1) 使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更 (2) 3号炉の核燃料物質取扱設備の一部、使用済燃料貯蔵設備の一部、使用済燃料ピット水浄化冷却設備の共用化 (3) 蒸気発生器保管庫（1号炉及び2号炉共用、既設）の共用化（1号炉、2号炉及び3号炉共用）	・五のニの(1)の全部 (2)の 一部 (3)の 一部 トの(3)の全部 ・九のイの(2)の 一部 ロの(4)の全部 ・十のハの(2)の一部	・三の全部 ・四の全部 ・五の全部 ・八の 1.6、1.12の一部 2.3の全部 2.5の 一部 3.2の一部 4.1、4.2の一部 4.6の全部 5.1の一部 7.1の全部 7.4の一部 10.5の一部 ・九の 2.1の一部 4.1の全部 4.4の 一部 ・十の 6.5の一部 7.3の全部
19	平成31年 3月28日 （原発本第327号） 一部補正 令和元年10月 9日 （原発本第114号） 一部補正 令和元年11月29日 （原発本第153号）	令和元年12月25日 （原規規発第 1912255号）	・発電用原子炉施設の変更 (1) 所内常設直流電源設備の設置	・五のヌの(2)の 一部 ・申請書表（第10.1表、第10.2表、第10.3表）の一部を変更	・三の全部 ・四の全部 ・五の全部 ・八の 1.6、1.12の一部 6.4の 一部 10.2の 一部 ・十の 5.、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
20	平成31年 2月 7日 （原発本第278号） 一部補正 令和元 5月21日 （原発本第38号） 一部補正 令和元年11月15日 （原発本第143号） 一部補正 令和元年12月 3日 （原発本第156号） 一部補正 令和 2年 1月 9日 （原発本第182号）	令和２年 1月29日 （原規規発第 2001297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、３号炉及び４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 ・九の全部 ・八の 1.12の一部 6.10の 一部 10.9の 一部 10.13の一部 ・十の 5.1の一部 5.2の 一部
21 ※	令和２年 4月 1日 （原発本第8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
22	平成31年１月22日 （原発本第267号） 一部補正 令和２年９月４日 （原発本第158号） 一部補正 令和３年２月19日 （原発本第306号）	令和３年４月28日 （原規規発第 2104282号）	・発電用原子炉施設の変更 (1)　使用済燃料の貯蔵能力を変更するため、使用済燃料乾式貯蔵施設を設置	・五のイの(1)の全部 ロの(1)の一部 (3)の一部 ニの(1)の全部 (2)の一部 ・九のイの(1)の全部 (2)の一部 ハの(2)の全部 ・申請書添付参考図面（第２図、第３図、第29図）を変更。	・三の全部 ・四の全部 ・五の全部 ・六の 7.1の全部 7.3、7.6、7.9の一部 ・八の 1.1、1.3、1.4、1.5、1.6、1.8、 1.9、1.10、1.12の一部 2.3の全部 2.5の一部 4.1の一部 8.3の一部 10.5の一部 11.2の全部 ・九の 2.1の一部 ・十一を追加
23	令和３年８月23日 （原発本第92号） 一部補正 令和５年10月27日 （原発本第162号） 一部補正 令和５年11月21日 （原発本第190号）	令和６年２月７日 （原規規発第 2402076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、３号炉及び４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5.3図）の一部を変更 ・申請書図面（第5.9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 ・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
24	令和４年12月28日 （原発本第119号） 一部補正 令和６年６月24日 （原発本第53号） 一部補正 令和６年９月27日 （原発本第123号） 一部補正 令和７年３月27日 （原発本第213号）	令和７年６月４日 （原規規発第 2506043号）	・発電用原子炉施設の変更 (1)　４号炉において、取替燃料として燃料集合体最高燃焼度が55,000MWd／ｔの高燃焼度燃料を使用するため、関連する記載事項の一部を変更 (2)　本変更に当たって実施する評価の条件及び手法に対して知見の反映、安全解析に使用する気象条件の変更並びに、これらに関連して、原子炉格納容器の可燃性ガスに対する設計方針等に関する記載の適正化 (3)　「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」の施行に伴い、法令名称、関係組織名称等の記載の適正化	・五のロの(3)の一部 ニの(2)の一部 ・八の全部 ・九のハの(1)の一部 (2)の全部 ・十のロの(2)の一部 (3)の一部 ハの(2)の一部 ・申請書表（第10.1表）の一部を変更 ・申請書添付参考図面（第28図）を変更	・四の全部 ・五の全部 ・六の 7.2の一部 ・八の 1.12の一部 5.3の一部 ・九の 4.2、4.3の一部 5.1の一部 5.2の全部 ・十の 3.4、3.7の一部 5.1の一部 6.5の一部 7.2、7.3、7.4の一部 ・十一の全部

平成25年７月12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。

＜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) 放射線遮へい体の構造	(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
(4) １冷却材中のよう素131の放射能濃度	(ⅴ) １次冷却材中のよう素 131 の放射能濃度
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

変更前	変更後
(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
(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（３号及び４号炉共用）	(ⅵ) 中央制御室（３号及び４号炉共用）
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（３号及び４号炉共用）	(1) 気体廃棄物の廃棄施設（３号及び４号炉共用）
(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

変更前	変更後
(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
(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
(1) 格納容器換気空調設備	(ⅰ) 原子炉格納容器換気設備
(2) アニュラス空気浄化設備	(ⅱ) アニュラス空気浄化設備
(3) 原子炉格納容器スプレイ設備	(ⅲ) 原子炉格納容器スプレイ設備
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
(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) 補助建屋換気空調設備

＜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　火災防護の基本方針	1.6　火災防護に関する基本方針
1.1.9　品質保証の基本方針	1.11　品質保証の基本方針
1.3　耐震設計	
1.3.1　耐震設計の基本方針	1.4.1　設計基準対象施設の耐震設計 （1.4 耐震設計） 1.4.1.1　設計基準対象施設の耐震設計の基本方針
1.3.2　耐震設計上の重要度分類	1.4.1.2　耐震重要度分類
1.3.3　地震力の算定法	1.4.1.3　地震力の算定方法
1.3.4　荷重の組合せと許容限界	1.4.1.4　荷重の組合せと許容限界
1.3.5　主要施設の耐震構造	1.4.3　主要施設の耐震構造
1.3.6　その他	1.4.4　地震検知による耐震安全性の確保
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
1.5　安全機能の重要度分類	1.3　安全機能の重要度分類
4.　1次冷却設備	5.1.1　通常運転時等 （5.1　1次冷却設備）

変更前	変更後
4.8　参考文献(1)(2)	5.13　参考文献(1)(2)
5.1　概　要	削　除
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	9.4　安全補機室空気浄化設備
5.7　参考文献(1)～(9)	9.12　参考文献(1)～(9)
6.1　概　要	削　除
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 (5.9 原子炉補機冷却設備)
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 (5.9 原子炉補機冷却設備)
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

変更前	変更後
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
6.9　参考文献（1）	5.13　参考文献（3）
6.9　参考文献（2）（3）	4.6　参考文献（1）（2）
7.1　概　要	削　除
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　プロセス計装設備
7.3.3.2（9）その他	6.3.3.2（10）その他
7.3.3.2（10）プラント計算機	6.3.3.2（12）プラント計算機
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）
8.1　概　要	10.1.1　概　要 （10.1　非常用電源設備） 10.3.1　概　要 （10.3　常用電源設備）
8.2　設計方針	10.1.2　設計方針 10.3.2　設計方針

変更前	変更後
8.3　主要設備	10.1.3　主要設備
	10.3.3　主要設備
8.3.1　送電線	10.3.3.1　送電線
8.3.2　開閉所	10.3.3.2　開閉所
8.3.3　発電機及び励磁装置	10.3.3.3　発電機及び励磁装置
8.3.4　主要変圧器	10.3.3.4　主要変圧器
8.3.5　所内高圧系統	10.1.3.1　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	10.1.3.2　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	10.1.3.4　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	10.1.3.5　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　照明用電源設備	削　除
8.3.12　電線路	10.1.3.6　電線路
	10.3.3.11　電線路
8.3.13　通信連絡設備	10.12.1　通常運転時等 （10.12　通信連絡設備）
8.3.14　構内出入監視装置	10.10　構内出入監視装置

変更前	変更後
8.4　事故時母線切替	10.1.3.7　事故時母線切替 10.3.3.12　事故時母線切替
8.5　評　価	削　除
8.6　非常用所内電源設備の試験及び検査	10.1.5　試験検査
8.7　参考文献	10.13　参考文献
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
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）
12.2.4（3）その他の換気空調設備	8.2.1.4（4）その他の換気空調設備
12.2.4（4）排気筒	8.2.1.4（5）排気筒
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	10.5　火災防護設備

変更前	変更後
12.6　発電所緊急時対策所	10.9.1　通常運転時等 （10.9　緊急時対策所）
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1.3.1表	第1.4.1表
第1.5.1表～第1.5.3表	第1.3.1表～第1.3.3表
第4.3.1表～第4.3.2表	第5.1.1表～第5.1.2表
第4.4.1表～第4.4.7表	第5.1.3表～第5.1.9表
第4.7.1表～第4.7.5表	第5.1.10表～第5.1.14表
第5.2.1表	第5.3.1表
第5.3.1表～第5.3.2表	第9.1.1表～第9.1.2表
第5.4.1表	第9.2.1表
第5.5.1表	第9.3.1表
第5.6.1表	第9.4.1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表	第10.3.1表～第10.3.4表
第8.3.5表	第10.1.3表

（表）

変更前	変更後
第8.3.6表	第10.1.4表
第9.3.1表～第9.3.5表	第5.11.1表～第5.11.5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8.1.1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12.2.5表	第8.2.1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

（図）

変更前	変更後
第4.1.1図～第4.1.2図	第5.1.1図～第5.1.2図
第4.5.1図～第4.5.14図	第5.1.3図～第5.1.16図
第4.7.1図	第5.1.17図
第5.2.1図	第5.3.1図
第5.3.1図～第5.3.4図	第9.1.1図～第9.1.4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9.4.1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7.2.1図～第7.2.8図	第6.2.1図～第6.2.8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
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

（図）

変更前	変更後
第10.1.1図	第7.1.1図
第11.1.1図～第11.1.8図	第8.3.1図～第8.3.8図
第11.2.1図～第11.2.4図	第8.1.1図～第8.1.4図
第12.1.1図	第5.12.1図
第12.2.1図～第12.2.8図	第8.2.1図～第8.2.8図
第12.3.1図	第6.9.1図
第12.4.1図	第10.4.1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59年10月19日	総文第324号	原子炉に燃料として使用する核燃料の種類及びその年間予定使用量の変更届出（３、４号炉増設に伴う変更）
2	昭和61年 4月 3日	総文第 1号	工事計画変更届出
3	昭和62年 7月 8日	総文第129号	原子炉設置代表者の氏名変更届出（川合辰雄→渡邉哲也）
4	昭和62年10月19日	総文第275号	工事計画変更届出
5	平成元年 4月19日	総文第 2号	工事計画変更届出
6	平成 3年 6月25日	総文第105号	原子炉に燃料として使用する核燃料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）
7	平成 3年 9月12日	総文第220号	原子炉設置代表者の氏名変更届出（渡邉哲也→大野　茂）
8	平成 5年 2月 5日	総文第423号	工事計画変更届出
9	平成 9年 7月10日	総文第 33号	原子炉設置代表者の氏名変更届出（大野　茂→鎌田迪貞）
10	平成15年 7月 7日	原発本第66号	原子炉設置代表者の氏名変更届出（鎌田迪貞→松尾新吾）
11	平成16年 9月 1日	原発本第119号	工事計画変更届出
12	平成16年10月14日	原発本第170号	工事計画変更届出
13	平成17年 8月 1日	原発本第110号	工事計画変更届出
14	平成17年 9月30日	原発本第154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（３号炉） （ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体の装荷）
15	平成18年12月12日	原発本第226号	工事計画変更届出
16	平成１９年７月３日	原発本第111号	原子炉設置代表者の氏名変更届出（松尾新吾→眞部利應）
17	平成２４年４月１１日	原発本第30号	原子炉設置代表者の氏名変更届出（眞部利應→瓜生道明）
18	平成２５年７月１２日 一部補正 平成２６年５月３０日	発本原第92号 発本原第37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

変 更 届 出 の 経 緯

No.	届出年月日	届出番号	届　　出　　内　　容
19	平成３０年６月２９日	原発本第140号	原子炉設置代表者の氏名変更届出（瓜生道明→池辺和弘）
20	令和元年10月31日	原発本第129号	工事計画変更届出
21	令和元年11月18日	原発本第144号	工事計画変更届出
22	令和２年２月２０日	原発本第208号	工事計画変更届出
23	令和２年４月１日	原発本第　8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
24	令和２年４月９日	原発本第21号	工事計画変更届出
25	令和２年４月２８日	原発本第47号	工事計画変更届出
26	令和２年６月１９日	原発本第80号	工事計画変更届出
27	令和２年８月２８日	原発本第154号	工事計画変更届出
28	令和２年10月30日	原発本第232号	工事計画変更届出
29	令和２年10月30日	原発本第233号	工事計画変更届出
30	令和４年１月３１日	原発本第193号	工事計画変更届出
31	令和４年３月３０日	原発本第249号	工事計画変更届出
32	令和４年３月３０日	原発本第250号	工事計画変更届出
33	令和４年３月３０日	原発本第251号	工事計画変更届出
34	令和４年１１月７日	原発本第111号	工事計画変更届出
35	令和５年１月１３日	原発本第161号	工事計画変更届出
36	令和５年３月３０日	原発本第197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	令和６年２月１６日	原発本第242号	工事計画変更届出
38	令和６年６月１０日	原発本第51号	工事計画変更届出
39	令 和 ７ 年 ７ 月 ７ 日	原発本第85号	原子炉設置代表者の氏名変更届出（池辺和弘→西山勝）

「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

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

代表者の氏名　　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　　濃縮ウラン燃料　ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料、
軽水減速、軽水冷却、加圧水型

熱 出 力　　約3,423MW

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　　玄海原子力発電所

所　在　地　　佐賀県東松浦郡玄海町大字今村

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、佐賀県東松浦郡玄海町北部の半島の先端部に属し、北西方向に長い長方形状のなだらかな起伏をもった標高30m前後の丘陵地帯であり、第三紀の堆積岩層からなっている。

発電所敷地の広さは、埋立面積約１万m^2を含め約84万m^2であり、東側の敷地境界に隣接する地役権設定地域等の面積は約６万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。）及び兼用キャスクである使用済燃料乾式貯蔵容器（以下「使用済燃料乾式貯蔵容器」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。

耐震重要施設及び使用済燃料乾式貯蔵容器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。

耐震重要施設及び使用済燃料乾式貯蔵容器は、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。

耐震重要施設及び使用済燃料乾式貯蔵容器は、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。

耐震重要施設及び使用済燃料乾式貯蔵容器については、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（以下「重大事故等」という。）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

発電用原子炉本体は、1号炉及び2号炉の北西の半島先端側に設置する。排気口は原子炉格納施設上部に設置する。復水器冷却用の取水口は敷地北側にある外津浦（ほかわづ）に、また、放水口は敷地南側にある八田浦（はった）の海底部に設置する。また、1号炉及び2号炉の原子炉容器に燃料体が装荷されていないことを前提とする。

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並びに使用済燃料貯蔵槽の冷却設備及び注水設備（以下「設計基準事故対処設備等」という。）並びに常設重大事故等対処設備が設置されている建屋並びに屋外の設計基準事故対処設備等又は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、複数箇所に分散して保管する。

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。）に対して想定される自然現象のうち、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、道路面の滑り）、その他自然現

象による影響（台風及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響）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３号炉及び４号炉で１セット１台使用する。ホイールローダの保有数は、３号炉及び４号炉で１セット１台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として１台の合計２台（３号及び４号炉共用）を分散して保管する設計とする。

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。

炉心から敷地境界までの最短距離は、南方向約740m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、各種の安全防護施設等からなる。各設備は、原子炉格納容器、原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋、廃棄物処理建屋、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容器は、プレストレストコンクリート造とし、また、原子炉周辺建屋及び原子炉補助建屋は、鉄筋コンクリート造（一部鉄骨鉄筋コンクリート造）とする。敷地の整地面は、標高 11m 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 11m 高さのコンクリート躯体に囲われた海水ポンプエリアに設置する。

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」（以下「設置許可基準規則」という。）及び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、設置許可基準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クラス又は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.に記載のもののうち、津波防護機能を有

する設備（以下「津波防護施設」という。）、浸水防止機能を有する設備（以下「浸水防止設備」という。）、敷地における津波監視機能を有する施設（以下「津波監視設備」という。）及び使用済燃料乾式貯蔵容器を除く。）、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られるように設計する。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.に記載のもののうち、津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び使用済燃料乾式貯蔵容器を除く。）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.に記載のもののうち、津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び使用済燃料乾式貯蔵容器を除

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（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有するように設計する。機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持するように設計し、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように、また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持するように設計する。

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。建物・構築物については、発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。機器・配管系については、応答が全体的におおむね弾性状態に留まるように設計する。

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。策定した基準地震動の応答スペクトルを第 5.1 図～第 5.3 図に、時刻歴波形を第 5.4 図～第 5.9 図に示す。解放基盤表面

は、３号炉及び４号炉の地質調査の結果から、0.7km／s 以上のＳ波速度（1.35km／s）を持つ堅固な岩盤が十分な拡がりと深さを持っていることが確認されているため、原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋基礎底版位置の EL.－15.0m 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～Ss-5 に対して係数 0.6 を乗じた地震動、基準地震動 Ss-6 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・構築物及び使用済燃料乾式貯蔵容器は、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. 耐震重要施設は、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ように設計する。また、使用済燃料乾式貯蔵容器は、周辺施設等の波及的影響によって、その安全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、耐震重要施設又は使用済燃料乾式貯蔵容器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時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)及び(c)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貯蔵槽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

（a-1） 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

（a-2） 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって、（a-1）以外のもの

（b） 常設重大事故緩和設備

重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの

（c） 可搬型重大事故等対処設備

重大事故等対処設備であって可搬型のもの

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は、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（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有するように設計する。機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持するように設計し、塑性ひずみが生じる場合

であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように、また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持するように設計する。

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は、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができるように設計する。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、静的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。建物・構築物については、発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。機器・配管系については、発生する応力に対して、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。

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は、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（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有するように設計する。機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持するように設計

し、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように、また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持するように設計する。

e. 可搬型重大事故等対処設備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. 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、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。

h. 上記b.及びd.の施設は、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、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。

（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

設計における基準地震動による地震力並びに弾性設計用地震動による地震力若しく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時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より早期に原子炉格納容器の圧力を低減させ、その後原子炉格納容器を長期的に安定状態に維持するために大規模損壊時の手順を用いた対応に移行し、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、上記の荷重のうち、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の状態で施設に作用する事故直後の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設計とする。[redacted]

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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

支持構造物は、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（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする。機器・配管系については、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能を保持できる設計とする。また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持する設計とする。

また、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は、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設計とする。建物・構築物については、発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。機器・配管系については、応答が全体的におおむね弾性状態に留まる設計とする。

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、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できる設計と

する。

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、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、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5.10図に、時刻歴波形を第5.11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が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。

(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. 上記a.及びb.に規定するもののほか、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、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、取水管

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 5.10 図に、時刻歴波形を第 5.11 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、浸水防止設備及び津波監視設備を津波からの防護対象とし、「重大事故等対処施設の津波防護対象設備」という。

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が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。

(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. 上記a.及びb.に規定するもののほか、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 5.10 図に、時刻歴波形を第 5.11 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を津波からの防護対象とし、「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が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。

[redacted]

[redacted]具体的な設計内容を以下に示す。

(a) [redacted]

(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」の「a.(b)」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」の

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

「a.(c)」を適用する。

(d)

b. 上記a.に規定するもののほか、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、基準津波に対して、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」の「c.」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」の「e.」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設備の機能

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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」の「e.」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」の「f.及びg.」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」の「f.及びg.」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（使用済燃料乾式貯蔵容器を除く。）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、森林火災及び高潮の自然現象（地震及び津波を除く。）又は地震及び津波を含む自然現象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。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、「兼用キャスクが安全機能を損なうかどうかをその設置される位置のいかんにかかわらず

判断するために用いる地震力等を定める告示（平成31年4月2日原子力規制委員会決定）」（以下「兼用キャスク告示」という。）に定める竜巻及び発電所敷地で想定される森林火災に対して安全機能を損なわない設計とする。

また、自然現象の組合せにおいては、地震、津波、風（台風）、積雪及び火山の影響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について、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（使用済燃料乾式貯蔵容器を除く。）は、発電所敷地又はその周辺において想定される飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害の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。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、発電所敷地又はその周辺において想定される爆発及び近隣工場等の火災に対して安全機能

を損なわない設計とする。

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（故意によるものを除く。）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、想定される竜巻が発生した場合においても、作用する設計荷重に対して、その安全機能を損なわない設計とする。また、安全施設は、過去の竜巻被害状況及び玄海原子力発電所のプラント配置から想定される竜巻に随伴する事象に対して、安全機能を損なわない設計とする。

竜巻に対する防護設計を行うための設計竜巻の最大風速は、100m／sとし、設計荷重は、設計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が安全施設に衝突する際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、運転時荷重及び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ものとして設定する。

安全施設の安全機能を損なわないようにするため、安全施設に影響を及ぼす飛来物の発生防止対策を実施するとともに、作用する設計荷重に対する安全施設の構造健全性の維持、安全施設を内包する区画の構造健全性の確保、若しくは、飛来物による損傷を考慮し安全上支障のない期間での修復等の対応、又は、それらを適切に組み合わせた設計とする。

飛来物の発生防止対策として、飛来物となる可能性のあるもののうち、資機材、車両等については飛来した場合の運動エネルギ又は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、質量 135kg、飛来時の水平速度 51m／s、飛来時の鉛直速度 34m／s）より大きなものに対し、固縛、固定、竜巻防護施設等からの離隔、建屋内収納又は撤去を実施する。

(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設定した層厚 10cm、粒径２mm 以下、密度 1.0g／cm^3（乾燥状態）～1.7g／cm^3（湿潤状態）の降下火砕物に対し、その直接的影響である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、水循環系の閉塞に対して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並びに換気系、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）並びに換気系、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設備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、電気系及び計装制御系の盤の絶縁低下に対して空気を取り込む機構を有する計測制御系統施設（原子炉安全保護計装盤）の設

置場所の換気空調設備は降下火砕物が侵入しにくい設計とすることにより、安全機能を損なわない設計とする。

また、安全施設は、降下火砕物による静的負荷や腐食等の影響に対して、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え、清掃、換気空調設備の停止又は閉回路循環運転の実施により安全機能を損なわない設計とする。

さらに、降下火砕物の間接的影響である7日間の外部電源喪失、発電所外での交通の途絶によるアクセス制限事象に対し、発電所の安全性を維持するために必要となる電源の供給が継続でき、また、発電所内の交通の途絶によるアクセス制限事象が発生しても、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の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を基に求めた最大火線強度から算出される防火帯（約35m）を敷地内に設ける。

防火帯は延焼防止効果を損なわない設計とし、防火帯に可燃物を含む機器等を設置する場合は必要最小限とする。

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、離隔距離の確保等により安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

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。）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、離隔距離の確保等により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設置する危険物タンク等の火災、航空機墜落による火災及び発電所港湾内に入港する船舶の火災については、離隔距離の確保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、火災時に直接熱影響を受けないように配置上の考慮を行うことにより、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。また、外部火災の二次的影響であるばい煙及び有毒ガスによる影響については、換気空調設備等に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、(c-1-2) に示す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、(c-1-2) 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、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他、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、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する。また、不燃性材料、又は難燃性材料が使用できない場合は、不燃性材料若しく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、又は当該構築物、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若しく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等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、又は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。

また、建屋内の変圧器及び遮断器は、絶縁油等の可燃性物質を内包していないものを使用する設計とする。

(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み合わ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、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置して消火を行う設計とするとともに、固定式のガス系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。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、飲料水系等と共用する場合は隔離弁を設置し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、常駐する運転員及び消防要員による初期消火活動、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、想定される発電用原子炉施設内の火災によって、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」の他、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、溢水防護に係る設計時に発電用原子炉施設内において発生が想定される溢水の影響を評価（以下「溢水評価」という。）し、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し、これらの機能を維持するために必要な設備（以下「防護対象設備」という。）が、浸水防護や検知機能等によって、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（多重性又は多様性を有する設備が同時にその安全機能を損なわない設計）とする。

溢水評価では、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（使用済燃料ピットのスロッシングにより発生する溢水を含む。）

・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

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評価条件を設定する。

溢水評価において、溢水影響を軽減するための壁、扉、堰等の浸水防護設備、床開口部、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。

また、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、中央制御室は耐震性を有する原子炉補助建屋内に設置し、放射線防護措置（遮へい及び換気設備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、その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照明用の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。

設計基準事故が発生した場合に用いる照明として、作業用照明を設置する。作業用照明は、ディーゼル発電機又は蓄電池を内蔵した電源から電力を供給できる設計とする。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猶予がある場合には、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、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統は、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、又は長期間では動的機器の単一故障若しく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、単一設計とする以下の機器については、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単一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、想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセス性及び補修作業性並びに当該作業期間における従事者及び周辺公衆の被ばくを考慮する。

・アニュラス空気浄化設備のダクトの一部
・安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部

試料採取設備のうち単一設計とする事故時に１次冷却材をサンプリングする設備については、当該設備に要求される事故時の原子炉の停止状態の把握機能が単一故障により失われる場合であっても、他の系統を用いて当該機能を代替できる設計とする。

原子炉格納容器スプレイ設備のうちスプレイリングについては単一設計とするが、安全機能に最も影響を与える単

一故障を仮定しても、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。

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や、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などで、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、各号炉に設置し、片系列単独で居住性に係る判断基準を満足する設計とする。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（重要安全施設を除く。）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。

(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」、「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分間に対し、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を確保する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、使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新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。

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。なお、燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質が放出された場合でも、公衆に放射線障害を及ぼすおそれがないことから、燃料体等の落下時に放射性物質の放出による公衆への影響を低減するための設備は設けない設計とする。

使用済燃料の貯蔵施設は、使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新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及びウラン・プルトニウム混合酸化物新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。

使用済燃料の貯蔵施設は、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こととし、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。

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水位及び水温並びに放射線量を監視することができる設計とする。

使用済燃料貯蔵設備から再処理工場への使用済燃料の搬出には、使用済燃料輸送容器を使用する。

使用済燃料乾式貯蔵施設は、使用済燃料乾式貯蔵容器に収納した使用済燃料の崩壊熱を自然冷却によって外部に放出できる設計とするとともに、使用済燃料から放出される放射線をガンマ線遮へい材及び中性子遮へい材により十分に遮へいすることができる設計とする。また、使用済燃料乾式貯蔵容器は、適切に放射性物質を閉じ込めることができ、閉じ込め機能を監視できる設計とするとともに、使用済燃料乾式貯蔵容器内の燃料位置等について想定される最も厳しい状態を仮定しても臨界に達するおそれのない設計とする。

また、１号炉、２号炉、３号炉又は４号炉の使用済燃料貯蔵設備にて貯蔵する使用済燃料のうち、十分に冷却した使用済燃料は、原則として、使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を維持できることを確認のうえ使用済燃料乾式貯蔵容器に収

納し、使用済燃料乾式貯蔵施設へ運搬して貯蔵する。その後、使用済燃料乾式貯蔵容器を用いて再処理工場へ搬出する。

(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。

(1-1) 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。

(1-2) 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。

(1-3) 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち、(1-2) 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。

(1-4)　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（1-1）に準ずる。

(1-5)　上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時施錠管理等で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（1-3）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、設計基準事故時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、燃料要素の許容損傷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。

安全保護回路は、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。

安全保護回路を構成するデジタル計算機は、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ことができる設計とする。

計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、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、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記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、気象観測装置及び公的機関から気象情報を入手できる設備等を設置し、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、運転員が過度の放射線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並びに中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物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。

中央制御室には、重大事故等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液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止でき、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、固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備にあっては、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線及びスカイシャイン線による敷地周辺の空間線量率が、十分に低減（発電所内の使用済燃料乾式貯蔵施設を除く他の施設からのガンマ線と使用済燃料乾式貯蔵施設からの中性子及びガンマ線とを合算し、実効線量で1年間当たり50μSv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、放射線業務従事者が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。

発電用原子炉施設には、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代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）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（１号、２号、３号及び４号炉共用）及びモニタリングポスト（１号、２号、３号及び４号炉共用）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、専用の無停電電源装置を有し、電源切替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代替緊急時対策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、原子炉格納容器スプレイ設備と相まって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、温度及び設計上想定された地震荷重に耐えるように設計する。

また、１次冷却材喪失事故が発生した場合でも、原子炉格納容器スプレイ設備の作動により、温度及び圧力を速やかに下げ、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原子炉格納容器の許容値以下に保ち、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。

原子炉格納容器は、プレストレストコンクリート製で、設計基準事故時に耐圧機能を有するコンクリートと、漏えい防止機能を有するライナプレートで構成し、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の各荷重に対し健全性を維持する設計とする。

また、原子炉格納容器バウンダリの鋼材の非延性破壊を防止するため、最低使用温度を考慮した破壊じん性試験を行い、規定値を満足した材料を使用する。

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。

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、１次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、原子炉格納容器内側あるいは外側に１個の隔離弁を設ける。

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。

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設計基準事故時の原子炉格納容器内圧力、温度が最高使用圧力、最高使用温度を超えないようにし、かつ、原子炉格納容器の内圧を速やかに下げて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。

さらに、原子炉格納容器スプレイ設備は、外部電源喪失の状態で設計基準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、又は再循環モード以降の期間は、動的機器の単一故障若しく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、スプレイリングを除き多重性及び独立性を有する設計とする。

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設計とする。

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設計とする。

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熱除去として作動するとともに、よう素除去薬品を添加してスプレイすることにより、原子炉格納容器内

のよう素濃度を低減できる設計とする。

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、水素の蓄積の割合は極めて緩慢である。原子炉格納容器の健全性を維持するのに必要な処置は、制御用圧縮空気設備及び格納容器減圧装置を利用して、水素濃度が可燃限界に達するまでに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、安全施設への電力の供給が不安定になった場合においては、自動（地絡や過電流による保護継電器の動作）若しくは手動操作で、故障箇所の隔離又は非常用母線の健全な電源からの受電へ切り替えることにより安全施設への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、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２台以上（３号及び４号炉共用）を分散配置する。

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配置する。

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、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）を中央制御室以外の場所に設置する。

代替緊急時対策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、代替緊急時対策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。

代替緊急時対策所は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）にて継続使用する一部のものを除き、その機能に係る設備を含め、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の設置をもって廃止す

る。

代替緊急時対策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

通信連絡設備は、警報装置、通信設備（発電所内）、データ伝送設備（発電所内）、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）から構成される。

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、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉補助建屋、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、代替緊急時対策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（緊急時対策棟内）の設置をもって廃止する。

（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（３号及び４号炉共用）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原子炉内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、原子炉格納容器の破損及び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防止するために必要な措置を講じる設計とする。

(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 (i) 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（i）a.設計基準対象施設(c-1-3)　火災防護計画」に定める。

なお、重大事故等対処施設としては、火災の影響軽減の火災防護対策を除く。

(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他、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、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する。また、不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は、不燃性材料若しく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、又は、当該施設の機能を確保するために必要な不燃性材料若しく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等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、又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。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。

また、建屋内の変圧器及び遮断器は、絶縁油等の可燃性物質を内包していないものを使用する設計とする。

(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、竜巻防護対策施設の設置、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み合わ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、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置して消火を行う設計とするとともに、固定式のガス系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、飲料水系等と共用する場合は隔離弁を設置し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、屋内及び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」の他、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、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（以下「外部人為事象」という。）、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、森林火災及び高潮を考慮する。

自然現象による荷重の組合せについては、地震、津波、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。

外部人為事象については、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他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を防止できる設計とする。

サポート系の故障については、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮する。

重大事故緩和設備についても、可能な限り多様性を有し、位置的分散を図ることを考慮する。

（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又は使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水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、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを考慮して適切な措置を講じる設計とする。ただし、常設重大事故防止設備のうち、計装設備について、重要代替監視パラメータ（当該パラメータの他の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等、

重要監視パラメータに対して可能な限り多様性を持った方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは重要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的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とともに、地震、津波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」に基づく設計とする。

溢水に対しては、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。

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、設計基準事故対処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等と位置的分散を図る。

風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突に対しては、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた施設内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないよう、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。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。生物学的事象のうち、クラゲ等の海生生物からの影響を受けるおそれのある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（非常用取水設備は除く。）は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。

飛来物（航空機落下等）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等と同時にその機能が損なわれないよう、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置する。

なお、自然現象のうち洪水及び地滑りについては、立地的要因により設計上考慮する必要はない。また、外部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。

サポート系の故障に対しては、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と異なる駆動源又は冷却源を用いる設計とするか、駆動源又は冷却源が同じ場合は別の手段による対応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等と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。

(c-1-1-2)　可搬型重大事故等対処設備

可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と、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、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること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等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的障害に対して可

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」に基づく地盤上に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、地震により生じ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により必要な機能を喪失し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。

溢水に対して可搬型重大事故等対処設備は、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に保管する。

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等及び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等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。

風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突に対しては、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた施設内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び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等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。クラゲ等の海生生物からの影響を受けるおそれのある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（航空機落下等）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等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等及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋並びに屋外の設計基準事故対処設備等又は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、複数箇所に分散して保管する。

なお、自然現象のうち洪水及び地滑りについては、立地的要因により設計上考慮する必要はない。また、外部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。

サポート系の故障に対しては、可搬型重大事故等対処設備は設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備と異なる駆動源又は冷却源を用いる設計とするか、駆動源又は冷却源が同じ場合は別の手段による対応が可能な設計とする。また、可搬型重大事故等対処設備は設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。

(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、それぞれ互いに異なる複数の場所に設置する設計とする。

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、屋内又は建屋面に設置する場合は、異なる建屋面の隣接しない位置に、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が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

に電磁的障害に対しては、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、接続口を屋内又は建屋面に設置する場合は、「イ．(1) 敷地の面積及び形状」に基づく地盤上の建屋において、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、地震により生じる敷地下斜面の滑り、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の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が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」に基づく設計とする。

溢水に対しては、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。

地震、津波、溢水及び火災に対しては、屋内又は建屋面に設置する場合は、異なる建屋面の隣接しない位置に、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が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、飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、有

毒ガス、船舶の衝突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、屋内又は建屋面に設置する場合は、異なる建屋面の隣接しない位置に、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が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。

高潮に対して接続口は、高潮の影響を受けない位置に設置する。

なお、自然現象のうち洪水及び地滑りについては、立地的要因により設計上考慮する必要はない。また、外部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。

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（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

他の設備への悪影響としては、系統的な影響（電気的な影響を含む。）、設備兼用時の容量に関する影響、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。

系統的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること、重大事故等発生前（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とすること、他の設備から独立して単独で使用可能なこと、又は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、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、含まない系統を接続する場合は、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設けるか、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可搬型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。

設備兼用時の容量に関する影響に対しては、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、

地震により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とし、また、地震により火災源又は溢水源とならない設計とする。常設重大事故等対処設備については耐震設計を行い、可搬型重大事故等対処設備については転倒しないことを確認するか又は固縛等が可能な設計とする。(「(c-3)　環境条件等」) また、可搬型重大事故等対処設備は、設置場所でのアウトリガの設置、車輪止め等による固定又は固縛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、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。放水砲による建屋への放水により、放水砲の使用を想定する重大事故時において必要となる屋外の他の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施設内に設置又は保管することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とするか、又は風荷重を考慮し、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛等の措置をとることで、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、内部発生エネルギの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し、これらにより重大事故等対処設備が悪影響を及ぼさない設計とする。

(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、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（重大事故等に対処するための必要な機能）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。

(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、これらの系統の組合せにより達成する。

「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁放出流量、発電機容量及び蓄電池容量等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。

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、これらの系統の組合せにより達成する。

「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、発電機容量、蓄電池容量及びボンベ容量等並びに計装設備の計測範囲とする。

可搬型重大事故等対処設備は、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とともに、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注水設備及び電源設備は、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バッテリ、可搬型ボンベ等は、必要となる容量等を賄うことができる設備を１負荷当たり１セット持つことに加え、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。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は、保守点検による待機除外時のバックアップは考慮せずに、故障時のバックアップを発電所全体で確保する。

(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（凍結及び降水）、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁的障害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機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響）による荷重を考慮する。自然現象による荷重の組合せについては、地震、津波、風（台風）、積雪及び火山の影響を考慮する。

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（凍結及び降水）、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、以下の設備分類ごと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。操作は中央制御室で可能な設計とする。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、原子炉周辺建屋内、原子炉補助建屋内、

燃料取替用水タンク建屋内、代替緊急時対策所内、緊急時対策所（緊急時対策棟内）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は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛等の措置をとる。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時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故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（低レンジ）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、異なる区画若しくは離れた場所又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。操作は中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

また、地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響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、固縛等の措置をとる。

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。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。設計基準対象施設として淡水を通水するが、重大事故等時に海水を通水する可能性のある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、八田浦貯水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。

電磁的障害に対しては、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。

重大事故等対処設備は、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備や風（台風）及び竜巻等を考慮して当該設備に対し必要により講じた落下防止、転倒防止、固縛等の措置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、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置又は保管する。

(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設置場所として選定した上で設置場所から操作可能、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能、又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ことにより、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・検査性について

(c-4-1)　操作性の確保

(c-4-1-1)　操作の確実性

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いても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件に対し、操作が可能な設計とする（「(c-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、必要に応じて操作台を近傍に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。

現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。工具は、操作場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管する。可搬型重大事故等対処設備は運搬、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が可能な設計とする。

現場の操作スイッチは運転員の操作性を考慮した設計とする。また、電源操作が必要な設備は、感電防止のため充電露出部への近接防止を考慮した設計とする。現場で操作を行う弁は、手動操作又は専用工具による操作が可能な設計とする。現場での接続作業は、コネクタ、プラグ、ボルト締めフランジ又は簡便な接続規格等、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し、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迅速な操作を必要とする機器は、必要な時間内に操作できるように中央制御室での操作が可能な設計とする。中央制御室の制御盤の操作スイッチは運転員の操作性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にあっては、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁又は遮断器操作等にて速やかに切替えできる設計とする。

(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、原則としてケーブルはコネクタ又はプラグを用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は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簡便な接続規格を用いる設計とする。他の方法で容易かつ確実に接続できる場合は、専用の接続方法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、３号炉及び４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のうち、当該ポンプを同容量

かつ同揚程で使用する系統では同口径の接続とする等、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。

アクセスルートは、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、森林火災及び高潮を考慮し、外部人為事象に対して飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムを考慮する。

なお、自然現象のうち洪水及び地滑りについては、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

また、外部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、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、道路面の滑り）、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響）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３号炉及び４号炉で１セット１台使用する。ホイールローダの保有数は、３号炉及び４号炉で１セット１台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として１台の合計２台（３号及び４号炉共用）を分散して保管する設計とする。また、降水及び地震による屋外タンクからの溢水に対して、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、森林火災、外部人為事象のうち飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突に対しては、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。

屋外アクセスルートは、基準地震動による地震力に対して、運搬、移動に支障をきたさない地盤に設定す

ることで通行性を確保する設計とする。基準地震動による周辺斜面の崩壊や道路面の滑りに対しては、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うことで通行性を確保できる設計とする。不等沈下や地下構造物の損壊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が、想定を上回る段差発生時にはホイールローダによる仮復旧により、通行性を確保できる設計とする。

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、火山の影響、生物学的事象、森林火災）及び外部人為事象（飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた施設内に確保する設計とする。

(c-4-2)　試験・検査性

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、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮して必要な空間等を備え、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。

試験及び検査は、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査及び溶接安全管理検査の法定検査に加え、保

全プログラムに基づく点検を実施できる設計とする。

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、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を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とする。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、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。

多様化自動作動設備は、運転中に重大事故等対処設備としての機能を停止したうえで試験ができるとともに、このとき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。

重大事故等対処設備のうち電源は、電気系統の重要な部分として適切な定期的試験及び検査が可能な設計とする。

構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則として分解・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。

(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。

(1)　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

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（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。

(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工場等外（以下「発電所外」という。）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、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。

(r)　計装設備

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を計測する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、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する。また、不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は、不燃性材料若しく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、又は、当該施設の機能を確保するために必要な不燃性材料若しく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。

また、建屋内の変圧器及び遮断器は、絶縁油等の可燃性物質を内包していないものを使用する設計とする。

(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[redacted]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

[redacted]
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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、飲料水系等と共用する場合は隔離弁を設置し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、屋内及び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

[redacted]
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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、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、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（以下「外部人為事象」という。）、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、

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を考慮する。

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）、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、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、船舶の衝突、電磁的障害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（外部人為事象のうち、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を除く。）を防止できる設計とする。

[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を防止できる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を防止できる設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

[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。

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）、竜巻、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。

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、

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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、爆発、近隣工場等の火災及び船舶の衝突に対して、特重設備は、外部からの衝撃による損傷を防止できる［　　］に設置する。

生物学的事象のうち、ネズミ等の小動物に対して、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、自然現象のうち、洪水及び地滑りについては、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

また、外部人為事象のうち、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

［　　］枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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（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設計とする。

他の設備への悪影響としては、他の設備への系統的な影響（電気的な影響を含む。）、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、３号炉及び４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、３号炉及び４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、弁等の操作によって、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、他の設備から独立して単独で使用可能なこと、又は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。

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に悪影響を及ぼさないように、また、地震により火災源及び溢

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、特重設備は、外部からの衝撃による損傷を防止できる [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

３号炉及び４号炉の特重設備は、３号炉及び４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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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]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により[redacted]を３号炉及び４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３号炉及び４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[redacted]から切り離すことで、他号炉と分離が可能な設計とする。

[redacted]は、プラントの

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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（３号及び４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、３号炉及び４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、３号炉及び４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、３号炉及び４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。

［　　］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、３号炉及び４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、３号炉及び４号炉で共用する設計とする。

３号炉及び４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（３号及び４号炉の相互のプラント状況、特重施設要

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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、３号炉及び４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、３号炉及び４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、[redacted]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、３号炉及び４号炉の同時被災を考慮しても対応できるよう、３号炉及び４号炉の号炉ごとに必要な容量を有した設備を[redacted]内に設置するとともに必要な容量を貯蔵する設計とする。

「容量等」とは、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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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、電磁的障害、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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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、[redacted]又は設置場所で操作が可能な設計とする。

[redacted]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[redacted]の環境条件を考慮した設計とする。

また、地震、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。

電磁的障害に対して、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、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。

(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

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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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□□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) 操作の確実性

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。

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、電源操作が必要な設備は、感電防止のため充電露出部への近接防止を考慮した設計とする。現場で操作を行う弁は、手動操作が可能な設計とする。また、その他の操作を必要とする機器及び弁の操作は、□□での操作が可能な設計とする。□□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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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にあっては、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でも、通常時の系統から弁又は遮断器操作等にて速やかに切替えできる設計とする。

(b-4-2) 試験・検査性

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、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮して必要な空間等を備え、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。

試験及び検査は、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に加え、保全プログラムに基づく点検を実施できる設計とする。

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、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。

構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則として分解・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）

また、(c-1)～(c-8)の機能を制御する緊急時制御室を設ける。

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。

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、放射線遮へい壁を設ける。

(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挿入する。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槽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、反射材でもある軽水は、原子炉容器入口ノズルから原子炉容器に入り、炉心槽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3.4m
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	193 （うち、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体の体数　最大48）
炉心全ウラン量	約89t
炉心全ウラン・プルトニウム量	約89t

（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持つ設計とする。

高温停止状態　　0.016△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、0.00075（△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　　0.0018△Ｋ／Ｋ

高温零出力時　　0.0087△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） 1.80

ｂ．燃料棒最大線出力密度 43.1kW／m

(2) 燃 料 体

（ｉ） 燃料材の種類

ａ．ウラン燃料集合体

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2.0wt％

第２領域 約3.5wt％

第３領域 約4.1wt％

取替燃料 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95％

ｂ．ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体

ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレット

プルトニウム含有率

取替燃料	集合体平均	約4.1wt％濃縮ウラン相当(*)以下（約11wt％以下）
	ペレット最大	13wt％以下
		８wt％以下（核分裂性プルトニウム富化度）

$$\text{プルトニウム含有率}=\frac{\text{全Pu}}{\text{全Pu}+\text{全U}}\times 100\text{wt\%}$$

$$\text{核分裂プルトニウム富化度}=\frac{^{239}\text{Pu}+^{241}\text{Pu}}{\text{全Pu}+\text{全U}}\times 100\text{wt\%}$$

ただし、全Puには^{241}Puから壊変して生じる^{241}Amを含む。

プルトニウム組成比	原子炉級
ウラン235濃度	約0.2wt％～約0.4wt％
ペレットの初期密度	理論密度の約95％

(*) プルトニウムと混合するウランの反応度寄与も含む。

原料のプルトニウムの核分裂性プルトニウム同位体割合が約68wt％、プルトニウムと混合するウラン母材のウラン235濃度が約0.2wt％の場合には、燃料集合体平均プルトニウム含有率は約９wt％となる。

（ⅱ） 燃料被覆材の種類

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。）又はウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレットを挿入し、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

ウラン燃料	48,000MWd／t
ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料	45,000MWd／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上部ふた及び底部を付した鋼製容器であり、上部ふたをボルト締めする構造である。

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 4.4m
全　　高	約12.9m
最小肉厚	約 135㎜（下部半球鏡部）

ｃ．材　　料

母　　材	低合金鋼（JIS G3120及びJIS G3204）
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	４箇所
原子炉容器出口ノズル	胴上部	４箇所

ｅ．支持方法

原子炉容器入口及び出口ノズル下部に取り付けた支持金物により、原子炉容器周囲の内部コンクリート壁に支持する。

ｆ．非延性破壊に対する考慮

原子炉容器は、非延性破壊防止の観点から通商産業省令等に基づき破壊じん性を確認し、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の変化を監視するため、原子炉容器内に監視試験片を挿入する。

（ⅱ） 最高使用圧力及び最高使用温度

圧	力	175kg／cm^{2}G
温	度	343℃

(5) 放射線遮蔽体の構造

主要な放射線遮へい体は、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自体のコンクリート壁である。

発電所周辺の一般公衆及び発電所従業員等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」に定められている許容量を十分下まわるように遮へい設計を行う。

(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

核燃料物質取扱設備（燃料取扱設備）は、燃料取替装置、燃料移送装置（一部３号及び４号炉共用）及び除染装置（３号及び４号炉共用）で構成する。

ウラン新燃料は、燃料取扱棟内の新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備から燃料取扱設備により、原子炉格納容器内に搬入する。ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料は、燃料取扱棟内において、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の輸送容器から燃料取扱設備により使用済燃料貯蔵設備に移し、ここから燃料取扱設備により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、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で行う。

使用済燃料は、遮へいに必要な水深を確保した状態で、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で燃料取扱棟内へ移送し、同棟内の使用済燃料貯蔵設備（一部３号及び４号炉共用）のほう酸水中に貯蔵する。

燃料取扱設備は、燃料取扱時において燃料が臨界に達することのない設計とするとともに、燃料集合体の落下を防止する設計とする。

（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、ウラン新燃料を新燃料ラックに挿入して貯蔵するものであり、燃料取扱棟内に設置する。

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100％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３号及び４号炉共用、一部既設）は、燃料体等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、燃料取扱棟内に設ける。

使用済燃料ピットは、燃料体等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場所の放射線量を監視する設備を設け、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、燃料体等の取扱中に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。

使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）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が発生し、

可搬型代替注水設備による注水操作を実施し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、スプレイや蒸気条件下でも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よって、臨界を防止することができる設計とする。

b. 貯蔵能力

全炉心燃料の約870%相当分（３号及び４号炉共用、一部既設）とする。

（iii） 使用済燃料乾式貯蔵施設

a．構　　造

使用済燃料乾式貯蔵施設は、使用済燃料乾式貯蔵容器及び周辺施設である使用済燃料乾式貯蔵建屋（１号、２号、３号及び４号炉共用）等からなる。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、使用済燃料の収納後にその内部を乾燥させ、使用済燃料を不活性ガスとともに封入する金属製の容器であり、容器本体、蓋部（二重）及びバスケット等で構成する。使用済燃料乾式貯蔵容器は、貯蔵架台を用いて基礎ボルトで使用済燃料乾式貯蔵建屋基礎に固定する。

使用済燃料乾式貯蔵建屋基礎及び使用済燃料乾式貯蔵建屋上部構造物で構成される使用済燃料乾式貯蔵建屋は、使用済燃料乾式貯蔵容器を貯蔵し、自然冷却のための給排気口を設けた鉄筋コンクリート造の建屋である。

使用済燃料乾式貯蔵施設は、使用済燃料乾式貯蔵容器に収納した使用済燃料の崩壊熱を自然冷却によって外部に放出できる設計とするとともに、使用済燃料から放出される放射線をガン

マ線遮へい材及び中性子遮へい材により十分に遮へいすることができる設計とする。また、使用済燃料乾式貯蔵容器は、適切に放射性物質を閉じ込めることができ、閉じ込め機能を監視できる設計とするとともに、使用済燃料乾式貯蔵容器内の燃料位置等について想定される最も厳しい状態を仮定しても臨界に達するおそれのない設計とする。

b. 貯蔵能力

全炉心燃料の約500%相当分（１号、２号、３号及び４号炉共用）とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器へ収納する燃料は以下のウラン燃料とする。

(a) 燃料棒の配列	17×17 燃料（３号及び４号炉用）
ウラン235 濃縮度	約4.1wt%以下
燃料集合体最高燃焼度	48,000MWd/t 以下

(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、使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料からの崩壊熱の除去並びに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（３号及び４号炉共用、既設）を設け、使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料から発生する崩壊熱の除去を行うため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（３号及び４号炉共用、既設）

台　　数　　2

容　　量　　約 690m^3／h（１台当たり）

b. 使用済燃料ピット冷却器（３号及び４号炉共用、既設）

型　　式　　横置Ｕ字管式

基　　数　　2

伝熱容量　　約 6.3MW（１基当たり）

（ⅱ）使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

使用済燃料ピット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. 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時に用いる設備

(a) 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等のための設備のうち、使用済燃料ピット内燃料体等を冷却し、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（使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる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、遮へいに必要な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、遮へいに必要な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。

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、純水冠水状態で臨界を防止できる設計とする。

使用済燃料ピットポンプ若しくは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した場合、燃料取替用水ポンプ、燃料取替用水タンク、２次系補給水ポンプ若しくは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した場合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が発生し、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（使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水）として、中間受槽を水源とする使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより、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、水中ポンプ用発電機から給電できる設計とする。

b. 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時に用いる設

備

(a) 使用済燃料ピットへのスプレイ

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よる注水操作を実施し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（以下「使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故」という。）において、燃料損傷の進行を緩和するとともに、燃料損傷時には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。

また、スプレイや蒸気条件下でも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よって、臨界を防止することができる設計とする。

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、使用済燃料ピットスプレイヘッダを可搬型ホースにより中間受槽を水源とする可搬型ディーゼル注入ポンプと接続し、使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。

(b) 燃料取扱棟（使用済燃料ピット内燃料体等）への放水

使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に、燃料損傷の進行を緩和し、燃料損傷時に燃料取扱棟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（燃料取扱棟（使用済燃料ピット内燃料体等）への放水）を設ける。

放水設備（燃料取扱棟（使用済燃料ピット内燃料体等）への放水）として、放水砲を、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、原子炉周辺建屋のうち燃料取扱棟に大量の水を放水することによって、一部の水を使用済燃料ピットに注水できる設計とする。

c. 重大事故等時の使用済燃料ピットの監視時に用いる設備

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計測設備（常設設備による使用済燃料ピットの状態監視及び可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視）を設ける。

(a) 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視

計測設備（常設設備による使用済燃料ピットの状態監視）として、使用済燃料ピット水位（SA）及び使用済燃料ピット温度（SA）の計測装置は、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し、中央制御室にて使用済燃料ピットの水位及び水温を監視可能な設計とする。

使用済燃料ピット状態監視カメラは、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中央制御室にて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。

(b) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視

計測設備（可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視）として、使用済燃料ピット水位（広域）の計測装置並びに使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）、使用済燃料ピット周

辺線量率（中間レンジ）及び使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）の計測装置は、使用済燃料ピットの水位及び上部の空間線量率について、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し、中央制御室にて使用済燃料ピットの水位及び上部の空間線量率を監視可能な設計とする。

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、取付けを想定する複数の場所の線量率と使用済燃料ピット区域の空間線量率の相関（減衰率）をあらかじめ評価しておくことで、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。

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。

［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

種　　類　　赤外線カメラ

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（３号及び４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

水中ポンプ用発電機（３号及び４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　　10※１

容　　量　　約100kVA（１台当たり）

※１　保有台数を示す。必要台数は４台（予備２台）とする。

中間受槽（３号及び４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）

可搬型ディーゼル注入ポンプ（３号及び４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」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　　２※２

４※２

容　　量　　約 150m^3／h（１台当たり）

約 150m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 470m

約 300m

※２　保有台数を示す。組み合わせて必要台数は４台（予備２台）とする。

使用済燃料ピットスプレイヘッダ（３号及び４号炉共用）

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」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」と兼用）

基　　数　　４（予備１）

移動式大容量ポンプ車（３号及び４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」、「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」、「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※３

容　　量　　約1,320m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約140m

※３　保有台数を示す。必要台数は１台（予備１台）とする。

放水砲（３号及び４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）※4

個　　数　　4※5※6

※4　使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（コンプレッサ（排気ファン含む）、エアコン、発電機）（以下「使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム」という。）含む

※5　可搬型ホースの必要数は4個（予備1個）、エアパージセットの必要数は5個（予備1個）とする。

※6　使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの必要数は3号炉及び4号炉共用で2個（予備2個）とする。

使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）（3号及び4号炉共用）

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「放射線監視設備」と兼用）

個　　数　　2（予備2）

使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）（３号及び４号炉共用）

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「放射線監視設備」と兼用）

個　　数　　２（予備１）※7

※７　検出器の数を示す。計測装置の必要数は２個（予備２個）とする。

使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）（３号及び４号炉共用）

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「放射線監視設備」と兼用）

個　　数　　２（予備１）※8

※８　検出器の数を示す。計測装置の必要数は２個（予備２個）とする。

（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、４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。

また、４回路のうちの１回路には１次冷却材圧力を制御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統の作動等とあいまって、想定される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

（炉心支持構造物を含む。）及び加圧器については、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

炉心支持構造物は、重大事故に至るおそれのある事故時において、１次冷却材の流路として炉心形状維持が十分確保できる設計とする。

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
基　　数	４
蒸気発生量	約 1,690t／h（１基当たり） （定格出力時）
寸　　法	胴外径　上部　約4.5m 下部　約3.4m 全　高　約 21m 伝熱管外径×厚さ　約22mm×約1.3mm
材　　料	本　体　低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管　ニッケル・クロム・鉄合金

b.　１次冷却材ポンプ

型　　式	漏えい制御軸封式たて置斜流型

台　　数　　4

容　　量　　約 20,100m^3／h（１台当たり）

c.　１次冷却材管

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

材　　料　　ステンレス鋳鋼

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

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 190t／h（１個当たり）

吹出し場所　　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

容　　量　　約 95t／h（1個当たり）

吹出し場所　　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 325℃（定格出力時）

原子炉容器入口における圧力　　約 157 kg／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

内径×厚さ　　約 0.64m×約 34 mm

材　　料　　炭　素　鋼

b. 蒸気タービン

型　　式　　くし型4車室6分流排気再熱再生式

基　　数　　1

タービン流入蒸気量　　約 6,700t/h

出　　力　　1,180,000kW

c. タービンバイパス弁

型　　式　　空気作動式

個　　数　　12

容　　量　　約 225t／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　　20

容　　量　　約 360t／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　　４

容　　量　　約 177t／h（１個当たり）

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　　４

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 4,300m^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」、「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）

台　　数　　1

容　　量　　約 250m^3／h

(b) 電動補助給水ポンプ

（「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）

台　　数　　2

容　　量　　約 140m^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」、「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」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 1,200m^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

失事故等の設計基準事故が起こったときは、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各1次冷却材管を経て発電用原子炉に注入し炉心の冷却を行う。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

高圧注入ポンプ

(「高圧注入系」、「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	2
容　　量	約 320m^3／h (1台当たり)
揚　　程	約 960m

燃料取替用水タンク

(「高圧注入系」、「低圧注入系」、「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」、「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」、「原子炉格納容器スプレイ設備」、「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 2,100m^3

ほう素濃度　　2,500ppm 以上
（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料が装荷されるまでのサイクル）
3,100ppm 以上
（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料が装荷されたサイクル以降）

(b)　低圧注入系

余熱除去ポンプ

（「低圧注入系」、「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」、「余熱除去設備」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 1,020m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 91m

燃料取替用水タンク（ホ.（3）（ⅱ）a.（a）他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 2,100m^3

(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　　4

容　　量　　約 38m^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、原子炉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次系のフィードアンドブリード、タービン動補助給水ポンプの機能回復、電動補助給水ポンプの機能回復及び主蒸気逃がし弁の機能回復並びに監視及び制御）を設ける。

(a-1)　フロントライン系故障時に用いる設備

(a-1-1)　１次系のフィードアンドブリード

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、復水タンク又は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次系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高圧注入ポンプは、原子炉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ができる設計とする。また、蓄圧タンクは、フィードアンドブリード中に１次冷却材との圧力差によりほう酸水を原子炉へ注入でき、蓄圧タンク出口弁は注水後の１次冷却系統への窒素ガス混入防止のため、閉止できる設計とする。さらに、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、フィードアンドブリード後に原子炉を低温停止状態とできる設計とする。

(a-2)　サポート系故障時に用いる設備

(a-2-1)　タービン動補助給水ポンプの機能回復

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、復水タンクを水源としたタービン動補助給水ポンプは、現場での人力による専用の工具を用いた蒸気加減弁の操作、専用の注油器による軸受油供給及び人力によるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁の操作により機能を回復し、２次冷却系からの除熱によって、１次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる設計とする。これらの人力による措置は容易に行える設計とする。また、タービン動補助給水ポンプは、１次冷却系統の減圧対策及び低圧時の冷却対策に必要な時間的余裕をとれるよう冷却を継続できる設計とする。

(a-2-2)　電動補助給水ポンプの機能回復

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（電動補助給水ポンプの機能回復）として、復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプは、大容量空冷式発電機より給電することで機能を回復し、２次冷却系からの除熱によって、１次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる設計とする。また、電動補助給水ポンプは、１次冷却系統の減圧対策及び低圧時の冷却対策に必要な時間的余裕をとれるよう冷却を継続できる設計とする。

(a-2-3)　主蒸気逃がし弁の機能回復

全交流動力電源又は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、機能回復のため現場において人力で操作し、２次冷却系からの除熱によって、１次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、１次冷却系統の減圧対策及び低圧時の冷却対策に必要な時間的余裕をとれるよう冷却を継続できる設計とする。

(a-3)　監視及び制御に用いる設備

(a-3-1)　監視及び制御

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態で原子炉を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備（監視及び制御）として、加圧器水位は、１次冷却材の保有水量を、蒸気発生器広域水位及び蒸気発生器狭域水位は、２次冷却材の保有水量を監視又は推定でき、蒸気発生器広域水位、蒸気発生器狭域水位、補助給水流量及び復水タンク水位は蒸気発生器へ注水するための補

助給水ポンプの作動状況を確認できる設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

高圧注入ポンプ（ホ．(3)（ⅱ）a.（a）他と兼用）

台　　数	2
容　　量	約 320m^3／h（１台当たり）
揚　　程	約 960m

加圧器逃がし弁（ホ．(1)（ⅱ）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 2,100m^3

蓄圧タンク（ホ．(3)（ⅱ）a.（c）と兼用）

基　　数	4
容　　量	約 38m^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	4

余熱除去ポンプ（ホ．(3)（ⅱ）a.（b）他と兼用）

台　　数	2
容　　量	約 680m^3／h（１台当たり） （余熱除去運転時） 約 1,020m^3／h（１台当たり） （安全注入時及び再循環時）
揚　　程	約 107m（余熱除去運転時）

約 91m（安全注入時及び再循環時）

余熱除去冷却器

（「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」、「余熱除去設備」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

タービン動補助給水ポンプ（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　1

容　　量　　約 250m^3／h

タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁

（「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

電動補助給水ポンプ（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　2

容　　量　　約 140m^3／h（1台当たり）

主蒸気逃がし弁（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

型　　式　　空気作動式

個　　数　　4

容　　量　　約 177t／h（1個当たり）

復水タンク（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 1,200m^3

蒸気発生器（ホ.（1）（ⅱ）他と兼用）

型　　式　　たて置U字管式熱交換器型

基　　数　　4

(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。

(b-1)　フロントライン系故障時に用いる設備

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原子炉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次系のフィードアンドブリード）を設ける。また、２次冷却系からの除熱を用いた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（注水）及び蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出））を設ける。

(b-1-1)　１次系のフィードアンドブリード

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、復水タンク又は主蒸気逃がし弁の故障等により２次冷却系からの除熱を用いた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次系のフィードアンドブリード）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高圧注入ポンプは、炉心へほう酸水を注入することで１次冷却系統をフィードアンドブリードできる設計とする。

(b-1-2)　蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

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（注水））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、２次冷却系からの除熱により１次冷却系統を減圧できる設計とする。

(b-1-3)　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（蒸気放出））として、主蒸気逃がし弁を開操作することで、２次冷却系からの除熱により１次冷却系統を減圧できる設計とする。

(b-2)　サポート系故障時に用いる設備

(b-2-1)　タービン動補助給水ポンプの機能回復

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。

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、タービン動補助給水ポンプは、現場での人力による専用の工具を用いたタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁の操作、専用の注油器による軸受油供給及び人力によるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁の操作により機能を回復できる設計とする。

(b-2-2)　電動補助給水ポンプの機能回復

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、電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（電動補助給水ポンプの機能回復）を設ける。

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（電動補助給水ポンプの機能回復）として、電動補助給水ポンプは、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。

(b-2-3)　主蒸気逃がし弁の機能回復

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可搬型コンプレッサ又は窒素ボンベ等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。

全交流動力電源喪失又は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、人力操作により、現場における可搬型コンプレッサ又は窒素ボンベ等の接続と同等以上の作業の迅速性を有する設計とする。また、

主蒸気逃がし弁は、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設計とする。

(b-2-4)　窒素ボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復

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、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（窒素ボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復）を設ける。

全交流動力電源喪失に伴い駆動用空気が喪失した場合を想定した可搬型重大事故防止設備（窒素ボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復）として、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。

(b-2-5)　可搬型バッテリによる加圧器逃がし弁の機能回復

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、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（可搬型バッテリによる加圧器逃がし弁の機能回復）を設ける。

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（可搬型バッテリによる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、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。

(b-3)　炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱の防止に用いる設備

(b-3-1)　加圧器逃がし弁による１次冷却系統の減圧

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、炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器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（加圧器逃がし弁による１次冷却系統の減圧）を設ける。

重大事故等対処設備（加圧器逃がし弁による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。

(b-4)　蒸気発生器伝熱管破損発生時に用いる設備

(b-4-1)　１次冷却系統の減圧

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に１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量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（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、給水設備の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ並びに２次系補給水設備の復水タンク並びに１次冷却設備の蒸気発生器及び加圧器逃がし弁並びに主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁並びに非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タン

クを使用する。

(b-5)　インターフェイスシステムLOCA発生時に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、インターフェイスシステムLOCA発生時に１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量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（１次冷却系統の減圧及び１次冷却材の漏えい量抑制）を設ける。

(b-5-1)　１次冷却系統の減圧

重大事故等対処設備（１次冷却系統の減圧）として、給水設備の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ並びに２次系補給水設備の復水タンク並びに１次冷却設備の蒸気発生器及び加圧器逃がし弁並びに主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁並びに非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。

(b-5-2)　１次冷却材の漏えい量抑制

重大事故等対処設備（１次冷却材の漏えい量抑制）として、インターフェイスシステムLOCA時において１次冷却材の漏えい量を抑制するため、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。

減圧用の弁である加圧器逃がし弁は、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、原子炉格納容器内に設置し、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環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。

減圧用の弁である主蒸気逃がし弁は、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、原子炉周辺建屋内に設置し、制御用空気が喪失した場合の人力操作も含めて、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、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時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故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周辺建屋内の区画に設置し、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時の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で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）（ⅱ）他と兼用）

型　　式	空気作動式
個　　数	2

高圧注入ポンプ（ホ.（3）（ⅱ）a.（a）他と兼用）

台　　数	2
容　　量	約 320m^3／h（1台当たり）
揚　　程	約 960m

燃料取替用水タンク（ホ.（3）（ⅱ）a.（a）他と兼用）

基　　数	1

容　　量　　約 2,100m^3

電動補助給水ポンプ（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　2

容　　量　　約 140m^3／h（1台当たり）

タービン動補助給水ポンプ（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　1

容　　量　　約 250m^3／h

蒸気発生器（ホ.（1）（ⅱ）他と兼用）

型　　式　　たて置U字管式熱交換器型

基　　数　　4

復水タンク（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 1,200m^3

主蒸気逃がし弁（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

型　　式　　空気作動式

個　　数　　4

容　　量　　約 177t／h（1個当たり）

タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁（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 46.7ℓ （１個当たり）

可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）（３号及び４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)　１次冷却材喪失事象が発生している場合に用いる設備

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、原子炉を冷却し、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（充てんポンプによる炉心注入、Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入、Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替再循環、高圧注入ポンプによる高圧再循環、高圧注入ポンプによる炉心注入及びＢ高圧注入ポンプによる代替再循環）及び可搬型重大事故防止設備（可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入）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（常

設電動注入ポンプによる代替炉心注入及びＢ充てんポンプによる代替炉心注入）を設ける。

(c-1-1)　フロントライン系故障時に用いる設備

(c-1-1-1)　炉心注入

(c-1-1-1-1)　充てんポンプによる炉心注入

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高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合の重大事故防止設備（充てんポンプによる炉心注入）として、燃料取替用水タンクを水源とした充てんポンプは、化学体積制御系統により炉心へ注水できる設計とする。

(c-1-1-2)　代替炉心注入

(c-1-1-2-1)　Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入

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高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合の重大事故防止設備（Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入）として、燃料取替用水タンクを水源としたＢ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により炉心へ注水できる設計とする。

(c-1-1-2-2)　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

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高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（常設電動注入ポンプによる代替炉心注入）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により炉心へ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、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受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を経由して給電できる設計とする。

(c-1-1-2-3)　可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入

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高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合の可搬型重大事故防止設備（可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入）として、中間受槽を水源とした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により炉心へ注水できる設計とする。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。

(c-1-1-3)　代替再循環

(c-1-1-3-1)　Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替再循環

運転中の１次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替再循環）として、格納容器再循環サンプを水源としたＢ格納容器スプレイポンプは、Ｂ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、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ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-1-1-4) 再循環

(c-1-1-4-1) 高圧注入ポンプによる高圧再循環

運転中の１次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（高圧注入ポンプによる高圧再循環）として、格納容器再循環サンプを水源とした高圧注入ポンプは、安全注入系統により再循環でき、原子炉格納容器内の冷却と併せて原子炉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、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ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-1-1-5) 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に用いる設備

(c-1-1-5-1) 高圧注入ポンプによる炉心注入

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徴候が見られた場合又は格納容器再循環サンプ外隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉の冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（高圧注入ポンプによる炉心注入）として、燃料取替用水タンクを水源とした高

圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へ注水できる設計とする。

(c-1-1-5-2)　充てんポンプによる炉心注入

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徴候が見られた場合又は格納容器再循環サンプ外隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉の冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（充てんポンプによる炉心注入）は、「(c-1-1-1-1)　充てんポンプによる炉心注入」と同じである。

(c-1-1-5-3)　Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入

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徴候が見られた場合又は格納容器再循環サンプ外隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉の冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入）は、「(c-1-1-2-1)　Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入」と同じである。

(c-1-1-5-4)　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

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徴候が見られた場合又は格納容器再循環サンプ外隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉の冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（常設電動注入ポンプに

よる代替炉心注入）は、「(c-1-1-2-2)　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。

(c-1-1-5-5)　可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入

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徴候が見られた場合又は格納容器再循環サンプ外隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉の冷却機能が喪失した場合の可搬型重大事故防止設備（可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入）は、「(c-1-1-2-3)　可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。

(c-1-2)　サポート系故障時に用いる設備

(c-1-2-1)　代替炉心注入

(c-1-2-1-1)　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

運転中の１次冷却材喪失事象時において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（常設電動注入ポンプによる代替炉心注入）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により炉心へ注水できる設計とする。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受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を経由して給電できる設計とする。

(c-1-2-1-2)　Ｂ充てんポンプによる代替炉心注入

運転中の１次冷却材喪失事象時において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（Ｂ充てんポンプによる代替炉心注入）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、炉心へ注水できる設計とする。Ｂ充てんポンプは、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-1-2-1-3)　可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入

運転中の１次冷却材喪失事象時において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の可搬型重大事故防止設備（可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入）は、「(c-1-1-2-3)　可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。

(c-1-2-2)　代替再循環

(c-1-2-2-1)　Ｂ高圧注入ポンプによる代替再循環

運転中の１次冷却材喪失事象時において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（Ｂ高圧注入ポンプによる代替再循環）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナブロー配管に可搬型ホースを接続、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し、原子炉補機冷却水系統を介して、Ｂ高圧注入ポンプの補機冷却水系統へ海水を直

接供給することで、代替補機冷却ができる設計とする。B高圧注入ポンプは、代替補機冷却を用いることで格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環ができ、原子炉格納容器内の冷却と併せて原子炉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、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ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。

(c-1-3) 溶融デブリが原子炉容器に残存する場合に用いる設備

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、原子炉格納容器水張り（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。

(c-1-3-1) 格納容器スプレイ

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。

(c-1-3-2) 代替格納容器スプレイ

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、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受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を経由して給電できる設計とする。

(c-2)　1次冷却材喪失事象が発生していない場合に用いる設備

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、原子炉を冷却し、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（蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水)、蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）及び蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード）を設ける。

(c-2-1)　フロントライン系故障時に用いる設備

(c-2-1-1)　蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）

運転中において余熱除去ポンプ又は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（蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水））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、2次冷却系からの除熱により原子炉を冷却できる設計とする。電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機から給電できる設計とする。

(c-2-1-2)　蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）

運転中において余熱除去ポンプ又は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（蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出））として、主蒸気逃がし弁を開操作することで２次冷却系からの除熱により原子炉を冷却できる設計とする。

(c-2-1-3)　蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード

運転中において余熱除去ポンプ又は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（蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード）として、復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水することで、蒸気発生器２次側からの除熱により原子炉を冷却できる設計とする。電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機から給電できる設計とする。

(c-2-2)　サポート系故障時に用いる設備

(c-2-2-1)　蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

運転中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水））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、２次冷却系からの除熱により原子炉を冷却できる設計とする。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。

(c-2-2-2)　蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）

運転中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出））として、主蒸気逃がし弁を開操作することで２次冷却系からの除熱により原子炉を冷却できる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場で人力による弁の操作ができる設計とする。

(c-2-2-3)　蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード

運転中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード）として、復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水することで、蒸気発生器２次側からの除熱により原子炉を冷却できる設計とする。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。

(c-3)　運転停止中の場合に用いる設備

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、原子炉を冷却し、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（充てんポンプによる炉心注入、Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入、Ｂ格

納容器スプレイポンプによる代替再循環、高圧注入ポンプによる高圧再循環、高圧注入ポンプによる炉心注入、B高圧注入ポンプによる代替再循環、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）、蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）及び蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード）及び可搬型重大事故防止設備（可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入）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に、常設重大事故防止設備（常設電動注入ポンプによる代替炉心注入及びB充てんポンプによる代替炉心注入）を設ける。

(c-3-1)　フロントライン系故障時に用いる設備

(c-3-1-1)　炉心注入

(c-3-1-1-1)　充てんポンプによる炉心注入

運転停止中において余熱除去ポンプ又は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（充てんポンプによる炉心注入）は、「(c-1-1-1-1)　充てんポンプによる炉心注入」と同じである。

(c-3-1-1-2)　高圧注入ポンプによる炉心注入

運転停止中において余熱除去ポンプ又は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）は、「(c-1-1-5-1) 高圧注入ポンプによる炉心注入」と同じである。

(c-3-1-2)　代替炉心注入

(c-3-1-2-1)　B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入

運転停止中において余熱除去ポンプ又は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(B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入)は、「(c-1-1-2-1) B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入」と同じである。

(c-3-1-2-2)　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

運転停止中において余熱除去ポンプ又は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常設重大事故防止設備(常設電動注入ポンプによる代替炉心注入)は、「(c-1-1-2-2)　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。

(c-3-1-2-3)　可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入

運転停止中において余熱除去ポンプ又は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可搬型重大事故防止設備(可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入)は、「(c-1-1-2-3)　可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。

(c-3-1-3)　代替再循環

(c-3-1-3-1)　B格納容器スプレイポンプによる代替再循環

運転停止中において余熱除去ポンプ又は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（B格納容器スプレイポンプによる代替再循環）は、「(c-1-1-3-1)　B格納容器スプレイポンプによる代替再循環」と同じである。

(c-3-1-4)　再循環

(c-3-1-4-1)　高圧注入ポンプによる高圧再循環

運転停止中において余熱除去ポンプ又は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（高圧注入ポンプによる高圧再循環）は、「(c-1-1-4-1) 高圧注入ポンプによる高圧再循環」と同じである。

(c-3-1-5)　蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）

運転停止中において余熱除去ポンプ又は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（蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水））は、「(c-2-1-1)　蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水)」と同じである。

(c-3-1-6)　蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）

運転停止中において余熱除去ポンプ又は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（蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出））は、「(c-2-1-2)　蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出)」と同じである。

(c-3-1-7)　蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード

運転停止中において余熱除去ポンプ又は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（蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード）は、「(c-2-1-3)　蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード」と同じである。

(c-3-2)　サポート系故障時に用いる設備

(c-3-2-1)　代替炉心注入

(c-3-2-1-1)　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（常設電動注入ポンプによる代替炉心注入）は、「(c-1-2-1-1)　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。

(c-3-2-1-2)　Ｂ充てんポンプによる代替炉心注入

運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（Ｂ充てんポンプによる代替炉心注入）は、「(c-1-2-1-2)　Ｂ充てんポンプによる代替炉心注入」と同じである。

(c-3-2-1-3)　可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入

運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の可搬型重大事故防止設備（可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入）は、「(c-1-1-2-3)　可搬型ディーゼル注入ポン

プによる代替炉心注入」と同じである。

(c-3-2-2)　代替再循環

(c-3-2-2-1)　B高圧注入ポンプによる代替再循環

運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（B高圧注入ポンプによる代替再循環）は、「(c-1-2-2-1)　B高圧注入ポンプによる代替再循環」と同じである。

(c-3-2-3)　蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）

運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水））は、「(c-2-2-1)　蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水)」と同じである。

(c-3-2-4)　蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）

運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出））は、「(c-2-2-2)　蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出)」と同じである。

(c-3-2-5)　蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード

運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード）は、「(c-2-2-3)　蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード」と同じである。

(c-4)　溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備

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（高圧注入ポンプによる炉心注入、余熱除去ポンプによる炉心注入、充てんポンプによる炉心注入、B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入、常設電動注入ポンプによる代替炉心注入及びB充てんポンプによる代替炉心注入）を設ける。

(c-4-1)　交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合に用いる設備

(c-4-1-1)　炉心注入

(c-4-1-1-1)　高圧注入ポンプによる炉心注入

重大事故等対処設備（高圧注入ポンプによる炉心注入）は、「(c-1-1-5-1)　高圧注入ポンプによる炉心注入」と同じである。

(c-4-1-1-2)　余熱除去ポンプによる炉心注入

重大事故等対処設備（余熱除去ポンプによる炉心注入）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、低圧注入系統により炉心へ注水できる設計とする。

(c-4-1-1-3)　充てんポンプによる炉心注入

重大事故等対処設備（充てんポンプによる炉心注入）は、「(c-1-1-1-1)　充てんポンプによる炉心注入」と同じである。

(c-4-1-2)　代替炉心注入

(c-4-1-2-1)　B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入

重大事故等対処設備（B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入）は、「(c-1-1-2-1)　B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入」と同じである。

(c-4-1-2-2)　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

重大事故等対処設備（常設電動注入ポンプによる代替炉心注入）は、「(c-1-1-2-2)　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。

(c-4-2)　全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に用いる設備

(c-4-2-1)　代替炉心注入

(c-4-2-1-1)　B充てんポンプによる代替炉心注入

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（B充てんポンプによる代替炉心注入）は、「(c-1-2-1-2)　B充てんポンプによる代替炉心注入」と同じである。

(c-4-2-1-2)　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（常設電動注入ポンプ

による代替炉心注入）は、「(c-1-2-1-1)　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。

ディーゼル発電機、大容量空冷式発電機、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ついては、「ヌ．(2)（ⅳ）　代替電源設備」にて記載する。

常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入は、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高圧注入ポンプによる炉心注入並びに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。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高圧注入ポンプを使用した炉心注入並びに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高圧注入ポンプを使用した再循環並びにB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。

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、高圧注入ポンプ及び余熱除去冷却器と異なる区画に設置し、燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置し、復水タンクは、原子炉周辺建屋内の格納容器再循環サンプ外隔離弁と異なる区画に設置する。これにより、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、格納容器再循環サンプ外隔離弁、余熱除去冷却器及び原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーンと位置的分散を図る設計とする。

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で、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプによる炉心注入並びに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並びにＢ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おいて使用する電動ポンプに対して、多様性を持った駆動源により駆動でき、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。また、海水又は代替淡水源から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高圧注入ポンプを使用した炉心注入並びに燃料取替用水タンクを水源とするＢ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並びに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高圧注入ポンプを使用した再循環並びにＢ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。

可搬型ディーゼル注入ポンプ及び中間受槽は、屋外に分散して保管することで、３号炉の原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、余熱除去冷却器、Ｂ格納容器スプレイポンプ及び常設電動注入ポンプ並びに燃料取替用水タンク建屋内の燃料取替用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並びに原子炉周辺建屋内の格納容器再循環サンプ外隔離弁、ディーゼル発電機及び復水タンク、並びに４号炉の原子炉周辺建屋内の余熱除去ポンプ、

高圧注入ポンプ、燃料取替用水ピット、格納容器再循環サンプ外隔離弁、余熱除去冷却器、ディーゼル発電機、B格納容器スプレイポンプ、常設電動注入ポンプ及び復水ピット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と位置的分散を図る設計とする。

代替炉心注入時においてB充てんポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電することにより、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した炉心注入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。

代替炉心注入時においてB充てんポンプは、安全注入ラインを介さず、化学体積制御系統の充てんラインを用いて炉心に注入できることで、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した炉心注入に対して多重性を持つ設計とする。

また、B充てんポンプの自己冷却は、B充てんポンプ出口配管から分岐した自己冷却ラインによりB充てんポンプを冷却でき、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異なる冷却手段を用いることで多様性を持つ設計とする。

B充てんポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置し、燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置する。これにより、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、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。

常設電動注入ポンプを使用する代替炉心注入配管は、燃料取替用水タンクを水源とする場合は燃料取替用水タンク出口配管の分岐点から安全注入配管との合流点まで、復水タンクを水源とする場合は復水タンクから安全注入配管との合流点までの系統について、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。

可搬型ディーゼル注入ポンプを使用する代替炉心注入配管は、中間受槽から安全注入配管との合流点までの系統について、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。

Ｂ充てんポンプを使用する代替炉心注入配管は、Ｂ充てんポンプから１次冷却設備までの系統について、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。

これらの多様性及び系統の独立並びに位置的分散によって、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用する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。

［常設重大事故等対処設備］

充てんポンプ

（「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」、「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　　3（代替炉心注入時はB号機のみ使用）

容　　量　　約 45m^3／h（1台当たり）

揚　　程　　約 1,770m

燃料取替用水タンク（ホ.（3）（ⅱ）a.（a）他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 2,100m^3

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」、「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B号機のみ使用）

容　　量　　約 1,200m^3／h（1台当たり）

揚　　程　　約 175m

格納容器スプレイ冷却器

（「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」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（代替炉心注入及び代替再循環時はB号機のみ使用）

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)（ⅱ）他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 1,200m^3

格納容器再循環サンプ

（「高圧注入系」、「低圧注入系」、「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スクリーン

（「高圧注入系」、「低圧注入系」、「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）

容　　量　　約2,540m^3／h（１基当たり）

基　　数　　2

高圧注入ポンプ（ホ．(3)（ⅱ）a．(a) 他と兼用）

台　　数　　２（代替再循環時はＢ号機のみ使用）

容　　量　　約 320m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 960m

余熱除去ポンプ（ホ．(3)（ⅱ）a.（b）他と兼用）

台　　数　　２

容　　量　　約 680m^3／h（１台当たり）（余熱除去運転時）

約 1,020m^3／h（１台当たり）（安全注入時及び再循環時）

揚　　程　　約 107m（余熱除去運転時）

約 91m（安全注入時及び再循環時）

電動補助給水ポンプ（ホ．(2)（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　２

容　　量　　約 140m^3／h（１台当たり）

タービン動補助給水ポンプ（ホ．(2)（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　１

容　　量　　約 250m^3／h

蒸気発生器（ホ．(1)（ⅱ）他と兼用）

型　　式　　たて置Ｕ字管式熱交換器型

基　　数　　４

主蒸気逃がし弁（ホ．(2)（ⅱ）他と兼用）

型　　式　　空気作動式

個　　数　　４

容　　量　　約 177t／h（１個当たり）

［可搬型重大事故等対処設備］

可搬型ディーゼル注入ポンプ（３号及び４号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）他と兼用）

台　　数	２※１
	４※１
容　　量	約 150m^3／h（１台当たり）
	約 150m^3／h（１台当たり）
揚　　程	約 470m
	約 300m

※１　保有台数を示す。組み合わせて必要台数は４台（予備２台）とする。

中間受槽（３号及び４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（３号及び４号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）他と兼用）

台　　数	４※２
容　　量	約1,320m^3／h（１台当たり）
揚　　程	約140m

※２　保有台数を示す。必要台数は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

(ⅰ) 化学体積制御設備

1次冷却設備の1次冷却材保有量の調整、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、ポンプ、タンク、脱塩塔等を有する化学体積制御設備を設ける。

(ⅱ) 余熱除去設備

原子炉停止時、原子炉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（ホ.(3)（ⅱ）a.(b) 他と兼用）

台　数	2
容　量	約680m^3／h（1台当たり）
揚　程	約107m

b. 余熱除去冷却器（ホ.(3)（ⅱ）b.(a) 他と兼用）

基　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、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のに十分な伝熱容量を持たせた設計とする。

(a) 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 1,700m^3／h（1台当たり）

揚　　程　　約 55m

(b) 原子炉補機冷却水冷却器

(「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　　2

(c) 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。

原子炉補機冷却海水設備は、海水ポンプ等で構成し、原子炉補機冷却水冷却器を介する熱交換により伝達された熱を最終的な熱の逃がし場である海に輸送する設計とする。

(a) 海水ポンプ

(「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」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 2,600m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 49m

（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（注水）及び蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出））及び重大事故等対処設備（移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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及び代替補機冷却）を設ける。

a.　フロントライン系故障時に用いる設備

（a）　蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ又は原子炉補機冷却水冷却器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（注水））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及び電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、２次冷却系からの除熱により、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。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。

(b)　蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）

海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ又は原子炉補機冷却水冷却器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（蒸気放出））として、主蒸気逃がし弁は、現場での人力による操作ができることで、２次冷却系からの除熱により、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。

(c)　移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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

海水ポンプ又は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（移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナブロー配管に可搬型ホースを接続、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し、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り付けられた検出器に接続し、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。

(d)　代替補機冷却

海水ポンプ又は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海水ストレーナブロー配管に可搬型ホースを接続、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、Ｂ高圧注入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。

b.　サポート系故障時に用いる設備

(a)　蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）

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（注水））は、「a.（a）蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水)」と同じである。

(b)　蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）

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（蒸気放出））は、「a.（b）　蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出)」と同じである。

(c)　移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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

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（移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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）は、「a.（c） 移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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」と同じである。

（d） 代替補機冷却

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）は、「a.（d） 代替補機冷却」と同じである。

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。

蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用するタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁は、最終ヒートシンクへの熱の輸送で使用する海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却水冷却器に対して、多様性を持つ設計とする。

タービン動補助給水ポンプは、蒸気駆動とすることにより、海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ及びディーゼル発電機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。

電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電できる設計とすることにより、海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ及びディーゼル発電機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。

主蒸気逃がし弁は、ハンドルを設けて人力操作とすることに

より、海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ及びディーゼル発電機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。

タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁は、原子炉周辺建屋内のディーゼル発電機と異なる区画に設置し、蒸気発生器は、原子炉格納容器内に設置する。これにより、ディーゼル発電機並びに屋外の海水ポンプ並びに原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却水冷却器と位置的分散を図る設計とする。

蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用する重大事故防止設備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、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器及びディーゼル発電機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。

［常設重大事故等対処設備］

タービン動補助給水ポンプ（ホ．(2)(ⅱ)他と兼用）

台　　数　　1

容　　量　　約 250m^3／h

電動補助給水ポンプ（ホ．(2)(ⅱ)他と兼用）

台　　数　　2

容　　量　　約 140m^3／h（１台当たり）

復水タンク（ホ．(2)(ⅱ)他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 1,200m^3

蒸気発生器（ホ.（1）（ⅱ）他と兼用）

型　　式　　たて置U字管式熱交換器型

基　　数　　4

主蒸気逃がし弁（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

型　　式　　空気作動式

個　　数　　4

容　　量　　約 177t／h（1個当たり）

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「原子炉格納容器換気設備」と兼用）

型　　式　　原子炉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はA、B号機のみ使用）

[可搬型重大事故等対処設備]

移動式大容量ポンプ車（3号及び4号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　4※1

容　　量　　約1,320m^3／h（1台当たり）

揚　　程　　約140m

※1　保有台数を示す。必要台数は2台（予備1台）とする。

（ｖ）　１次冷却材中のよう素１３１の放射能濃度

通常出力運転時の１次冷却材中のよう素１３１の放射能濃度を1.7μＣｉ／cm^3以下とする。

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	γ線補償型電離箱	２チャンネル
出　力　領　域	γ線非補償型電離箱	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測制御のため、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を計測する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（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」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。

当該パラメータを推定するために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」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び常用代替監視パラメータ）とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、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）を明確にする。

a. 監視機能喪失時に使用する設備

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。

重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器（以下「原子炉容器」という。）内の温度、圧力及び水位並びに原子炉容器、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」の計器故障又は計器故障が疑われる場合の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障又は計器故障が疑われる場合に、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、他チャンネル又は他ループの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要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。

b. 計器電源喪失時に使用する設備

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、重要監視パラメータ及び重要代替監視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（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用）及び可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）（以下「可搬型計測器」という。）により計測できる設計とする。

可搬型計測器による計測においては、計測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つの適切なチャンネルを選定し計測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計測又は監視するものとする。

c. パラメータ記録時に使用する設備

原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、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監視パラメータ及び重要代替監視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 4」方式等の回路を形成し、原子炉停止回路及びその他の主要な安全保護回路（工学的安全施設作動回路）で構成される。

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（中性子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

・タービントリップ

・蒸気発生器水位低

・地震加速度高

なお、手動操作で発電用原子炉をトリップさせることができる。

（ⅱ） その他の主要な安全保護回路の種類

その他の主要な安全保護回路として、次の工学的安全施設作動回路を設ける。

a. 原子炉圧力低、主蒸気ライン圧力低、原子炉格納容器圧力高のいずれかの信号による非常用炉心冷却設備の起動。

b. 原子炉格納容器圧力異常高信号による原子炉格納容器スプレイ設備の起動。

c. 原子炉格納容器圧力異常高、主蒸気ライン圧力低、主蒸気ライン圧力減少率高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖。

d. 非常用炉心冷却設備作動又は原子炉格納容器スプレイ作動のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の主要な原子炉格納容器隔離弁の閉鎖。

なお、上記動作を手動で行うことができる。

（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、高温出力状態で減速材温度係数を負にし、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。

a. 制御棒クラスタ

(a) 個　　数　　53

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

1つの制御棒クラスタは、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挿入する。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. ほう素濃度調整

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、低温停止等のように速度の遅い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

サイクル初期	2,100ppm以下
サイクル末期	約10ppm

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	1,830
取替炉心	1,830以下

(b) 吸収材の種類

ほ　う　素

(c) 構　　造

バーナブルポイズンは、ほう素を耐食性の被覆管に充てんしたバーナブルポイズン棒をクラスタ状にしたもので、制御棒クラスタが入っていない燃料集合体の制御棒案内シンブルに挿入する構造とする。

(ⅱ) 制御材駆動設備の個数及び構造

a. 制御棒駆動装置

(a) 個　　数　　57

(b) 構　　造

駆動装置は、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) 挿入時間及び駆動速度

最大挿入時間（ﾄﾘｯﾌﾟ時、全ｽﾄﾛｰｸの85％挿入までの時間）

2.2秒

通常挿入・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フィードアンドブリード方式

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、化学体積制御設備の一部を使用することにより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 120m^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. 充てんポンプ（ホ.（3）（ⅱ）b.（c）他と兼用）

台　　数　　3

容　　量　　約 45m^3／h（１台当たり）

（ⅲ） 反応度制御能力

非常用制御設備は、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設計とする。

停止時実効増倍率　　0.99以下

負の反応度添加速度　　0.00017(△Ｋ／Ｋ)／min以上

（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移行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、原子炉出力抑制（自動）、原子炉出力抑制（手動）及びほう酸水注入）を設ける。

a. フロントライン系故障時に用いる設備

（a） 手動による原子炉緊急停止

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、原子炉安全保護計装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。

(b) 原子炉出力抑制（自動）

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、原子炉安全保護計装盤又は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（自動））として、多様化自動作動設備は、発信する作動信号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は、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作動により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。

(c) 原子炉出力抑制（手動）

多様化自動作動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作動しなかった場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制（手動））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作動により１次冷却系統の過圧を防止できる設計とする。

(d)　ほう酸水注入

制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器又は原子炉安全保護計装盤の故障等により原子炉トリップに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、緊急ほう酸注入弁を介して充てん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］

原子炉トリップスイッチ

個　　数　　2

多様化自動作動設備

個　　数　　1

主蒸気隔離弁（ホ.(2)(ⅱ)と兼用）

型　　式　　スウィングディスク式

個　　数　　4

電動補助給水ポンプ（ホ.(2)(ⅱ)他と兼用）

台　　数　　2

容　　量　　約140m^3／h（１台当たり）

タービン動補助給水ポンプ（ホ．(2)（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　１

容　　量　　約250m^3／h

復水タンク（ホ．(2)（ⅱ）他と兼用）

基　　数　　１

容　　量　　約1,200m^3

蒸気発生器（ホ．(1)（ⅱ）他と兼用）

型　　式　　たて置Ｕ字管式熱交換器型

基　　数　　４

主蒸気逃がし弁（ホ．(2)（ⅱ）他と兼用）

型　　式　　空気作動式

個　　数　　４

容　　量　　約177t／h（１個当たり）

主蒸気安全弁（ホ．(2)（ⅱ）と兼用）

型　　式　　ばね式

個　　数　　20

加圧器逃がし弁（ホ．(1)（ⅱ）他と兼用）

型　　式　　空気作動式

個　　数　　２

加圧器安全弁（ホ．(1)（ⅱ）と兼用）

型　　式　　ばね式（背圧補償型）

個　　数　　３

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）

緊急ほう酸注入弁

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120m^3（１基当たり）

充てんポンプ（ホ.（3）（ⅱ）b.（c）他と兼用）

台　　数　　3

容　　量　　約45m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約1,770m

燃料取替用水タンク（ホ.（3）（ⅱ）a.（a）他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約2,100m^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その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

以下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（３号及び４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、気象観測装置及び公的機関から気象情報を入手できる設備等を設置し、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、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、運転員が過度の放射線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。その他、運転員その他従事者が中央制御室にとどまるため、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。さらに、中央制御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。

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や、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などで、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、重大事故等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（中央制御室空調装置による居住性の確保並びに中央制御室の照明による居住性の確保並びに中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定）を設ける。

重大事故等対処設備（中央制御室空調装置による居住性の確保）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、運転員を過度の放射線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を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。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。

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。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは、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。

重大事故等対処設備（中央制御室の照明による居住性の確保）として、重大事故等時において、中央制御室の照明は、可搬型照明（SA）により確保できる設計とする。可搬型照明（SA）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。

重大事故等対処設備（中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定）として、重大事故等時において、可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御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。

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とともに、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。可搬型照明（SA）

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。

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部へ漏えいする放射性物質等を含む気体を吸引し、アニュラス空気浄化フィルタユニットにて放射性物質を低減して排出することにより、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。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。

中央制御室遮へいは、「チ．（1）（iii）遮へい設備」にて記載する。

中央制御室空調装置は、「チ．（1）（iv）換気設備」にて記載する。

アニュラス空気浄化設備は、「リ．（4）（ii）アニュラス空気浄化設備」にて記載する。

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。

中央制御室（中央制御室遮へい含む）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、３号炉及び４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。

中央制御室空調装置は、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の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、３号炉及び４号炉で共用する設計とする。

３号炉及び４号炉それぞれの中央制御室空調装置は、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。

［可搬型重大事故等対処設備］

可搬型照明（SA）（３号及び４号炉共用）

個　　数　　８（予備２）

酸素濃度計（３号及び４号炉共用）

個　　数　　１（予備２）

二酸化炭素濃度計（３号及び４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。

（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（３号及び４号炉共用）

（ｉ）　構　　造

気体廃棄物の主な発生源は、１次冷却設備から発生する放射性廃ガス等である。

気体廃棄物廃棄設備は、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、ガスサージタンク、活性炭式希ガスホールドアップ装置等から構成し、排気は、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒の排気口から放出する。

（ⅱ）　廃棄物の処理能力

活性炭式希ガスホールドアップ装置は、少なくとも、キセノンを 45 日間、クリプトンを 61 時間保持できる。

（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55ｍ（標高約66ｍ）

(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（３号及び４号炉共用）、廃液処理系（３号及び４号炉共用）及び洗浄排水処理系（１号、２号、３号及び４号炉共用、一部既設）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. 廃液処理系は、廃液貯蔵タンク、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。

c. 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

排水口は八田浦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、濃縮廃液等のセメント固化装置（1

号、２号、３号及び４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、２号、３号及び４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、２号、３号及び４号炉共用）及び燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備（１号、２号、３号及び４号炉共用)、雑固体溶融処理設備（１号、２号、３号及び４号炉共用)、使用済樹脂貯蔵タンク（１号、２号、３号及び４号炉共用)、固体廃棄物貯蔵庫（１号、２号、３号及び４号炉共用)、蒸気発生器保管庫（１号、２号及び３号炉共用、既設）等で構成する。

濃縮廃液等は固化材（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、焼却処理又は溶融処理後、ドラム詰め等を行うか、固化材（セメント）とともにドラム詰めを行うか又は固型化材（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か又は固化材（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、溶融、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に貯蔵保管する。

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４基等、１号炉、２号炉及び３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３基等並びに１号炉及び２号炉の炉内構造物の取替えに伴い取り外した炉内構造物２基等は、所要の遮へい設計を行った発電所内の蒸気発生器保管庫に貯蔵保管する。

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 230m^3 である。

固体廃棄物貯蔵庫は、200ℓドラム缶約 49,000 本相当を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。

蒸気発生器保管庫は、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４基等、１号炉、２号炉及び３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３基等並びに１号炉及び２号炉の炉内構造物の取替えに伴い取り外した炉内構造物２基等を十分貯蔵保管する能力がある。

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、プロセスモニタリング設備（一部３号及び４号炉共用）、エリアモニタリング設備（一部３号及び４号炉共用）及び放射線サーベイ設備（３号及び４号炉共用）を設ける。

プロセスモニタリング設備及びエリア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代替緊急時対策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（低レンジ）（３号及び４号炉共用）、使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）（３号及び４号炉共用）及び使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）（３号及び４号炉共用）の計測装置については、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（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）を設置する。

さらに、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（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に確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定する代替緊急時対策所エリアモニタ（３号及び４号炉共用）又は緊急時対策所エリアモニタ（３号及び４号炉共用）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。

プロセスモニタリング設備（一部３号及び４号炉共用）

一式

エリアモニタリング設備（一部３号及び４号炉共用） 一式

放射線サーベイ設備（３号及び４号炉共用） 一式

格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）

（「計測制御系統施設」及び「放射線監視設備」と兼用）

個　数　2

格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）

（「計測制御系統施設」及び「放射線監視設備」と兼用）

個　数　2

格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタ（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］

使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）（３号及び４号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）と兼用）

個　　数　　２（予備２）

使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）（３号及び４号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）と兼用）

個　　数　　２（予備１）※7

※７　検出器の数を示す。計測装置の必要数は２個（予備２個）とする。

使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）（３号及び４号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）と兼用）

個　　数　　２（予備１）※8

※８　検出器の数を示す。計測装置の必要数は２個（予備２個）とする。

代替緊急時対策所エリアモニタ（３号及び４号炉共用）

（「放射線監視設備」及び「緊急時対策所」と兼用）

代替緊急時対策所エリアモニタは緊急時対策所（緊急時対策棟内）の設置をもって廃止する。

個　　数　　１（予備１）

緊急時対策所エリアモニタ（３号及び４号炉共用）
（「放射線監視設備」及び「緊急時対策所」と兼用）
個　　数　　１（予備１）

（ⅱ）　放射線管理関係設備（３号及び４号炉共用、一部１号及び２号炉共用）

管理区域への出入管理、汚染の管理、放射線分析業務、個人被ばくの管理等を行うため、出入管理設備、汚染管理設備、試料分析関係設備及び個人管理関係設備を設ける。

（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（３号及び４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放射線被ばくを受けないよう施設する。また、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、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を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。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（中央制御室遮へい含む）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、３号炉及び４号炉で共用する設計とする。

［常設重大事故等対処設備］

中央制御室遮へい（３号及び４号炉共用）

（「遮へい設備」及び「中央制御室」と兼用）　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

緊急時対策所遮へい（代替緊急時対策所）及び緊急時対策所遮へい（緊急時対策棟内）は、重大事故等が発生した場合において、代替緊急時対策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代替緊急時対策所及び緊急時対策所（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。

［常設重大事故等対処設備］

（a）代替緊急時対策所

以下の設備は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の設置をもって廃止する。

緊急時対策所遮へい（代替緊急時対策所）（３号及び４号炉共用）

（「遮へい設備」及び「緊急時対策所」と兼用）

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（緊急時対策棟内）（３号及び４号炉共用）

（「遮へい設備」及び「緊急時対策所」と兼用）

一式

（ⅳ） 換気設備

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等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

中央制御室等の換気及び冷暖房を行うための中央制御室空調装置（３号及び４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、運転員を過度の放射線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等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対し、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替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、運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。

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。

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。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは、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。

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。

中央制御室空調装置は、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の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、3号炉及び4号炉で共用する設計とする。

3号炉及び4号炉それぞれの中央制御室空調装置は、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。

[常設重大事故等対処設備]

中央制御室非常用循環ファン（3号及び4号炉共用、既設）

（「中央制御室」及び「換気設備」と兼用）

台　　数　　4

容　　量　　約 110m^3／min（1台当たり）

中央制御室空調ファン（3号及び4号炉共用、既設）

（「中央制御室」及び「換気設備」と兼用）

台　　数　　4

容　　量　　約 500m^3／min（１台当たり）

中央制御室循環ファン（３号及び４号炉共用、既設）

（「中央制御室」及び「換気設備」と兼用）

台　　数　　４

容　　量　　約 500m^3／min（１台当たり）

中央制御室非常用循環フィルタユニット（３号及び４号炉共用、既設）

（「中央制御室」及び「換気設備」と兼用）

型　　式　　電気加熱コイル、微粒子フィルタ及びよう素フィルタ内蔵型

基　　数　　２

容　　量　　約 110m^3／min（１基当たり）

よう素除去効率　　95％以上

粒子除去効率　　99％以上（0.7μｍ粒子）

中央制御室空調ユニット（３号及び４号炉共用、既設）

（「中央制御室」及び「換気設備」と兼用）

型　　式　　粗フィルタ及び冷水冷却コイル内蔵型

基　　数　　４

容　　量　　約 500m^3／min（１基当たり）

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

代替緊急時対策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、代替緊急時対策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、代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の気密性並びに緊急時対策所遮へい（代替緊急時対策所）及び緊急時対策所遮へい（緊急時対策棟内）の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である代替緊急時対策所及び緊急時対策所（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、換気設計に当たっては、代替緊急時対策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。また、代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）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。

代替緊急時対策所の緊急時対策所換気設備として、代替緊急時対策所空気浄化ファン、代替緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び代替緊急時対策所加圧設備を保管する設計とする。

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。

［常設重大事故等対処設備］

緊急時対策所非常用空気浄化ファン（３号及び４号炉共用）

（「換気設備」及び「緊急時対策所」と兼用）

台　　数　　２

容　　量　　約 100m^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（３号及び４号炉共用）

（「換気設備」及び「緊急時対策所」と兼用）

型　　式　　微粒子フィルタ／よう素フィルタ

基　　数　　２

容　　量　　約 100m^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（有機よう素）、99％以上（無機よう素）

総合除去効率　　99.99％以上（0.7μm粒子）／99.75％以上（有機よう素）、99.99％以上（無機よう素）

［可搬型重大事故等対処設備］

(a) 代替緊急時対策所

以下の設備は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の設置をもって廃止する。

代替緊急時対策所空気浄化ファン（３号及び４号炉共用）

（「換気設備」及び「緊急時対策所」と兼用）

台　　数　　１（予備２）

容　　量　　約 25m^3／min（１台当たり）

代替緊急時対策所空気浄化フィルタユニット（３号及び４号炉共用）

（「換気設備」及び「緊急時対策所」と兼用）

型　　式　　微粒子フィルタ／よう素フィルタ

基　　数　　１（予備２）

容　　量　　約 25m^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（有機よう素）、99％以上（無機よう素）

総合除去効率　　99.99％以上（0.7μm 粒子）／99.75％以上（有機よう素）、99.99％以上（無機よう素）

代替緊急時対策所加圧設備（３号及び４号炉共用）

（「換気設備」及び「緊急時対策所」と兼用）

型　　式　　空気ボンベ

個　　数　　一式

(b) 緊急時対策所（緊急時対策棟内）

緊急時対策所加圧設備（３号及び４号炉共用）

（「換気設備」及び「緊急時対策所」と兼用）

型　　式　　空気ボンベ

個　　数　　一式

c. 補助建屋換気空調設備（一部３、４号炉共用）

補助建屋換気空調設備は、一般補機室、安全補機室等に外気を供給し、その排気をフィルタユニットを通して排気筒から放出する。

なお、中央制御室空調装置は、中央制御室の換気及び冷暖房を行い、事故時には外気から遮断し、中央制御室内空気を再循環、浄化する。

(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、排気用モニタ、排水用モニタ（３号及び４号炉共用）、気象観測設備（１号、２号、３号及び４号炉共用）、固定モニタリング設備（１号、２号、３号及び４号炉共用）、モニタリングカー（１号、２号、３号及び４号炉共用）、環境試料の分析装置及び放射能測定装置（１号、２号、３号及び４号炉共用）を設ける。

排気用モニタ、排水用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（１号、２号、３号及び４号炉共用）及びモニタリングポスト（１号、２号、３号及び４号炉共用）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代替緊急時対策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、専用の無停電電源装置を有し、電源切替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代替緊急時対策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（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の設備として、以下の常設モニタリング設備（モニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定）、可搬型代替モニタリング設備（可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定）、モニタリング設備（可搬型エリアモニタによる放射線量の測定、可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の代替測定、可搬型放射線計測器等による

空気中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定及び海上モニタリング測定）を設ける。

常設モニタリング設備（モニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定）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とともに、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、可搬型代替モニタリング設備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にその機能を代替する可搬型代替モニタリング設備（可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定）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とともに、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設計とする。

可搬型モニタリングポストの指示値は、無線により伝送し、代替緊急時対策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。

モニタリング設備（可搬型エリアモニタによる放射線量の測定）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、発電用原子炉施設から放出される放射線量を、原子炉格納容器を囲む８方位において、監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるとともに、測定が可能な個数を保管する設計とする。可搬型エリアモニタの指示値は、無線により伝送し、代替緊急時対策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にその機能を代替するモニタリング設備（可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の代替測定）として、可搬型放射線計測器及び可搬型ダストサンプラは、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とともに、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設計とする。

モニタリング設備（可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定及び海上モニタリング測定）として、可搬型放射線計測器及び可搬型ダストサンプラは、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（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とともに、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射性物質の濃度及び放射線量の測定が可能な個数を保管する設計とする。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（可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定）を設ける。

気象観測設備が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備（可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定）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とともに、気象観測設備を代替し得る十分な個数を保管する設計とする。可搬型気象観測装置の指示値は、無線により伝送し、代替緊急時対策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については、「ヌ．(2) (ⅳ) 代替電源設備」にて記載する。

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

故等時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、３号炉及び４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。

なお、モニタリングステーション及びモニタリングポストは、重大事故等時の放射線量を測定する場合のみ３号炉及び４号炉共用とする。

排気用モニタ　一式

排水用モニタ（３号及び４号炉共用）　一式

気象観測設備（１号、２号、３号及び４号炉共用）　一式

固定モニタリング設備（１号、２号、３号及び４号炉共用）　一式

モニタリングカー（１号、２号、３号及び４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、２号、３号及び４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、２号、３号及び４号炉共用、重大事故等時のみ３号及び４号炉共用）

台　数　3

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］

可搬型モニタリングポスト（３号及び４号炉共用）

個　　数　　3（予備1）

可搬型エリアモニタ（3号及び4号炉共用）

（「放射線管理施設」及び「緊急時対策所」と兼用）

個　　数　　8（予備1）

可搬型放射線計測器（3号及び4号炉共用）　　一式

可搬型ダストサンプラ（3号及び4号炉共用）

個　　数　　2（予備1）

小型船舶（3号及び4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（3号及び4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、アニュラス部等から構成し、原子炉周辺建屋の基礎を介して岩盤に支持させる。原子炉格納容器と原子炉周辺棟との間の格納容器貫通部を含む周辺区画は、密閉構造のアニュラス部を構成する。

原子炉格納容器は、プレストレストコンクリート造とし、その内面には気密性を確保するための鋼製ライニングを設ける。

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を採用する。

格納容器バウンダリは、非延性破壊を防止するため通商産業省令等に基づき最低使用温度（-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。

原子炉格納容器

型　　式　上部半球円筒型プレストレストコンクリート造

寸　　法

内　　径	約 43m
円筒部壁厚	約1.3m
ドーム部壁厚	約1.1m
内　　高	約 65m
鋼製ライニング厚	約6.4mm

材　　料　炭素鋼及びプレストレストコンクリート

主要貫通部　配管貫通部、ダクト貫通部、電線貫通部、機器搬入口、エアロック

(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

最高使用圧力	0.392MPa［gage］
最高使用温度	144℃
漏えい率	原子炉格納容器内空気重量の0.1%／d以下（常温、空気、最高使用圧力の0.9倍の圧力において）

原子炉格納容器は、重大事故等時において、設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度を超えることが想定されるが、重大事故等時においては設計基準対象施設としての最高使用圧力の２倍の圧力及び200℃の温度以下で閉じ込め機能を損なわない設計とする。

(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1,200m^3／h（１台当たり）
揚　　程	約175m

b.　格納容器スプレイ冷却器（ホ.（3）（ⅱ）b.（c）他と兼用）

基　　数	2

c.　燃料取替用水タンク（ホ.（3）（ⅱ）a.（a）他と兼用）

基　　数	1

容　　量　　約2,100m^3

（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)　炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備

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（Ａ、Ｂ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、代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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）を設ける。

(a-1)　フロントライン系故障時に用いる設備

(a-1-1)　Ａ、Ｂ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

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、燃料取替用水タンク又は格納容器スプレイ冷却器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（Ａ、Ｂ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）として、Ａ、Ｂ海水ポンプを用いてＡ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り付けられた検出器に接続し、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。

(a-1-2)　代替格納容器スプレイ

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、燃料取替用水タンク又は格納容器スプレイ冷却器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水を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受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を経由して給電できる設計とする。

(a-2)　サポート系故障時に用いる設備

(a-2-1)　移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナブロー配管に可搬型ホースを接続、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し、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り付けられた検出器に接続し、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。

(a-2-2)　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水を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受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を経由して給電できる設計とする。

(b) 格納容器破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備

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（A、B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、代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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）を設ける。

(b-1) フロントライン系故障時に用いる設備

(b-1-1) A、B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

1次冷却材喪失事象時に格納容器スプレイポンプ又は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（A、B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）として、A、B海水ポン

プを用いてＡ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り付けられた検出器に接続し、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-1-2)　代替格納容器スプレイ

１次冷却材喪失事象時に格納容器スプレイポンプ又は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）は、「(a-1-2)　代替格納容器スプレイ」と同じである。

(b-2)　サポート系故障時に用いる設備

(b-2-1)　移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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

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の重大事故等対処設備（移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナブロー配管に可搬型ホースを接続、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し、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り付けられた検出器に接続し、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-2-2)　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の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）は、「(a-2-2)　代替格納容器スプレイ」と同じである。

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。

大容量空冷式発電機、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ついては、「ヌ．(2)（ⅳ） 代替電源設備」にて記載する。

Ａ、Ｂ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は、原理の異なる冷却、減圧手段を用いることで、格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク又は格納容器スプレイ冷却器を使用した格納容器スプレイ及び格納容器スプレイ再循環に対して多様性を持つ設計とする。

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原子炉補機冷却水冷却器及び原子炉補機冷却水サージタンクは、原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器と異なる区画に設置し、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及び格納容器スプレイ冷却器と異なる区画に保管し、Ａ、Ｂ海水ポンプは、屋外に設置する。これにより、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器及び燃料取替用水タンク建屋内の燃料取替用水タンクと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、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格納容器スプレイ及び格納容器スプレイ再循環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及び格納容器スプレイ冷却器と異なる区画に設置し、復水タンクは、原子炉周辺建屋内に設置する。これにより、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器及び燃料取替用水タンク建屋内の燃料取替用水タンクと位置的分散を図る設計とする。

移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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は、移動式大容量ポンプ車の駆動源を空冷式のディーゼル駆動とすることで、電動の原子炉補機冷却水ポンプ及び海水ポンプに対して、多様性を持つ設計とする。また、原子炉補機冷却水ポンプ及び海水ポンプの電源であるディーゼル発電機に対して、多様性を持つ設計とする。

移動式大容量ポンプ車は、３号炉及び４号炉の原子炉周辺建屋内のディーゼル発電機と離れた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。

常設電動注入ポンプを使用する代替格納容器スプレイ配管は、燃料取替用水タンクを水源とする場合は燃料取替用水タンク出口配管の分岐点から格納容器スプレイ配管との合流点まで、復水タンクを水源とする場合は復水タンク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する系統に対して独立した設計とする。

Ａ、Ｂ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及び移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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する系統に対して独立した設計とする。

これらの多様性及び系統の独立並びに位置的分散によって、格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、格納容器スプレイ冷却器、原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポンプ及びディーゼル発電機を使用する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。

[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	原子炉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はA、B号機のみ使用）

原子炉補機冷却水ポンプ（ホ.(4)(ⅲ) a.他と兼用）

台　　数	2（格納容器内自然対流冷却時はA、B号機のみ使用）
容　　量	約 1,700m^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) a.他と兼用）

基　　数	1（格納容器内自然対流冷却時はA号機のみ使用）

原子炉補機冷却水サージタンク（ホ.(4)(ⅲ) a.他と兼用）

基　　数	1

海水ポンプ（ホ.(4)(ⅲ) b.他と兼用）

台　　数　　２（格納容器内自然対流冷却時はＡ、Ｂ号機のみ使用）

容　　量　　約 2,600m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 49m

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 2,100m^3

復水タンク（ホ.（2）（ⅱ）他と兼用）

基　　数　　１

容　　量　　約 1,200m^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）

（「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　　６（予備１）

容　　量　　約 20.1ℓ（１個当たり）

移動式大容量ポンプ車（３号及び４号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　４※1

容　　量　　約1,320m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約140m

※１　保有台数を示す。必要台数は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、Ａ、Ｂ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、代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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）を設ける。

(a)　交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合に用いる設備

(a-1)　格納容器スプレイ

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原子炉格納容器内に水を噴霧できる設計とする。

(a-2)　Ａ、Ｂ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

重大事故等対処設備（Ａ、Ｂ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）として、Ａ、Ｂ海水ポンプを用いてＡ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り付けられた検出器に接続し、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。

（a-3） 代替格納容器スプレイ

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水を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受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を経由して給電できる設計とする。

（b） 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に用いる設備

(b-1)　移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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

全交流動力電源又は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（移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナブロー配管に可搬型ホースを接続、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し、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り付けられた検出器に接続し、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-2)　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水を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受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を経由して給電できる設計とする。

大容量空冷式発電機、重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤については、「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］

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 1,200m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 175m

燃料取替用水タンク（ホ．(3)（ⅱ）a.（a）他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 2,100m^3

格納容器再循環ユニット（ホ．(4)（ⅳ）他と兼用）

型　　式　　原子炉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はＡ、Ｂ号機のみ使用）

原子炉補機冷却水ポンプ（ホ．(4)（ⅲ）a.他と兼用）

型　　式　　うず巻式

台　　数　　２（格納容器内自然対流冷却時はＡ、Ｂ号機のみ使用）

容　　量　　約 1,700m^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）a.他と兼用）

基　　数　　1（格納容器内自然対流冷却時はＡ号

機のみ使用）

原子炉補機冷却水サージタンク（ホ.（4）（iii）a.他と兼用）

基　　数　　1

海水ポンプ（ホ.（4）（iii）b.他と兼用）

台　　数　　2（格納容器内自然対流冷却時はA、B号機のみ使用）

容　　量　　約2,600m^3／h（1台当たり）

揚　　程　　約49m

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）（ii）他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約1,200m^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　　6（予備1）

容　　量　　約20.1ℓ（1個当たり）

移動式大容量ポンプ車（3号及び4号炉共用）

（ニ.（3）（ii）他と兼用）

台　　数　　4※1

容　　量　　約1,320m^3／h（1台当たり）

揚　　程　　約140m

※１　保有台数を示す。必要台数は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。

(a)　原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に用いる設備

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。

(a-1)　交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合に用いる設備

(a-1-1)　格納容器スプレイ

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原子炉格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ原子炉格納容器最下階フロアまで流下し、さらに連通穴を経

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。

(a-1-2)　代替格納容器スプレイ

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原子炉格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ原子炉格納容器最下階フロアまで流下し、さらに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、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受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を経由して給電できる設計とする。

(a-2)　全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に用いる設備

(a-2-1)　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た場合を想定した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原子炉格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ原子炉格納容器最下階フロアまで流下し、さらに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、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受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を経由して給電できる設計とする。

(b) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備

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（高圧注入ポンプによる炉心注入、余熱除去ポンプによる炉心注入、充てんポンプによる炉心注入、B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入、常設電動注入ポンプによる代替炉心注入及びB充てんポンプによる代替炉心注入）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。

大容量空冷式発電機、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ついては、「ヌ．(2)（ⅳ） 代替電源設備」にて記載する。

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代替格納容器スプレイは、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格納容器スプレイ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、復水タンクは原子炉周辺建屋内に設置する。これにより、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンク建屋内の燃料取替用水タンクと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する代替格納容器スプレイ配管と格納容器スプレイポンプを使用する格納容器スプレイ配管は、燃料取替用水タンクを水源とする場合は燃料取替用水タンク出口配管との分岐点から格納容器スプレイ配管との合流点まで、復水タンクを水源とする場合は復水タンク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、互いに独立した設計と

する。

これらの多様性及び系統の独立並びに位置的分散によって、互いに重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

２箇所の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。

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。

［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 1,200m^3／h（１台当たり）
揚　　程	約 175m

燃料取替用水タンク（ホ．(3)(ⅱ) a.(a) 他と兼用）

基　　数	1
容　　量	約 2,100m^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)(ⅱ) 他と兼用）

基　　数	1
容　　量	約 1,200m^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水素爆発による破

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。

(a) 水素濃度低減に用いる設備

(a-1) 水素濃度低減

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（静的触媒式水素再結合装置による水素濃度低減及び電気式水素燃焼装置による水素濃度低減）を設ける。

(a-1-1) 静的触媒式水素再結合装置による水素濃度低減

水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合装置による水素濃度低減）として、静的触媒式水素再結合装置は、ジルコニウム－水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。また、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作動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。

(a-1-2) 電気式水素燃焼装置による水素濃度低減

水素濃度制御設備（電気式水素燃焼装置による水素濃

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作動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。

(a-2)　可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視

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（可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視）を設ける。

監視設備（可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視）として、可搬型格納容器水素濃度計測装置及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置は、事故時試料採取設備に接続することで、格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器により冷却し、格納容器雰囲気ガスサンプル湿分分離器にて湿分を低減し、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。全交流動力電源喪失により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統に接続することで、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。窒素ボンベ（事故時試料採取設備弁用）は、事故時試料採取設備弁に窒素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海水ストレーナブロー配管に可搬型ホースを接続、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し、サンプリングガスの冷却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。

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。

事故時試料採取設備の一部は、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、作業員の管理区域内の移動をなくして作業時間の短縮を図ることで、速やかに水素濃度測定が可能となり、安全性の向上が図れることから、３号炉及び４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、３号炉及び４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。

［常設重大事故等対処設備］

静的触媒式水素再結合装置

再結合効率	約 1.2kg／h（１基当たり）（水素濃度４vol％、圧力 0.15MPa[abs]時）
基　　数	５

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
容　　量	約 550W（１個当たり）
個　　数	13（予備１（ドーム部））

電気式水素燃焼装置動作監視装置

計測範囲	０～800℃

格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器（３号及び４号炉共用、

既設）

基　　数　　1

格納容器雰囲気ガスサンプル湿分分離器（３号及び４号炉共用、既設）

基　　数　　1

［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（３号及び４号炉共用）（「計測制御系統施設」及び「水素爆発による原子炉格納容器破損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（３号及び４号炉共用）

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（３号及び４号炉共用）

台　　数　　１（予備２）

容　　量　　約４Nm^3／h（１台当たり）

吐出圧力　　約 0.6MPa［gage］

窒素ボンベ（事故時試料採取設備弁用）

個　　数　　２（予備２）

容　　量　　約 46.7ℓ（１個当たり）

移動式大容量ポンプ車（３号及び４号炉共用）（ニ.（3）（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　４※１

容　　量　　約1,320m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約140m

※１　保有台数を示す。必要台数は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。

(a)　炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時に用いる設備

(a-1)　大気への拡散抑制

(a-1-1)　移動式大容量ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制

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（移動式大容量ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制）を設ける。

放水設備（移動式大容量ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制）として、放水砲を、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、原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋のうちアニュラス部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

格納容器及び原子炉周辺建屋のうちアニュラス部に向けて放水できる設計とする。

(a-2)　海洋への拡散抑制

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。

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、雨水排水路に流入し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、３号炉及び４号炉の取水口側雨水排水処理槽及び放水口側雨水排水処理槽並びに吐口水槽及び八田浦雨水枡の計４箇所に、網目状の袋又はかごに軽石状の放射性物質吸着剤を詰めたものを設置できる設計とする。

シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する６箇所（３号炉及び４号炉の取水口側雨水排水処理槽放水箇所付近、放水口側雨水排水処理槽放水箇所付近、放水ピット及び取水ピット並びに吐口水槽放水箇所付近及び八田浦雨水枡放水箇所付近）に設置することとし、３号炉及び４号炉の取水口側雨水排水処理槽放水箇所付近及び放水口側雨水排水処理槽放水箇所付近並びに吐口水槽放水箇所付近及び八田浦雨水枡放水箇所付近については、小型船舶により設置できる設計とする。

(b)　使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷時に用いる設備

(b-1)　大気への拡散抑制

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、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（可搬型ディーゼル注入ポンプを用いた使用済燃料ピットスプレイヘッダによる使用済燃料ピットへのスプレイ並びに移動式大容量ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制）を設ける。

(b-1-1)　可搬型ディーゼル注入ポンプを用いた使用済燃料ピットスプレイヘッダによる使用済燃料ピットへのスプレイ

放水設備（可搬型ディーゼル注入ポンプを用いた使用済燃料ピットスプレイヘッダによる使用済燃料ピットへのスプレイ）として、使用済燃料ピットスプレイヘッダを、可搬型ホースにより中間受槽を水源とする可搬型ディーゼル注入ポンプと接続し、使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。

(b-1-2)　移動式大容量ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制

放水設備（移動式大容量ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制）として、放水砲を、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、原子炉周辺建屋のうち燃料取扱棟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周辺建屋のうち燃料取扱棟に向けて放水できる設計とする。

(b-2)　海洋への拡散抑制

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、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。

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）は、「(a-2)　海洋への拡散抑制」と同じである。

(c)　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時に用いる設備

(c-1)　航空機燃料火災の泡消火

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（航空機燃料火災の泡消火）を設ける。

放水設備（航空機燃料火災の泡消火）として、放水砲を、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（３号及び４号炉共用）

（ニ.(3)（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　４※1

容　　量　　約1,320m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 140m

※１　保有台数を示す。うち２台は泡消火薬剤システム付。必要台数は１台（予備１台）とする。

放水砲（３号及び４号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）他と兼用）

型　　式　　移動式ノズル

台　　数　　２

放射性物質吸着剤（３号及び４号炉共用）

容　　量　　一式

シルトフェンス（３号及び４号炉共用）

a.　３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽放水箇所付近

組　　数　　２※２

※２　シルトフェンス（幅約20m）を５本で１組として、２組分10本と予備１本を含む。

b.　３号炉及び４号炉取水口側雨水排水処理槽放水箇所付近

組　　数　　２※３

※３　シルトフェンス（幅約20m）を５本で１組として、２組分10本と予備１本を含む。

c.　３号炉及び４号炉放水ピット

組　　数　　２※４

※４　シルトフェンス（幅約20m）を２本で１組として、２組分４本と予備１本を含む。

d.　３号炉及び４号炉取水ピット

組　　数　　２※５

※５　シルトフェンス（幅約５m）を８本で１組として、２組分16本と予備１本を含む。

e.　吐口水槽放水箇所付近

組　　数　　２※６

※６　シルトフェンス（幅約20m）を２本で１組として、２組分４本と予備１本を含む。

f.　八田浦雨水枡放水箇所付近

組　　数　　２※７

※７　シルトフェンス（幅約20m）を２本で１組として、２組分４本と予備１本を含む。

小型船舶（３号及び４号炉共用）

（チ.（2）と兼用）

台　　数　　１（予備１）

可搬型ディーゼル注入ポンプ（３号及び４号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　２※８

４※８

容　　量　　約150m^3／h（１台当たり）

約150m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約470m

約300m

※８　保有台数を示す。組み合わせて必要台数は４台（予備２台）とする。

使用済燃料ピットスプレイヘッダ（３号及び４号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）と兼用）

基　　数　　４（予備１）

中間受槽（３号及び４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）

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として以下の重大事故等対処設備（代替水源から中間受槽への供給、１次系のフィードアンドブリード、中間受槽を水源とする復水タンクへの供給、復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプによる代

替炉心注入、中間受槽を水源とする可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入、代替格納容器スプレイ、復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給及び中間受槽を水源とする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）、再循環設備（余熱除去ポンプによる低圧再循環、高圧注入ポンプによる高圧再循環及び格納容器スプレイ再循環）、代替再循環設備（Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替再循環及びＢ高圧注入ポンプによる代替再循環）を設ける。

また、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よる注水操作を実施し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十分な量の水を供給するための設備として以下の可搬型スプレイ設備（中間受槽を水源とする使用済燃料ピットへのスプレイ）及び放水設備（海を水源とする燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水）を設ける。

さらに、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合における発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、十分な量の水を供給するための設備として放水設備（海を水源とする原子炉格納容器及びアニュラス部への放水）を設ける。

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、八田浦貯水池、２次系純水タンク及び原水タンクを確保し、復水タンクに対しては燃料取替用水タンク、八田浦貯水池、２次系純水タンク及び原水タンクを確保する。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)　代替水源から中間受槽への供給に用いる設備

(a-1)　代替水源から中間受槽への供給

重大事故等時において中間受槽は、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が想定される場合の補給の水源、又は炉心注入の水源となる燃料取替用水タンクの枯渇若しくは破損等に対する代替炉心注入の水源、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の使用済燃料ピットへの注水の水源、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注水の水源、又は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使用する。重大事故等対処設備（代替水源から中間受槽への供給）として、八田浦貯水池又は海を水源とした取水用水中ポンプは、移送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、水中ポンプ用発電機から給電できる設計とする。

(b)　蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）の代替手段及び復水タンクへの供給に用いる設備

(b-1)　１次系のフィードアンドブリード

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次系のフィードアンドブリードの水源として、重大事故等対処設備（１次系のフィードアンドブリード）のうち、代替水源である燃料取替用水タンクを使用する。

(b-2)　中間受槽を水源とする復水タンクへの供給

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の枯渇が想定される場合の重大事故等対処設備（中間受槽を水源とする復水タンクへの供給）として、中間受槽を水源とする復水タンク（ピット）補給用水中ポンプは、移送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（ピット）補給用水中ポンプは水中ポンプ用発電機から給電できる設計とする。

(c)　炉心注入及び格納容器スプレイの代替手段及び燃料取替用水タンクへの補給に用いる設備

(c-1)　代替炉心注入

(c-1-1)　復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

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常設電動注入ポンプによる代替炉心注入の水源として、重大事故等対処設備（復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注入）のうち、代替水源である復水タンクを使用する。

(c-1-2)　中間受槽を水源とする可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入

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として、重大事故等対処設備（中間受槽を水源とする可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入）のうち、代替水源である中間受槽を使用する。

(c-2)　代替格納容器スプレイ

重大事故等により、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格納容器スプレイの水源として、重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）のうち、代替水源である復水タンクを使用する。

(c-3)　復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給

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の枯渇が想定される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水を供給できる設計とする。

(d)　格納容器再循環サンプを水源とする再循環時に用いる設備

(d-1)　再循環

(d-1-1)　余熱除去ポンプによる低圧再循環

余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器による原子炉冷却機能が喪失していない場合の再循環設備（余熱除去ポンプによる低圧再循環）として、格納容器再循環サンプを

水源とする余熱除去ポンプは、余熱除去冷却器を介して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、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ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。

(d-1-2)　高圧注入ポンプによる高圧再循環

高圧注入ポンプによる原子炉冷却機能が喪失していない場合、又は余熱除去ポンプ若しくは余熱除去冷却器の故障等により再循環機能が喪失した場合の再循環設備（高圧注入ポンプによる高圧再循環）として、格納容器再循環サンプを水源とする高圧注入ポンプは、安全注入系統を介して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、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ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。

(d-1-3)　格納容器スプレイ再循環

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原子炉格納容器内の冷却機能が喪失していない場合の再循環設備（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、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ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。

(d-2)　代替再循環

(d-2-1)　B格納容器スプレイポンプによる代替再循環

余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器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（Ｂ格納容器スプレイポンプによる代替再循環）として、格納容器再循環サンプを水源とするＢ格納容器スプレイポンプは、Ｂ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、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ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。

(d-2-2)　Ｂ高圧注入ポンプによる代替再循環

全交流動力電源又は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（Ｂ高圧注入ポンプによる代替再循環）として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナブロー配管に可搬型ホースを接続、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し、原子炉補機冷却水系統を介して、Ｂ高圧注入ポンプの補機冷却水系統に海水を直接供給することで、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するＢ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る設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ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。

(e)　使用済燃料ピットへの注水に用いる設備

(e-1)　中間受槽を水源とする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

重大事故等により、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の破損等により使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料ピットの水位が低下した場合の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の水源として、重大事故等対処設備（中間受槽を水源とする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）のうち、代替水源である中間受槽を使用する。

(f) 使用済燃料ピットからの大量の水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棟への放水に用いる設備

(f-1) 中間受槽を水源とする使用済燃料ピットへのスプレイ

使用済燃料ピットへのスプレイの水源として、可搬型スプレイ設備（中間受槽を水源とする使用済燃料ピットへのスプレイ）のうち、中間受槽を使用する。

(f-2) 海を水源とする燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水

放水設備（海を水源とする燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水）として、放水砲は、移送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で、原子炉周辺建屋のうち燃料取扱棟に大量の水を放水し、一部の水を使用済燃料ピットに注水できる設計とする。

(g) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部への放水に用いる設備

(g-1) 海を水源とする原子炉格納容器及びアニュラス部への放水

放水設備（海を水源とする原子炉格納容器及びアニュラス部への放水）として、放水砲は、移送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で、原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋のうちアニュラス部へ放水できる設計とする。

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。

代替水源から中間受槽への供給において使用する中間受槽、取水用水中ポンプ及び水中ポンプ用発電機並びに移送ホースは、屋外の異なる位置に分散して保管する設計とする。

中間受槽を水源とする復水タンクへの供給において使用する中間受槽、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ及び水中ポンプ用発電機並びに移送ホースは、屋外の異なる位置に分散して保管する設計とする。

余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した低圧再循環並びに高圧注入ポンプを使用した高圧再循環並びに格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器を使用した格納容器スプレイ再循環は、系統として多重性を持つ設計とする。

高圧注入ポンプを使用した高圧再循環は、安全注入系統により再循環できることで、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器による再循環に対して多重性を持つ設計とする。

Ｂ格納容器スプレイポンプ及びＢ格納容器スプレイ冷却器を使用した代替再循環は、格納容器スプレイ設備のＢ格納容器スプレイポンプ及びＢ格納容器スプレイ冷却器により再循環できることで、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器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高圧注入ポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

移動式大容量ポンプ車を使用するＢ高圧注入ポンプの代替補機冷却は、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、電動の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。また、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの電源であるディーゼル発電機に対して、多様性を持つ設計とする。

中間受槽を水源とする使用済燃料ピットへのスプレイにおいて使用する中間受槽は、屋外の異なる位置に分散して保管する設計とする。

海を水源とする燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水及び海を水源とする原子炉格納容器及びアニュラス部への放水において使用する移動式大容量ポンプ車及び放水砲並びに移送ホースは、屋外の異なる位置に分散して保管する設計とする。

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。

［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 2,100m^3

復水タンク（ホ．（2）（ⅱ）他と兼用）

基　　数　　1

容　　量　　約 1,200m^3

格納容器再循環サンプ（ホ．（3）（ⅱ）b．（c）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．（c）他と兼用）

容　　量　　約2,540m^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　　2

容　　量　　約 680m^3／h（１台当たり）（余熱除去運転時）

約 1,020m^3／h（１台当たり）（安全注入時及び再循環時）

揚　　程　　約 107m（余熱除去運転時）

約 91m（安全注入時及び再循環時）

余熱除去冷却器（ホ．（3）（ⅱ）b．（a）他と兼用）

基　　数　　2

高圧注入ポンプ（ホ．（3）（ⅱ）a．（a）他と兼用）

台　　数　　２（代替再循環時はＢ号機のみ使用）

容　　量　　約320m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 960m

格納容器スプレイポンプ（ホ.（3）（ⅱ）b.（c）他と兼用）

台　　数　　２（代替再循環時はＢ号機のみ使用）

容　　量　　約 1,200m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約 175m

格納容器スプレイ冷却器（ホ.（3）（ⅱ）b.（c）他と兼用）

基　　数　　２（代替再循環時はＢ号機のみ使用）

［可搬型重大事故等対処設備］

中間受槽（３号及び４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（３号及び４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

水中ポンプ用発電機（３号及び４号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）と兼用）

台　　数　　８（予備２）

容　　量　　約 100kVA（１台当たり）

復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ（３号及び４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

移動式大容量ポンプ車（３号及び４号炉共用）

（ニ.（3）（ⅱ）他と兼用）

台　　数　　４※1

容　　量　　約1,320m^3／h（１台当たり）

揚　　程　　約140m

※１　保有台数を示す。代替補機冷却時の必要台数は２台（予備１台）とする。燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水時並びに原子炉格納容器及びアニュラス部への放水時の必要台数は1台（予備１台）とする。

放水砲（３号及び４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）　原子炉格納容器換気設備

通常運転時に原子炉格納容器内の空気の温度調整のため格納容器再循環装置を、放射性物質の除去低減のため格納容器空気浄化装置を、また、燃料取替の場合等原子炉格納容器内への立入りに先立ち、原子炉格納容器内の換気を行うため格納容器空調装置を設ける。

（ⅱ）　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 100m^3／min（１台当たり）

アニュラス空気浄化フィルタユニット

（「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

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部へ漏えいする放射性物質及び水素等を含む気体を吸引し、アニュラス空気浄化フィルタユニットにて放射性物質の濃度を低減して排出することにより、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、窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）により代替空気を供給し、大容量空冷式発電機によりアニュラス空気浄化系弁駆動用空気配管の電磁弁を開弁することで開操作できる設計とする。

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。

［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 100m^3／min（１台当たり）

アニュラス空気浄化フィルタユニット（「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　　電気加熱コイル、微粒子フィルタ及びよう素フィルタ内蔵型

基　　数　　２

容　　量　　約 100m^3／min（１基当たり）

よう素除去効率　　95％以上

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　　１（予備１）

容　　量　　約 46.7ℓ（１個当たり）

（ⅲ）　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空気浄化ファンで構成し、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、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。

安全補機室空気浄化ファン

台　　数　　2

容　　量　　約56m^3／min（１台当たり）

よう素フィルタ

よう素除去効率　　95%以上

(iv)　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等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。

a.　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

(a)　水素排出

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内に水素が発生した場合にアニュラス部へ漏えいする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並びに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原子炉格納容器内の水素濃度低減機能が相まって、アニュラス部の水素を可燃限界濃度未満にして水素爆発を防止するとともに、放射性物質を低減するため、アニュラス部の水素等を含む気体を排出できる設備として以下の水素排出設備（水素排出）を設ける。

水素排出設備（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部へ漏えいする水素等を含む気体を吸引し、アニュラス空気浄化フィルタユニットにて放射性物質を低減して排出することによりアニュラス部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、窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）により代替空気を供給し、大容量空冷式発電機によりアニュラス空気浄化系弁駆動用空気配管の電磁弁を開弁することで開操作できる設計とする。

(b)　水素濃度監視

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部へ漏えいした水素の濃度を測定するため、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測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、アニュラス水素濃度計測装置は、アニュラス部の雰囲気ガスの水素濃度を測定し、中央制御室にてアニュラス部の水素濃度を監視できる設計とする。アニュラス水素濃度計測装置は、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。

［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)（ⅱ）他と兼用）

台　　数	2
容　　量	約 100m^3／min（１台当たり）

アニュラス空気浄化フィルタユニット（リ．(4)（ⅱ）他と兼用）

型　　式	電気加熱コイル、微粒子フィルタ及びよう素フィルタ内蔵型
基　　数	2
容　　量	約 100m^3／min（１基当たり）
よう素除去効率	95％以上
粒子除去効率	99％以上（0.7μｍ粒子）

アニュラス水素濃度計測装置

（「計測制御系統施設」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	2

［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)（ⅱ）他と兼用）

個　　数	１（予備１）
容　　量	約 46.7ℓ （１個当たり）

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

台　　数	1
容　　量	約 1,310,000kVA

（ⅱ）　外部電源系

500kV	2回線（3号及び4号炉共用） （「常用電源設備」及び「非常用電源設備」と兼用）
220kV	2回線（1号、2号、3号及び4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 1,250,000kVA
電　　圧	24kV／500kV（1次／2次）

b.　所内変圧器

個　　数	1
容　　量	約 77,000kVA
電　　圧	24kV／6.9kV（1次／2次）

c. 予備変圧器（３号及び４号炉共用）

個　　数	1
容　　量	約 85,000kVA
電　　圧	220kV／6.9kV（１次／２次）

(2) 非常用電源設備の構造

（ⅰ） 受電系統

500kV	２回線（３号及び４号炉共用） （ヌ.（1）（ⅱ）と兼用）
220kV	２回線（１号、２号、３号及び４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 7,100kW（１台当たり）
起動時間	約 12 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 165kℓ （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 200kℓ （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 1,600A・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常設代替電源設備（大容量空冷式発電機による代替電源（交流）からの給電）、重大事故等対処設備（号炉間電力融通電路を使用した号炉間融通による代替電源（交流）からの給電、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る代替電源（交流）からの給電及び燃料補給）、可搬型代替電源設備（発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）による代

替電源（交流）からの給電）、所内常設蓄電式直流電源設備（蓄電池（安全防護系用）による非常用電源（直流）からの給電、蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電、所内常設直流電源設備（３系統目）による代替電源（直流）からの給電、可搬型直流電源設備（直流電源用発電機及び可搬型直流変換器による代替電源（直流）からの給電）及び代替所内電気設備（代替所内電気設備による給電）を設ける。

a.　代替電源（交流）による給電に用いる設備

（a）　大容量空冷式発電機による代替電源（交流）からの給電

ディーゼル発電機の故障等により全交流動力電源が喪失した場合に、重大事故等対策の有効性を確認する事故シーケンス等のうち必要な負荷が最大となる「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、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（大容量空冷式発電機による代替電源（交流）からの給電）として、大容量空冷式発電機は、中央制御室で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の燃料は、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補給できる設計とする。

（b）　号炉間電力融通電路を使用した号炉間融通による代替電源（交流）からの給電

ディーゼル発電機の故障等により全交流動力電源が喪失した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に電力を供給する

ため、重大事故等対処設備（号炉間電力融通電路を使用した号炉間融通による代替電源（交流）からの給電）として、号炉間電力融通電路は、あらかじめ敷設し、手動で非常用高圧母線間を接続することでディーゼル発電機（他号炉）から電力融通できる設計とする。

ディーゼル発電機（他号炉）の燃料は、燃料油貯油そう（他号炉）より補給できる設計とする。

(c) 発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）による代替電源（交流）からの給電

ディーゼル発電機の故障等により全交流動力電源が喪失した場合に、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（発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）による代替電源（交流）からの給電）として、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）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。

(d) 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る代替電源（交流）からの給電

ディーゼル発電機の故障等により全交流動力電源が喪失した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に電力を供給するため、重大事故等対処設備（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る代替電源（交流）からの給電）として、予備ケーブル（号炉間電力融通用）は、手動で非常用高圧母線間を接続することでディーゼル発電機（他号炉）から電力融通できる設計とする。

ディーゼル発電機（他号炉）の燃料は、燃料油貯油そう（他

号炉）より補給できる設計とする。

b. 非常用電源（直流）による給電に用いる設備

（a） 蓄電池（安全防護系用）による非常用電源（直流）からの給電

ディーゼル発電機の故障等により全交流動力電源が喪失した場合に、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（蓄電池（安全防護系用）による非常用電源（直流）からの給電）として、蓄電池（安全防護系用）は、蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電と併せることで、負荷切り離しを行わずに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。

c. 代替電源（直流）による給電に用いる設備

（a） 蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電

ディーゼル発電機の故障等により全交流動力電源が喪失した場合に、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（蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電）として、蓄電池（重大事故等対処用）は、蓄電池（安全防護系用）による非常用電源（直流）からの給電と併せることで、負荷切り離しを行わずに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。

(b) 蓄電池（３系統目）による代替電源（直流）からの給電

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ため、特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（３系統目）として、蓄電池（３系統目）を設ける。

蓄電池（３系統目）は、負荷切り離し（中央制御室及び隣接する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。

(c) 直流電源用発電機及び可搬型直流変換器による代替電源(直流）からの給電

ディーゼル発電機の故障等により全交流動力電源が喪失した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する可搬型直流電源設備（直流電源用発電機及び可搬型直流変換器による代替電源（直流）からの給電）として、直流電源用発電機は、可搬型直流変換器を介して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。

d. 代替所内電気設備による給電に用いる設備

(a) 代替所内電気設備による給電

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（代替所内電気設備による給電）として、大容量空冷式発電機は、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。

大容量空冷式発電機の燃料は、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補給できる設計とする。

e. 燃料の補給に用いる設備

(a) 燃料補給

重大事故等時に補機駆動用の燃料を補給するための重大事故等対処設備（燃料補給）として、可搬型ディーゼル注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車、水中ポンプ用発電機、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの発電機、大容量空冷式発電機用燃料タンク、燃料油貯油そう、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）、直流電源用発電機及び代替緊急時対策所用発電機の燃料は、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

大容量空冷式発電機は、原子炉補機冷却海水設備に期待しない空冷式のガスタービン駆動とすることで、原子炉補機冷却海水設備からの冷却水供給を必要とする水冷式のディーゼル発電機に対して、多様性を持つ設計とする。

大容量空冷式発電機は、屋外に設置することで、原子炉周辺建屋内のディーゼル発電機と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、ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの電源系統に対して、独立した設計とする。

これらの多様性及び電路の独立並びに位置的分散によって、ディーゼル発電機を使用する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。

発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）は、空冷式のディーゼル駆動とすることで、水冷式のディーゼル発電機に対して、多様性を持つ設計とする。また、ガスタービン駆動の大容量空冷式発電機に対して駆動源に多様性を持つ設計とする。

発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）は、３号炉の原子炉周辺建屋内のディーゼル発電機、４号炉の原子炉周辺建屋内のディーゼル発電機、及び屋外の大容量空冷式発電機と離れた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。

発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）を使用した代替電源系統は、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）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、ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの電源系統に対して、独立した設計とする。

これらの多様性及び電路の独立並びに位置的分散によって、ディーゼル発電機を使用する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。

蓄電池（３系統目）は、原子炉周辺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。

蓄電池（３系統目）を使用した直流電源系統は、蓄電池（３系統目）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）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直流電源系統に対して独立した設計とする。

直流電源用発電機及び可搬型直流変換器は、直流電源用発電機を空冷式のディーゼル駆動とすることで、水冷式のディーゼル発電機に対して多様性を持つ設計とする。また、可搬型直流変換器により交流電力を直流に変換できることで、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、多様性を持つ設計とする。

直流電源用発電機は、屋外に分散して保管し、可搬型直流変換器は、原子炉補助建屋内の３号炉の蓄電池（安全防護系用）及び蓄電池（重大事故等対処用）並びに３号炉の原子炉周辺建

屋内の３号炉の蓄電池（３系統目）及びディーゼル発電機と異なる区画、かつ、４号炉の原子炉周辺建屋内のディーゼル発電機、蓄電池（安全防護系用）及び蓄電池（重大事故等対処用）並びに原子炉補助建屋内の４号炉の蓄電池（３系統目）と異なる区画に保管する。これにより、３号炉の蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（３系統目）及びディーゼル発電機並びに４号炉のディーゼル発電機、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）と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系統は、直流電源用発電機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、ディーゼル発電機から直流コントロールセンタまでの直流電源系統に対して、独立した設計とする。

これらの多様性及び電路の独立並びに位置的分散によって、ディーゼル発電機を使用する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。

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系統は、所内電気設備である２系統の非常用母線に対して、独立した電路として設計する。また、電源をディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤は、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、位置的分散を図る設計と

する。

これらの多様性及び電路の独立並びに位置的分散によって、ディーゼル発電機を使用する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。

号炉間電力融通電路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、号炉間電力融通電路を手動で３号炉及び４号炉の非常用高圧母線間を接続し、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、３号炉及び４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、号炉間電力融通電路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３号炉及び４号炉共用とする。

燃料油貯蔵タンクは、可搬型ディーゼル注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの発電機、水中ポンプ用発電機、大容量空冷式発電機、ディーゼル発電機、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）、直流電源用発電機及び代替緊急時対策所用発電機の燃料を貯蔵しており、共用により他号炉のタンクに貯蔵している燃料も使用可能となり、安全性の向上が図られることから、３号炉及び４号炉で共用する設計とする。

燃料油貯蔵タンクは、共用により悪影響を及ぼさないよう、３号炉及び４号炉で補機駆動用の燃料を確保するとともに、号炉の区分けなくタンクローリを用いて燃料を吸入できる設計とする。

なお、燃料油貯蔵タンクは、重大事故等時に重大事故等対処設備へ燃料補給を実施する場合のみ３号炉及び４号炉共用とする。

［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

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1.4m^3／h

吐出圧力　　約0.3MPa［gage］

号炉間電力融通電路（３号及び４号炉共用）

個　　数　　1

ディーゼル発電機（重大事故等時のみ３号及び４号炉共用、既設）

（ヌ.（2）（ⅱ）a.と兼用）

台　　数　　4

出　　力　　約7,100kW（１台当たり）

燃料油貯油そう（重大事故等時のみ３号及び４号炉共用、既設）

（ヌ．（2）（ⅱ）b.と兼用）

基　　数　　4

容　　量　　約165kℓ（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1,600A・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　　2

容　　量　　約2,400A・h（１組当たり）

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

燃料油貯蔵タンク（重大事故等時のみ３号及び４号炉共用）

（ヌ．（2）（ⅱ）c.他と兼用）

基　　数　　4

容　　量　　約200kℓ（１基当たり）

［可搬型重大事故等対処設備］

発電機車（３号及び４号炉共用）

台　　数

高圧発電機車　　４※１

中容量発電機車　　２※１

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）

※１　保有台数を示す。高圧発電機車と中容量発電機車を組み合わせて必要台数は４台（予備２台）とする。

予備ケーブル（号炉間電力融通用）（３号及び４号炉共用）

本　　数　　12※２（予備12※２）

※２　１相分４本で３相分の本数を示す。

直流電源用発電機（３号及び４号炉共用）

台　　数　　４（予備２）

容　　量　　約220kVA（１台当たり）

可搬型直流変換器（３号及び４号炉共用）

個　　数　　４（予備２）

容　　量　　400A以上（１個当たり）

タンクローリ（３号及び４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２）

容　　量　　約14kℓ（１台当たり）

(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、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非アナログ式の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、非アナログ式の防爆型の煙感知器、非アナログ式の防爆型の熱感知器、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報知盤を設置する。

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（ロ（3）（ｉ）ａ.（c-1-2）と同じ）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り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、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、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非アナログ式の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、非アナログ式の防爆型の煙感知器、非アナログ式の防爆型の熱感知器、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報知盤を設置する。

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り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非アナログ式の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、非アナログ式の防爆型の煙感知器、非

アナログ式の防爆型の熱感知器等の火災感知器並びに［　　］で常時監視可能な火災報知盤を設置する。

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

（a）設計基準対象施設及び重大事故等対処施設

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、海水ポンプエリア水密扉、海水ポンプエリア防護壁、取水ピット搬入口蓋、原子炉周辺建屋水密扉、原子炉補助建屋水密扉等により、津波から防護する設計とする。

なお、基準津波による遡上波及び水位の低下に対して、防護設備の設置の必要はないことから、津波防護施設に該当する施設は設けない設計とする。

海水ポンプエリア水密扉（一部３号及び４号炉共用）

個　　数　　2（３号及び４号炉共用）

2

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

海水ポンプエリア防護壁（３号及び４号炉共用）

個　　数　　1

取水ピット搬入口蓋（３号及び４号炉共用）

個　　数　　1

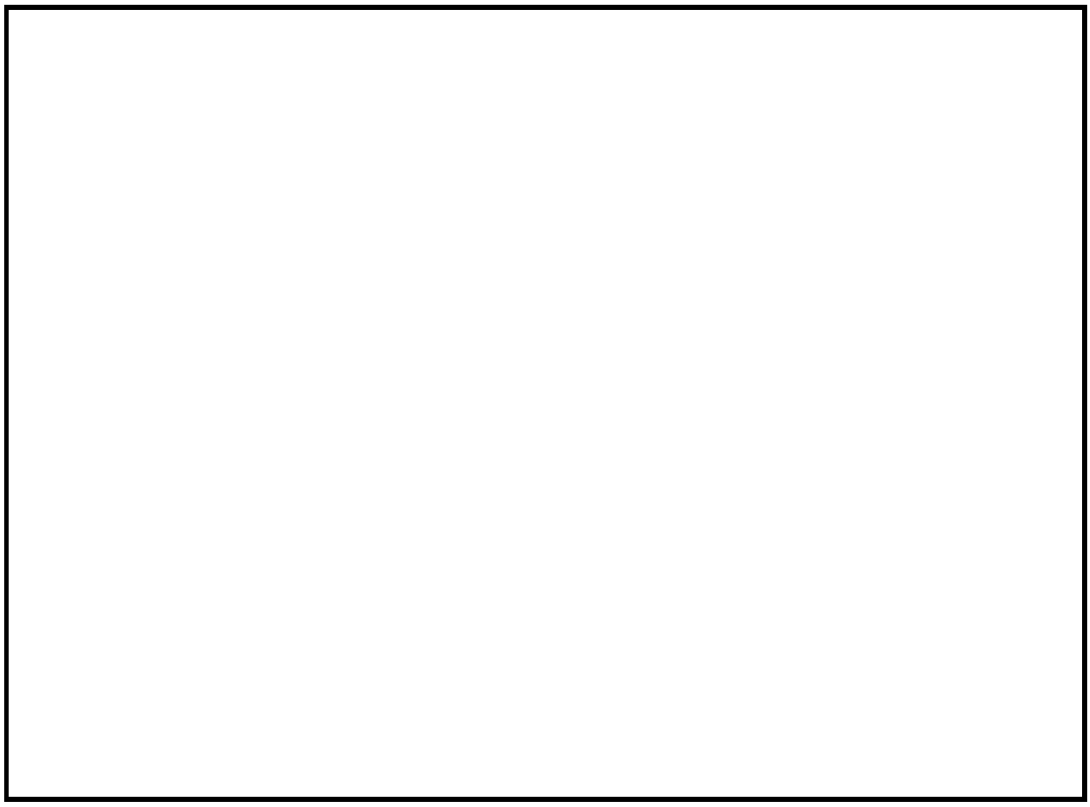
原子炉周辺建屋水密扉

個　　数　　2

原子炉補助建屋水密扉（３号及び４号炉共用）

個　　数　　4

(b) 特定重大事故等対処施設



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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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、発電用原子炉施設内における壁、扉、堰等により、防護対象設備が、安全機能を損なわない設計とする。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維持できる設計とする。

（iii） 補助ボイラ

補助ボイラ（３号及び４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、取水管路、取水ピットを設置する。

非常用取水設備の取水口、取水管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、取水管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、３号炉及び４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、容量に制限がなく３号炉及び４号炉に必要な取水容量を十分に有する設計とする。

なお、取水口、取水管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３号炉及び４号炉共用とする。

取　水　口（重大事故等時のみ３号及び４号炉共用、既設）

個　　数　　２（通常運転時等）

４（重大事故等時）

取水管路（重大事故等時のみ３号及び４号炉共用、既設）

個　　数　　２（通常運転時等）

４（重大事故等時）

取水ピット（重大事故等時のみ３号及び４号炉共用、既設）

個　　数　　1

（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、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）を中央制御室以外の場所に設置する。

代替緊急時対策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、代替緊急時対策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。

代替緊急時対策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。

代替緊急時対策所は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）にて継続使用する一部のものを除き、その機能に係る設備を含め、

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の設置をもって廃止する。

a．代替緊急時対策所

代替緊急時対策所は、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データ表示装置を設置する。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、運転指令設備、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。

代替緊急時対策所は、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、基準地震動による地震力に対し、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」及び「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、代替緊急時対策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。

代替緊急時対策所は、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、代替緊急時対策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、対策要員が代替緊急時対策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ことができるよう考慮する。

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、代替緊急時対策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、緊急時対策所遮へい（代替緊急時対策所）、代替緊急時対策所の緊急時対策所換気設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、代替緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型エリアモニタを使用する。

代替緊急時対策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、代替緊急時対策所内でのマスクの着用、交代要員体制、安定よう素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても、代替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を超えないことを判断基準とする。

緊急時対策所遮へい（代替緊急時対策所）は、重大事故等が発生した場合において、代替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代替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。

代替緊急時対策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、代替緊急時対策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、代替緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所遮へい（代替緊急時対策所）の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である代替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、換気設計に当たっては、代替緊急時対策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。また、代替緊急時対策所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。

代替緊急時対策所の緊急時対策所換気設備として、代替緊急時対策所空気浄化ファン、代替緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び代替緊急時対策所加圧設備を保管する設計とする。

代替緊急時対策所には、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、測定する代替緊急時対策所エリアモニタ及び加圧判断に使用する可搬型エリアモニタを保管する

設計とする。

代替緊急時対策所には、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代替緊急時対策所において把握できる情報収集設備を使用する。

代替緊急時対策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、代替緊急時対策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）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から給電できる設計とする。

代替緊急時対策所には、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、代替緊急時対策所から中央制御室、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。

代替緊急時対策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、無線連絡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。

代替緊急時対策所は、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、代替緊急時対策所用発電機、燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを使用する。

代替緊急時対策所用発電機は、１台で代替緊急時対策所に給電するために必要な発電機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。

代替緊急時対策所用発電機は、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。

緊急時対策所遮へい（代替緊急時対策所）は、「チ．（1）（ⅲ）遮へい設備」にて記載する。

代替緊急時対策所の緊急時対策所換気設備は、「チ．（1）（ⅳ）換気設備」にて記載する。

代替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。

可搬型エリアモニタは、「チ．（2）屋外管理用の主要な設備の種類」にて記載する。

代替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、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。

代替緊急時対策所は、事故対応において３号炉及び４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（代替緊急時対策所）、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。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、３号炉及び４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、号炉ごとに表示・監視できる設計とする。

［常設重大事故等対処設備］

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）の一部の機能は、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。

代替緊急時対策所情報収集設備のうち緊急時対策所（緊急時対策棟内）において継続使用しない緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）の一部の機能、SPDSデータ表示装置及び代替緊急時対策所の通信連絡設備は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の設置をもって廃止する。

代替緊急時対策所情報収集設備（３号及び４号炉共用）

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）（３号及び４号炉共用）

（「計測制御系統施設」、「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（３号及び４号炉共用）

（「計測制御系統施設」、「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）

個　　数　　一式

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］

以下の設備は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の設置をもって廃止する。

酸素濃度計（３号及び４号炉共用）

個　　数　　１（予備２）

二酸化炭素濃度計（３号及び４号炉共用）

個　　数　　１（予備２）

可搬型エリアモニタ（３号及び４号炉共用）

（チ.（2）と兼用）

個　　数　　８（予備１）※1

※１　放射線管理施設（重大事故等時）の必要個数を示す。
緊急時対策所（重大事故等時）の必要個数は１個（予備１個）とする。

代替緊急時対策所用発電機（３号及び４号炉共用）

台　　数　　1（予備２）

容　　量　　約 100kVA（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 データ表示装置を設置する。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、運転指令設備、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。

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、基準地震動による地震力に対し、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」及び「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、緊急時対策所遮へい（緊急時対策棟内）、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の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、安定よう素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても、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。

緊急時対策所遮へい（緊急時対策棟内）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（緊急時対策棟内）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、換気設計に当たっては、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。また、緊急時対策所（緊急時対策棟内）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。

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加圧判断に使用する可搬型エリアモニタ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）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、無線連絡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、緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機車用給油ポンプを使用する。

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発電機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より、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。

緊急時対策所遮へい（緊急時対策棟内）は、「チ．（1）（ⅲ）遮へい設備」にて記載する。

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、「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。

可搬型エリアモニタは、「チ．（2）　屋外管理用の主要な設備の種類」にて記載する。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）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。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、事故対応において３号炉及び４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、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）、SPDS データ表示装置、緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機車用給油ポンプを設置する。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、３号炉及び４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、号炉ごとに表示・監

視できる設計とする。

［常設重大事故等対処設備］

緊急時対策所情報収集設備（３号及び４号炉共用）

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）（３号及び４号炉共用）

（「計測制御系統施設」、「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（３号及び４号炉共用）

（「計測制御系統施設」、「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（３号及び４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（３号及び４号炉共用）

台　　数　　２

容　　量　　約 1.5 m^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］

酸素濃度計（３号及び４号炉共用）

個　　数　　1（予備２）

二酸化炭素濃度計（３号及び４号炉共用）

個　　数　　1（予備２）

可搬型エリアモニタ（３号及び４号炉共用）

（チ.（2）と兼用）

個　　数　　8（予備１）※1

※１　放射線管理施設（重大事故等時）の必要個数を示す。
緊急時対策所（重大事故等時）の必要個数は１個（予備１個）とする。

緊急時対策所用発電機車（３号及び４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

通信連絡設備は、警報装置、通信設備（発電所内）、データ伝送設備（発電所内）、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）から構成される。

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、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉補助建屋、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、代替緊急時対策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。

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。

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（緊急時対策棟内）の設置をもって廃止する。

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の通信連絡をするための通信設備（発電所内）、代替緊急時対策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の伝送をするためのデータ伝送設備（発電所内）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有するための通信設備（発電所内）として、以下の通信連絡設備（発電所内）を設ける。

重大事故等が発生した場合に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）として、衛星携帯電話設備、無線連絡設備及び携帯型通話設備は、中央制御室内、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に設置又は保管する設計とする。

重大事故等に対処するために必要なデータを伝送するためのデータ伝送設備（発電所内）として、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）を原子炉補助建屋及び4号炉原子炉周辺建屋内に設置し、SPDSデータ表示装置は、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内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）及び無線連絡設備のうち無線通話装置（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中央制御室内に設置する衛星携帯電

話（固定型）並びに無線連絡設備のうち中央制御室内に設置する無線通話装置（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から給電できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に設置する衛星携帯電話（固定型）及び無線連絡設備のうち代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に設置する無線通話装置（固定型）の電源は、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代替緊急時対策所用発電機又は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、代替緊急時対策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）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から給電できる設計とする。また、SPDSデータ表示装置の電源は、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代替緊急時対策所用

発電機又は緊急時対策所用発電機車から給電できる設計とする。

重大事故等に対処するためのデータ伝送の機能に係る設備及び代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の通信連絡機能に係る設備としての、衛星携帯電話設備、無線連絡設備、携帯型通話設備、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及び SPDS データ表示装置については、固縛又は転倒防止措置を講じる等、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。

重大事故等が発生した場合に計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有するために必要な通信設備（発電所内）として、衛星携帯電話設備、無線連絡設備及び携帯型通話設備は、中央制御室内、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に設置又は保管する設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）及び無線連絡設備のうち無線通話装置（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中央制御室内に設置する衛星携帯電話（固定型）並びに無線連絡設備のうち中央制御室内に設置する無線通話装置（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から給電できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に設置する衛星携帯電話（固定型）及び無線連絡設備のうち代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に設置する無線通話装置（固定型）の電源は、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代替緊急時対策所用発電機又は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、代替緊急時対策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。

代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の通信連絡機能に係る設備としての衛星携帯電話設備、無線連絡設備及び携帯型通話設備については、固縛又は転倒防止措置を講じる等、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。

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の通信連絡をするための通信設備（発電所外）、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム(ERSS)等へ重大事故等に対処するために必要なデータの伝送をするためのデータ伝送設備（発電所外）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有するための通信設備（発電所外）として、以下の通信連絡設備（発電所外）を設ける。

重大事故等が発生した場合に発電所外（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）として、衛星携帯電話設備を代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に設置又は保管し、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、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に設置する設計とする。

重大事故等に対処するために必要なデータの伝送をするためのデータ伝送設備（発電所外）として、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するための緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）を、原子炉補助建屋及び４号炉原子炉周辺建屋内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代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に設置する衛星携帯電話（固定型）の電源は、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代替緊急時対策所用発電機又は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、代替緊急時対策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の電源は、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

ある代替緊急時対策所用発電機又は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）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及び代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の通信連絡機能に係る設備としての、衛星携帯電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）については、固縛又は転倒防止措置を講じる等、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。

重大事故等が発生した場合に計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有するために必要な通信設備（発電所外）として、衛星携帯電話設備を代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に設置又は保管し、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、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内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代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に設置する衛星携帯電話（固定型）の電

源は、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代替緊急時対策所用発電機又は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、代替緊急時対策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の電源は、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代替緊急時対策所用発電機又は緊急時対策所用発電機車から給電できる設計とする。

代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の通信連絡機能に係る設備としての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については、固縛又は転倒防止措置を講じる等、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。

代替緊急時対策所用発電機及び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。

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、３号炉及び４号炉で共用す

る設計とする。

これらの通信連絡設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、３号炉及び４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。

・運転指令設備（３号及び４号炉共用）
（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）　一式
・非常用サイレン（３号及び４号炉共用）　一式
・加入電話設備（３号及び４号炉共用）
（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）　一式
・電力保安通信用電話設備（３号及び４号炉共用）
（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）　一式
・テレビ会議システム（社内）（３号及び４号炉共用）
（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）　一式
・衛星携帯電話設備（３号及び４号炉共用）
（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）　一式
・無線連絡設備（３号及び４号炉共用）
（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）　一式
・携帯型通話設備（３号及び４号炉共用）
（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）　一式
・緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）（３号及び４号炉共用）
（ヌ.（3）（ⅳ）他と兼用）　一式
・SPDSデータ表示装置（３号及び４号炉共用）
（ヌ.（3）（ⅳ）他と兼用）　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（３号

及び４号炉共用）

（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）　一式

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型、携帯型）、無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型、携帯型）、携帯型通話設備、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。

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。

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

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。

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。

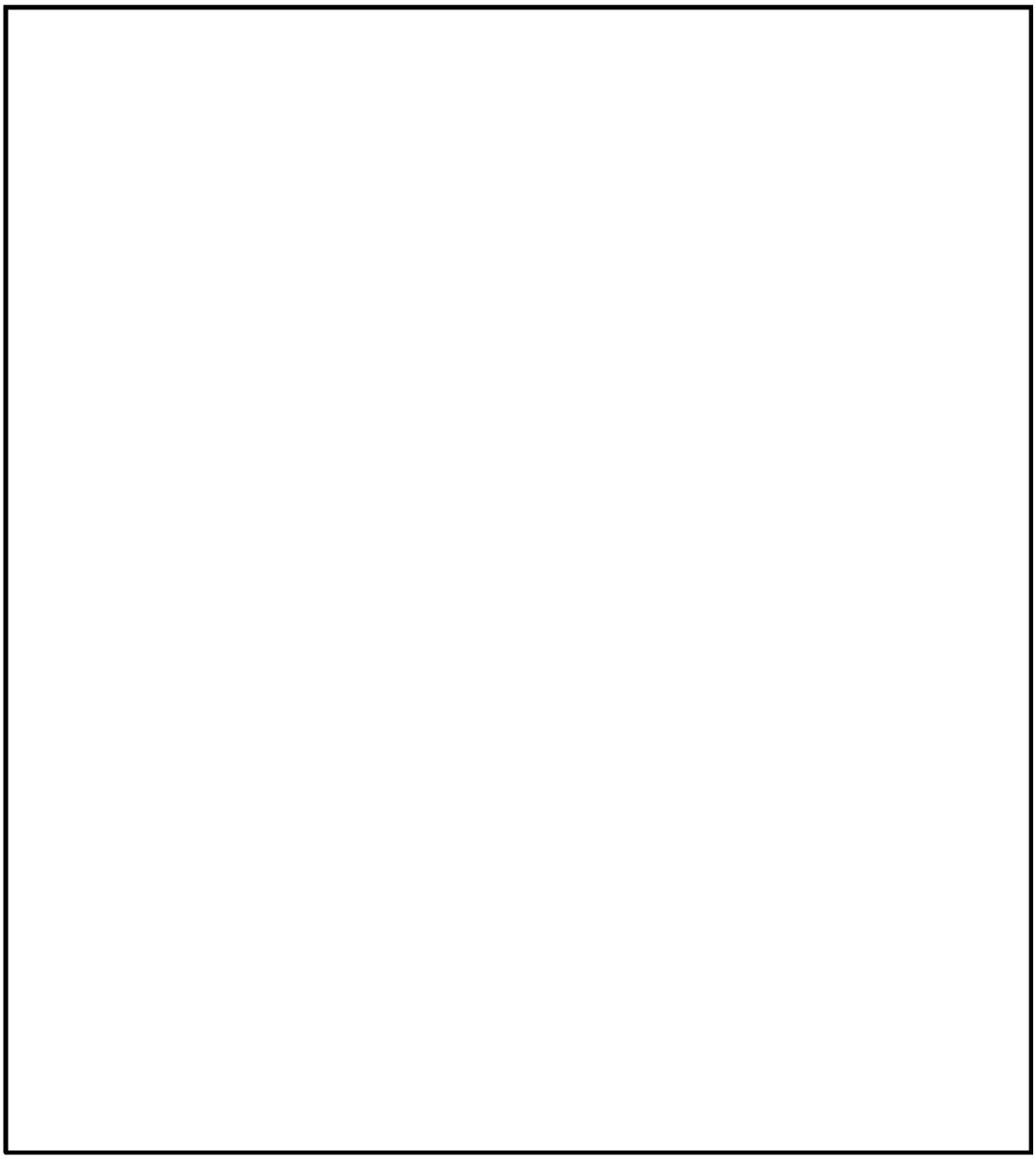
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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。



g. 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能

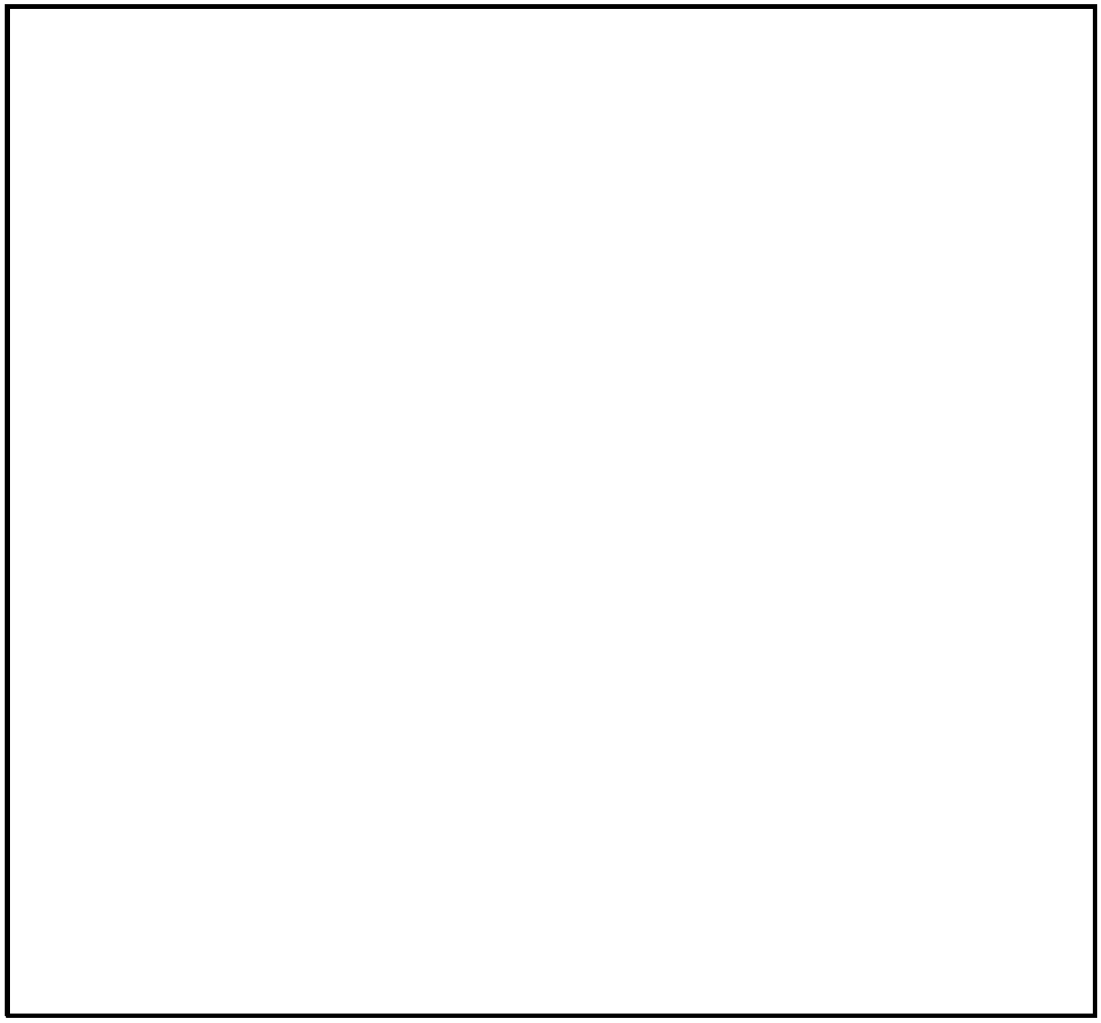
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

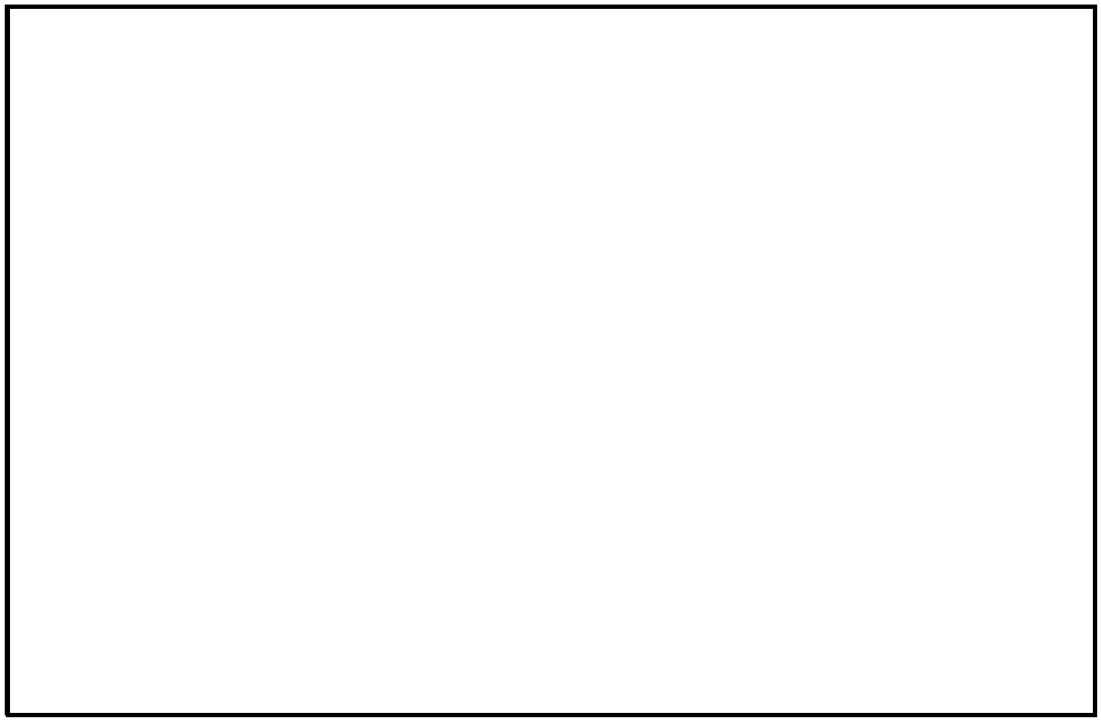
h.　電源設備

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。



i. 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。

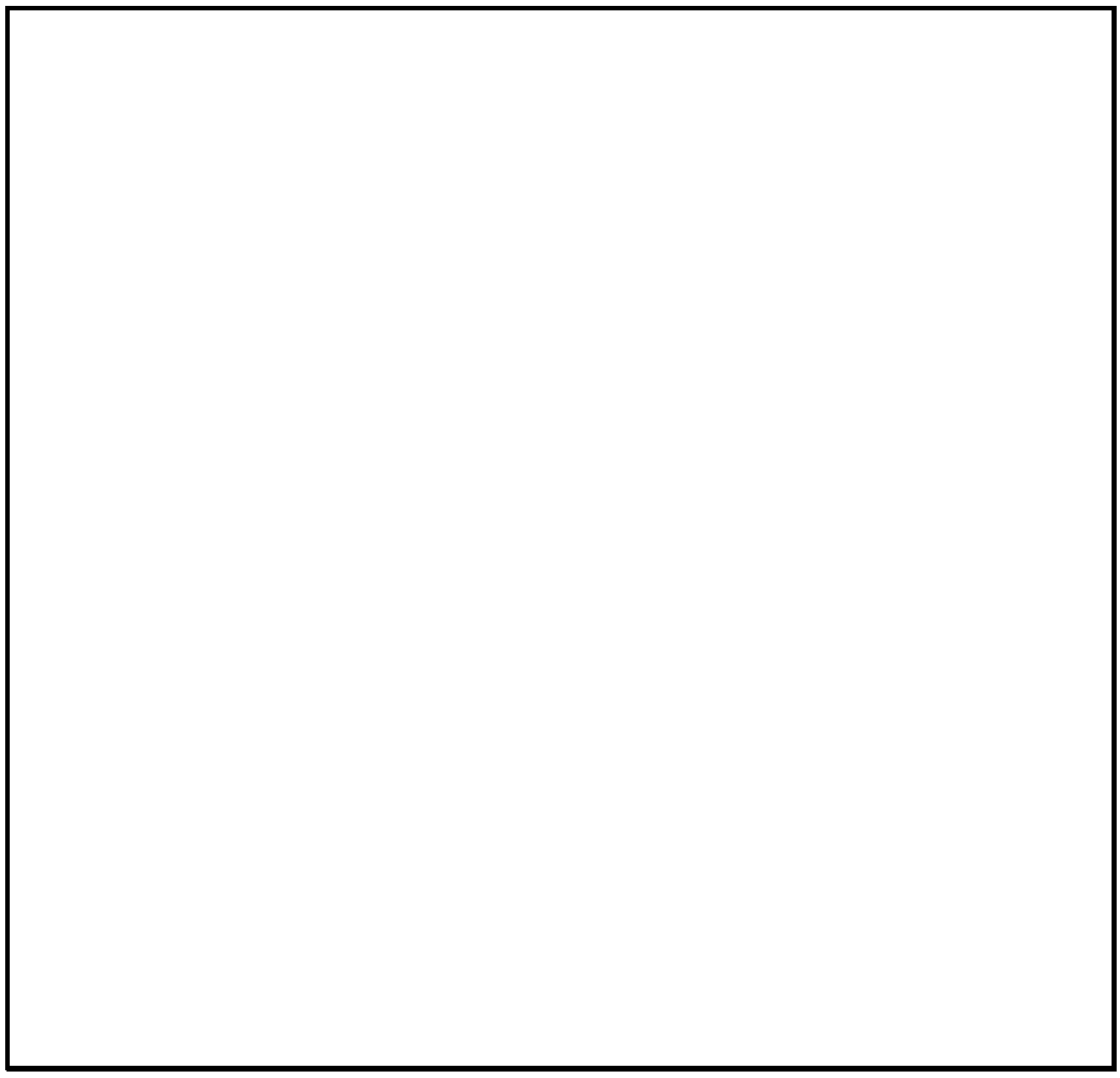
j.　通信連絡設備

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。



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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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 [redacted] 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。

[redacted]

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

1. 一次冷却材設備

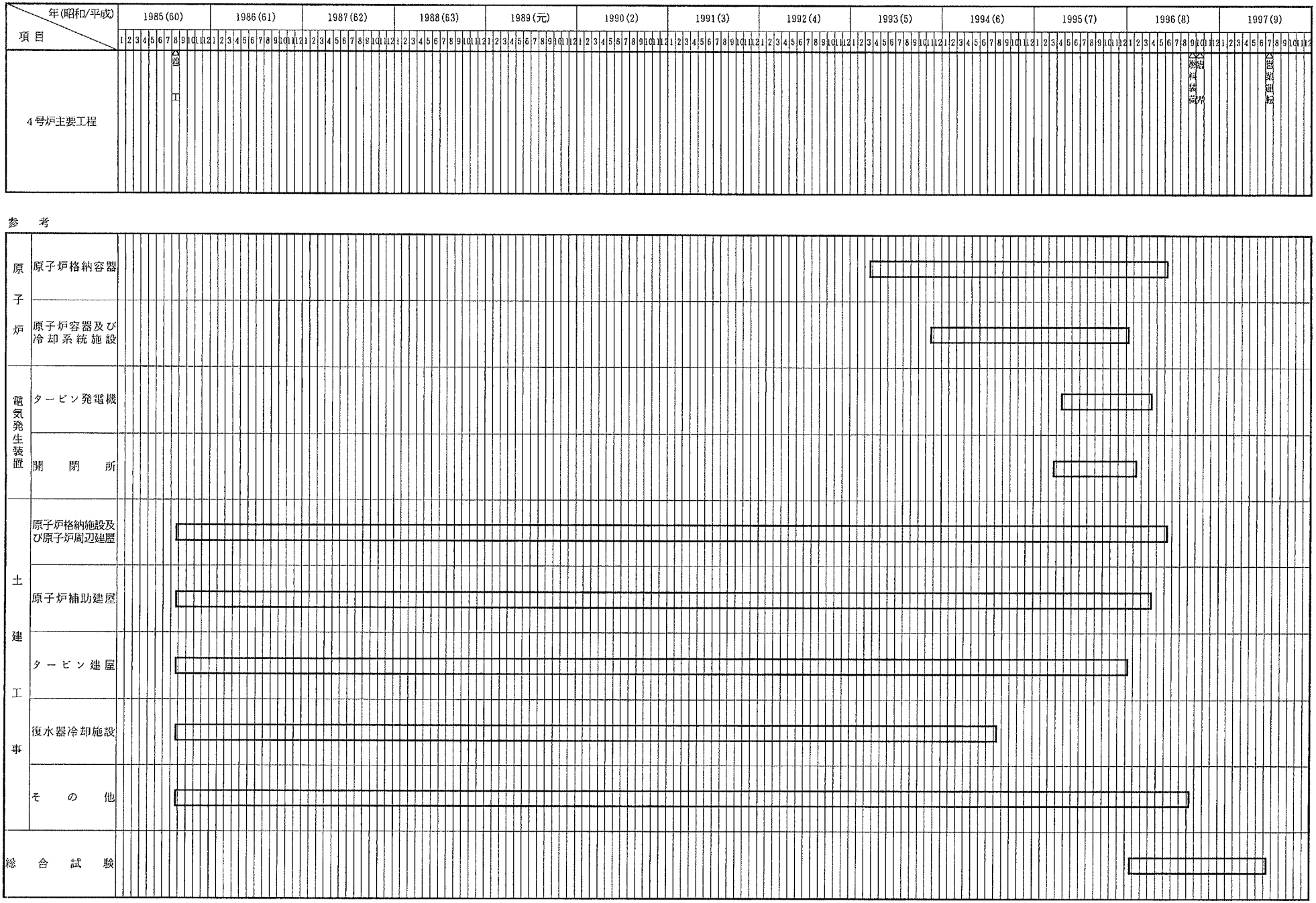
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

m.　原子炉格納施設

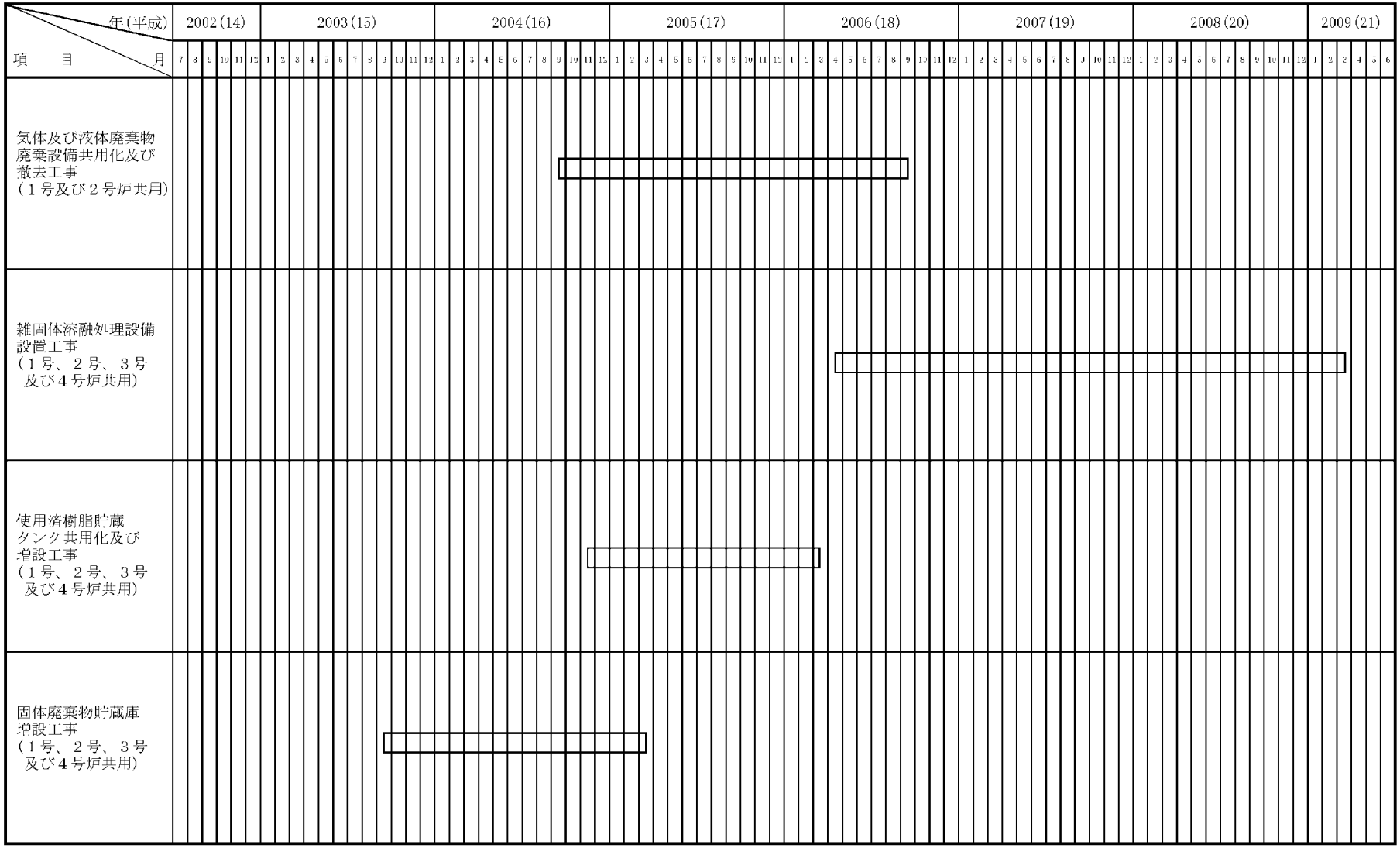
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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

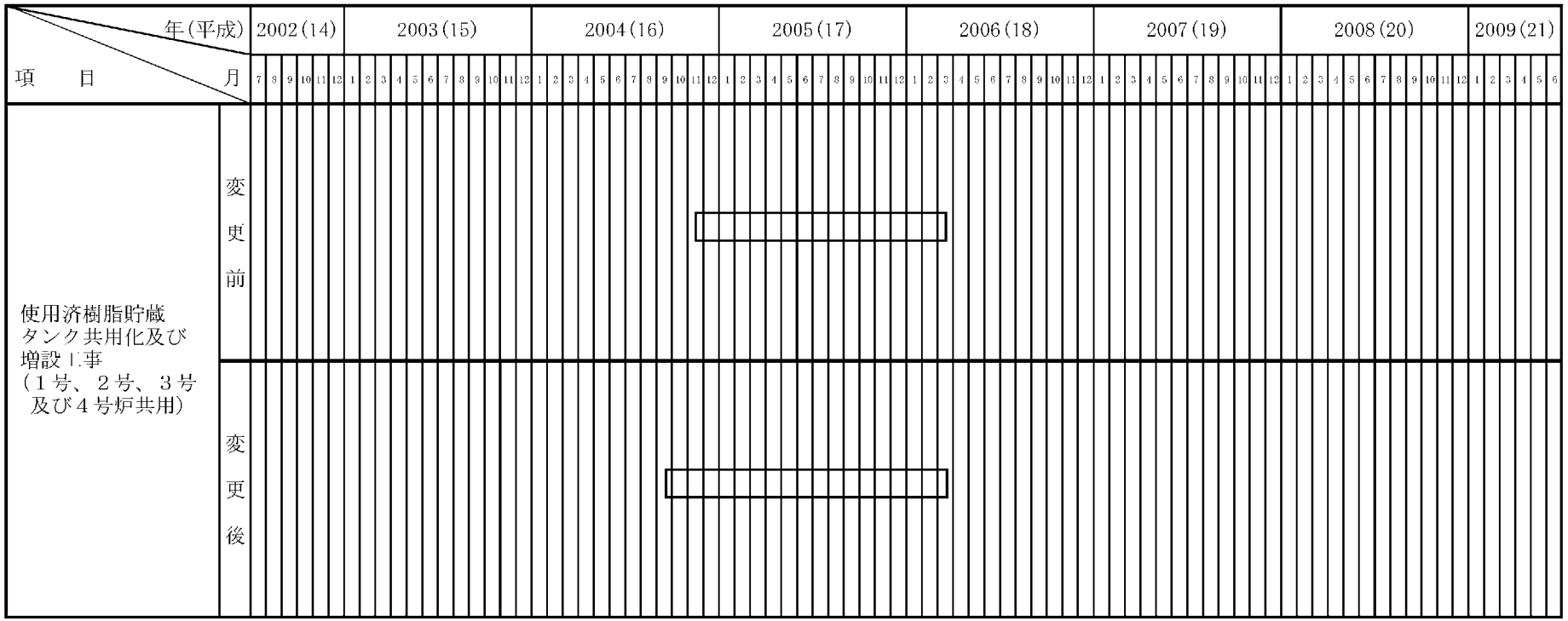


工　事　計　画　〈15.6.4 追加〉


年(平成)
項　目
月
2002(14)
2003(15)
2004(16)
2005(17)
2006(18)
2007(19)
2008(20)
2009(21)
気体及び液体廃棄物廃棄設備共用化及び撤去工事（１号及び２号炉共用）
雑固体溶融処理設備設置工事（１号、２号、３号及び４号炉共用）
使用済樹脂貯蔵タンク共用化及び増設工事（１号、２号、３号及び４号炉共用）
固体廃棄物貯蔵庫増設工事（１号、２号、３号及び４号炉共用）

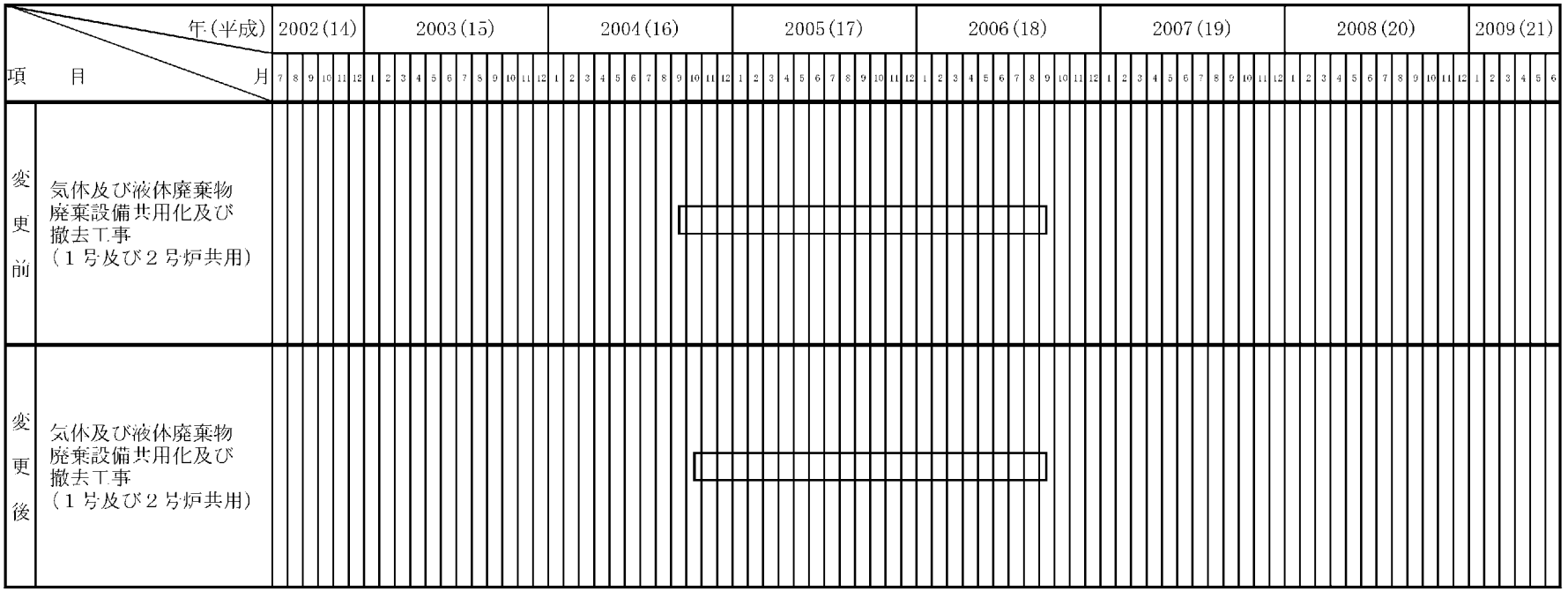
工　事　計　画

〈H16.9.1 変更〉



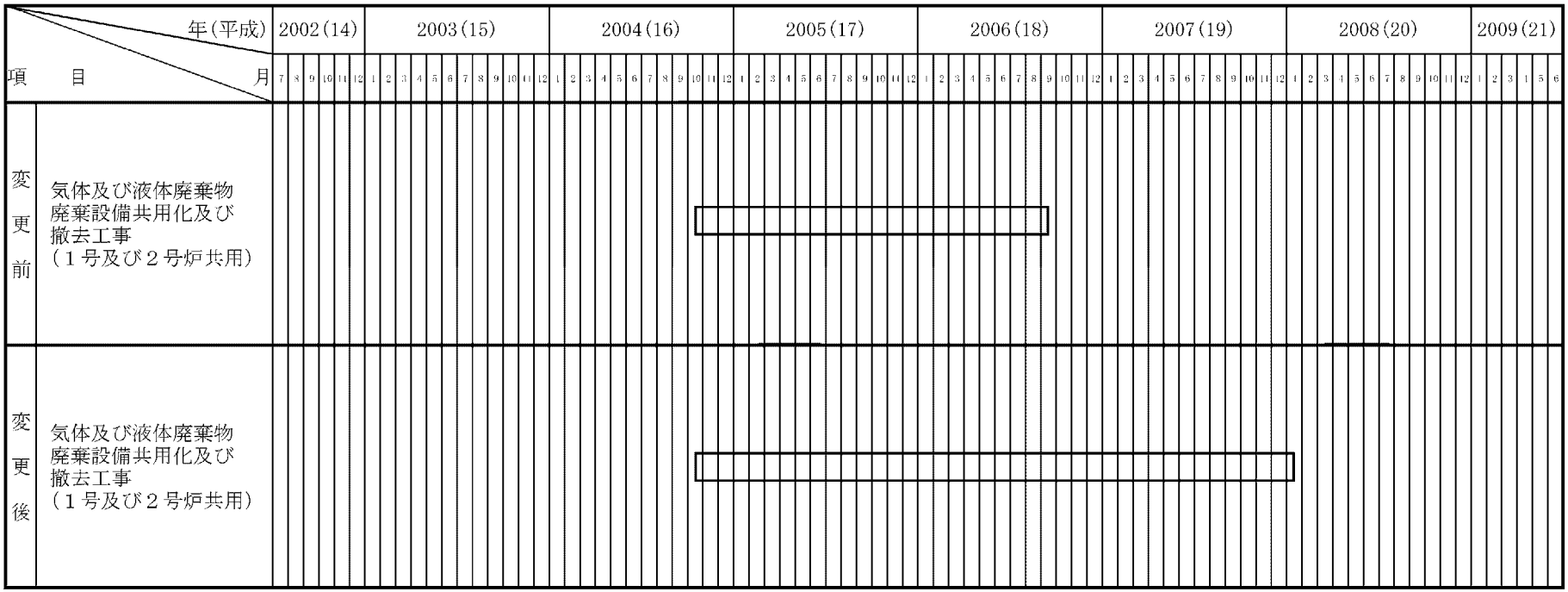
工　事　計　画

〈H16.10.14 変更〉



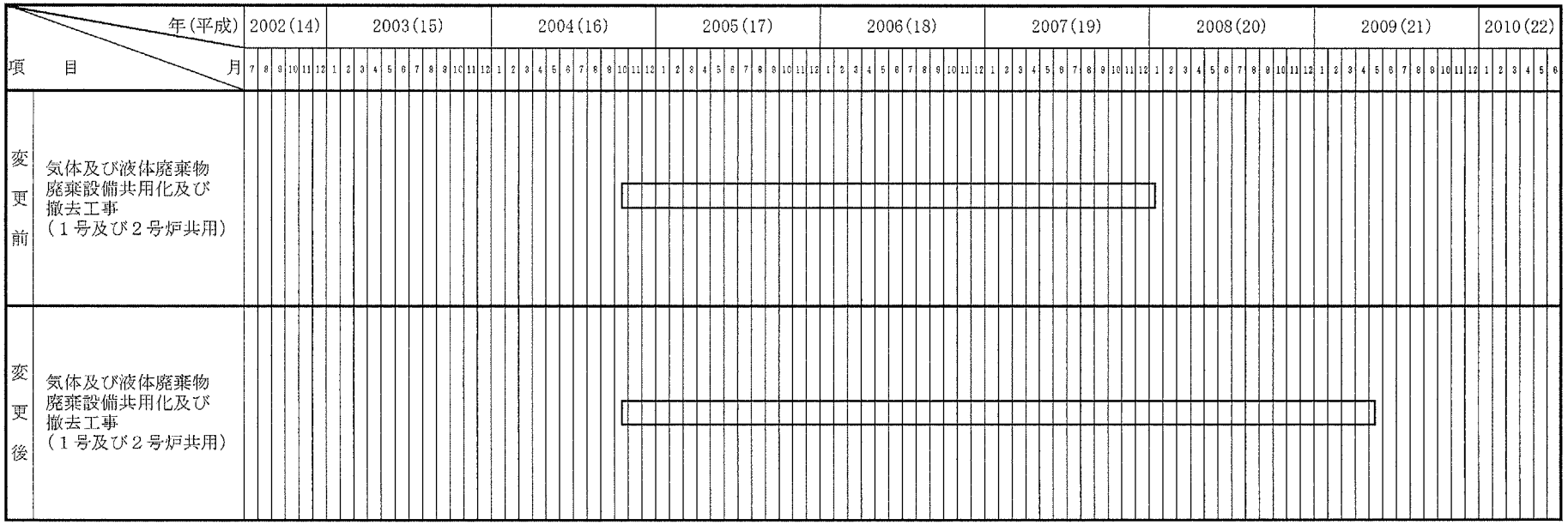
工　事　計　画

〈H17.8.1 変更〉



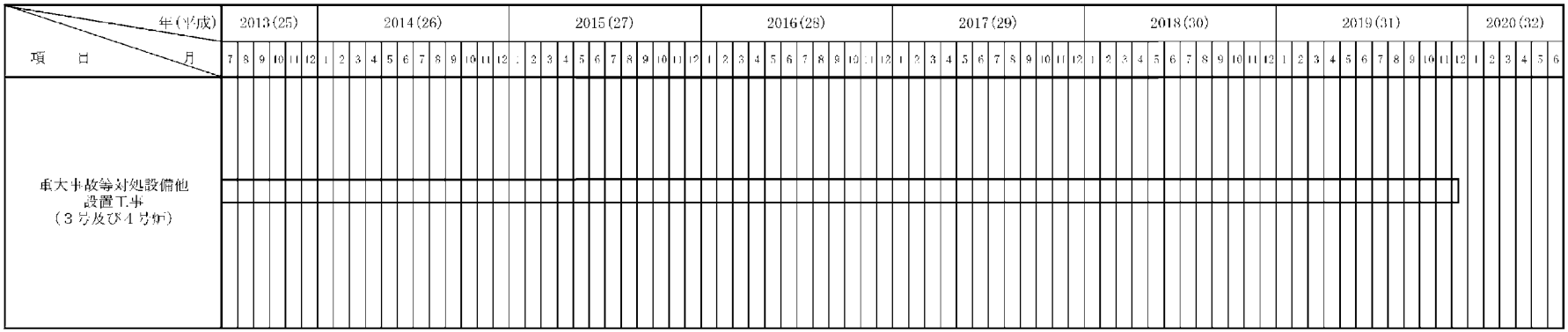
工　事　計　画

〈H18.12.12 変更〉



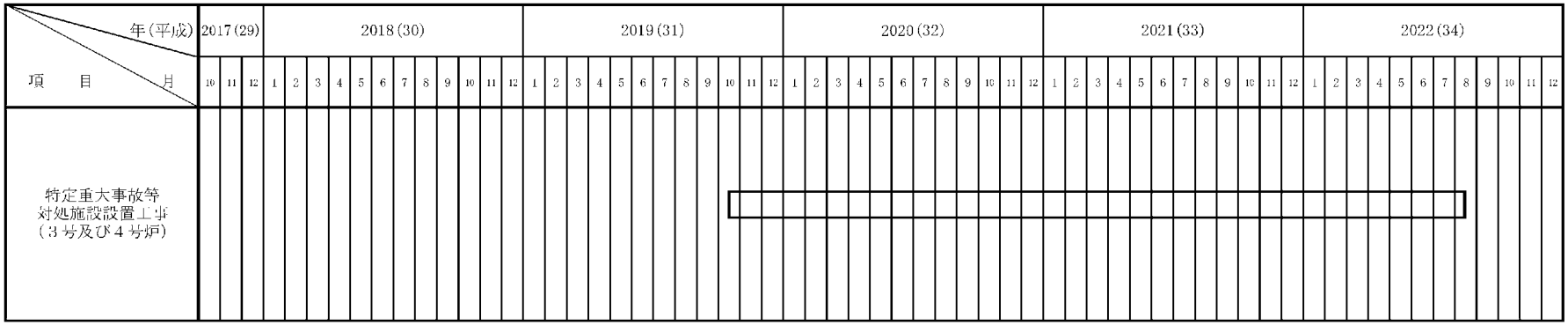
工　事　計　画

〈H29.1.18 追加〉



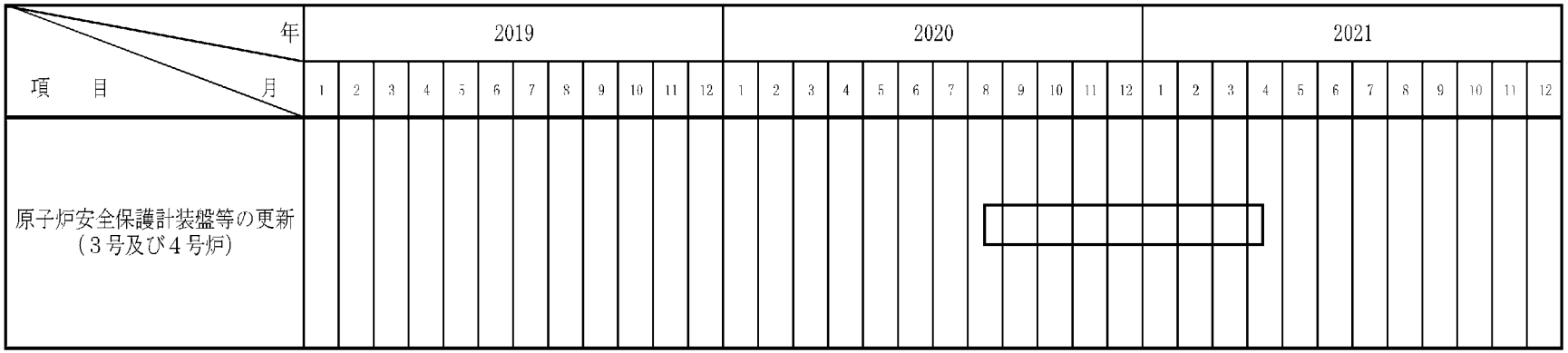
工　事　計　画

〈H31.4.3 追加〉



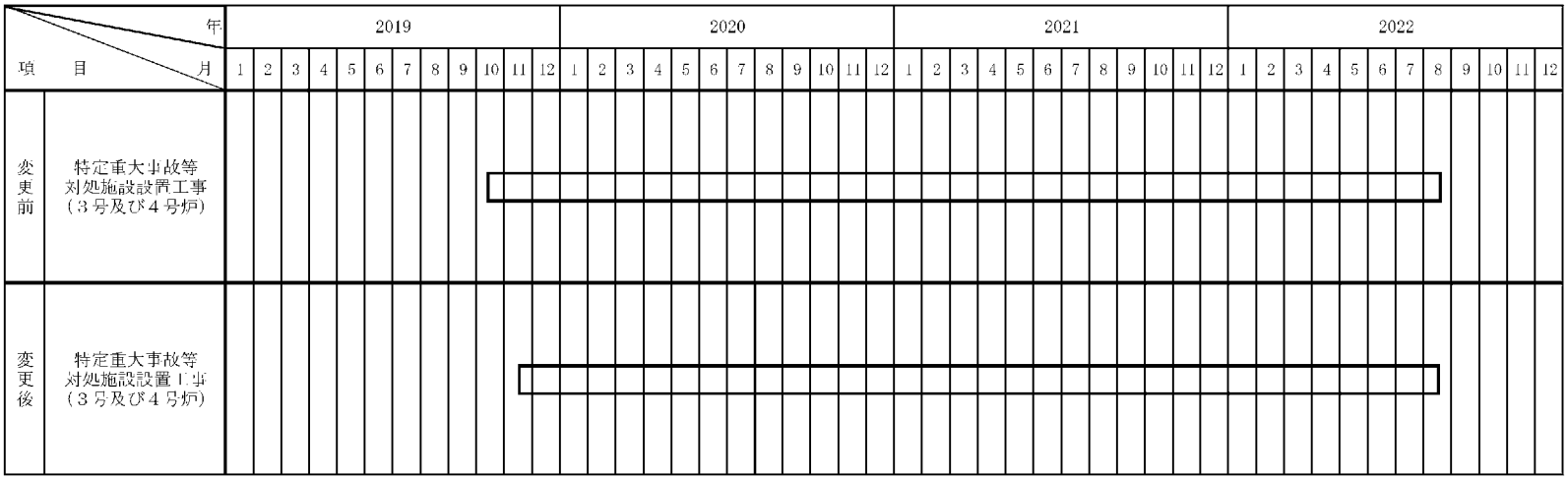
工　事　計　画

〈2019.9.25 追加〉



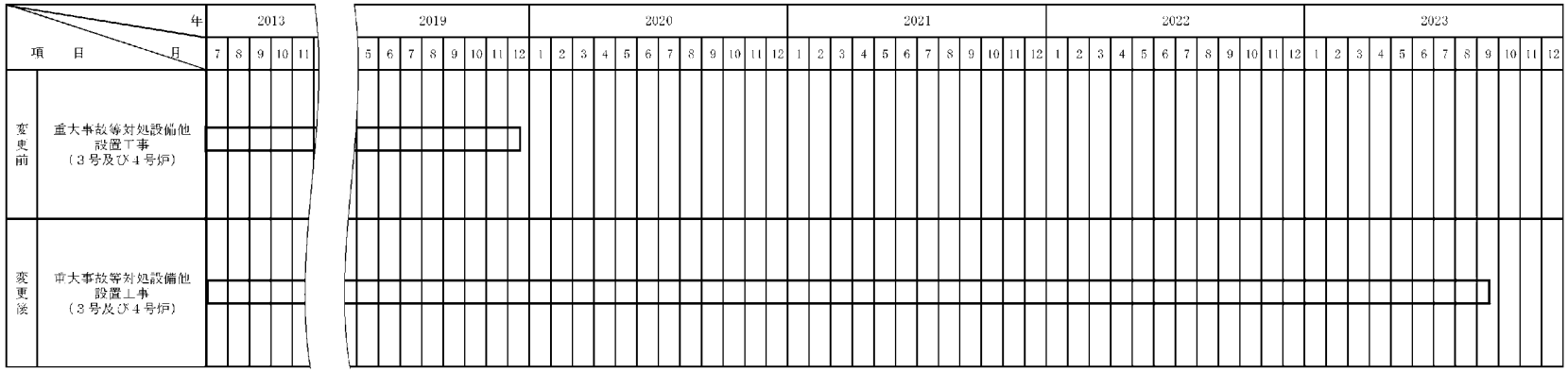
工　事　計　画

〈2019.10.31 変更〉



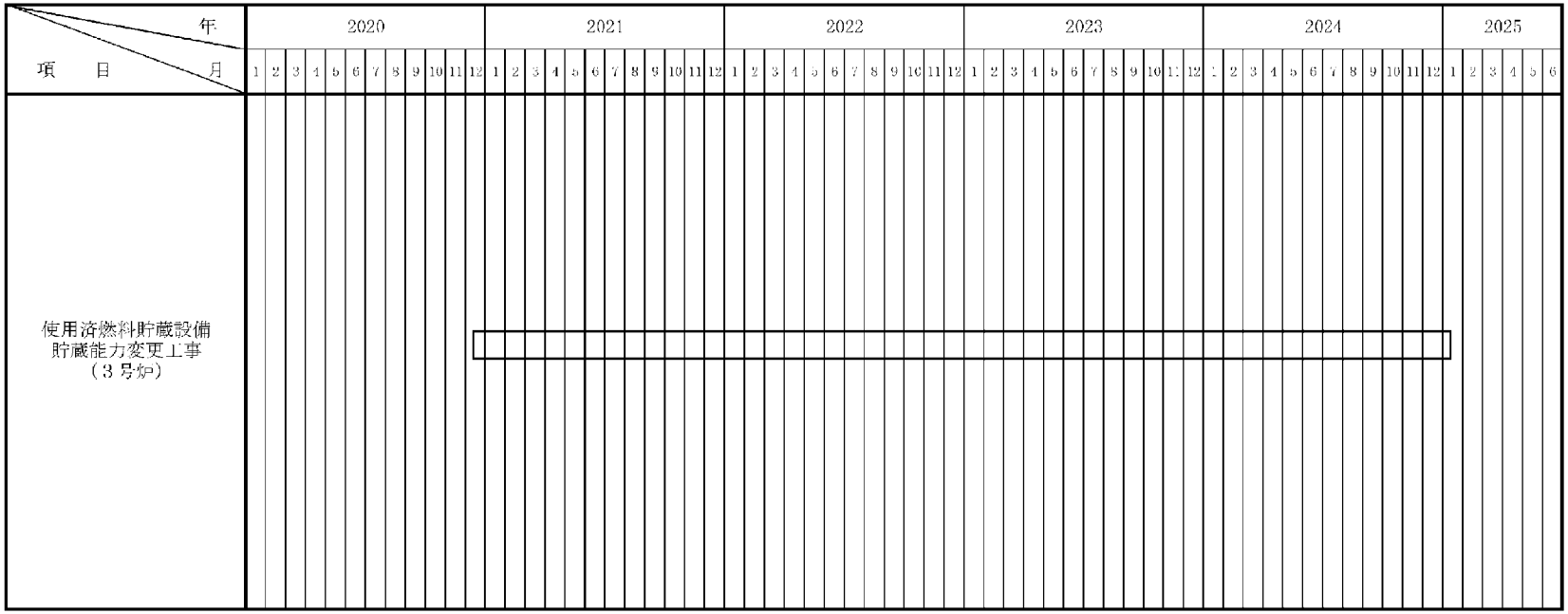
工　事　計　画

〈2019.11.18 変更〉



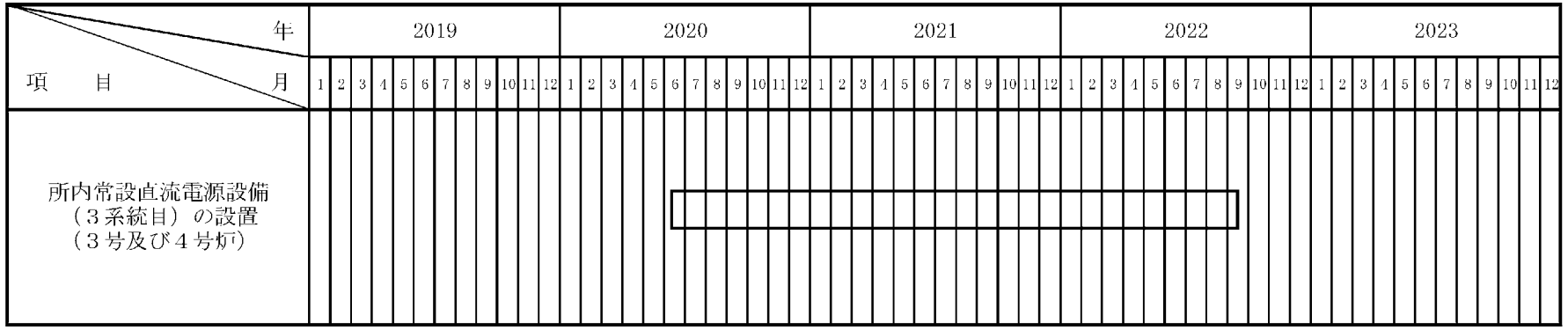
〈2019.11.20 追加〉

工　事　計　画



〈2019.12.25 追加〉

工　事　計　画



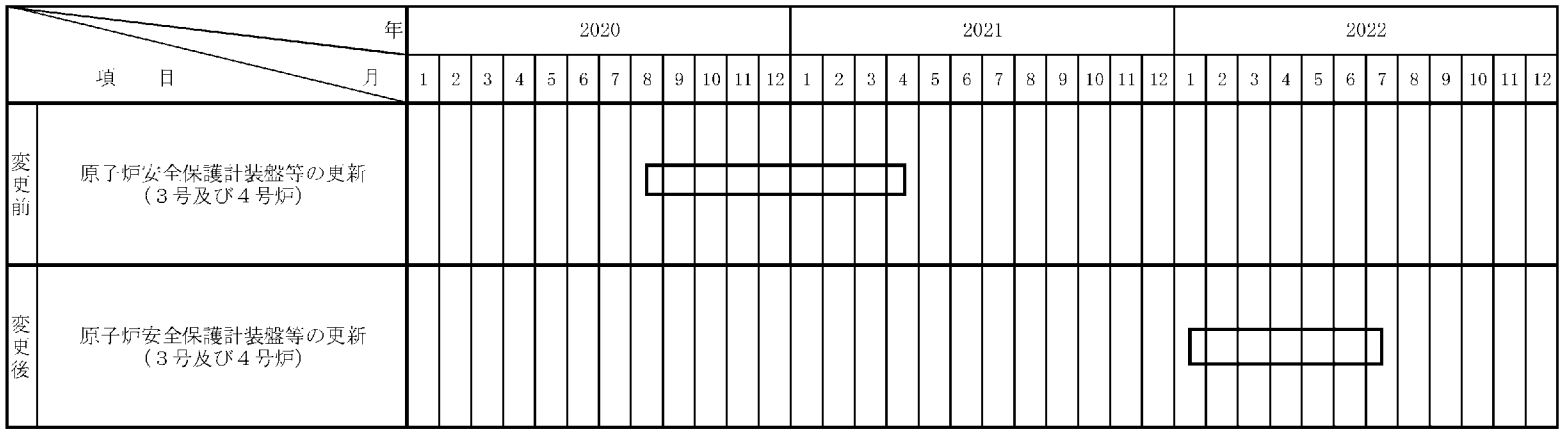
〈2020.1.29 追加〉

工　事　計　画

項目 ＼ 年月	2020											
	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（３号及び４号炉）												

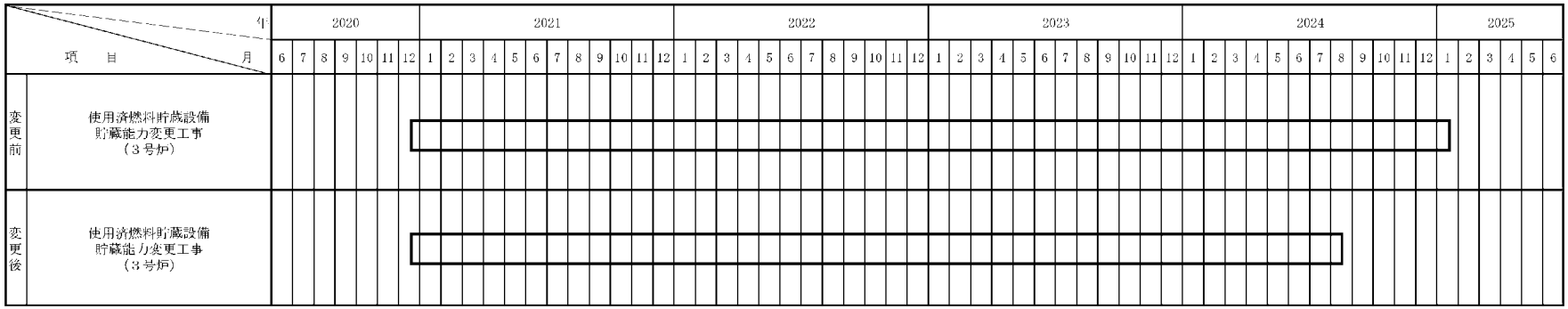
〈2020.2.20 変更〉

工　事　計　画



〈2020.4.9 変更〉

工 事 計 画



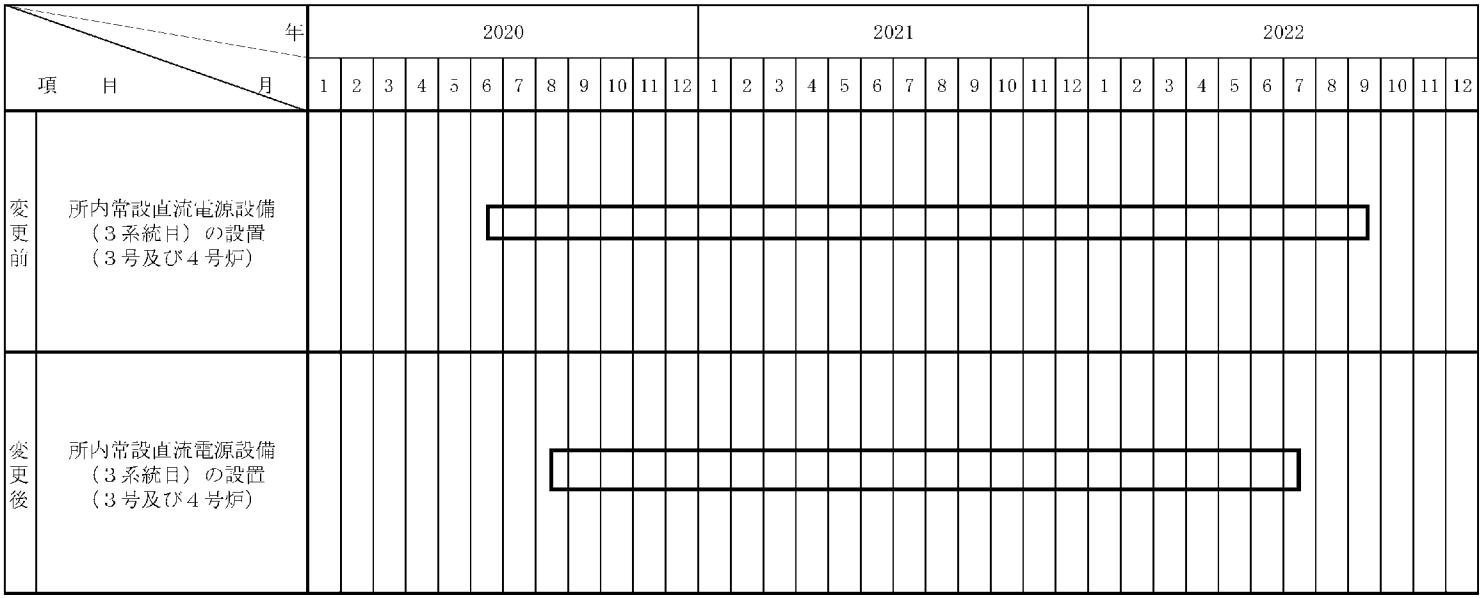
〈2020.4.28 変更〉

工 事 計 画

項目 ＼ 年月		2020											
		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（３号及び４号炉）												
変更後	有毒ガス防護対策に係る工事（３号及び４号炉）												

〈2020.6.19 変更〉

工　事　計　画



〈2020.8.28 変更〉

工 事 計 画

項目 ＼ 年	月	2020												2021												2022											
		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	所内常設直流電源設備（３系統目）の設置（３号及び４号炉）																																				
変更後	所内常設直流電源設備（３系統目）の設置（３号及び４号炉）																																				

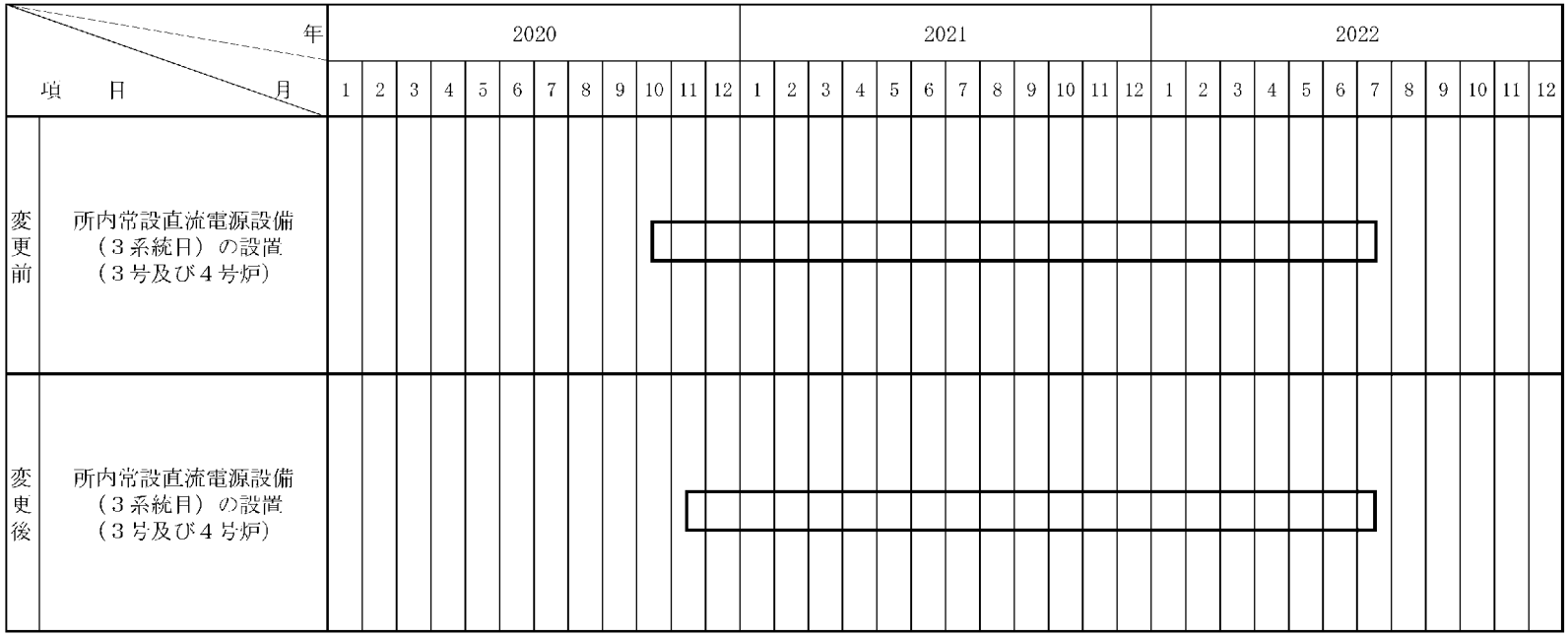
〈2020.10.30 変更〉

工 事 計 画

項目 ＼ 年月		2020											
		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（３号及び４号炉）												
変更後	有毒ガス防護対策に係る工事（３号及び４号炉）												

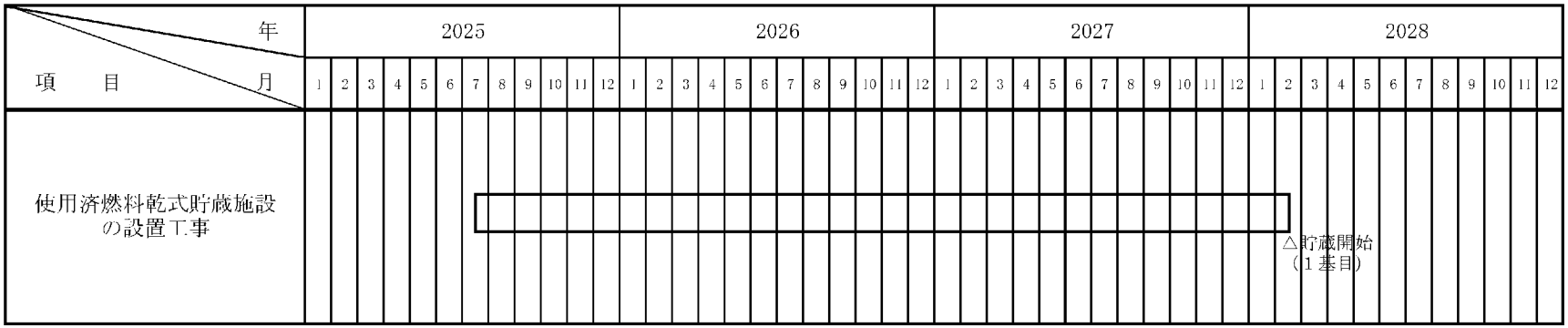
〈2020.10.30 変更〉

工　事　計　画



〈2021.4.28追加〉

工　事　計　画



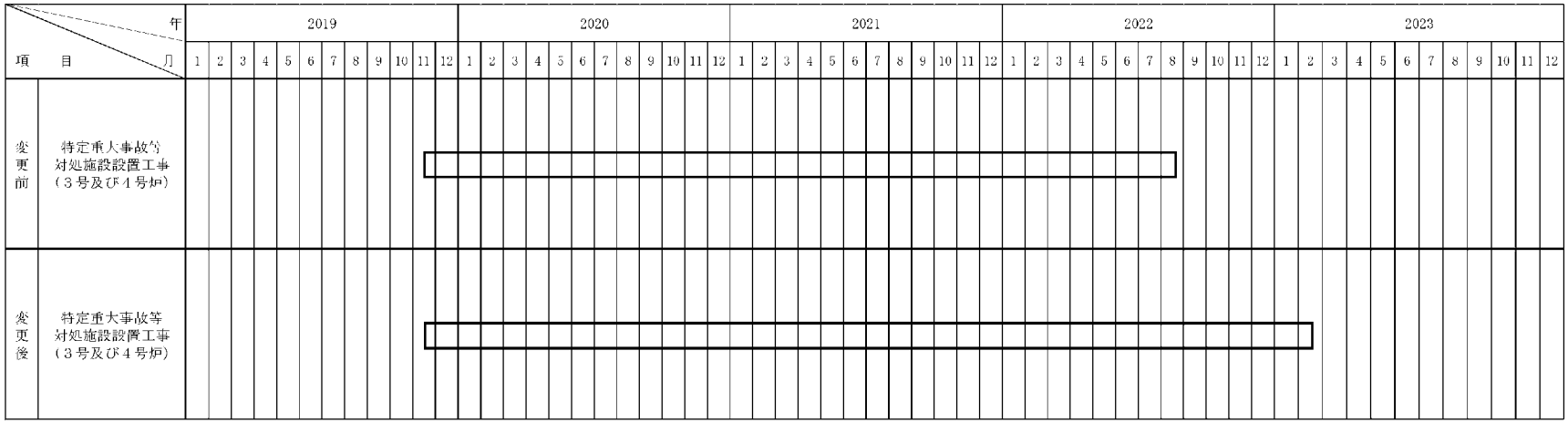
〈2022.1.31 変更〉

工　事　計　画

	項目 ＼ 年	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
変更前	原子炉安全保護計装盤等の更新（３号及び４号炉）																								
変更後	原子炉安全保護計装盤等の更新（３号及び４号炉）																								

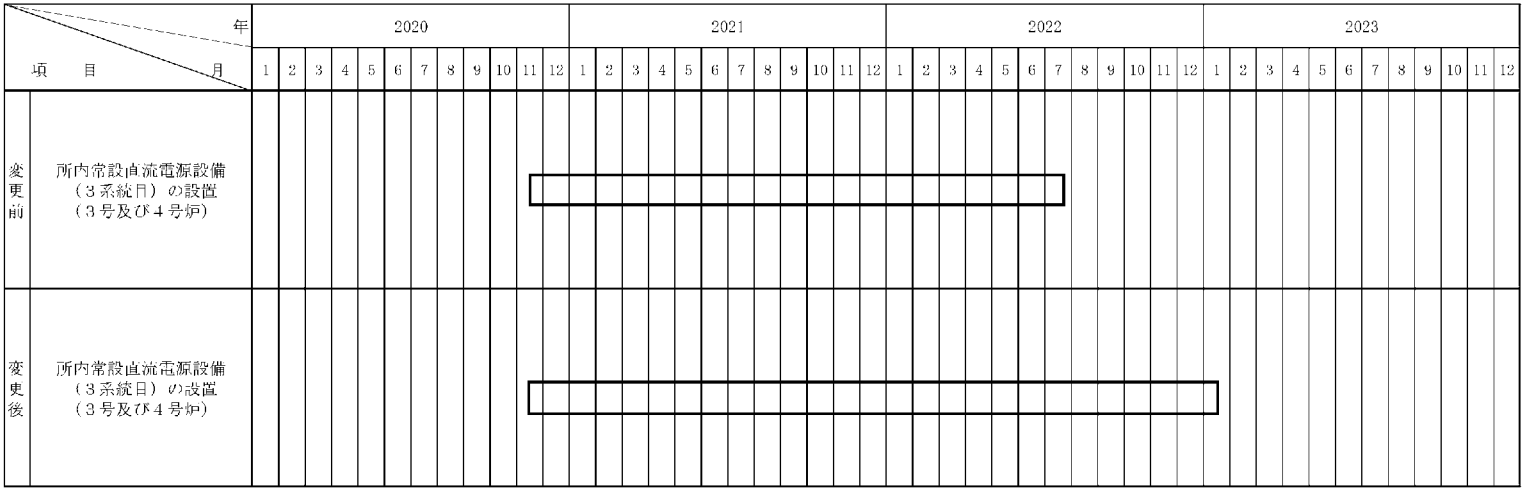
〈2022.3.30 変更〉

工 事 計 画



〈2022.3.30 変更〉

工 事 計 画



〈2022.3.30 変更〉

工　事　計　画

項目	年	2021												2022												2023											
	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
変更前	原子炉安全保護計装盤等の更新（３号及び４号炉）																																				
変更後	原子炉安全保護計装盤等の更新（３号及び４号炉）																																				

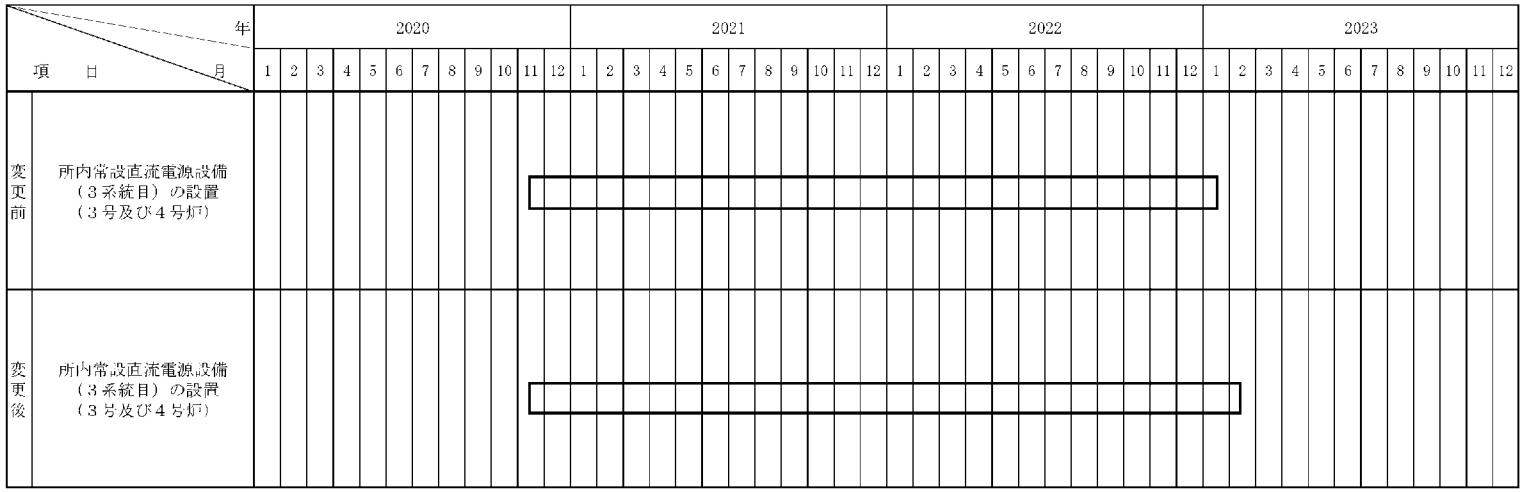
〈2022.11.7 変更〉

工 事 計 画

	年	2021												2022												2023											
項 目	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
変更前	原子炉安全保護計装盤等の更新（3号及び4号炉）																																				
変更後	原子炉安全保護計装盤等の更新（3号及び4号炉）																																				

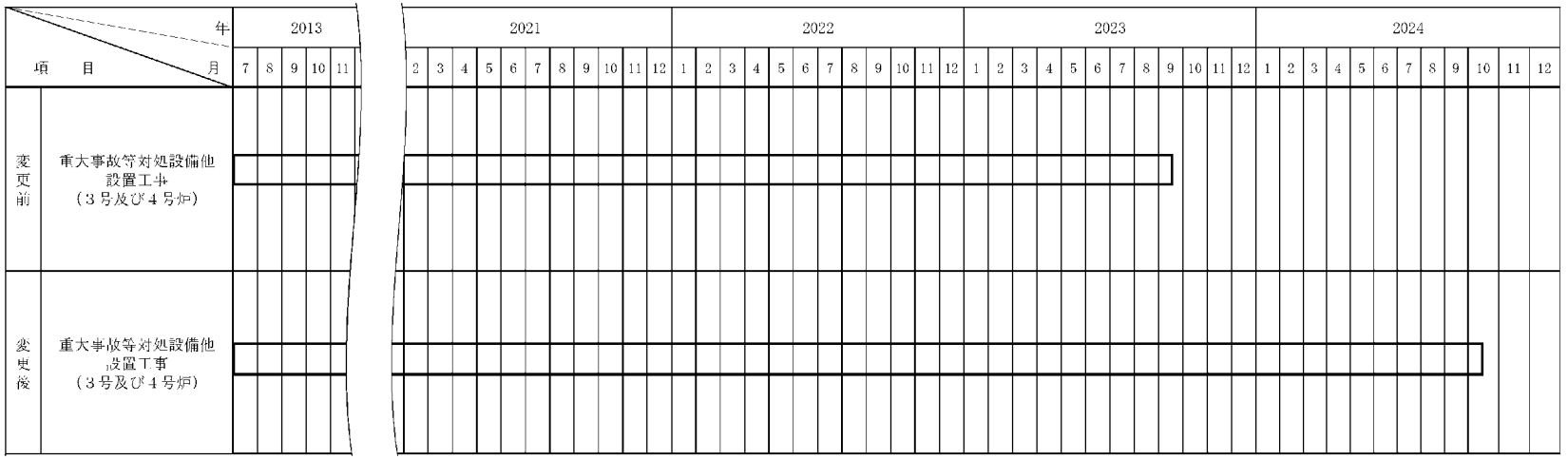
〈2023.1.13 変更〉

工 事 計 画



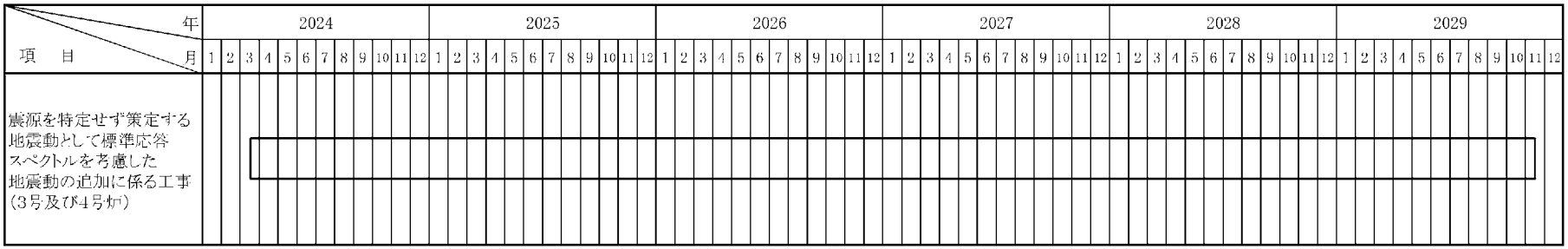
〈2023.3.30 変更〉

工 事 計 画



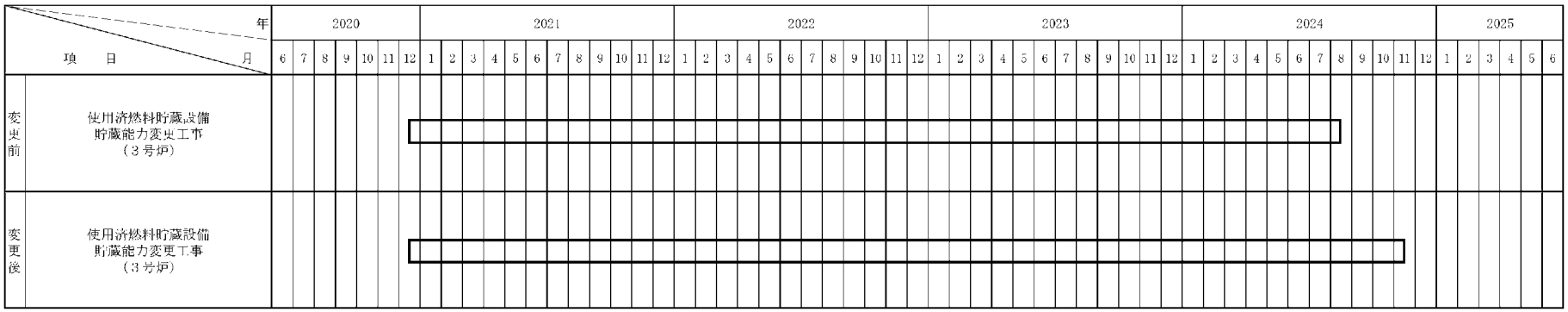
〈2024.2.7 追加〉

工 事 計 画



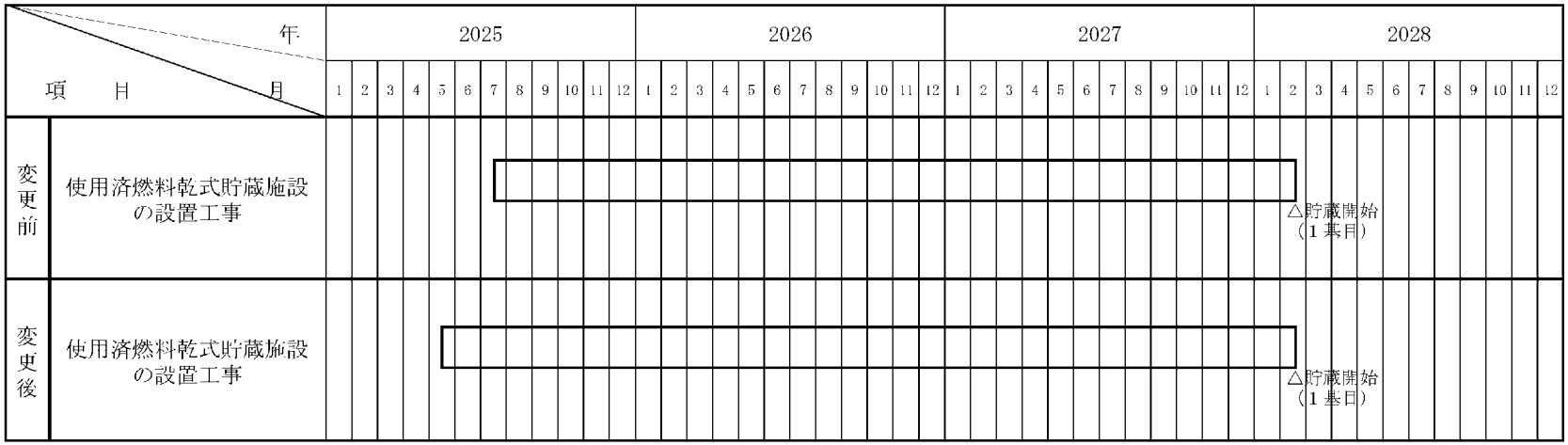
〈2024.2.16 変更〉

工 事 計 画



〈2024.6.10 変更〉

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

イ．種　　類

ａ．二酸化ウラン焼結ペレット（一部ガドリニアを含む）

ｂ．ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレット

ロ．年間予定使用量

現在予定している燃料取替方式では、二酸化ウラン及びウラン・プルトニウム混合酸化物の年間平均使用量は、約26tである。

そのうち、ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレットに含まれるプルトニウムの年間平均使用量は、約0.5t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39,000MWd/t

プルトニウム含有率　約9wt％

（ウラン235濃縮度　約4.1wt％
核分裂性プルトニウム割合　約68％
母材ウラン235濃度　約0.2wt％）

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を含め、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17年９月７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、換気空調設備、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線及びスカイシャイン線による敷地等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、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等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容器、原子炉周辺建屋の大部分、原子炉補助建屋の大部分、燃料取替用水タンク建屋、固体廃棄物貯蔵庫、蒸気発生器保管庫、廃棄物処理建屋、焼却炉建屋、雑固体溶融処理建屋の大部分、使用済燃料乾式貯蔵建屋の大部分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を不必要な外部被ばくから防護するため、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、換気空調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、活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気、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）活性炭式希ガスホールドアップ装置から放出される希ガス

活性炭式希ガスホールドアップ装置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、活性炭式希ガスホールドアップ装置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）原子炉補助建屋等の換気により放出される希ガス及びよう素

原子炉補助建屋等の換気により放出される希ガス及びよう素の放出量は、原子炉補助建屋等への１次冷却材の漏えい率、原子炉補助建屋等で漏えい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、２号、３号及び４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　2.2×10^{15}Bq／ｙ（希ガス）

5.8×10^{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、燃料取扱棟機器ドレン、格納容器床ドレン、補助建屋床ドレン、燃料取扱棟床ドレン、薬品ドレン、洗たく排水、手洗い排水、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、２号、３号及び４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　1.4×10^{11}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。

ドラムに封入又は固型化、こん包等の措置を講じた固体廃棄物は、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

１号炉及び２号炉の取り外した蒸気発生器４基等、１号炉、２号炉及び３号炉の取り外した原子炉容器上部ふた３基等並びに１号炉及び２号炉の取り外した炉内構造物２基等は、蒸気発生器保管庫に貯蔵保管する。

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蒸気発生器保管庫は管理区域とし、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) ガス減衰タンク又は活性炭式希ガスホールドアップ装置からの排気

希ガスの年間放出量及びγ線実効エネルギは、それぞれ 3.5×10^{14}Bq／y 及び 3.4×10^{-2}MeV／dis（１号及び２号炉各炉）、2.9×10^{14}Bq／y 及び 1.6×10^{-2}MeV／dis（３号炉）並びに 2.9×10^{14}Bq／y 及び 1.6×10^{-2}MeV／dis（４号炉）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 2.5×10^{13}Bq／y 及び 4.3×10^{-2}MeV／dis（１号及び２号炉各炉）、2.6×10^{13}Bq／y 及び 4.3×10^{-2}MeV／dis（３号炉）並びに 2.6×10^{13}Bq／y 及び 4.3×10^{-2}MeV／dis（４号炉）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 1.6×10^{13}Bq／y 及び 4.4×10^{-2}MeV／dis（１号及び２号炉各炉）、

1.0×10^{13}Bq／y 及び 4.4×10^{-2}MeV／dis（３号炉）並びに 1.0×10^{13}Bq／y 及び 4.4×10^{-2}MeV／dis（４号炉）とする。

（d） 原子炉補助建屋等の換気

希ガスの年間放出量及びγ線実効エネルギは、それぞれ 1.9×10^{14}Bq／y 及び 8.5×10^{-2}MeV／dis（１号及び２号炉各炉）、2.0×10^{14}Bq／y 及び 8.5×10^{-2}MeV／dis（３号炉）並びに 2.0×10^{14}Bq／y 及び 8.5×10^{-2}MeV／dis（４号炉）とする。

b. 気象条件

気象条件は、現地における 1981 年１月から 1981 年 12 月まで（１号及び２号炉各炉）及び 2016 年１月から 2016 年 12 月まで（３号及び４号炉各炉）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、１号炉及び２号炉並びに３号炉及び４号炉それぞれ、将来の集落の形成を考慮し、３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７方位の敷地等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、２号炉、３号炉及び４号炉それぞれ 3.7×10^{10}Bq／y、トリチウムは３号炉及び４号炉それぞれ 7.4×10^{13}Bq／y、１号炉及び２号炉それぞれ 3.7×10^{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（補機冷却水を含む。）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（補機冷却水を含む。）は、３号炉及び４号炉それぞれ $2.06\times10^{9}m^{3}$／y、１号炉及び２号炉それぞれ $9.41\times10^{8}m^{3}$／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 8.7×10^{8}Bq／y（１号及び２号炉各炉）、5.4×10^{8}Bq／y（３号炉）及び 5.4×10^{8}Bq／y（４号炉）、Ｉ－133 について 7.3×10^{8}Bq／y（１号及び２号炉各炉）、6.4×10^{8}Bq／y（３号炉）及び 6.4×10^{8}Bq／y（４号炉）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 2.1×10^{9}Bq／y（１号及び２号炉各炉）、1.5×10^{9}Bq／y（３号炉）及び 1.5×10^{9}Bq／y（４号炉）、Ｉ－133 について 4.6×10^{8}Bq／y（１号及び２号炉各炉）、3.2×10^{8}Bq／y（３号炉）及び 3.2×10^{8}Bq／y（４号炉）とする。

（c） 原子炉補助建屋等の換気

よう素の年間放出量は、Ｉ－131 について 8.3×10^{9}Bq／y（１号及び２号炉各炉）、1.0×10^{10}Bq／y（３号炉）及び 1.0×10^{10}Bq／y（４号炉）、Ｉ－133 について 1.5×10^{10}Bq／y（１号及び２号炉各炉）、1.7×10^{10}Bq／y（３号炉）及び 1.7×10^{10}Bq／y（４

号炉）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 2.8×10^{9}Bq／y（1号及び2号炉各炉）、3.0×10^{9}Bq／y（3号炉）及び 3.0×10^{9}Bq／y（4号炉）とする。

b.　気象条件

ハ(1)(ⅰ)b.と同じとする。

c.　計算地点

実効線量の計算は、1号炉及び2号炉並びに3号炉及び4号炉それぞれ行う。

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、3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7方位の敷地等境界外であって、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、3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7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

敷地等境界外における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 1.9μSv、年間約 2.8μSv 及び年間約 1.9μSv となり、合計は年間約 6.6μSv である。

敷地等境界外における３号炉及び４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 1.1μSv、年間約 1.3μSv 及び年間約 0.7μSv となり、合計は年間約 3.1μSv である。

したがって、１号炉及び２号炉並びに３号炉及び４号炉の放射性廃棄物廃棄施設の設計及び管理により、「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発電用原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量が、人の居住の可能性のある敷地等境界外において年間 50μSv 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(3,423MWt)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(307.1℃)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 の評価では統計的熱設計手法を使用するため、初期定常の誤差の効果はパラメータの不確かさを統計的に考慮する因子（DNBR 乗数）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 1.5 秒）

蒸気発生器水位低

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

12.04MPa[gage]（応答時間 2.0 秒）

主蒸気ライン圧力低

3.35MPa[gage]（応答時間 2.0 秒）

原子炉格納容器圧力高

0.048MPa[gage]（応答時間 2.0 秒）

(b) 主蒸気ライン隔離信号

主蒸気ライン圧力低

3.35MPa[gage]（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

0.205MPa[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、0～0.51(△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、291.7℃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 7.5×10^{-4}(△K／K)／s とする。

(d) 実効遅発中性子割合（βeff）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 7.5×10^{-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、1.87 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(82m^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3,100ppm）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、充てんポンプ３台運転時の全容量(57m^3／h)とする。

(c) 初期ほう素濃度は 2,100ppm とする。

(d) 反応度停止余裕は 0.016△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 70%とする。また、１次冷却材平均温度の初期値は 70%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 20 秒で定格流量に達するものとする。

(c) 減速材密度係数は 0.51(△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。

(f) 停止ループの１次冷却材ポンプ起動により反応度が添加され、原子炉出力が上昇すれば、「出力領域中性子束高（高設定）」信号により原子炉は自動停止する。

(g) 燃料中心温度の評価では、初期値は DNBR の評価を用いた値に定格誤差を考慮して、それぞれ最大出力、最高温度及び最低圧力とする。

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) 崩壊熱は、(a)項の初期原子炉出力で無限時間運転した場合を考える。

(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、4基の蒸気発生器に合わせて125m^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 0.51(△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 0.016△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 291.7℃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、8.17MPa[gage]にて 440t／h とする。

(e) １台の高圧注入ポンプのみが作動し、ほう素濃度 3,100ppm 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。

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、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。

(h) 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。

(i) DNBR の計算には、Ｗ－３相関式を使用する。

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 0.51(△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230%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台の高圧注入ポンプにより、ほう素濃度3,100ppm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「原子炉冷却材系の停止ループの誤起動」において約1.29であり、許容限界値である1.17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、二酸化ウラン燃料は約2,300℃、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は約2,280℃であり、それぞれの解析上の判断基準である二酸化ウラン燃料2,590℃、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料2,500℃を下回っている。

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、最も厳しくなる二酸化ウラン燃料で約367kJ／kgであり、燃料の許容限界値である712kJ／kg（「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 18.5MPa[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0.392MPa[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

アニュラス空気浄化系

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) 射性物質放出の防止機能

放射性気体廃棄物処理系の隔離弁

(b) 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)の断面積の2倍の面積で配管の長さ方向のスプリット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 41.5kW／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

26.9m^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　34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、あるいは「原子炉圧力低」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、核分裂生成物の崩壊熱としては、ＡＮＳＩ／ＡＮＳ－5.1－1979に基づいて三菱原子力工業（株）の作成した曲線を使用する。また、アクチニドの崩壊熱も考慮する。

(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0%及び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27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) 方壊熱は初期原子炉出力で無限時間運転した場合の値を使用する。

(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３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 0.016△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291.7℃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)　１台の高圧注入ポンプのみが作動し、燃料取替用水タンクのほう素濃度3,100ppm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。

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、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309.3℃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293.9℃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	0.12% △Ｋ／Ｋ
サイクル末期高温全出力	0.18% △Ｋ／Ｋ
サイクル初期高温零出力	0.66% △Ｋ／Ｋ
サイクル末期高温零出力	0.87% △Ｋ／Ｋ

(f) 実効遅発中性子割合（βeff ）は以下の値を使用する。

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷する場合

サイクル初期　　0.47%

サイクル末期　　0.41%

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷しない場合

サイクル初期　　0.52%

サイクル末期　　0.44%

(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　　7.0

サイクル末期高温全出力　　6.8

サイクル初期高温零出力　　15

サイクル末期高温零出力　　25

(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、両者の影響を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（「RIE 評価指針」に示す 65cal／g 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)　事故発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の 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サージタンク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） 活性炭式希ガスホールドアップ装置及び体積制御タンクパージラインは、事故後 20 分は隔離されないものとし、この間の希ガスの放出を考慮する。

（e） 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。

（f） 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 2016 年１月から 2016 年 12 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)　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、原子炉トリップの 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次冷却系の除熱を開始する（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 279℃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) 事故発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の 102%で運転されていたものとする。その運転時間は燃料を1／3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 30,000 時間とする。

(b) 破損側蒸気発生器は、事故発生後 51 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 90 t 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 40 t 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 9.2×10^{13}Bq、希ガス約 4.4×10^{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 1.5×10^{15}Bq、希ガス約 4.3×10^{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、$1.23\times10^{-2}\mathrm{min}^{-1}$ 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 2016 年１月から 2016 年 12 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い中の燃料集合体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 30,000 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、全量が燃料取扱棟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) 燃料取扱棟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 2016 年 1 月から 2016 年 12 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、発電用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１／３ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、

最高 30,000 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６分とする。

(f) 以下の２ケースについて単一故障を仮定する。

(f-1) 動的機器の単一故障として、ディーゼル発電機１台の不作動を仮定する。

(f-2) 事故後長期間にわたる静的機器の単一故障として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管１箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を仮定する。

(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を下回らないような値とし、以下の漏えい率とする。

(g-1)　動的機器の単一故障を仮定した場合

漏えい率（％／ｄ）	時間区分（s）		
0.13	0	～	70
0.14	70	～	700
0.13	700	～	1,800
0.12	1,800	～	6,500
0.11	6,500	～	17,000
0.10	17,000	～	31,000
0.09	31,000	～	55,000
0.08	55,000	～	120,000
0.07	120,000	～	310,000
0.06	310,000	～	1,200,000
0.05	1,200,000	～	2,592,000

(g-2)　静的機器の単一故障を仮定した場合

漏えい率（％／ｄ）	時間区分（s）		
0.13	0	～	76
0.14	76	～	490
0.13	490	～	1,100
0.12	1,100	～	2,900
0.13	2,900	～	13,000
0.12	13,000	～	31,000
0.11	31,000	～	56,000
0.10	56,000	～	110,000
0.09	110,000	～	210,000
0.08	210,000	～	430,000
0.07	430,000	～	1,100,000
0.06	1,100,000	～	2,592,000

(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２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。

(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、$4 \times 10^{-3} m^3/h$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$1,600 m^3$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) 原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物による直接線量については、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)　原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした核分裂生成物はアニュラス部内に均一に分布するものとする。

(r-3)　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、原子炉格納容器及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物からの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-4)　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、アニュラス部及び再循環系を経て排気筒から放出される希ガス及びよう素は排気筒放出とし、アニュラス部以外から漏えいする希ガス及

びよう素は地上放出とする。

(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2016年1月から2016年12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13%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　　0.33 %

よう素　　0.165%

(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。

(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　　0.127 %／d

その後 29 日間　　0.0635％／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

26.9m^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全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。

また、動的機器の単一故障のケースの他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管１箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。

（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、核分裂生成物の崩壊熱としては、ANS5.1の与える値に1.2を乗じたものを使用する。また、アクチニドの崩壊熱を考慮する。

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ー大破断ー」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

0.5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。

また、動的機器の単一故障のケースの他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。

(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ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で約1,006℃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－水反応量はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で燃料被覆管厚さの約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。

(c) 全炉心平均ジルコニウム－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

いて二酸化ウラン燃料は約 352kJ／kg、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は約 352 kJ／kg であり、制限値（「RIE 評価指針」に示す 230cal／g に相当。）から燃焼が最も進んだペレットの融点低下及びプルトニウム添加によるペレットの融点低下を考慮した解析上の判断基準である二酸化ウラン燃料の 833kJ／kg、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の 770kJ／kg をそれぞれ下回っている。

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 18.4MPa[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 0.320MPa[gage]であり、最高使用圧力である 0.392MPa[gage]を下回っている。この時の原子炉格納容器内温度は、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 3.5％であり、可燃限界である４％を下回っている。

e. 敷地等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 0.23mSv 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も対応を実施する。また、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。

重大事故等又は大規模損壊に対処し得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「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく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にあっては、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、当該操作等を明確にし、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、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

複数ルートのうち少なくとも１ルートは、想定される自然現象、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。）、溢水及び火災を想定しても、速やかに運搬、移動が可能なルートとするとともに、他の復旧可能なルートも確保する。

屋内及び屋外アクセスルートは、想定される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、森林火災及び高潮を、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。）に対して飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。また、重大事故等時の高線量下環境を考慮する。

想定される自然現象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事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち、洪水、地滑り及びダムの崩壊については、立地的要因により影響を受けることはない。また、生物学的事象、落雷及び電磁的障害については、直接の影響はない。

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る。また、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、八田浦貯水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、合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想定される自然現象のうち、地震による影響（周辺構造物の倒壊又は損壊、周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり）、風（台風）及び竜巻による影響（飛来物）、積雪、火山の影響（降灰）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、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、使用し、それらを運転できる要員を確保する。

また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上へ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、基準津波に対して、十分余裕を見た高さにアクセスルートを確保する。

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。

屋外アクセスルートは、想定される自然現象のうち凍結及び森林火災、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。）のうち飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び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、基準地震動による周辺斜面の崩壊や敷地下斜面のすべりで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。

不等沈下や地下構造物の損壊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が、想定を上回る段差が発生した場合は、ホイールローダ及びその他の重機による段差箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する。

アクセスルート上の風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響（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、想定を上回る積雪、火山の影響（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。

屋内アクセスルートは、津波及びその他想定される自然現象による影響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。）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた施設内に確保する。

屋内アクセスルートは、重大事故等時に必要となる現場操作を実施する活動場所まで移動可能なルートを選定する。また、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、通行に支障をきたさない措置を講じる。

屋外及び屋内の機器からの溢水が発生した場合については、適切な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。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。また、現場との連絡手段を確保し、作業環境を考慮する。

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及びその他の重機、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、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。複数ルートのうち少なくとも１ルート

は、想定される自然現象、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。）、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたさないよう、通行性を確保する等、「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する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並びに燃料供給会社からは燃料の供給及び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、資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援を、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等の確保を行い、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、原子力事業所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を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。）、発電所の緊急時対策本部（以下「緊急時対策本部」という。）が使用する手順書（以下「緊急時対策本部用手順書」という。）及び緊急時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複数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３号炉及び４号炉の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又は計器故障が疑われる場合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、炉心へ注水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、対応が遅れることで、原子炉格納容器の破損に至ることがないよう、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、準備に要する時間を考慮の上、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って行動できるように、社長は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運転手順書を整備し、判断基準を明記する。

重大事故等発生時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、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いた緊急時対策本部用手順書を整備し、判断基準を明記する。

(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、支援の具体的内容等、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。

運転手順書は、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。

事故発生時は、事象の判別を行う運転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原子炉格納容器破損を防止する事象ベースの運転手順書に移行する。

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原子炉格納容器破損を防止する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原子炉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する水位、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、重要監視パラメータと有効監視パラメータに位置づけて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又は計器故障が疑われる場合は、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。また、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。

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運転手順書に整理する。

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、重大事故等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及び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

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、教育及び訓練を計画的に実施する。

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緊急時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得られる力量に加え、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緊急時対策本部要員の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は、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を確認する。

現場作業に当たっている重大事故等対策要員が必要な作業を確実に完了できるよう、運転員（当直員）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施する。

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及び物理現象に関する知識の向上を図ることができる教育及び訓練等を実施する。

(b-2) 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、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。

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を計画的に実施する。

(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) 重大事故等発生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) 重大事故等発生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、要員の非常召集及び通報連絡を行い、発電所に自らを本部長とする緊急時対策本部を設置して対処する。

緊急時対策本部に、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、重大事故等発生時において、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、緊急時対策本部の本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。

休日、時間外（夜間）に重大事故等が発生した場合、緊急時

対策本部要員（指揮者等）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、重大事故等の発生連絡があった場合、発電所に駆けつける。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３号炉及び４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、土木建築設備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、複数号炉の同時被災の場合において以下のとおり対応できる組織とする。

緊急時対策本部は、複数号炉の同時被災の場合において、本部長の指示により３号炉及び４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。

緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び重大

事故等対策要員を発電所構内又は近傍に常時確保し、複数号炉の同時被災が発生した場合においても、確保した要員により、重大事故等対処設備を使用して３号炉及び４号炉の炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故等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、複数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。

各号炉の発電用原子炉主任技術者は、複数号炉の同時被災時に、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、緊急時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) 緊急時対策本部には、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助言を行う班、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緊急時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、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）を本部長とする緊急時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。

休日、時間外（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、発電所構内又は近傍に緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）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号炉ごと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（指揮者等）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（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の運転対応及び保修対応を行う重大事故等対策要員は、中央制御室に参集するとともに、緊急時対策本部要員（指揮者等）と初動後の保修対応を行う重大事故等対策要員は、代替緊急時対策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、緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び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）を含め要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた体制に係る管理を行う。

緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び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、休日、時間外（夜間）を含めて必要な要員を非常召集できるよう、緊急時対策本部要員に対して定期的に通報連絡訓練を実施する。

(c-6) 発電所における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) 緊急時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。）を備えた代替緊急時対策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、代替緊急時対策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、携帯型通話設備等を整備する。

(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。

緊急時対策本部の運営及び情報の収集を行う班が、本店対策本部と緊急時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、緊急時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、緊急時対策本部が事故対応に専念できるよう、技術支援組織として、事故拡大防止措置の支援を行う班、運営支援組織として、情報収集及び災害状況の把握を行う班、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からの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部品取替による復旧手段を整備する。また、設備の補修を実施するための放射線量低減、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。ここでは、発電用原子炉施設にとって過酷な大規模損壊が発生した場合においても、当該の手順書等を活用した対策によって緩和措置を講じることができることを説明する。

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た対応手順書を整備する。

上記に加え、確率論的リスク評価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み合わせについても考慮する。

また、事前予測が可能な自然現象については、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書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広範囲であり不確定性が大きく、重大事故等対策のようにあらかじ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。そこで、施設等の被害状況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、炉心の著しい損傷の緩和、原子炉格納容器の破損緩和、使用済燃料ピットの水位確保及び燃料体等の著しい損傷の緩和又は発電所外への放射性物質の放出低減のために効果的な

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その他のテロリズム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で事故対応の判断ができない場合、プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をと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にする。

(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その他のテロリズムの発生について、緊急地震速報、大津波警報、外部からの情報連絡等又は衝撃音、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）の判断を原子力防災管理者又は当直課長が行う。また、原子力防災管理者又は当直課長が以下の適用開始条件に該当すると判断すれば、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その他のテロリズムにより、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又は疑われる場合

- プラント監視機能又は制御機能が喪失した場合（中央制御室の喪失を含む）
- 使用済燃料ピットが損傷し、漏えいが発生した場合
- 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した場合
- 大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合

(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した後、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択する。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原子炉停止状況などのプラント状況把握が困難な場合には、外からの目視による確認及び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、中央制御室又は代替緊急時対策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、外からの目視に加えて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、緩和操作を選択するための判断フローに個別操作への移行基準を明確にする。

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き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、確保できる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緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）、重大事故等対策要員、専属自衛消防隊員の一部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-3-3-1)項に示す５つの項目に関する緩和等の措置の対応を行う。人命救助が必要な場合は原子力災害へ対応しつつ、人命の救助を要員の安全を確保しながら行う。

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、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斜面崩壊による土砂、建屋等の損壊によるがれき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並びに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、把握した対応可能な要員数、使用可能な設備及び施設の状態に応じて選定する。

(a-3-2-1)　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、外観から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。

外観から原子炉格納容器が健全であることや原子炉施設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措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、炉心損傷緩和の措置を実施する。

使用済燃料ピットへの対応については、外観から燃料取扱棟が健全であることや使用済燃料ピット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注水を行う。また、水位の維持が不可能又は不明と判断した場合は建屋内部又は外部からのスプレイを行う。

(a-3-2-2)　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）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員により発電用原子炉施設の状況を速やかに把握し、緩和操作を選択するための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行性を総合的に判断し、必要な緩和措置を実施する。

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。

(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、以下の（a-3-3-1）項の５つの活動又は緩和対策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、重大事故等時では有効に機能しない設備等が大規模損壊のような状況下では有効に機能する場合も考えられるため、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設備等を活用した手段を可搬型設備等による対応手順等として整備する。

また、以下の（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等を用いた手順、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計測するための手順、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。

なお、(a-3-3-2) 項から（a-3-3-14）項で整備した手順のうち大規模損壊に特化した手順を(a-3-3-15)項に示す。

(a-3-3-1)　５つの活動又は緩和対策を行うための手順書

(a-3-3-1-1)　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発電所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、早期に準備可能な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でも、事故対応とは独立した通信手段を用いるために、消火活動専用の無線連絡設備の回線を使用することとし、全体指揮者の指揮の下対応を行う。

(a-3-3-1-2)　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、２次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び減圧を優先し、２次冷却系からの除熱機能が喪失している場合は、１次冷却系統の減圧及び原子炉への注水を行う。

・　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、多様な炉心注水手段から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、可搬型設備による炉心注水により原子炉を冷却する。また、１次冷却材喪失事象が発生していない場合は、２次冷却系からの除熱による原子炉冷却を行う。

・　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、２次冷却系からの除熱による原子炉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から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。

（a-3-3-1-3）　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、２次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び減圧を優先し、２次冷却系からの除熱機能が喪失している場合は１次冷却系統の減圧及び原子炉への注水を行う。また、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手段により、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止する。

・　炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉容器内に残存する場合は、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から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、２次冷却系からの除熱による原子炉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又は、多様な格納容器スプレイ手段から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から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、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する。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、多様な炉心注水手段から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原子炉格納容器周囲のアニュラス部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。

(a-3-3-1-4)　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、(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。

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等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、外観から燃料取扱棟が健全であること、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注水を優先して実施し、常設設備による注水ができない場合は、可搬型設備による注水、内部からのスプレイ等を実施し、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する。また、注水操作を行っても使用済燃料ピットの水位維持ができない大量の漏えいが発生した場合、燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱棟に近づけない場合は、放水砲により燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。

(a-3-3-1-5)　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の燃料体等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-3-3-6）項及び（a-3-3-11）項から（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。

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、可搬型設備による代替格納容器スプレイを実施する。すべての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の燃料体等の著しい損傷に至った場合は、使用済燃料ピットへの外部からのスプレイによる放射性物質の放出低減を優先して実施し、燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱棟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て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て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、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水する手順

(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の手順に加えて、以下の手順を整備する。

・　1.5の手順を実施するに当たり、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順

(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注水する手順

・　1.6の手順を実施するに当たり、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順

(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注水する手順

・　1.7の手順を実施するに当たり、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順

(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水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の手順に加えて、以下の手順を整備する。

・　全交流動力電源及び直流電源が喪失した場合、可搬型バッテリにより、アニュラス水素濃度計測装置に電源を供給する手順

(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注水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棟の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱棟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からのスプレイを行う手順

(a-3-3-12)　「1.12 発電所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、原子炉周辺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注水する手順

(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。

・　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の手順に加えて、以下の手順を整備する。

・　非常用母線２系統が損傷した場合に、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）、変圧器車及び可搬型分電盤により、アニュラス空気浄化ファン、電気式水素燃焼装置、可搬型格納容器水素濃度計電源盤及びサンプリング弁に電源を供給する手順

(a-3-3-15)　「2.1 可搬型設備等による対応手順等」

可搬型設備等による対応手順等のうち、大規模損壊に特化した手順を以下に示す。

(a-3-3-15-1)　Ｂ充てんポンプ（自己冷却）で注入し、加圧器逃がし弁を開とする手順

(a-3-3-15-2)　消防自動車を可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口に接続し、原子炉に注水する手順

(a-3-3-15-3)　消防自動車を可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口に接続し、原子炉格納容器に注水する手順

(a-3-3-15-4)　使用済燃料ピットへ可搬型ディーゼル注入ポンプで注水する手順

(a-3-3-15-5)　使用済燃料ピットへ消防自動車でスプレイする手順

(a-3-3-15-6)　大津波警報発令時、八田浦貯水池を移動式大容量ポンプ車の取水源とする手順

(a-3-3-15-7)　可搬型バッテリを使用してアニュラス水素濃度を計測する手順

(a-3-3-15-8)　可搬型代替所内電気設備による原子炉格納容器破損を防止するための設備へ給電する手順

(a-3-3-15-9)　可搬型計測器を現場盤に接続し計測する手順

(a-3-3-15-10) 移動式大容量ポンプ車によるＡ系格納容器再循環ユニットへの海水通水を実施する際、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順

これら手順のうち、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については、(a-3-3-15-1) 項から (a-3-3-15-3) 項及び (a-3-3-15-9) 項が該当する。

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については、(a-3-3-15-1) 項から (a-3-3-15-3) 項及び (a-3-3-15-6) 項から (a-3-3-15-10) 項が該当する。

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並びに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については、(a-3-3-15-4) 項から (a-3-3-15-6) 項が該当する。

(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、訓練の実施及び体制の整備を図る。

(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

大規模損壊への対応のための緊急時対策本部要員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、専属自衛消防隊員への教育及び訓練については、火災防護の対応に関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緊急時対策本部要員（指揮者等）への個別の教育及び訓練を実施する。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及び訓練の充実を図る。

(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緊急時対策本部の体制を整える。

また、休日、時間外（夜間）においても、発電所構内又は近傍に運転員（当直員）12名、緊急時対策本部要員（指揮者等）４名、重大事故等対策要員36名、専属自衛消防隊員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、発電所構内及び近傍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。

(b-3-1)　休日、時間外（夜間）における副原子力防災管理者を含む対応要員は、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、発電所構内に勤務している他の要員を緊急時対策本部での役務に割り当てる等の措置を講じる。

(b-3-2) プルーム放出時は代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）に残る要員（以下「最低限必要な要員」という。）は代替緊急時対策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。プルーム通過時、最低限必要な要員以外の要員は発電所外へ一時避難し、その後、最低限必要な要員と交代する要員として発電所へ再度非常召集する。

(b-3-3) 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、専属自衛消防隊は消火活動を実施する。また、原子力防災管理者が、事故対応を実施又は継続するために、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。これら大規模損壊発生時の火災対応については、休日、時間外（夜間）時には副原子力防災管理者の指揮命令系統の下で消火活動を行う。

(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

大規模損壊発生時における外部支援体制は、「(1)（ｉ）c.支援に係る事項」で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。

(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考慮する。

(c-1-1)　屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生じ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によ

り必要な機能を喪失し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。

(c-1-2) 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等及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋並びに屋外の設計基準事故対処設備等又は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、複数箇所に分散して保管する。

(c-1-3) 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及び原子炉補助建屋から100m以上離隔をとった場所に分散して配備する。

(c-2-1) 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。

(c-2-2) 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備え、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及び小型放水砲等を配備する。

(c-2-3) 大規模損壊の発生時において、指揮者と現場間、発電所の内外との連絡に必要な通信手段を確保するため、多様な複数の通信手段を整備する。また、消火活動専用の通信連絡が可能な無線連絡設備を配備する。

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、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく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で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へ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

・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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

「（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で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、運転員（当直員）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であると原子力防災管理者又は当直課長が判断した場合、運転員（当直員）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[redacted]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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(a-2-2-1) 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。

(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の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。

発電所対策本部要員のうち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、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て整備する。

(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、複数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、発電所対策本部長の指示により３号炉及び４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、複数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、３号炉及び４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に速やかに対応するために、3号炉及び4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、[redacted]（3号及び4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[redacted]、3号及び4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[redacted]（3号及び4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[redacted]、3号及び4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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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、最低限必要な要員は緊急時対策所に留まり、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[redacted]に留まる。

(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のテロリズムによる重大事故等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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

及び燃料等、[redacted]内に留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[redacted]が要員の交代なしに７日間、[redacted]に留まり対応活動が可能なよう資機材を配備する。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・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において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、重大事故等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設置許可基準規則等に基

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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の知見を踏まえ、設置許可基準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。）の特徴を踏まえた確率論的リスク評価上の取扱いに従い、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次冷却系統（以下「１次系」という。）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動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び１次冷却材ポンプ軸封（以下「RCP シール」という。）部からの１次冷却材の流出（以下「RCP シール LOCA」という。）が発生する事故並びに外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故

(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動力電源が喪失し、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

大破断 LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環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及び高圧再循環機能が喪失する事故

(a-8)　格納容器バイパス

インターフェイスシステム LOCA 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動力電源が喪失し、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動力電源が喪失し、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、設置許可基準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、運

転停止中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）

燃料取出前の浄化運転（以下「ミッドループ運転」という。）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動力電源が喪失し、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 20.59MPa[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 0.392MPa[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 0.784MPa[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 144℃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 0.392MPa[gage]の 2 倍の圧力 0.784MPa[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体等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並びに運転員(当直員)及び重大事故等対策要員(以下「運転員等」という。)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、3号炉と4号炉で異なる解析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等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、操作場所までのアクセスルートの状況、操作場所の作業環境等を踏まえ、実現可能と考えられる操作時間の想定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（3,411MWt）に正の定常誤差（定格値の＋２％）を考慮した値を用いるものとする。

（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（307.1℃）に正の定常誤差（＋2.2℃）を考慮した値を用いるものとする。

（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ものとする。

（事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く。）

・１次冷却材全流量は熱設計流量を用いるものとする。

・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。また、使用する崩壊熱はウラン燃料及び３号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮するものとする。

・炉心バイパス流量割合は 5.5%（標準値）を用いるものとする。

・即発中性子寿命、実効遅発中性子割合、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ものとする。

・加圧器保有水量の初期値は 60%体積（標準値）を用いるものとする。

・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 50t を用いるものとする。

・原子炉格納容器の自由体積は、72,900m^3を用いるものとする。

・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を用いるものとする。

・原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は、49℃及び 9.8kPa[gage]（標準値）を用いるものとする。

・主要機器の形状に関する条件として、原子炉容器、１次冷却材ポンプ、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設計値を用いるものとする。

(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

・原子炉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ものとする。

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 1.5 秒）

蒸気発生器水位低

蒸気発生器狭域水位 11％（応答時間 2.0 秒）

また、工学的安全施設作動信号のうち、ECCS 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ものとする。

原子炉圧力低

12.04MPa[gage]（応答時間 2.0 秒）

（ただし、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」及び「ECCS 再循環機能喪失」を除く。）

・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用いるものとす

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用いるものとする。

加圧器逃がし弁容量：95t／h（１個当たり）

加圧器安全弁容量　：190t／h（１個当たり）

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ものとする。

・格納容器再循環ユニットは２基作動し、１基当たり除熱特性（標準値：100℃～約 168℃、約 4.1MW～約 11.2MW）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、2,100m^3を用いるものとする。

(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ヒートシンク、初期圧力は、以下の値を用いるものとする。

・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ものとする。

・原子炉格納容器の初期圧力は、０kPa[gage]を用いるものとする。

(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、原子炉停止後に取り出された全炉心の燃料体及び以前から貯蔵されている使用済燃料の崩壊熱の合計が、最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定して、３号炉 12.464MW、４号炉 10.794MW 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。

・使用済燃料ピットに隣接するピットの状態として、３号炉Ａピット及びＢピット、４号炉ピット並びに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、３号炉Ａピット及びＢピット、４号炉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、３号炉約 4.27m、４号炉約 4.41m 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（運転停止中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。また、使用する崩壊熱はウラン燃料及び３号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮するものとする。

・事象は、原子炉停止 72 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次系の初期水位は原子炉容器出入口配管の中心高さを 20cm 上回る高さとする。

・１次系開口部は、加圧器安全弁が３個取り外されているものとする。

・主要機器の形状に関する条件として、原子炉容器、１次冷却材ポンプ、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設計値を用いるものとする。

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、主給水流量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、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 280m^3／h、０～約 13.5MPa[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 を用いるものとする。

(a-6)　蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力　4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量　26.9m^3（１基当たり）

(a-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。

(a-7-1)　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、非常用所内交流動力電源が喪失し、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 LOCA が発生する場合の RCP シール部からの漏

えい率は、１次冷却材ポンプ１台当たり、定格圧力において約 109m^3／h とし、１次冷却材ポンプ４台からの漏えいを考慮するものとする。RCP シール LOCA が発生しない場合の RCP シール部からの漏えい率は、１次冷却材ポンプ１台当たり、定格圧力において 1.5m^3／h とし、１次冷却材ポンプ４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、事象発生の 60 秒後に４基の蒸気発生器に合計 200m^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４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、以下の値を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力　4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量　26.9m^3（１基当たり）

(b-8)　常設電動注入ポンプの炉心への注水流量は、１次系圧力 0.7MPa[gage]到達時点で代替炉心注水を開始することとし、30m^3／h を設定するものとする。

(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の 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、事象発生の 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 分後に行うものとする。

(b-10-5)　２次系強制冷却再開は、蓄圧タンク出口弁の閉止から 10 分後とし、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により、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、代替炉心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、大破断 LOCA が発生するものとし、破断口径は、低温側配管の口径である約 0.70m の完全両端破断とする。

(d-2) 安全機能としては、格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環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) ECCS 作動信号は、「原子炉圧力低」信号により発信するものとし、12.04MPa[gage]を作動限界値とする。また、応答時間は０秒とする。

(d-5) 炉心への注水は、再循環切替え前は高圧注入ポンプ２台及び余熱除去ポンプ２台を使用するものとし、再循環切替え後は高圧注入ポンプ２台を使用するものとする。炉心への注水流量として、最大注入特性（高圧注入特性：０～約 360m^3／h、０～約 15.8MPa[gage]、低圧注入特性：０～約 2,500m^3／h、０～約 1.5MPa[gage]）を用いるものとする。

(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、ECCS 作動限界値到達 60 秒後に４基の蒸気発生器に合計 370m^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、以下の値を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力　4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量　26.9m^3（１基当たり）

(d-8) 再循環切替えは、燃料取替用水タンク水位 16%到達後に行うものとする。

(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)　A、B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は、原子炉格納容器の最高使用圧力0.392MPa[gage]到達から30分後に開始するものとする。

(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（3,411MWt）を用いるものとする。

(e-2)　1次系圧力の初期値は、定格値（15.41MPa[gage]）を用いるものとする。

(e-3)　1次冷却材平均温度の初期値は、定格値（307.1℃）を用いるものとする。

(e-4)　減速材温度係数の初期値は、ウラン燃料を装荷した炉心において、炉心サイクル寿命中の変化及び取替炉心のばらつき等のプラント特性並びに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－16pcm／℃に設定するものとする。

(e-5)　ドップラ特性は、ウラン燃料を装荷した平衡炉心の特性（標準値）を設定するものとする。

(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ものとする。

(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、原子炉トリップ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作動設定値は、「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号設定値を下回る蒸気発生器狭域水位７％とする。

(e-11) 主蒸気ライン隔離は、多様化自動作動設備作動設定値到達17秒後に全ループの主蒸気隔離弁が閉止し、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台が自動起動し、多様化自動作動設備作動設定値到達60秒後に４基の蒸気発生器に合計 370m^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、炉心への注水流量として、最小注入特性（低圧注入特性：０～約 1,010m^3／h、０～約 0.9MPa[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、ECCS 作動限界値到達60秒後に４基の蒸気発生器に合計 370m^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４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、以下の値を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力　4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量　26.9m^3（１基当たり）

(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)　２次系強制冷却は、ECCS 作動信号発信から 10 分後に開始し、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により、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、低温側配管の口径である約 0.70m の完全両端破断とする。

(g-2)　安全機能としては、低圧再循環機能及び高圧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%到達時に行うものとし、再循環機能が喪失するものとする。

(g-5)　ECCS 作動信号は、「原子炉圧力低」信号により発信するものとし、12.04MPa[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、0.205MPa[gage]を作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。

(g-7) 炉心への注水は、再循環切替え前は高圧注入ポンプ2台及び余熱除去ポンプ2台を使用するものとする。炉心への注水流量として、最大注入特性（高圧注入特性：0～約360 m^3／h、0～約15.8MPa[gage]、低圧注入特性：0～約2,500 m^3／h、0～約1.5MPa[gage]）を用いるものとする。

(g-8) 格納容器スプレイポンプは、再循環切替え前は、格納容器スプレイとして格納容器スプレイポンプ2台を最大流量で使用するものとする。また、再循環切替え後は、1台を代替再循環による炉心注水として一定流量で使用し、もう1台を格納容器スプレイとして最大流量で使用するものとする。

(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、ECCS作動限界値到達60秒後に4基の蒸気発生器に合計370m^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、以下の値を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力　4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量　26.9m^3（1基当たり）

(g-11) 代替再循環時の炉心への注水流量は、200m^3／hを設定するものとする。

(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) 余熱除去系と格納容器スプレイ系間のタイラインを使用するB格納容器スプレイポンプによる代替再循環は、再循環機能喪失から30分後に開始するものとする。

(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、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去系の圧力上昇により、余熱除去系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ものとする。

(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2.5cm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10cm相当）

・原子炉格納容器外の余熱除去系機器等
（等価直径約2.8cm相当）

(h-1-4) 安全機能としては、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の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、高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、炉心への注水流量として、最大注入特性（高圧注入特性：0～約360m^3／h、0～約15.8MPa[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、ECCS 作動限界値到達 60 秒後に４基の蒸気発生器に合計 370m^3／h の流量で注水するものとする。

(h-1-8) ２次系強制冷却として、主蒸気逃がし弁４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-1-9) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力　4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量　26.9m^3（１基当たり）

(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) ２次系強制冷却は、ECCS 作動信号発信から 24 分後に開始し、開操作に１分を要するものとする。

(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により、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は、加圧器逃がし弁の開閉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) 高圧注入系から充てん系への切替えは、ECCS 停止条

件が成立すれば、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切り替えるものとする。

(h-1-11-5) 健全側余熱除去系による炉心冷却は、余熱除去運転条件が成立すれば開始するものとする。

(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、原子炉の自動停止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、高圧注入ポンプ２台を使用するものとし、炉心への注水流量として、最大注入特性（高圧注入特性：０～約 360m^3／h、０～約 15.8MPa[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、ECCS 作動限界値到達 60 秒後に４基の蒸気発生器に合計 370m^3／h の流量で注水するものとする。

(h-2-6) ２次系強制冷却として、健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁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-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は、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の閉止、破損側蒸気発生器への補助給水の停止及び破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉止を行うものとし、原子炉トリップ信号発信から 10 分後に操作を開始し、操作終了に約２分を要するものとする。

(h-2-7-2) 健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁による２次系強制冷却は、破損側蒸気発生器隔離の操作終了時点から開始し、開操作に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により、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は、加圧器逃がし弁の開閉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) 高圧注入系から充てん系への切替えは、ECCS 停止条件が成立すれば、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切り替えるものとし、切替えに２分を要するものとする。

(h-2-7-6) 充てんポンプによる炉心注水流量を調整することにより、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) 余熱除去系による炉心冷却は、余熱除去運転条件が成立すれば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) 事象進展解析の条件

(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、高温側配管の口径である約 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－水反応を考慮するものとする。

(a-1-1-5) タービン動補助給水ポンプ１台が自動起動し、事象発生の 60 秒後に４基の蒸気発生器に合計 200m^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、以下の値を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力　4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量　26.9m^3（１基当たり）

(a-1-1-7) 原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとし、代替格納容器スプレイ流量は、130m^3／h（標準値）を設定するもの

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Ａ、Ｂ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は、事象発生から 24 時間後に開始するものとする。

(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、発電用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、３号炉は燃料を１／３ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 30,000 時間とし、４号炉は燃料を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ものとする。

(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ものとする。

(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 を用いるものとする。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、0.125%／d を用いるものとする。

(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%を用いるものとする。

(a-1-2-8) アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生後 62 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はそのまま全量環境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ものとする。

(a-1-2-9) 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は、140m^3／h を設定するものとする。

(a-2) 格納容器過温破損

(a-2-1) 事象進展解析の条件

(a-2-1-1) 起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。

(a-2-1-2) 安全機能としては、非常用所内交流動力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 シール部からの漏えい率は、１次冷却材ポンプ１台当たり、定格圧力において 1.5m^3／h とし、１次冷却材ポンプ４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－水反応を考慮するものとする。

(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、以下の値を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力　4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量　26.9m^3（１基当たり）

(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 を用いるものとする。

(a-2-1-8) 原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとし、代替格納容器スプレイ流量は、130m^3／h（標準値）を設定するものとする。

(a-2-1-9) 静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置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、原子炉格納容器内の保有水量が 2,000m^{3}に到達した時点で原子炉格納容器の最高使用圧力0.392MPa[gage]に到達していない場合は、常設電動注入ポンプを一旦停止し、原子炉格納容器の最高使用圧力到達の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A、B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は、事象発生から24時間後に開始するものとする。

(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

用案内管と同等の径を用いるものとする。

(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を用いるものとする。

(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を用いるものとする。

(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、高温側配管の口径である約 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) 全炉心内ジルコニウム量の75%が水と反応することによる水素の発生を考慮するものとする。

また、水の放射線分解、金属腐食及びヒドラジンの放射線分解による水素の発生(標準値)を考慮するものとする。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ものとする。ヒドラジンの放射線分解では、水素の生成割合を 0.4 分子／100eV とする。

(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、全炉心内ジルコニウム量の 75%が水と反応して発生した水素が、全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4vol%、圧力0.15MPa[abs]時）を用いるものとする。また、装置については5基の設置を考慮するものとする。

(d-7) 電気式水素燃焼装置の効果は期待しないものとする。

(d-8) 格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプ2台を使用するものとし、最大流量を用いるものとする。

(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に拡がるものとする。

(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ものとする。

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。）－0.09m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、25m^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7時間50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、NWL－約1.41m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、25m^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7時間50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、余熱除去系による浄化及び冷却運転中に、余熱除去ポンプの故障等により、全ての余熱除去機能が喪失するものとする。

(a-2)　安全機能としては、起因事象の想定により、全ての余熱除去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)　炉心への注水は、充てんポンプ２台を使用するものとし、炉心への注水流量として、37m^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)　充てん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、非常用所内交流動力電源が喪失し、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による炉心への注水流量は、37m^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)　常設電動注入ポンプによる代替炉心注水は、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、余熱除去系から１次冷却材が流出するものとする。

(c-2)　余熱除去機能喪失までの１次冷却材の流出流量は 450m^3／h（標準値）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全ての余熱除去機能が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)　炉心への注水は、充てんポンプ２台を使用するものとし、炉心への注水流量として、45m^3／hを設定するものとする。

(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)　制御棒位置として全挿入状態を用いるものとする。

(d-2)　１次冷却材の有効体積は、261m^{3}を用いるものとする。

(d-3)　原子炉停止中の１次系は、３号炉は燃料取替用水タンク、４号炉は燃料取替用水ピットのほう酸水で満たされており、同タンク、ピットのほう素濃度は、3,100ppm とする。

(d-4)　臨界ほう素濃度は、３号炉 1,850ppm、４号炉 2,000ppm を用いるものとする。

(d-5)　起因事象として、原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により、１次冷却材中に純水が注水されるもの

とする。

(d-6)　1次系への純水注水の最大流量は、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」信号の設定値は停止時中性子束レベルの0.8デカード上を用いるものとする。

(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)　希釈停止は、「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、操作完了に1分を要するものとする。

(ⅲ)　評価結果

評価項目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を満足する。なお、「大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が

喪失する事故」並びに「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高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 1,006℃、燃料被覆管の酸化量は約１％となる。

(a-1) 燃料被覆管温度の最高値は約 891℃であり、不確かさを考慮しても 1,200℃以下である。

(a-2) 燃料被覆管の酸化量は約 1.7%であり、不確かさを考慮しても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「負荷の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 18.9MPa[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 20.59MPa[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「大破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環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 0.408MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力 0.392MPa[gage]の 2 倍の圧力 0.784MPa[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「大破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環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 140℃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「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、原子炉格納容器圧力の最高値は約 0.444MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力 0.392MPa[gage]の２倍の圧力 0.784MPa[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「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、原子炉格納容器内温度の最高値は約 144℃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 5.5TBq、100 日後までを考慮したとしても約 6.0TBq 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動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、約 1.8MPa[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」に代替格納容器スプレイ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 12.8vol%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、全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 0.497MPa[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 0.784MPa[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代替格納容器スプレイに

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扱時の燃料取扱棟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 1.3 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 0.939 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動力電源が喪失し、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分後に充てんポンプ又は常設電動注入ポンプによる炉心注水により、炉心が露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。また、燃料有効長頂部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ことから、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、事象進展に伴う1次冷却材中のほう素密度の低下による正の反応度帰還効果の方が大きくなることで、炉心反応度が正側に移行する場合がある。このため、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ほう素価値の大きいウラン炉心を対象に評価した結果、最も炉心反応度が大きくなる場合でも約－6.6％Δk／kであり、未臨界を確保できる。また、取替炉心のほう素価値は、ウラン炉心で同程度であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷により小さくなる方向であることから、事象進展中の反応度変化量も同程度又は小さくなり、取替炉心を考慮しても未臨界を確保できる。

このため、不確かさを考慮しても炉心が露出することはなく、未臨界は確保され、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、燃料及び電源が確保され、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、玄海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）

<table>
<tr><td colspan="4">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</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="3">運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉を緊急に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、自動での原子炉緊急停止及び手動による原子炉緊急停止ができない場合、原子炉出力抑制を図った後に、ほう酸水注入により原子炉を未臨界に移行する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="4">対応手段等</td><td rowspan="4">フロントライン系故障時</td><td>手動による原子炉緊急停止</td><td>運転時の異常な過渡変化時において原子炉緊急停止ができない事象（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を緊急停止する。</td></tr>
<tr><td>原子炉出力抑制（自動）</td><td>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、原子炉出力が低下していることを確認する。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、格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと並びに電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ（以下「補助給水ポンプ」という。）、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により、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。</td></tr>
<tr><td>原子炉出力抑制（手動）</td><td>自動及び手動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による原子炉出力抑制（自動）が作動しなかった場合、中央制御室からの手動操作により、補助給水ポンプの起動及び主蒸気隔離弁の閉止を行う。手動による主蒸気隔離弁の閉止により、１次冷却材温度を上昇させることで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低下していることを確認する。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、格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと並びに補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により、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。</td></tr>
<tr><td>ほう酸水注入</td><td>自動での原子炉緊急停止及び手動での原子炉緊急停止ができない場合、原子炉出力抑制を図った後に、化学体積制御設備によりほう酸水注入を行う。また、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。
ほう酸タンクのほう酸水を炉心へ注入できない場合は、充てんポンプの入口ラインを体積制御タンクから燃料取替用水タンクに切替え、充てんポンプを使用して燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心へ注入する。
ほう酸水注入は、燃料取替ほう素濃度になるまで継続する。なお、ほう酸水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水注入を継続する。</td></tr>
</table>

配慮すべき事項	優先順位	自動での原子炉緊急停止失敗と判断すれば速やかに中央制御室からの手動での原子炉緊急停止を行い、多様化自動作動設備による原子炉出力抑制のための設備の作動状況を確認する。 自動及び手動での原子炉緊急停止操作及び多様化自動作動設備からの自動信号による原子炉出力抑制に失敗した場合は、手動での原子炉出力抑制を行う。原子炉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によるほう酸水注入を行う。

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次冷却材の保有水量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	すべ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高圧注入ポンプにより炉心へ注入する操作と加圧器逃がし弁の開操作により原子炉格納容器内部へ１次冷却材を放出することで原子炉の冷却を行う。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、１次冷却材の冷却を開始し、１次系のフィードアンドブリードを停止後、蓄圧タンク出口弁を閉止する。その後、余熱除去系による原子炉の冷却により低温停止状態とする。余熱除去系が使用不能な場合は蒸気発生器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、余熱除去系による１次冷却材の冷却操作を開始し、１次系のフィードアンドブリードを停止後、蓄圧タンク出口弁を閉止する。その後、余熱除去系による原子炉の冷却により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、余熱除去系又は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。
	サポート系故障時	ポンプの機能回復（タービン動補助給水ポンプ）	全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合において、タービン動補助給水ポンプの機能回復を行う場合、タービン動補助給水ポンプ注油器により軸受へ潤滑油を供給し、現場での手動によるタービン動補助給水ポンプの駆動蒸気入口弁及び蒸気加減弁を開操作し、タービン動補助給水ポンプを起動して復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。
		ポンプの機能回復（電動補助給水ポンプ）	全交流動力電源が喪失し、かつ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できない場合において、電動補助給水ポンプの機能回復を行う。大容量空冷式発電機により非常用高圧母線へ給電し復水タンク水を電動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。 ただし、外部電源が無い場合は、電動補助給水ポンプの電源は燃料補給を必要とする大容量空冷式発電機となるため、タービン動補助給水ポンプが使用できる間は、電動補助給水ポンプは主とせず後備の設備として待機させる。なお、タービン動補助給水ポンプの運転継続が不能となった場合又は外部電源が復旧し、電動補助給水ポンプに対する電源の信頼性が高まった場合は、タービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切り替えを行う。

対応手段等	サポート系故障時	弁の機能回復（主蒸気逃がし弁）	駆動用空気喪失時又は常設直流電源系統が喪失した場合において、現場で手動ハンドルにより主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器から蒸気放出をすることにより２次冷却系からの除熱を行う。
	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次冷却材の保有水量を加圧器水位計、蒸気発生器広域水位計及び蒸気発生器狭域水位計により監視する。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。 蒸気発生器水位が低下した場合において、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプが自動起動又は手動により起動した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプの作動状況を補助給水流量計、復水タンク水位計、蒸気発生器広域水位計及び蒸気発生器狭域水位計により確認する。 加圧器水位の調整が必要な場合、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は、流量を調整し加圧器水位を制御する。 ２次冷却系からの除熱を行う場合において、蒸気発生器水位の調整が必要な場合、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	補助給水系の故障により２次冷却系からの除熱機能が喪失している場合、１次系のフィードアンドブリードを行う。ただし、炉心の過熱が促進されるタイミングである蒸気発生器の保有水量がなくなる段階までは、原子炉格納容器内部への１次冷却材の放出を伴う１次系のフィードアンドブリードではなく、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）機能の回復を行う。
		サポート系故障時	補助給水の機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁の開操作により２次冷却系からの除熱を行う。補助給水の機能が回復していない場合において、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量の減少が早まるため、電動補助給水ポンプ又はタービン動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非常用高圧母線へ給電することにより、電動補助給水ポンプを起動させ、十分な期間の運転を継続させる。
	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、蒸気発生器伝熱管破損がないことを確認後、実施する。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、蒸気発生器伝熱管破損がないことを確認する。蒸気発生器伝熱管破損の徴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。

配慮すべき事項	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があった場合は、当該ループの主蒸気逃がし弁の操作は行わない。また、当該ループ付近の線量が上昇するが、初期対応としては現場にて確実に健全ループの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、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（当直員）等※1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。 主蒸気管室が高温である場合は、初期対応より窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）を使用し中央制御室からの遠隔操作を行う。
	全交流動力電源喪失及び補助給水失敗時の留意事項	本配慮すべき事項は、「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」の全交流動力電源喪失及び補助給水失敗時の留意事項と同様。
	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ポンプ出口流量設定弁を調整し、封水戻りライン逃がし弁吹き止まりを考慮した圧力に保持する。
	１次系のフィードアンドブリードの判断基準	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判断基準の、すべ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	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は、現場において手動ハンドルにより容易に操作でき、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は、専用の工具を用いて弁を持ち上げる容易な操作である。使用する工具については、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。

※１　運転員（当直員）及び重大事故等対策要員のうち運転対応要員を「運転員（当直員）等」という。（以下、同様）

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）により原子炉冷却材圧力バウンダリ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、原子炉冷却材圧力バウンダリ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次冷却系統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	本対応手段は、「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」のフロントライン系故障時の 1 次系のフィードアンドブリードと同様。
		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、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）により、１次冷却系統の減圧を行うため、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、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を確認できない場合は、中央制御室から電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する。 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、大容量空冷式発電機からの給電時は燃料消費量及び燃料補給の観点からタービン動補助給水ポンプを使用する。
		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、蒸気発生器への注水及び主蒸気逃がし弁の開を確認し、２次冷却系からの除熱による１次冷却材の冷却を用いた１次冷却系統の減圧が開始されていることを確認する。主蒸気逃がし弁が開となっていなければ、中央制御室にて開操作する。
	サポート系故障時	ポンプの機能回復（タービン動補助給水ポンプ）	本対応手段は、「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」のサポート系故障時のポンプの機能回復（タービン動補助給水ポンプ）と同様。

対応手段等	サポート系故障時	弁の機能回復（主蒸気逃がし弁）	本対応手段は、「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」のサポート系故障時の弁の機能回復（主蒸気逃がし弁）と同様。
		弁の機能回復（加圧器逃がし弁）	駆動用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の開操作が必要である場合、窒素ボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復を行う。窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し、中央制御室からの加圧器逃がし弁の開操作により１次冷却系統を減圧する。 常設直流電源系統が喪失した場合において、加圧器逃がし弁の開操作が必要である場合、可搬型バッテリによる加圧器逃がし弁の機能回復を行う。可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により直流電源を給電することで加圧器逃がし弁を開操作し、１次冷却系統を減圧する。
	高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱防止		炉心損傷時、１次冷却材圧力計の指示値が2.0MPa[gage]以上の場合、高圧溶融物放出及び格納容器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、加圧器逃がし弁により１次冷却系統を減圧する。
	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、原子炉の自動停止を確認するとともに非常用炉心冷却設備作動信号の発信及び高圧注入系、低圧注入系、電動補助給水ポンプ等の自動起動を確認する。 １次冷却材圧力、加圧器水位の低下及び破損側蒸気発生器水位・圧力の上昇並びに高感度型主蒸気管モニタ等の指示値により蒸気発生器伝熱管破損の発生と判断し、破損蒸気発生器の隔離を行う。 破損側蒸気発生器の隔離完了後に破損蒸気発生器の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次冷却系統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次冷却系統減圧後、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心への注水に切り替え、高圧注入ポンプを停止する。その後、余熱除去系による冷却を行う。
	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、原子炉の自動停止を確認するとともに非常用炉心冷却設備作動信号の発信及び高圧注入系、低圧注入系、電動補助給水ポンプ等の自動起動を確認する。 １次冷却材圧力及び加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により余熱除去系への漏えいによるインターフェイスシステムLOCAの発生を判断した場合、原子炉格納容器外への１次冷却材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。 早期に破損箇所を隔離できない場合、主蒸気逃がし弁による減温・減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で１次冷却系統を減圧することにより１次冷却材の漏えい量を抑制する。

配慮すべき事項	優先順位	フロントライン系故障時	２次冷却系からの除熱機能による１次冷却材の冷却を用いた１次冷却系統の減圧を優先して実施し、２次冷却系からの除熱機能が回復しない場合は、高圧注入ポンプによる炉心への注水と加圧器逃がし弁の開操作による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	電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプの機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁を現場での手動による開操作を行う。補助給水ポンプの機能が回復していない場合において、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量の減少が早まるため、電動補助給水ポンプ又はタービン動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		常設直流電源喪失時、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遠隔操作を行う。
	主蒸気逃がし弁操作時の留意事項		本対応手段は、「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」の主蒸気逃がし弁操作時の留意事項と同様。
	全交流動力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加熱による原子炉格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁の開操作準備を行う。
	主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件		本対応手段は、「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」の主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件と同様。
	加圧器逃がし弁現場操作時の環境条件		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、加圧器逃がし弁全開時の設定圧力及び有効性評価における原子炉容器破損前の原子炉格納容器内最高圧力を考慮し、余裕を見た値に設定する。また、必要な窒素量は、ボンベ容量に対し少量で操作回数も少ないため十分に確保している。
	インターフェイスシステムLOCA時の漏えい監視		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	専用工具により破断箇所隔離を行う弁の操作場所及びアクセスルートは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とは別の区画とし、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	本対応手段は、「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」のタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保と同様。
	１次系のフィードアンドブリードの判断基準	本対応手段は、「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」の１次系のフィードアンドブリードの判断基準と同様。
	作業性	タービン動補助給水ポンプの機能回復時の作業性は、「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」の作業性と同様。 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円滑に作業ができるように、アクセスルートを確保する。また、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炉心注入、代替炉心注入、代替再循環、再循環により、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、再循環、蒸気発生器２次側による炉心冷却により、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容器内に残存した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイにより原子炉格納容器に水張りすることで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	炉心注入	非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により炉心へ注水する機能が喪失した場合、燃料取替用水タンク水を充てんポンプにより炉心へ注水する。
			代替炉心注入	非常用炉心冷却設備である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炉心へ注水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炉心へ注水する。 ・　燃料取替用水タンク水をＢ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）により炉心へ注水する。 ・　燃料取替用水タンク水を常設電動注入ポンプにより炉心へ注水する。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。 ・　淡水又は海水を可搬型ディーゼル注入ポンプにより炉心へ注水する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 代替炉心注入手段の優先順位は、準備時間の短いＢ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。常設設備による炉心への注水ができない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプを活用する。
			代替再循環	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炉心へ注水する機能が喪失した場合、Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）及びＢ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炉心へ注水する。

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	再循環	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炉心へ注水する機能が喪失し、さらに、B格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による炉心への注水が実施できない場合、格納容器再循環サンプ水を高圧注入ポンプによる高圧再循環により炉心へ注水するとともに、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り原子炉格納容器内を冷却する。 また、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り原子炉格納容器内の冷却操作ができない場合、格納容器再循環サンプ水を高圧注入ポンプによる高圧再循環により炉心へ注水するとともに、格納容器再循環ユニットにより原子炉格納容器内を冷却する。
			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	再循環運転により炉心への注水を行っている際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、余熱除去ポンプ１台による再循環運転とし、余熱除去ポンプの流量を低下させる。再循環運転ができない場合、燃料取替用水タンクを水源とし、燃料取替用水タンクへの補給を行いながら高圧注入ポンプ１台にて炉心へ注水する。燃料取替用水タンクへの補給が不能であれば、充てんポンプによる炉心への注水を行う。充てんポンプによる炉心注入ができない場合は、代替炉心注入を行う。 また、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の冷却を行う。 炉心への注水は、原子炉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炉心注水機能が喪失し、RCP シール LOCA が発生した場合又は発生するおそれのある場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を炉心へ注水する。

- 大容量空冷式発電機から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炉心へ注水する。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。
- 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入ができない場合、大容量空冷式発電機から受電したＢ充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する。
- 常設設備による代替炉心注入ができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプにより淡水又は海水を炉心へ注水する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。

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炉心注水機能が喪失し、漏えい規模が大きい LOCA が発生した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を炉心へ注水する。

- 大容量空冷式発電機から受電したＢ充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する。
- 常設設備による代替炉心注入ができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプにより淡水又は海水を炉心へ注水する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。

RCP シール LOCA が発生した場合又は発生するおそれのある場合の代替炉心注入の優先順位は、注水流量が大きく、使用準備時間が早い常設電動注入ポンプを優先する。次に高揚程であるＢ充てんポンプ（自己冷却）を使用する。常設設備による炉心への注水ができない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプを活用する。

漏えい規模が大きい LOCA が発生した場合の代替炉心注入の優先順位は、常設電動注入ポンプを原子炉格納容器へのスプレイに使用することから、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）を使用する。常設設備による炉心への注水ができない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプを活用する。

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	代替再循環

全交流動力電源喪失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補機冷却水が確保された場合、Ｂ高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環を行うとともに、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。

対応手段等	1次冷却材喪失事象が発生している場合	溶融デブリが原子炉容器内に残存する場合	原子炉格納容器水張り	炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇又は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）の温度差の変化により、原子炉格納容器内が過熱状態であり原子炉容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、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を確認するとともに、格納容器スプレイ又は代替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内の重要機器及び重要計器が水没しない上限の高さまで燃料取替用水タンク水等を原子炉格納容器内へ注水する。
	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	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、かつ2次冷却系からの除熱が可能な場合、復水タンク水を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注水する。また、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器からの蒸気放出を行うことで、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 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、主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。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	蒸気発生器2次側による炉心冷却	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余熱除去設備である余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能が喪失し、かつ2次冷却系からの除熱が可能な場合、復水タンク水を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に注水する。全交流動力電源喪失時の電動補助給水ポンプの機能回復に関する対応手段は、「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段等」のサポート系故障時の電動補助給水ポンプの機能回復と同様である。蒸気発生器への注水が確保されている場合において、現場で手動ハンドル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。 主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。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。

対応手段等	運転停止中の場合	フロントライン系故障時	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、以下の手順により燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する。 ・ 燃料取替用水タンク水を充てんポンプにより炉心へ注水する。 ・ 充てんポンプにより炉心へ注水ができない場合、燃料取替用水タンク水を高圧注入ポンプにより炉心へ注水する。
			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、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を炉心へ注水する。 ・ 高圧注入ポンプによる炉心注水ができない場合、燃料取替用水タンク水をB格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）により炉心へ注水する。 ・ B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ができない場合、燃料取替用水タンク水を常設電動注入ポンプにより炉心へ注水する。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。 ・ 常設設備による炉心への注水ができない場合、淡水又は海水を可搬型ディーゼル注入ポンプにより炉心へ注水する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。
			代替再循環	余熱除去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炉心へ注水し、格納容器再循環サンプ水位が確保された後、B格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）及びB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炉心へ注水する。
			再循環	余熱除去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崩壊熱除去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炉心へ注水する。 ・ B格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による炉心への注水ができない場合、格納容器再循環サンプ水を高圧注入ポンプによる高圧再循環により炉心へ注水するとともに、格納容器再循環ユニットにより原子炉格納容器内を冷却する。 ・ 格納容器再循環ユニットにより原子炉格納容器内の冷却ができない場合、格納容器再循環サンプ水を高圧注入ポンプによる高圧再循環により炉心へ注水するとともに、設計基準事故対処設備である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り原子炉格納容器内を冷却する。

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、かつ２次冷却系からの除熱が可能な場合、復水タンク水を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に注水する。また、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器からの蒸気放出を行うことで、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次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要な場合は、蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードを行う。復水タンク水を電動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。
		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余熱除去設備による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炉心へ注水する。 ・　燃料取替用水タンク水を常設電動注入ポンプにより炉心へ注水する。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。 ・　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入ができない場合、燃料取替用水タンク水をＢ充てんポンプ（自己冷却）により炉心へ注水する。 ・　常設設備による炉心への注水ができない場合、淡水又は海水を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。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。
			代替再循環	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余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車からの海水供給によるＢ高圧注入ポンプの補機冷却水を確保し、格納容器再循環サンプ水をＢ高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環により炉心へ注水するとともに、移動式大容量ポンプ車を用いて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。
			蒸気発生器２次側による炉心冷却	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余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、かつ２次冷却系からの除熱が可能な場合、復水タンク水を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に注水する。全交流動力電源喪失時の電動補助給水ポンプの機能回復に関する手順は「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」のサポート系故障時の電動補助給水ポンプの機能回復と同様である。蒸気発生器への注水が確保されている場合は、現場で手動ハンドル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。 主蒸気逃がし弁による２次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、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、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。

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高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により炉心への注水機能が喪失した場合、炉心注入又は代替炉心注入を行い、格納容器再循環サンプ水が確保された場合、再循環運転が不能であれば、代替再循環を実施し、炉心を冷却する。
			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炉心への注水機能が喪失した場合、代替炉心注入を行い、格納容器再循環サンプ水が確保された場合、代替再循環を実施し、炉心を冷却する。
		常設電動注入ポンプの注水先について		1次冷却材喪失事象（RCP シール LOCA）と全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失事象が重畳した場合の常設電動注入ポンプの注水先を炉心注水とする。また、対応途中で事象が進展し、炉心損傷と判断すれば、常設電動注入ポンプの注水先を格納容器スプレイへ変更を行うともに、その後、B充てんポンプ（自己冷却）による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次冷却系統の圧力が原子炉格納容器内の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操作し原子炉容器内と原子炉格納容器を均圧させる。
		残存デブリ冷却時の注水量について		原子炉格納容器内への注水量は、原子炉格納容器水位監視装置、AM 用消火水積算流量計、B格納容器スプレイ流量積算流量計、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原子炉格納容器内への注水量は、残存デブリを冷却し、原子炉格納容器内の重要機器及び重要計器が水没しない上限の高さまでとする。
		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（高レンジ）等により、原子炉格納容器内の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原子炉格納容器内の圧力低減効果、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。

配慮すべき事項	運転停止中の場合	優先順位	フロントライン系故障時	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、蒸気発生器による冷却が可能であれば、蒸気発生器２次側による炉心冷却を優先する。 蒸気発生器による冷却ができない場合は、炉心注入又は代替炉心注入を行い、格納容器再循環サンプ水が確保された場合、再循環運転が不能であれば、代替再循環を実施し、炉心を冷却する。
			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、蒸気発生器による冷却が可能であれば、蒸気発生器２次側による炉心冷却を優先する。 蒸気発生器による冷却ができない場合は、代替炉心注入を行い、格納容器再循環サンプ水が確保された場合、代替再循環を実施し、炉心を冷却する。
		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設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合又は１次冷却材が流出した場合、燃料取替用水タンク水を充てんポンプ等にて炉心へ注水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、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、代替電源から設計基準事故対処設備に給電し、起動及び十分な期間の運転を継続させる。
	原子炉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封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おそれがある。原子炉格納容器外への１次冷却材の漏えいを防止するため、１次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等の原子炉格納容器隔離弁を閉止する。 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次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等を閉止し、非常用炉心冷却設備作動信号が発信する場合は、作動する原子炉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。

配慮すべき事項	作業性	常設電動注入ポンプの水源確保及びＢ充てんポンプ（自己冷却）の補機冷却水に係るディスタンスピース取替えについては、一般的なフランジ接続作業と同等であり容易に作業できる。また、速やかに作業ができるよう、使用する工具は作業場所近傍に配備する。 可搬型ホース布設、接続作業については、速やかに作業ができるように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	全交流動力電源喪失時は、大容量空冷式発電機により常設電動注入ポンプ、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）へ給電する。
	燃料補給	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燃料補給は、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を運転した場合、燃料油貯蔵タンク、タンクローリを用いて実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」、「1.14 電源の確保に関する手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順書等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を 356kℓ以上に管理する。

第 10.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（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及び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	海水ポンプ又は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、復水タンク水をタービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプにより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において、現場で手動ハンドル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。 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、その後、大容量空冷式発電機から受電した電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。
		格納容器内自然対流冷却	海水ポンプ又は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、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用いたＡ、Ｂ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行う。 本対応手段は、「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」の全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失の格納容器内自然対流冷却と同様。
		代替補機冷却	海水ポンプ又は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Ｂ高圧注入ポンプに補機冷却水（海水）を通水する。
	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、復水タンク水をタービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプにより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において、現場で手動ハンドル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。 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、その後、大容量空冷式発電機から受電した電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。

対応手段等	サポート系故障時	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おいて、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用いたＡ、Ｂ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行う。 本対応手段は、「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」の全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失の格納容器内自然対流冷却と同様。
		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、移動式大容量ポンプ車によりＢ高圧注入ポンプに補機冷却水（海水）を通水する。
配慮すべき事項	作業性		可搬型ホース布設、接続作業については、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。 移動式大容量ポンプ車による補機冷却海水通水に係るディスタンスピース取替えについては、一般的なフランジ接続作業と同等であり容易に作業できる。また、速やかに作業ができるよう、使用する工具は作業場所近傍に配備する。
	主蒸気逃がし弁現場操作時の留意事項		主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管破損がないことを確認後、実施する。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、蒸気発生器伝熱管破損がないことを確認する。蒸気発生器伝熱管破損の徴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。
	電源確保		全交流動力電源喪失時は、大容量空冷式発電機により電動補助給水ポンプへ給電する。
	燃料補給		本配慮すべき事項は、「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」の燃料補給と同様。

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原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、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し、格納容器内自然対流冷却を行う。 本対応手段は、「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」の交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全の格納容器内自然対流冷却と同様。
			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原子炉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となれば、燃料取替用水タンク水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。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	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により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、A、B格納容器再循環ユニットに移動式大容量ポンプ車により海水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。 本対応手段は、「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」の全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失の格納容器内自然対流冷却と同様。
			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により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、燃料取替用水タンク水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。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。

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原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、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し、格納容器内自然対流冷却を行う。 本対応手段は、「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」の交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全の格納容器内自然対流冷却と同様。
			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原子炉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となれば、燃料取替用水タンク水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。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	格納容器内自然対流冷却	本対応手段は、「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」の全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失の格納容器内自然対流冷却と同様。
			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おいて、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格納容器内の冷却機能が喪失した場合、格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、燃料取替用水タンク水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。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		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、継続的な原子炉格納容器内の冷却並びに重要機器及び重要計器の水没防止を図るため、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の手段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、この間に、格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、代替格納容器スプレイを行う。
	原子炉格納容器内冷却	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、格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下すれば停止する手順とすることで、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い、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	原子炉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、原子炉格納容器内への注水量の制限があることから、原子炉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。
	放射性物質濃度低減		炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替格納容器スプレイ手段を用いて原子炉格納容器内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、原子炉格納容器内冷却と放射性物質濃度の低下を図る。

配慮すべき事項	作業性	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、一般的なフランジ接続作業と同等であり容易に作業できる。また、速やかに作業ができるよう、使用する工具は作業場所近傍に配備する。 移動式大容量ポンプ車に関する配慮すべき事項は、「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」の作業性と同様。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、大容量空冷式発電機により常設電動注入ポンプへ給電する。
	燃料補給	本配慮すべき事項は、「1.4 原子炉冷却材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」の燃料補給と同様。

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おいて、格納容器圧力が最高使用圧力以上であり、格納容器スプレイができない場合、燃料取替用水タンク水を格納容器スプレイポンプ手動起動により原子炉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おいて、格納容器圧力が原子炉格納容器スプレイ作動圧力以上であり、格納容器スプレイができない場合、原子炉補機冷却水の沸騰を防止するため原子炉補機冷却水サージタンクを窒素により加圧し、可搬型温度計測装置の取付け後に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し、格納容器内自然対流冷却を行う。冷却水の通水後に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による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おいて、格納容器圧力が原子炉格納容器スプレイ作動圧力以上であり、格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却ができない場合、格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、燃料取替用水タンク水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。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。
	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失	格納容器内自然対流冷却	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、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による原子炉補機冷却水系への海水通水準備を行い、可搬型温度計測装置の取付け後にＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットに海水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。海水の通水後に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による冷却状態を監視する。
		代替格納容器スプレイ	本対応手段は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」の炉心損傷後のサポート系故障時の代替格納容器スプレイと同様。

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、原子炉格納容器内の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、継続的な原子炉格納容器内の冷却並びに重要機器及び重要計器の水没防止を図るため、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となれば、代替格納容器スプレイを行う。
		全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失の場合は、継続的な原子炉格納容器内の冷却並びに重要機器及び重要計器の水没防止を図るため、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がかかることから、この間に格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、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減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下すれば停止する手順とすることで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い、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	原子炉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、原子炉格納容器内への注水量の制限があることから、原子炉格納容器へスプレイを行っている際に、原子炉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。

配慮すべき事項	作業性	原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作については、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。 移動式大容量ポンプ車による原子炉補機冷却水系への海水通水準備に係るディスタンスピース取替えについては、一般的なフランジ接続作業と同等であり、容易に作業できる。また、速やかに作業ができるように使用する工具は作業場所近傍に配備する。 可搬型ホース布設、接続作業については、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。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、大容量空冷式発電機により常設電動注入ポンプへ給電する。
	燃料補給	本配慮すべき事項は、「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」の燃料補給と同様。

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）を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、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉容器への注水により、炉心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おいて、溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位未満である場合、燃料取替用水タンク水を格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器内へ注水する。溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る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おいて、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイができない場合、燃料取替用水タンク水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へ注水する。溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る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。
		全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失	代替格納容器スプレイ	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位未満である場合、燃料取替用水タンク水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へ注水する。溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る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。

対応手段等	溶融炉心の原子炉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、溶融炉心の原子炉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炉心へ注水する。 ・ 燃料取替用水タンク水を高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプにより炉心へ注水する。 ・ 高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注入ができない場合、燃料取替用水タンク水を充てんポンプにより炉心へ注水する。
			代替炉心注入	炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の原子炉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炉心へ注水する。 ・ 充てんポンプによる炉心注入ができない場合、燃料取替用水タンク水をＢ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）により炉心へ注水する。 ・ Ｂ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ができない場合、燃料取替用水タンク水を常設電動注入ポンプにより炉心へ注水する。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。
		全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失	代替炉心注入	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、炉心の著しい損傷が発生した場合、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、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を炉心へ注水する。 ・ 燃料取替用水タンク水をＢ充てんポンプ（自己冷却）により炉心へ注水する。 ・ Ｂ充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注入ができない場合、燃料取替用水タンク水を常設電動注入ポンプにより炉心へ注水する。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。

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、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する手段の優先順位は、格納容器スプレイポンプの使用を優先し、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイができない場合は、代替格納容器スプレイを行う。
		溶融炉心の原子炉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に、炉心の著しい損傷が発生した場合、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手段の優先順位は、流量の大きい高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注入を優先する。次に充てんポンプによる炉心注入を実施する。高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ及び充てんポンプによる炉心注入ができない場合は代替炉心注入を実施する。 代替炉心注入手段の優先順位は、準備作業時間の短いＢ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）を優先する。次に常設電動注入ポンプを使用する。 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、炉心の著しい損傷が発生した場合、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手段の優先順位は、高揚程であるＢ充てんポンプ（自己冷却）を優先する。次に常設電動注入ポンプを使用する。
	原子炉下部キャビティの水位監視		溶融炉心冷却のため、原子炉格納容器へ注水されていることを原子炉下部キャビティ水位監視装置の作動により確認する。
	常設電動注入ポンプの注水先		全交流動力電源喪失と１次冷却材喪失事象（漏えい規模が大きいLOCA）が同時に発生した場合は、常設電動注入ポンプの注水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充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注入を行う。 また、常設電動注入ポンプにより炉心へ注水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水先を格納容器スプレイへ切替え、原子炉下部キャビティに注水する。その後、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注入を行う。

配慮すべき事項	作業性	常設電動注入ポンプの水源確保及びＢ充てんポンプ（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、一般的なフランジ接続作業と同等であり容易に作業できる。また、速やかに作業ができるように使用する工具は作業場所近傍に配備する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、大容量空冷式発電機により常設電動注入ポンプ、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）へ給電する。

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、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解により水素が原子炉格納容器内に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、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	炉心損傷が発生したことを確認した場合、原子炉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作動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の作動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。
		電気式水素燃焼装置	炉心出口温度計指示が350℃に到達した場合、又は安全注入作動を伴うLOCAが発生し高圧注入ポンプによる炉心への注水ができない場合、速やかに電気式水素燃焼装置を起動する。全交流動力電源が喪失した場合は、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作動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の作動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。
	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℃に到達した場合、又は安全注入作動を伴うLOCAが発生し高圧注入ポンプによる炉心への注水ができない場合、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、原子炉格納容器内の水素濃度を測定し監視する。 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及び窒素ボンベ（事故時試料採取設備弁用）による代替空気供給を行い、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、原子炉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、原子炉格納容器内の水素濃度を測定し監視する。

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、３号炉及び４号炉が同時被災した場合は、原子炉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、汚染度の大きい原子炉格納容器のサンプリングガスを汚染度の小さい原子炉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リングガスのパージ先となる原子炉格納容器を選択する。なお、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リングガスの流量は十分小さいため悪影響は及ぼさない。
	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。

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内に放出され、原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス部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（アニュラス空気浄化設備）	非常用炉心冷却設備作動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、アニュラス部から放射性物質低減機能を有するアニュラス空気浄化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より確認する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合にも、Ｂ系アニュラス空気浄化設備の弁の制御用空気配管に窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）を接続して代替空気（窒素）を供給し、代替電源設備から給電した後、Ｂアニュラス空気浄化ファンを運転する。
	水素濃度監視	炉心の損傷が発生したことを確認した場合において、アニュラス空気浄化ファンが自動起動又は手動で起動した場合、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス部の水素濃度を測定し監視する。
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排出に使用するアニュラス空気浄化設備及び水素濃度監視に使用するアニュラス水素濃度計測装置へ給電する。

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「使用済燃料ピット内の燃料体等」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、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、臨界を防止し、放射性物質の放山を低減するため使用済燃料ピットへのスプレイ、燃料取扱棟への放水、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	使用済燃料ピットへの注水 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる	使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能が喪失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に、使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合、使用済燃料ピットの冷却機能が回復せず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の水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位が EL.＋10.75m 未満まで低下した場合は、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を行う。 水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 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とする。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、あらかじ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による注水手段がなければ使用済燃料ピットへ注水する。
	使用済燃料ピットへのスプレイ及び 燃料取扱棟への放水	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットの水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位が EL.＋10.75m 未満まで低下し、かつ水位低下が継続する場合に、使用済燃料ピット出口配管下端水位を維持できないおそれがある場合、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る使用済燃料ピットへのスプレイを行う。 水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットの水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位が EL.＋10.75m 未満まで低下し、かつ水位低下が継続する場合に、燃料取扱棟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棟にアクセスできない場合、海を水源とし、移動式大容量ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水を行う。

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又は注水機能喪失時、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が発生した場合、常設設備の使用済燃料ピット水位計（SA）、使用済燃料ピット温度計（SA）、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水位、水温及び状態監視を行う。また、使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合、使用済燃料ピットの冷却機能が回復せず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の水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位が EL.＋10.75m 未満まで低下した場合、可搬型設備である使用済燃料ピット水位計（広域）、使用済燃料ピット周辺線量率計により中央制御室にて使用済燃料ピットの状態監視を実施する。 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、代替電源設備から供給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、使用済燃料ピット区域の定点３箇所に設置し、使用済燃料ピットにおける通常水位から燃料体等が露出にいたるまでの水位変動に対し、使用済燃料ピットの空間線量率の計測が可能である。 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（低レンジ）及び使用済燃料ピット状態監視カメラについては、耐環境性向上のため使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムにより空気を供給することで冷却する。
配慮すべき事項	作業性	可搬型ホース布設、接続作業については、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及び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。
	燃料補給	可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給は、「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」の燃料補給と同様。 使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）への燃料補給は、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）を運転した場合、燃料油貯蔵タンク、タンクローリを用いて実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「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」、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」、「1.14 電源の確保に関する手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順書等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を 356kℓ以上に管理する。

第 10.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（12／20）

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等			
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、発電所外への放射性物質の拡散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、航空機燃料火災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	炉心損傷が発生した場合において、格納容器スプレイができない場合、海を水源とし、移動式大容量ポンプ車及び放水砲による放水準備を開始する。その後、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損のおそれがある場合又は破損があると判断した場合は、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	移動式大容量ポンプ車及び放水砲により原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水することにより放射性物質を含む汚染水が発生するため、以下の手段により、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。 放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合、３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽等に放射性物質吸着剤を設置し、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させるとともに、３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽放水箇所付近等にシルトフェンスを設置することで放射性物質の拡散を抑制する。 なお、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、発電所内の排水路の流路特性を考慮し３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽を優先する。その後、３号炉及び４号炉取水口側雨水排水処理槽に設置する。 シルトフェンスの設置は、３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽放水箇所付近を優先する。その後、３号炉及び４号炉取水口側雨水排水処理槽放水箇所付近、３号炉及び４号炉放水ピット、３号炉及び４号炉取水ピットの順番にシルトフェンスを設置する。 また、１号炉及び２号炉側においては、吐口水槽、八田浦雨水枡の順番に放射性物質吸着剤を設置し、その後、吐口水槽放水箇所付近、八田浦雨水枡放水箇所付近の順番にシルトフェンスを設置する。

対応手段等	使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷	大気への拡散抑制	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットの水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位がEL.＋10.75m未満まで低下し、かつ水位低下が継続する場合に、使用済燃料ピット出口配管下端水位を維持できないおそれがある場合、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る使用済燃料ピットへのスプレイを行う。 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットの水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位がEL.＋10.75m未満まで低下し、かつ水位低下が継続する場合に、燃料取扱棟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棟にアクセスできない場合、海を水源とし、移動式大容量ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水を行う。
		海洋への拡散抑制	移動式大容量ポンプ車及び放水砲により燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）へ放水することにより放射性物質を含む汚染水が発生するため、以下の手段により、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。 放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合、３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽等に放射性物質吸着剤を設置し、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させるとともに、３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽放水箇所付近等にシルトフェンスを設置することで放射性物質の拡散を抑制する。 なお、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、発電所内の排水路の流路特性を考慮し３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽を優先する。その後、３号炉及び４号炉取水口側雨水排水処理槽に設置する。 シルトフェンスの設置は、３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽放水箇所付近を優先する。その後、３号炉及び４号炉取水口側雨水排水処理槽放水箇所付近、３号炉及び４号炉放水ピット、３号炉及び４号炉取水ピットの順番にシルトフェンスを設置する。 また、１号炉及び２号炉側においては、吐口水槽、八田浦雨水枡の順番に放射性物質吸着剤を設置し、その後、吐口水槽放水箇所付近、八田浦雨水枡放水箇所付近の順番にシルトフェンスを設置する。
	航空機燃料火災の泡消火		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、海を水源とし、移動式大容量ポンプ車及び放水砲による放水に泡消火薬剤を注入して泡消火を実施する。 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整でき、放水形状は、直線状と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拡散抑制効果が期待できることから、なるべく噴霧状を使用する。 原子炉格納容器の破損箇所が確認できる場合は、原子炉格納容器破損箇所に向けて噴射ノズルを調整し、破損箇所が不明な場合は原子炉格納容器頂部に噴射ノズルを調整する。また、放水砲は、複数の方向からの放水を可能とする。 放水砲は、原子炉格納容器破損箇所又は燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）の状況に応じて設置位置を設定し、原子炉格納容器及びアニュラス部又は燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）に向けて放水する。
	作業性	可搬型ホース布設、接続作業については、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。
	燃料補給	本配慮すべき事項は、「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」の燃料補給と同様。

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復水タンク、燃料取替用水タンクとは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する八田浦貯水池、海を水源として、淡水又は海水を確保する。 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（注水）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する再循環及び代替再循環、使用済燃料ピットへの注水、使用済燃料ピットからの大量の水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棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部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		重大事故等の発生において、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への供給、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への供給又は使用済燃料ピット内の燃料体等の冷却のための使用済燃料ピットへの注水がそれぞれ必要になった場合、八田浦貯水池又は３号炉及び４号炉取水ピットを水源とし取水用水中ポンプにより水を中間受槽へ供給する。 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、原水タンクを優先して使用する。上記タンクが使用できなければ八田浦貯水池を使用し、八田浦貯水池からの取水よりも海水取水が適切と判断すれば、３号炉及び４号炉取水ピットを使用する。なお、八田浦貯水池付近の斜面側の取水位置、八田浦貯水池付近の斜面に設置した配管、３号炉及び４号炉放水ピット、１号炉及び２号炉放水口、１号炉及び２号炉取水口、１号炉取水ピット、２号炉取水ピット、仮岸壁は、使用可能であれば使用する。
	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）の代替手段及び復水タンクへの供給	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）の代替手段	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）が必要な場合において、すべての蒸気発生器からの除熱を期待できない水位になった場合は、１次系のフィードアンドブリードにより原子炉の冷却を行う。 本対応手段は、「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」の１次系のフィードアンドブリードと同様。
		中間受槽を水源とする復水タンクへの供給	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）中に全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失又は復水タンクが枯渇するおそれがある場合に、中間受槽を水源とした復水タンクへの供給準備を開始する。準備が完了すれば、中間受槽を水源とする復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水タンクへの供給を行う。

対応手段等	炉心注入及び格納容器スプレイの代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給	炉心注入及び格納容器スプレイの代替手段	重大事故等により、炉心注入又は格納容器スプレイが必要な際に、燃料取替用水タンクを水源とすることができない場合において、復水タンクの水位が確保されている場合、以下の手段により、代替炉心注入又は代替格納容器スプレイを行う。 ・ 復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注入又は代替格納容器スプレイ 常設電動注入ポンプの水源を燃料取替用水タンクから復水タンクに切替えて、復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注入又は代替格納容器スプレイを行う。 ・ 中間受槽を水源とする可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入 本対応手段は、「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段等」の代替炉心注入と同様。
		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に、燃料取替用水タンク水位が 16%以下となり、多様性拡張設備である使用済燃料ピット等による供給手段がなければ、復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給を行う。
	格納容器再循環サンプを水源とする再循環	再循環	高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプにより炉心へ注水している場合において、格納容器再循環サンプ水位が確保された場合、水源を燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプ側に切り替えて、高圧注入ポンプによる高圧再循環、余熱除去ポンプによる低圧再循環を行う。 格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器へスプレイしている場合において、格納容器再循環サンプ水位が確保された場合、水源を燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプ側に切り替えて、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環を行う。
		代替再循環	本対応手段は、「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段等」の代替再循環と同様。

対応手段等	使用済燃料ピットへの注水		本対応手段は、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」の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と同様。
	使用済燃料ピットからの大量の水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棟への放水	使用済燃料ピットへのスプレイ	本対応手段は、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」の使用済燃料ピットへのスプレイと同様。
		燃料取扱棟への放水	本対応手段は、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷時の大気への拡散抑制と同様。
	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部への放水		本対応手段は、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の大気への拡散抑制と同様。

配慮すべき事項	移送ルート確保	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供給準備完了後、引き続き他の水源からの供給準備を行い、最終的に八田浦貯水池、3号炉及び4号炉取水ピット他を水源と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。 復水タンクの保有水量を約 970 m^3以上に管理することで、復水タンクが枯渇するまでに復水タンクへの供給をすることが可能であり、継続的な2次冷却系からの除熱を成立させることができる。 燃料取替用水タンクの保有水量を約 1,960 m^3以上に管理することで、燃料取替用水タンクが枯渇するまでに燃料取替用水タンクへの供給をすることが可能であり、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ことができる。
	成立性	淡水及び海水取水時は、取水用水中ポンプの吸い込み部（ストレーナを設置）を水面より低く着底しない位置に設置することで、漂流物を吸い込むことなく水を供給できる。
	作業性	復水タンクと燃料取替用水タンクの接続に係るディスタンスピース取替えについては、一般的なフランジ接続作業と同等であり容易に作業できる。また、速やかに作業ができるように使用する工具は作業場所近傍に配備する。
	燃料補給	水中ポンプ用発電機を運転した場合、燃料油貯蔵タンク、タンクローリを用いて燃料補給を実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「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」、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.14 電源の確保に関する手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順書等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を 356kℓ以上に管理する。

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、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における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため代替電源（交流）、非常用電源（直流）、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）による給電	全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手順により非常用高圧母線へ代替電源（交流）から給電し、母線電圧により受電確認する。 ・大容量空冷式発電機からの受電準備を行ったのち大容量空冷式発電機を起動し非常用高圧母線へ給電する。 ・他号炉の交流電源（ディーゼル発電機（他号炉））が健全であることが確認できた場合、号炉間電力融通電路を用いて他号炉から非常用高圧母線へ給電する。 ・発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）からの受電準備を行ったのち発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）を起動し非常用高圧母線へ給電する。 ・他号炉の交流電源（ディーゼル発電機（他号炉））が健全であることが確認できた場合、予備ケーブル（号炉間電力融通用）を用いて他号炉から非常用高圧母線へ給電する。 代替電源（交流）による給電手段の優先順位は、大容量空冷式発電機、号炉間電力融通電路、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）、予備ケーブル（号炉間電力融通用）の順で使用する。
	非常用電源（直流）による給電	全交流動力電源が喪失した場合は、非常用直流母線へ蓄電池（安全防護系用）により給電し、給電状態を母線電圧により確認する。
	代替電源（直流）による給電	交流動力電源が復旧する見込みがない場合、24 時間以上にわたり必要な負荷へ給電するため、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、蓄電池（安全防護系用）により非常用直流母線電圧が許容最低電圧を維持できない場合、蓄電池（重大事故等対処用）により給電し、８時間以内に現場で不要な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）により非常用直流母線電圧が許容最低電圧を維持できない場合、蓄電池（３系統目）により非常用直流母線へ給電する。 蓄電池（重大事故等対処用）又は蓄電池（３系統目）からの給電にて非常用直流母線電圧が低下する前に、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器により非常用直流母線へ給電する。

対応手段等	代替所内電気設備による給電	所内電気設備は、２系統の非常用母線等により構成し、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも１系統は給電機能の維持及び人の接近性の確保を図る。２系統の非常用母線等の機能が喪失した場合、大容量空冷式発電機、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原子炉を安定状態に収束させるために必要な機器へ給電する。
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、重大事故等対策の有効性を確認する事故シーケンス等のうち必要な負荷が最大となる「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。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電力を給電する。事故シーケンスにて使用する設備が機能喪失した場合において、重大事故等対処設備による代替手段を用いる場合、大容量空冷式発電機の負荷容量を確認して給電する。また、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設備に給電する。 号炉間電力融通電路を使用した号炉間融通については、電路の送電容量を考慮した負荷の範囲内で供給する。 発電機車は、プラント監視機能等を維持するために必要な負荷へ給電する。 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ついては、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。
	悪影響防止	大容量空冷式発電機、号炉間電力融通電路、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）、予備ケーブル（号炉間電力融通用）による給電を行う際は、受電後の非常用高圧母線補機及び非常用低圧母線補機の自動起動を防止するために、中央制御室で各補機の操作スイッチを「停止引ロック」又は「切」とする。
	成立性	蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（重大事故等対処用）又は蓄電池（３系統目）から給電されている 24 時間以内に、大容量空冷式発電機、号炉間電力融通電路、発電機車、予備ケーブル（号炉間電力融通用）により、十分な余裕を持って非常用母線へ繋ぎ込み、給電を開始する。
	作業性	暗闇でも視認性がある識別表示を操作対象遮断器に行う。

配慮すべき事項	燃料補給	ディーゼル発電機（他号炉）への燃料補給は、ディーゼル発電機（他号炉）を運転し、号炉間電力融通を実施した場合、燃料油貯蔵タンク、タンクローリ及び燃料油貯油そう（他号炉）を用いて実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「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」、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を 356 kℓ 以上、燃料油貯油そう（他号炉）の油量を 132kℓ 以上に管理する。 大容量空冷式発電機への燃料補給は、大容量空冷式発電機を運転した場合、燃料油貯蔵タンク、タンクローリ、大容量空冷式発電機用燃料タンク及び大容量空冷式発電機用燃料ポンプを用いて実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「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」、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を 356 kℓ 以上、大容量空冷式発電機用燃料タンクの油量を 20kℓ 以上に管理する。 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燃料補給は、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を運転した場合、燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「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」、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を 356 kℓ 以上に管理する。

第 10.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（15／20）

1.15　事故時の計装に関する手順等	
方針目的	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に、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合の対応、計器電源喪失時の対応、パラメータを記録する手順等を整備する。
パラメータの選定及び分類	重大事故等に対処する場合に使用するパラメータは、事故対処を行う運転手順書のうち「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」及び「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」、並びに技術的能力 1.1～1.10、1.13、1.14 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ及び有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータより抽出し、これを抽出パラメータとする。 抽出パラメータのうち、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（以下「原子炉施設」という。）の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。 また、主要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、主要パラメータを推定するために必要なパラメータを代替パラメータとする。 主要パラメータは、以下のとおり分類する。 ・　重要監視パラメータ 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を少なくとも１つ以上有するパラメータをいう。 ・　有効監視パラメータ 主要パラメータのうち、多様性拡張設備の計器のみで計測され、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが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されるパラメータをいう。 代替パラメータは、以下のとおり分類する。 ・　重要代替監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が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少なくとも１つ以上有するパラメータをいう。 ・　常用代替監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータが多様性拡張設備の計器のみにより計測されるパラメータをいう。 抽出パラメータのうち、原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態等により原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。

対応手段等	監視機能喪失時	計器故障	他チャンネル又は他ループによる計測	主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、チャンネル故障により計測することが困難となった場合に、他チャンネル又は他ループの重要計器により計測を行う。
			代替パラメータによる推定	主要パラメータを計測する計器が故障又は計器の故障が疑われる場合に、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。 代替パラメータにより主要パラメータの推定を行う際に、推定に使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件及び計測される値の確からしさを考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。 代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。 ・ 同一物理量（温度、圧力、水位、流量及び放射線量率）から推定 ・ 水位を水源若しくは注水先の水位変化又は注水量から推定 ・ 流量を注水先又は水源の水位変化から推定 ・ 除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定 ・ １次冷却系統からの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定 ・ 圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定 ・ 原子炉へのほう酸水注入量により未臨界状態であるか否かを推定 ・ 装置の作動状況により水素濃度を推定 ・ あらかじめ評価したパラメータの相関関係により水素濃度を推定
		計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	代替パラメータによる推定	原子炉容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉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のは原子炉容器内の温度及び水位である。 原子炉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に原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。 ・ 原子炉容器内の温度を監視するパラメータである１次冷却材高温側温度（広域）及び１次冷却材低温側温度（広域）が計器の計測範囲を超えた場合は、常用代替監視パラメータである炉心出口温度により推定する。 ・ 原子炉容器内の水位を監視するパラメータである加圧器水位が計器の計測範囲の下限以下となった場合は、原子炉容器水位により原子炉容器内の保有水量を推定する。
			可搬型計測器による計測	原子炉容器内の温度を監視するパラメータである１次冷却材高温側温度（広域）及び１次冷却材低温側温度（広域）が計器の計測範囲を超えた場合で、かつ常用代替監視パラメータである炉心出口温度の監視機能が喪失した場合は、可搬型計測器により１次冷却材高温側温度（広域）又は１次冷却材低温側温度（広域）を計測する。 また、可搬型計測器に表示される計測値を読み取り、換算表等を用いて工学値に換算する。

対応手段等	計器電源喪失時	代替電源（交流）からの給電	全交流動力電源喪失が発生した場合に、代替電源（交流）の大容量空冷式発電機から計器に給電し、特に重要なパラメータである重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。
		代替電源（直流）からの給電	全交流動力電源喪失が発生し直流電源が枯渇するおそれがある場合に、代替電源（直流）の蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（３系統目）又は直流電源用発電機及び可搬型直流変換器から計器に給電し、特に重要なパラメータである重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。
		可搬型計測器による計測又は監視	代替電源（交流）及び代替電源（直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に、特に重要なパラメータである重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。
	パラメータ記録		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など想定される重大事故等の対応に必要となる重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果について、以下の方法により計測結果を記録する。 ・　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（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）により計測結果を記録する。記録されたパラメータの計測結果を、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。 ・　可搬型計測器で計測されるパラメータの値及び現場操作時のみ監視する現場計器の指示値を記録用紙に記録する。

配慮すべき事項	原子炉施設の状態把握	重要監視パラメータを計測する重要計器及び重要代替監視パラメータを計測する重要代替計器の計測範囲及び個数を示し、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を明確化する。
	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作動状況及びあらかじめ評価した原子炉格納容器内水素濃度と圧力の相関関係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。 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。
	可搬型計測器による計測又は監視の留意事項	可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、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つの適切なチャンネル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。

第 10.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（16／20）

1.16　原子炉制御室の居住性等に関する手順等		
方針目的	重大事故等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必要な対処設備及び資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止、放射性物質の濃度低減に係る手順等を整備する。	
対応手段等	居住性の確保	重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員の被ばく線量を７日間で 100mSv を超えないよう、中央制御室遮へい及び中央制御室空調装置の外気を遮断した閉回路循環運転（以下「事故時外気隔離モード」という。）により、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員を防護するとともに、マネジメント（全面マスク等）による放射線防護措置等にて被ばくを低減し、以下の手順等で中央制御室の居住性を確保する。 ・　放射性物質等が環境に放出されるおそれがある原子炉冷却材圧力バウンダリからの１次冷却材の漏えい等に起因する非常用炉心冷却設備作動信号又は中央制御室エリアモニタ線量率高信号による中央制御室換気系隔離信号が発信した場合、中央制御室空調装置の事故時外気隔離モードでの運転を確認する。全交流動力電源喪失により、中央制御室空調装置が事故時外気隔離モードにできない場合は、手動操作によるダンパ開処置により事故時外気隔離モードの系統構成を行い、大容量空冷式発電機により、非常用高圧母線に給電し、中央制御室空調装置を運転する。 ・　中央制御室空調装置が事故時外気隔離モードとなった場合、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度の低下又は二酸化炭素濃度の上昇により、規定値を超えるおそれがある場合は、外気を取り入れる。 ・　全交流動力電源喪失時に、中央制御室の照明が使用できない場合、可搬型照明（SA）の蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備からの給電後、可搬型照明（SA）を代替交流電源から給電し、中央制御室の照明を引き続き確保する。照明確保の優先順位は、多様性拡張設備である中央非常用照明を優先して使用し、中央非常用照明が使用できない場合は可搬型照明（SA）を使用する。 ・　炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷に至った場合は、運転員（当直員）等の内部被ばくを低減するため、当直課長の指示により全面マスクを着用する。 ・　運転員（当直員）等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、運転管理を担当する組織の長は発電所長等と協議の上、長期的な保安の観点から運転員（当直員）等の交代要員体制を整備する。また、交代要員は運転員（当直員）等の交代に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで被ばくの低減を図る。

対応手順等	汚染の持ち込み防止	原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合に、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。 全交流動力電源喪失時にチェンジングエリア設置場所の照明が使用できない場合は可搬型照明（SA）の蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備により給電後、可搬型照明（SA）を代替交流電源設備から給電し、引き続き照明を確保する。照明確保の優先順位は、多様性拡張設備である中央制御室の出入口付近に設置する蓄電池内蔵型照明を優先して使用し、蓄電池内蔵型照明が使用できない場合は可搬型照明（SA）を使用する。
	放射性物質の濃度低減	非常用炉心冷却設備作動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、アニュラス部から放射性物質低減機能を有するアニュラス空気浄化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より確認する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合にも、Ｂ系アニュラス空気浄化設備の弁の制御用空気配管に窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）を接続して代替空気（窒素）を供給し、代替電源設備から給電した後、Ｂアニュラス空気浄化ファンを運転する。
配慮すべき事項	放射線管理	チェンジングエリア内では、運転員（当直員）等の身体サーベイを行い、汚染が確認された場合、チェンジングエリア内に設ける除染エリアにて除染を行う。除染による廃水は、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により中央制御室空調装置及び可搬型照明（SA）へ給電する。 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放射性物質の濃度低減に使用するアニュラス空気浄化設備へ給電する。

第 10.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（17／20）

1.17　監視測定等に関する手順等		
方針目的	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、放射性物質の濃度及び放射線量を測定する手順等を整備する。また、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、風向、風速その他の気象条件を測定する手順等を整備する。	
対応手段等	放射性物質の濃度及び放射線量の測定	重大事故等時の発電所敷地境界付近の放射線量は、モニタリングステーション及びモニタリングポストにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。また、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は、可搬型モニタリングポストにより放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 全交流動力電源喪失による機能喪失時は、多様性拡張設備である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及び非常用発電機からの給電を優先し、大容量空冷式発電機による給電が開始されれば給電元が自動で切り替わる。モニタリングステーション及びモニタリングポストは、電源が喪失した状態から給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。 原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合、海側敷地境界付近を含み原子炉格納容器を囲む８方位に設置する可搬型エリアモニタにより放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 重大事故等時の空気中の放射性物質濃度の測定は、多様性拡張設備であるモニタリングカーによる測定を優先する。モニタリングカーが使用できない場合は、可搬型放射線計測器（GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ）及び可搬型ダストサンプラにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 重大事故等時の発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）及び放射線量の測定は、可搬型放射線計測器（GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、電離箱サーベイメータ）及び可搬型ダストサンプラにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 周辺海域については、小型船舶を用いた海上モニタリングを行う。
	風向、風速その他の気象条件の測定	重大事故等時の風向、風速その他の気象条件の測定は、可搬型気象観測装置により測定し、その結果を記録する。風向、風速その他の気象条件の測定は、多様性拡張設備である気象観測設備を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、可搬型気象観測装置を使用する。

配慮すべき事項	測定頻度	重大事故等時の放射性物質の濃度及び放射線量の測定頻度のうち、モニタリングステーション、モニタリングポスト、可搬型モニタリングポスト及び可搬型エリアモニタを用いた放射線量の測定は連続測定とする。放射性物質の濃度の測定（空気中、水中、土壌中）及び海上モニタリングは、１回／日以上を目安とするが、測定頻度は原子炉施設の状態及び放射性物質の放出状況を考慮し変更する。 重大事故等時の風向、風速その他の気象条件の測定は、連続測定とする。
	バックグラウンド低減対策	重大事故等により放射性物質の放出のおそれがある場合、モニタリングステーション及びモニタリングポストの検出器等の養生を行う。放射性物質の放出により、モニタリングステーション又はモニタリングポストの周辺の汚染を確認した場合、周辺の汚染レベルを確認し、検出器等の除染、周辺の土壌撤去、樹木の伐採等を行い、バックグラウンドレベルを低減する。 重大事故等発生後の周辺汚染により放射性物質の濃度測定時のバックグラウンドが上昇し、可搬型放射線計測器での測定が不能となった場合、可搬型放射線計測器の検出器周囲を遮へい材で囲むこと等の対策により、バックグラウンドレベルを低減させて放射性物質の濃度を測定する。
	他の機関との連携体制	重大事故等時の敷地外でのモニタリングについては、国が地方公共団体と連携して策定されるモニタリング計画に従い資機材、要員及び放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替電源（交流）によりモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。

第 10.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（18／20）

1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等（代替緊急時対策所）		
方針目的	代替緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が代替緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、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し、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等の緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な、居住性の確保、必要な指示及び通信連絡、必要な数の要員の収容、代替電源設備からの給電に関する手順等を整備する。	
対応手段等	居住性の確保	重大事故等が発生した場合、代替緊急時対策所空気浄化装置による放射性物質の侵入低減、代替緊急時対策所加圧設備による希ガス等の放射性物質の侵入防止等の放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を 7 日間で 100mSv を超えないようにするため、以下の手順等により代替緊急時対策所の居住性を確保する。 ・　代替緊急時対策所を立ち上げる場合、代替緊急時対策所空気浄化装置を代替緊急時対策所に接続し、起動するとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により代替緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始し、測定結果に応じて換気率を調整する。 全交流動力電源喪失時は、代替緊急時対策所の電源を確保するため、代替電源設備である代替緊急時対策所用発電機により給電し、代替緊急時対策所空気浄化装置を起動する。 ・　原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合、代替緊急時対策所内へ代替緊急時対策所エリアモニタを、原子炉格納容器と代替緊急時対策所の中間位置に可搬型エリアモニタを設置し、放射線量の測定を開始する。 ・　重大事故等が発生し、可搬型エリアモニタ等の指示上昇や炉心損傷が生じる等、プルーム放出のおそれがあると判断した場合、パラメータの監視強化及び代替緊急時対策所加圧設備による加圧操作の要員配置を行う。 ・　原子炉格納容器からプルームが放出され、可搬型エリアモニタ等の線量が上昇した場合は、速やかに代替緊急時対策所空気浄化装置を停止し、代替緊急時対策所加圧設備による代替緊急時対策所内の加圧を行うとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により代替緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を測定し、測定結果に応じて空気流入量を調整する。その後、可搬型エリアモニタ等の線量が低下した場合等、代替緊急時対策所周辺から希ガスの影響が減少したと判断した場合、代替緊急時対策所加圧設備による加圧を停止し、代替緊急時対策所空気浄化装置側へ切替える。

対応手段等	必要な指示及び通信連絡	重大事故等が発生した場合、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が、代替緊急時対策所の情報収集設備及び代替緊急時対策所の通信連絡設備により、必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに、重大事故等に対処するための対策の検討を行う。 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、代替緊急時対策所に整備する。当該資料は常に最新となるよう通常時から維持、管理する。 重大事故等が発生した場合、代替緊急時対策所の通信連絡設備により、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。 全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により代替緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備へ給電する。
	必要な数の要員の収容	代替緊急時対策所には、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た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。これらの要員を収容するため、以下の手順等により必要な資機材、飲料水、食料等を整備するとともに、維持、管理し、放射線管理等の運用を行う。 ・ 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員や現場作業を行う要員等の対策要員の装備（線量計、マスク等）及びチェンジングエリアを設置するための資機材を配備し、維持、管理し、重大事故等が発生した場合にはこれらを用いて十分な放射線管理を行う。 ・ 原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合、代替緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置し、代替緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下になった場合に運用する。 ・ 少なくとも外部からの支援なしに１週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄し、維持、管理し、重大事故等が発生した場合は、代替緊急時対策所内の環境を確認した上で、飲食の管理を行う。
	代替電源設備からの給電	全交流動力電源喪失時は、代替緊急時対策所の電源を確保するため、代替電源設備である代替緊急時対策所用発電機から給電する。 代替緊急時対策所用発電機は、代替緊急時対策所の立ち上げ時にケーブル接続等の準備を行い、全交流動力電源喪失時に起動し代替緊急時対策所へ給電を開始する。

配慮すべき事項	配置	重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員等との輻輳を避けるレイアウトとなるよう考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようトイレや休憩スペース等を整備する。
	放射線管理	チェンジングエリア内での身体サーベイで現場作業を行う要員等の放射性物質による汚染が確認された場合には、チェンジングエリア内で拭き取りによる簡易除染にて汚染を取り除くが、拭き取りにて除染ができない場合は除染エリアにて除染を行う。除染による廃水が発生した場合、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。 代替緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの線量を監視するため、可搬型エリアモニタを設置し、放射線量を監視する。放射線量が上昇した場合は、周辺に立入りを制限する等の対応を行う。 代替緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの線量が上昇する等、代替緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替えが必要となった場合は待機側へ切替え、線量に応じ、交換、保管する。 現場作業を行う要員等が代替緊急時対策所の外で身体サーベイを待つ場合、周辺からの放射線影響を低減するため、遮へい効果のある待機所内で待機する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により代替緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備へ給電する。
	燃料補給	代替緊急時対策所用発電機への燃料補給は、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。その後の燃料補給は、定格負荷運転時の燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「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」、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」及び「1.14 電源の確保に関する手順等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を356 kℓ以上に管理する。

第 10.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（19／20）

1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等（緊急時対策所（緊急時対策棟内））		
方針目的	緊急時対策所（緊急時対策棟内）に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所（緊急時対策棟内）にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、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し、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等の緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な、居住性の確保、必要な指示及び通信連絡、必要な数の要員の収容、代替電源設備からの給電に関する手順等を整備する。	
対応手段等	居住性の確保	重大事故等が発生した場合、緊急時対策所非常用空気浄化設備による放射性物質の侵入低減、緊急時対策所加圧設備による希ガス等の放射性物質の侵入防止等の放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を 7 日間で 100mSv を超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性を確保する。 ・　緊急時対策所（緊急時対策棟内）を立ち上げる場合、緊急時対策所非常用空気浄化設備を起動するとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により緊急時対策所（緊急時対策棟内）内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始し、測定結果に応じて換気率を調整する。 全交流動力電源喪失時は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の電源を確保するため、代替電源設備である緊急時対策所用発電機車により給電し、緊急時対策所非常用空気浄化設備を起動する。 ・　原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合、緊急時対策所（緊急時対策棟内）内へ緊急時対策所エリアモニタを、原子炉格納容器と緊急時対策所（緊急時対策棟内）の中間位置に可搬型エリアモニタを設置し、放射線量の測定を開始する。 ・　重大事故等が発生し、可搬型エリアモニタ等の指示上昇や炉心損傷が生じる等、プルーム放出のおそれがあると判断した場合、パラメータの監視強化及び緊急時対策所加圧設備による加圧操作の要員配置を行う。 ・　原子炉格納容器からプルームが放出され、可搬型エリアモニタ等の線量が上昇した場合は、速やかに緊急時対策所非常用空気浄化設備から緊急時対策所加圧設備へ切替えるとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により緊急時対策所（緊急時対策棟内）内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を測定し、測定結果に応じて空気流入量を調整する。その後、可搬型エリアモニタ等の線量が低下した場合等、緊急時対策所（緊急時対策棟内）周辺から希ガスの影響が減少したと判断した場合、緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用空気浄化設備側へ切替える。

対応手段等	必要な指示及び通信連絡	重大事故等が発生した場合、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の情報収集設備及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の通信連絡設備により、必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに、重大事故等に対処するための対策の検討を行う。 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、緊急時対策所（緊急時対策棟内）に整備する。当該資料は常に最新となるよう通常時から維持、管理する。 重大事故等が発生した場合、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の通信連絡設備により、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。 全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により緊急時対策所（緊急時対策棟内）の情報収集設備及び通信連絡設備へ給電する。
	必要な数の要員の収容	緊急時対策所（緊急時対策棟内）には、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た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。これらの要員を収容するため、以下の手順等により必要な資機材、飲料水、食料等を整備するとともに、維持、管理し、放射線管理等の運用を行う。 ・ 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員や現場作業を行う要員等の対策要員の装備（線量計、マスク等）及びチェンジングエリアを設置するための資機材を配備し、維持、管理し、重大事故等が発生した場合にはこれらを用いて十分な放射線管理を行う。 ・ 原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合、緊急時対策所（緊急時対策棟内）への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置し、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なった場合に運用する。 ・ 少なくとも外部からの支援なしに１週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄し、維持、管理し、重大事故等が発生した場合は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）内の環境を確認した上で、飲食の管理を行う。
	代替電源設備からの給電	全交流動力電源喪失時は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の電源を確保するため、代替電源設備である緊急時対策所用発電機車から給電する。 緊急時対策所用発電機車は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の立ち上げ時に電源ケーブル接続等の準備を行い、全交流動力電源喪失時に起動し、緊急時対策所（緊急時対策棟内）へ給電を開始する。

配慮すべき事項	配置	重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員等との輻輳を避けるレイアウトとなるよう考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようトイレや休憩スペース等を整備する。
	放射線管理	チェンジングエリア内での身体サーベイで現場作業を行う要員等の放射性物質による汚染が確認された場合には、サーベイエリアに隣接した除染エリアにて除染を行う。除染による廃水が発生した場合、汚染水槽に保管し、放射性廃棄物として廃棄する。 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの線量を監視するため、可搬型エリアモニタを設置し、放射線量を監視する。放射線量が上昇した場合は、周辺に立入りを制限する等の対応を行う。 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの線量が上昇する等、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの切替えが必要となった場合は待機側へ切替え、線量に応じ、フィルタの交換又は保管をする。 現場作業を行う要員等が緊急時対策所（緊急時対策棟内）の外で身体サーベイを待つ場合、周辺からの放射線影響を低減するため、遮へい効果のある緊急時対策棟内で待機する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により緊急時対策所（緊急時対策棟内）の情報収集設備及び通信連絡設備へ給電する。
	燃料補給	緊急時対策所用発電機車への燃料補給は、緊急時対策所用発電機車用給油ポンプから緊急時対策所用発電機車へ燃料油供給ホースを接続し、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により自動補給する。発電機車運転中は、緊急時対策所用発電機車用給油ポンプの運転状態及び燃料油補給状況の警報監視を行い、正常に自動補給されていることを確認する。 重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量を有する、緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンク（約 75kℓ、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（20／20）

1.19　通信連絡に関する手順等		
方針目的	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、発電所内の通信連絡設備及び発電所外（社内外）との通信連絡設備により通信連絡を行う手順等を整備する。	
対応手段等	発電所内の通信連絡	重大事故等が発生した場合、通信設備（発電所内）により、緊急時対策本部要員が、中央制御室、屋内外の作業場所、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）との間で相互に通信連絡を行うために、衛星携帯電話設備、無線連絡設備及び携帯型通話設備を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。 発電所内で通信連絡を行う場合の優先順位は、中央制御室の運転員（当直員）等、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策本部要員並びに屋内外で作業を行う緊急時対策本部要員は、操作、作業等の通信連絡を行う場合、屋内外での使用が可能であり、通常時から使用する多様性拡張設備の運転指令設備及び電力保安通信用電話設備を使用する。発電所内でのモニタリングには、屋外の広域で通信連絡が可能な無線連絡設備のうち多様性拡張設備の無線通話装置（固定型、携帯型、モニタリングカー）の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、屋外の操作、作業等の通信連絡には、屋外使用箇所の制限が少ない衛星携帯電話設備及び無線連絡設備のうち重大事故等対処設備の無線通話装置（固定型、携帯型）を優先して使用する。携帯型通話設備は、中継コードの布設が必要であることから、衛星携帯電話設備及び無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）が使用できない場合に使用する。 また、多様性拡張設備が使用できない場合の屋内の操作、作業等の通信連絡には、携帯型通話設備を使用する。 重大事故等が発生した場合、データ伝送設備（発電所内）により、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）へ重大事故等時に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置を使用する。 直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合、屋内の現場と中央制御室との連絡には携帯型通話設備を使用し、屋外の現場と中央制御室との連絡には衛星携帯電話設備又は無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型、携帯型、モニタリングカー）を使用する。また、屋内外の現場若しくは中央制御室と代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）との連絡には衛星携帯電話設備、無線連絡設備又は携帯型通話設備を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。 計測等行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する場合の優先順位は、屋内外での使用が可能であり、通常時から使用する多様性拡張設備の運転指令設備、電力保安通信用電話設備及び屋外の広域で通信連絡が可能な無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型、携帯型、モニタリングカー）の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型、携帯型）及び携帯型通話設備を使用する。

対応手段等	発電所外（社内外）との通信連絡	重大事故等が発生した場合、通信設備（発電所外）により、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策本部要員が、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行うために、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（テレビ会議システム、IP電話、衛星通信装置（電話）、IP-FAX）を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。 発電所外（社内外）との通信連絡を行う場合の優先順位は、国との間で通信連絡を行う場合、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、衛星通信装置（電話）、IP-FAX）及び多様性拡張設備の加入電話設備の使用を優先し、多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。 本店との間で通信連絡を行う場合、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、衛星通信装置（電話）、IP-FAX）、多様性拡張設備である加入電話設備、電力保安通信用電話設備及びテレビ会議システム（社内）の使用を優先し、多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。 地方公共団体、その他関係機関等と通信連絡を行う場合、通常時に通信連絡で使用する多様性拡張設備の加入電話設備の使用を優先し、多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。 発電所外でモニタリングを行う緊急時対策本部要員と通信連絡を行う場合、無線連絡設備のうち多様性拡張設備の無線通話装置（固定型、携帯型、モニタリングカー）の使用を優先し、多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。 重大事故等が発生した場合、データ伝送設備（発電所外）により、国の緊急時対策支援システム(ERSS)等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）を使用する。 直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）と本店、国、地方公共団体との連絡には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（テレビ会議システム、IP電話、衛星通信装置（電話）、IP-FAX）を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。 計測等行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合の優先順位は、本店との通信連絡には、社内関係箇所と通常時に通信連絡で使用する多様性拡張設備の電力保安通信用電話設備及びテレビ会議システム（社内）の使用を優先し、多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備又は統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、衛星通信装置（電話）、IP-FAX）を使用する。国との間で通信連絡を行う場合、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、衛星通信装置（電話）、IP-FAX）及び多様性拡張設備である加入電話設備の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。
配慮すべき事項	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により、衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）、無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、衛星通信装置（電話）、IP-FAX）、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置へ給電する。

第 10.2 表　重大事故等対策における操作の成立性（１／５）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.1	—	—	—	—
1.2	手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	保修対応要員※1	2	30 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	
	現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復	運転員（当直員）等（現場）	4	20 分
1.3	手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	1.2 にて整備する。		
	現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復	1.2 にて整備する。		
	窒素ボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復	運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	25 分
	可搬型バッテリによる加圧器逃がし弁の機能回復	保修対応要員	2	40 分
		運転員（当直員）等（現場）	1	
1.4	B 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	運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	20 分
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入（フロントライン系故障時）	保修対応要員	2	1 時間 15 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	4	
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入（サポート系故障時）	保修対応要員	2	1 時間 15 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入（運転停止中に全交流動力電源が喪失した場合）	保修対応要員	2	40 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	5	
	可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入	保修対応要員	13	5 時間 20 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	
	B 格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替再循環	運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	15 分
	B 充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注入	保修対応要員	2	40 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	
	B 高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環	1.5 にて整備する。		
	現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復	1.2 にて整備する。		
	蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード	運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	1 時間 10 分
	可搬型ディーゼル注入ポンプへの燃料補給	保修対応要員	2	1 時間 55 分
	移動式大容量ポンプ車への燃料補給	保修対応要員	2	2 時間 5 分

※１　重大事故等対策要員のうち保修対応要員を「保修対応要員」という。（以下、同様）

第 10.2 表　重大事故等対策における操作の成立性（２／５）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.5	現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復	1.2 にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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	1.7 にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車による補機冷却海水通水	保修対応要員	13	12 時間 40 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	4	
1.6	Ａ、Ｂ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	1.7 にて整備する。		
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ（フロントライン系故障時）	保修対応要員	2	40 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	6	
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ（サポート系故障時）	保修対応要員	2	40 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	5	
	移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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	1.7 にて整備する。		
1.7	Ａ、Ｂ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	保修対応要員	2	1 時間 10 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	1.6 にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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	保修対応要員	13	12 時間 40 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	4	
1.8	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ（交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時）	保修対応要員	2	40 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	6	
	常設電動注入ポンプによる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時）	保修対応要員	2	40 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	5	
	Ｂ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	1.4 にて整備する。		
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入	1.4 にて整備する。		
	Ｂ充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注入	1.4 にて整備する。		
1.9	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視（交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時）	保修対応要員	2	35 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	
	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視（全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能喪失時）	保修対応要員	4	35 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	5	
1.10	アニュラス空気浄化設備による水素排出	保修対応要員	1	50 分
		運転員（当直員）等（中央制御室）	1	

第 10.2 表　重大事故等対策における操作の成立性（３／５）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.11	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	保修対応要員	12	5時間 20 分
	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る使用済燃料ピットへのスプレイ	保修対応要員	25	2時間
	移動式大容量ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水	1.12 にて整備する。		
	可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視	保修対応要員	3	2時間
	使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）への燃料補給	保修対応要員	2	1時間 55 分
1.12	移動式大容量ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制	保修対応要員	13	4時間
	シルトフェンス及び放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制（放射性物質吸着剤の設置）	保修対応要員	12	5時間
		緊急時対策本部要員	3	
	シルトフェンス及び放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制（シルトフェンスの設置）	保修対応要員	25	36 時間
		緊急時対策本部要員	5	
	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る大気への拡散抑制	1.11 にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火	保修対応要員	13	4時間
1.13	八田浦貯水池から中間受槽への供給	保修対応要員	12	5時間 20 分
	3号炉及び4号炉取水ピット他から中間受槽への供給	保修対応要員	12	5時間 20 分
	中間受槽を水源とする復水タンクへの供給	保修対応要員	6	3時間
	復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注入	運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	2	20 分
	中間受槽を水源とする可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入	1.4 にて整備する。		
	復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	2	20 分
	復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給	保修対応要員	2	40 分
		運転員（当直員）等（現場）	1	
	B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替再循環	1.4 にて整備する。		
	B高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環	1.4 にて整備する。		

第 10.2 表　重大事故等対策における操作の成立性（４／５）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.13	中間受槽を水源とする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	1.11 にて整備する。		
	中間受槽を水源とする使用済燃料ピットへのスプレイ	1.11 にて整備する。		
	海を水源とする燃料取扱棟への放水	1.12 にて整備する。		
	海を水源とする原子炉格納容器及びアニュラス部への放水	1.12 にて整備する。		
	水中ポンプ用発電機への燃料補給	保修対応要員	2	1 時間 55 分
1.14	大容量空冷式発電機による代替電源（交流）からの給電	保修対応要員	1	15 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	2	
	号炉間電力融通電路を使用した号炉間融通による代替電源（交流）からの給電	保修対応要員	2	30 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	4	
	発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）による代替電源（交流）からの給電	保修対応要員	4	2 時間
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	2	
	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る代替電源（交流）からの給電	保修対応要員	10	4 時間
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	4	
	蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電	運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	2	10 分
	蓄電池（３系統目）による代替電源（直流）からの給電	運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	2	30 分
	直流電源用発電機及び可搬型直流変換器による代替電源（直流）からの給電	保修対応要員	4	2 時間
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	2	
	代替所内電気設備による給電	保修対応要員	5	1 時間
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	2	
	燃料貯油そう（他号炉）への燃料補給	保修対応要員	2	2 時間 30 分
	大容量空冷式発電機用燃料タンクへの燃料補給	保修対応要員	2	2 時間 30 分
	発電機車（高圧発電機車）への燃料補給	保修対応要員	2	1 時間 55 分
	発電機車（中容量発電機車）への燃料補給	保修対応要員	2	2 時間 5 分
	直流電源用発電機への燃料補給	保修対応要員	2	1 時間 55 分

第 10.2 表　重大事故等対策における操作の成立性（５／５）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.15	可搬型計測器による計測	保修対応要員	1	20 分
		運転員（当直員）等（現場）	1	
1.16	中央制御室換気空調設備の運転（全交流動力電源が喪失した場合）	保修対応要員	2	1 時間 35 分
		運転員（当直員）等（中央制御室）	1	
	アニュラス空気浄化設備による放射性物質の濃度低減（全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合）	保修対応要員	1	50 分
		運転員（当直員）等（中央制御室）	1	
1.17	可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定	緊急時対策本部要員	2	1 時間 50 分
	可搬型エリアモニタによる放射線量の測定	緊急時対策本部要員	2	3 時間
	可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	緊急時対策本部要員	2	2 時間
	可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策本部要員	2	2 時間
	可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策本部要員	3	6 時間 20 分
	可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策本部要員	2	1 時間 40 分
	海上モニタリング測定	緊急時対策本部要員	3	2 時間 40 分
	モニタリングステーション及びモニタリングポストのバックグラウンド低減対策	緊急時対策本部要員	2	1 時間 45 分
	可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定	緊急時対策本部要員	4	3 時間
1.18	代替緊急時対策所空気浄化装置運転	緊急時対策本部要員	4	30 分
	代替緊急時対策所加圧設備による空気供給準備	緊急時対策本部要員	2	30 分
	代替緊急時対策所用発電機準備	緊急時対策本部要員	2	20 分
	代替緊急時対策所用発電機起動	緊急時対策本部要員	2	10 分
	代替緊急時対策所用発電機燃料補給	緊急時対策本部要員	2	1 時間 55 分
	緊急時対策所非常用空気浄化設備運転	緊急時対策本部要員	2	20 分
	緊急時対策所加圧設備による空気供給準備	緊急時対策本部要員	6	30 分
	緊急時対策所用発電機車準備（ケーブル接続）	緊急時対策本部要員	4	15 分
	緊急時対策所用発電機車準備（燃料油供給ホース接続）	緊急時対策本部要員	4	15 分
	緊急時対策所用発電機車起動	緊急時対策本部要員	4	30 分
1.19	—	—	—	—

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「２次冷却系からの除熱機能喪失」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
蒸気発生器除熱機能喪失の判断及び除熱機能維持操作	－	－	蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位
１次系のフィードアンドブリード開始	燃料取替用水タンク 高圧注入ポンプ 加圧器逃がし弁	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 蒸気発生器広域水位 燃料取替用水タンク水位
蓄圧注入系作動の確認	蓄圧タンク	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力
蒸気発生器除熱機能回復の判断	－	－	－
余熱除去系による炉心冷却への切替え	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量
１次系のフィードアンドブリード停止及び蓄圧タンク出口弁閉止	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 蓄圧タンク出口弁	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「全交流動力電源喪失」（１／３）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
全交流動力電源喪失の確認	蓄電池（安全防護系用）	－	－
プラントトリップの確認	－	－	１次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 主蒸気ライン圧力
タービン動補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク	－	蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位
早期の電源回復不能判断及び対応準備	大容量空冷式発電機※ 燃料油貯蔵タンク※ 大容量空冷式発電機用燃料タンク※ 大容量空冷式発電機用給油ポンプ※	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ※	－

※：外部電源等が復旧するまでは、以降の負荷に対して必要

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「全交流動力電源喪失」（２／３）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
事象進展の判断及び対応準備	常設電動注入ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク	－	１次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位
２次系強制冷却	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水タンク水位
蓄圧注入系作動の確認	蓄圧タンク	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力
１次冷却材ポンプ封水関連の隔離	－	－	－
格納容器隔離弁の閉止	－	－	－
直流電源負荷切離し	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）	－	－
蓄圧タンク出口弁閉止	蓄圧タンク出口弁	－	１次冷却材圧力
２次系強制冷却の再開	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水タンク水位

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「全交流動力電源喪失」（３／３）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	常設電動注入ポンプ 燃料取替用水タンク	－	AM 用消火水積算流量 余熱除去流量 １次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位
アニュラス空気浄化系の起動	－	－	－
中央制御室非常用循環系の起動	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ァン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	－	－
格納容器内自然対流冷却	Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 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）
高圧再循環	Ｂ高圧注入ポンプ（海水冷却） 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 燃料取替用水タンク水位
蒸気発生器による炉心冷却の継続	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水タンク水位
原子炉補機冷却海水系の復旧	－	－	－

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「原子炉補機冷却機能喪失」（１／２）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉補機冷却機能喪失及びプラントトリップの確認	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 原子炉補機冷却水サージタンク水位
補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク	－	蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位
原子炉補機冷却機能、制御用空気供給機能の回復及び対応準備	燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	－
事象進展の判断及び対応準備	常設電動注入ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク	－	１次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位
２次系強制冷却	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水タンク水位
蓄圧注入系作動の確認	蓄圧タンク	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「原子炉補機冷却機能喪失」（２／２）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
１次冷却材ポンプ封水関連の隔離	－	－	－
格納容器隔離弁の閉止	－	－	－
蓄圧タンク出口弁閉止	蓄圧タンク出口弁	－	１次冷却材圧力
２次系強制冷却の再開	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水タンク水位
常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	常設電動注入ポンプ 燃料取替用水タンク	－	AM 用消火水積算流量 余熱除去流量 １次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位
アニュラス空気浄化系の起動	－	－	－
中央制御室非常用循環系の起動	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ァン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	－	－
格納容器内自然対流冷却	A、B 格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 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）
高圧再循環	B 高圧注入ポンプ（海水冷却） 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 燃料取替用水タンク水位
原子炉補機冷却海水系の復旧	－	－	－

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「原子炉格納容器の除熱機能喪失」（１／２）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
ECCS 作動信号発信等の確認	高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 燃料取替用水タンク 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 蓄圧タンク	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 余熱除去流量 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位
格納容器スプレイ注入機能喪失の判断及び回復操作等	－	－	Ｂ格納容器スプレイ流量積算流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 燃料取替用水タンク水位
格納容器内自然対流冷却の準備	Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水ポンプ Ａ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 Ａ、Ｂ海水ポンプ	窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	原子炉補機冷却水サージタンク水位 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）
１次冷却材の漏えいの判断	－	－	１次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
燃料取替用水タンクへの補給準備	－	－	－

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「原子炉格納容器の除熱機能喪失」（２／２）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
高圧及び低圧再循環への切替え	高圧注入ポンプ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 余熱除去流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 燃料取替用水タンク水位
格納容器内自然対流冷却	Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水ポンプ Ａ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 Ａ、Ｂ海水ポンプ	窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 原子炉補機冷却水サージタンク水位 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）
高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却の継続	高圧注入ポンプ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水ポンプ Ａ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 Ａ、Ｂ海水ポンプ	窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 原子炉補機冷却水サージタンク水位 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）

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「原子炉停止機能喪失」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
運転時の異常な過渡変化の発生及び原子炉トリップ機能喪失の判断	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
多様化自動作動設備の作動及び作動状況確認	多様化自動作動設備 主蒸気隔離弁 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 蒸気発生器 加圧器逃がし弁 加圧器安全弁 主蒸気逃がし弁 主蒸気安全弁	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水タンク水位
緊急ほう酸注入及びほう酸希釈ラインの隔離	ほう酸タンク ほう酸ポンプ 充てんポンプ 緊急ほう酸注入弁	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 ほう酸タンク水位
原子炉未臨界状態及びほう素濃度の確認並びに１次系の減温及び減圧	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 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水タンク水位
余熱除去系による炉心冷却への切替え	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「ECCS 注水機能喪失」（１／２）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
ECCS 作動信号発信の確認	余熱除去ポンプ 燃料取替用水タンク 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 ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※	タンクローリ※	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位
１次冷却材の漏えいの判断	－	－	１次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
燃料取替用水タンクへの補給準備	－	－	－
高圧注入機能喪失の判断及び回復操作等	－	－	高圧注入ポンプ流量 燃料取替用水タンク水位
２次系強制冷却	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 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水タンク水位

※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「ECCS 注水機能喪失」（２／２）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
電気式水素燃焼装置の起動	－	－	－
格納容器水素濃度計測装置等の運転準備	－	－	－
蓄圧注入系作動の確認	蓄圧タンク	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力
蓄圧タンク出口弁閉止	蓄圧タンク出口弁	－	１次冷却材圧力
余熱除去ポンプによる低圧注入開始の確認	余熱除去ポンプ 燃料取替用水タンク	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 燃料取替用水タンク水位
低圧再循環への切替え	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 燃料取替用水タンク水位

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「ECCS 再循環機能喪失」（１／２）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
ECCS 作動信号発信等の確認	高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 燃料取替用水タンク 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 蓄圧タンク	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 余熱除去流量 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位
原子炉格納容器スプレイ作動信号発信の確認	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク	－	Ｂ格納容器スプレイ流量積算流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 燃料取替用水タンク水位
１次冷却材の漏えいの判断	－	－	１次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
燃料取替用水タンクへの補給準備	－	－	－

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「ECCS 再循環機能喪失」（２／２）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
高圧、低圧及び格納容器スプレイ再循環への切替え	高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 格納容器スプレイポンプ 格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 余熱除去流量 Ｂ格納容器スプレイ流量積算流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 燃料取替用水タンク水位
低圧再循環機能喪失の判断及び回復操作等	－	－	余熱除去流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域）
格納容器スプレイ再循環の確認	格納容器スプレイポンプ 格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン	－	Ｂ格納容器スプレイ流量積算流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域）
代替再循環による炉心冷却	Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用） Ｂ格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域）
原子炉格納容器の健全性維持	Ａ格納容器スプレイポンプ Ａ格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン	－	格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域）

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」（１／２）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
ECCS 作動信号発信等の確認	高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク 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 ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※ 蓄圧タンク	タンクローリ※	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位
漏えい箇所の判断及び対応操作	－	－	１次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 主蒸気ライン圧力 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
漏えい箇所の隔離（１次系減圧前）	－	－	余熱除去流量 燃料取替用水タンク水位
余熱除去系隔離失敗の判断	－	－	１次冷却材圧力 加圧器水位
２次系強制冷却	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 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水タンク水位

※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」（２／２）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
燃料取替用水タンクへの補給及び漏えい箇所の隔離準備（１次系減圧後）	－	－	－
加圧器逃がし弁開操作による１次系の減圧	加圧器逃がし弁	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位
蓄圧タンク出口弁閉止	蓄圧タンク出口弁	－	１次冷却材圧力
高圧注入系から充てん系への切替え及び高圧注入ポンプの停止	充てんポンプ 燃料取替用水タンク	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水タンク水位
健全側余熱除去系による炉心冷却への切替え	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量
余熱除去系からの漏えい停止	余熱除去ポンプ入口弁 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「格納容器バイパス（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）」（１／３）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
ECCS 作動信号発信の確認	高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク 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 ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※	タンクローリ※	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位
漏えい箇所の判断及び対応操作	－	－	１次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 主蒸気ライン圧力
漏えい箇所の隔離	主蒸気隔離弁	－	－
破損側蒸気発生器隔離失敗の判断	－	－	１次冷却材圧力 加圧器水位 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位

※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「格納容器バイパス（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）」（２／３）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
２次系強制冷却	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 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水タンク水位
燃料取替用水タンクへの補給	－	－	－
加圧器逃がし弁開操作による１次系の減圧	加圧器逃がし弁	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位
蓄圧タンク出口弁閉止	蓄圧タンク出口弁	－	１次冷却材圧力
高圧注入系から充てん系への切替え及び高圧注入ポンプの停止	充てんポンプ 燃料取替用水タンク	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水タンク水位
余熱除去系による炉心冷却への切替え	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量
１、２次系の均圧による破損側蒸気発生器からの漏えい停止	加圧器逃がし弁 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 主蒸気ライン圧力

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「格納容器バイパス（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）」（３／３）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
１次系のフィードアンドブリード	充てんポンプ 燃料取替用水タンク 加圧器逃がし弁	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 燃料取替用水タンク水位
代替再循環による炉心冷却	Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用） Ｂ格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 加圧器逃がし弁	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域）

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」（１／２）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応処置	蓄電池（安全防護系用）	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
事象進展の判断及び対応準備	大容量空冷式発電機※ 常設電動注入ポンプ 燃料油貯蔵タンク※ 大容量空冷式発電機用燃料タンク※ 大容量空冷式発電機用給油ポンプ※ 蓄圧タンク タービン動補助給水ポンプ 復水タンク	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ※	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 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ァン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）	－
補助給水系機能維持の判断	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク	－	蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位
電気式水素燃焼装置の起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備	－	－	－

※：外部電源等が復旧するまでは、以降の負荷に対して必要

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」（２／２）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
炉心損傷の判断	－	－	１次冷却材高温側温度（広域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置作動状況確認	－	－	－
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	AM 用消火水積算流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位
水素濃度監視	－	－	－
格納容器内自然対流冷却	Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 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）

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」（１／２）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応処置	蓄電池（安全防護系用）	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
事象進展の判断及び対応準備	大容量空冷式発電機※ 常設電動注入ポンプ 燃料油貯蔵タンク※ 大容量空冷式発電機用燃料タンク※ 大容量空冷式発電機用給油ポンプ※	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ※	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 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ァン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）	－
補助給水系機能維持の判断	加圧器逃がし弁 蓄圧タンク	窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）	１次冷却材圧力 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位
電気式水素燃焼装置の起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備	－	－	－

※：外部電源等が復旧するまでは、以降の負荷に対して必要

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」（２／２）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
炉心損傷の判断	－	－	１次冷却材高温側温度（広域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置作動状況確認	－	－	－
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	AM 用消火水積算流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位
水素濃度監視	－	－	－
格納容器内自然対流冷却	Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 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）

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」

本格納容器破損モードに対応する事故対処のために必要な施設は「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」と同様である。

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設
「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」

本格納容器破損モードに対応する事故対処のために必要な施設は「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」と同様である。

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「水素燃焼」（１／２）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応処置	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
事象進展の判断及び対応準備	蓄圧タンク タービン動補助給水ポンプ 復水タンク	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 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ァン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	－	－
補助給水系機能維持の判断	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク	－	蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位
電気式水素燃焼装置の起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備	－	－	－
炉心損傷の判断	－	－	１次冷却材高温側温度（広域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「水素燃焼」（２／２）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置作動状況確認	静的触媒式水素再結合装置 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	－	－
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	－	－	－
水素濃度監視	－	－	－
格納容器内自然対流冷却	Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水サージタンク Ａ原子炉補機冷却水冷却器 Ａ、Ｂ海水ポンプ	窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 原子炉補機冷却水サージタンク水位 可搬型温度計測装置（格納容器内循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「溶融炉心・コンクリート相互作用」

本格納容器破損モードに対応する事故対処のために必要な施設は「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」と同様である。

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「想定事故１」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断	ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※	タンクローリ※	使用済燃料ピット温度（SA） 使用済燃料ピット水位（SA） 使用済燃料ピット状態監視カメラ
使用済燃料ピット冷却機能喪失時の回復操作	－	－	－
燃料取替用水タンク等からの注水準備	－	－	－
使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	－
可搬型監視計器の設置	－	－	－
使用済燃料ピット水位の確認	－	－	使用済燃料ピット温度（SA） 使用済燃料ピット水位（SA） 使用済燃料ピット状態監視カメラ
使用済燃料ピット注水機能喪失の判断	－	－	使用済燃料ピット温度（SA） 使用済燃料ピット水位（SA） 使用済燃料ピット状態監視カメラ
使用済燃料ピット注水機能喪失の回復操作	－	－	－
淡水タンクからの注水操作	－	－	－
使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	使用済燃料ピット温度（SA） 使用済燃料ピット水位（SA） 使用済燃料ピット状態監視カメラ

※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「想定事故２」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット水位低下の確認	ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※	タンクローリ※	使用済燃料ピット水位（SA） 使用済燃料ピット状態監視カメラ
漏えい箇所の特定、隔離操作	－	－	－
燃料取替用水タンク等からの注水準備	－	－	－
使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	－
可搬型監視計器の設置	－	－	－
使用済燃料ピット水温の確認	－	－	使用済燃料ピット温度（SA） 使用済燃料ピット状態監視カメラ
使用済燃料ピット注水機能喪失の判断	－	－	使用済燃料ピット温度（SA） 使用済燃料ピット水位（SA） 使用済燃料ピット状態監視カメラ
使用済燃料ピット注水機能喪失の回復操作	－	－	－
淡水タンクからの注水操作	－	－	－
使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	使用済燃料ピット温度（SA） 使用済燃料ピット水位（SA） 使用済燃料ピット状態監視カメラ

※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「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）」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
余熱除去機能喪失の判断	－	－	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 余熱除去流量
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	－	－	－
原子炉格納容器隔離操作	ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※	タンクローリ※	－
充てんポンプによる炉心注水	充てんポンプ 燃料取替用水タンク	－	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位
アニュラス空気浄化系の起動	－	－	－
代替再循環及び格納容器内自然対流冷却	B格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用） B格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン A、B格納容器再循環ユニット A、B原子炉補機冷却水ポンプ A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 A、B海水ポンプ	窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 燃料取替用水タンク水位 原子炉補機冷却水サージタンク水位 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）

※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「全交流動力電源喪失（運転停止中）」（１／２）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
全交流動力電源喪失の判断	蓄電池（安全防護系用）	－	－
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	－	－	－
早期の電源回復不能判断及び対応準備	常設電動注入ポンプ 大容量空冷式発電機※ 燃料油貯蔵タンク※ 大容量空冷式発電機用燃料タンク※ 大容量空冷式発電機用給油ポンプ※	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ※	－
燃料取替用水タンクによる代替炉心注水	－	－	－
原子炉格納容器隔離操作	－	－	－
常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	常設電動注入ポンプ 燃料取替用水タンク	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 AM 用消火水積算流量 燃料取替用水タンク水位
直流負荷切離し	－	－	－
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	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ァン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	－	－

※：外部電源等が復旧するまでは、以降の負荷に対して必要

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「全交流動力電源喪失（運転停止中）」（２／２）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却	Ｂ高圧注入ポンプ（海水冷却） 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 燃料取替用水タンク水位 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）
原子炉補機冷却海水系の復旧	－	－	－

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「原子炉冷却材の流出」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
１次系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断	－	－	余熱除去流量
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	－	－	－
原子炉格納容器隔離操作	ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※	タンクローリ※	－
充てんポンプによる炉心注水	充てんポンプ 燃料取替用水タンク	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位
アニュラス空気浄化系の起動	－	－	－
代替再循環及び格納容器内自然対流冷却	Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用） Ｂ格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水サージタンク Ａ原子炉補機冷却水冷却器 Ａ、Ｂ海水ポンプ	窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 燃料取替用水タンク水位 原子炉補機冷却水サージタンク水位 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）

※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第 10.3 表　事故対処するために必要な施設

「反応度の誤投入」

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
反応度の誤投入の判断	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	－	－	－
希釈ラインの隔離	－	－	－
ほう酸濃縮操作	ほう酸ポンプ 充てんポンプ ほう酸タンク 緊急ほう酸注入弁	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 ほう酸タンク水位
未臨界状態の確認	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束

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(1/11)

a. 特定重大事故等対処施設の準備操作の手順

：防護上の観点から公開できません。

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(2/11)

b. 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作の手順

：防護上の観点から公開できません。

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(3/11)

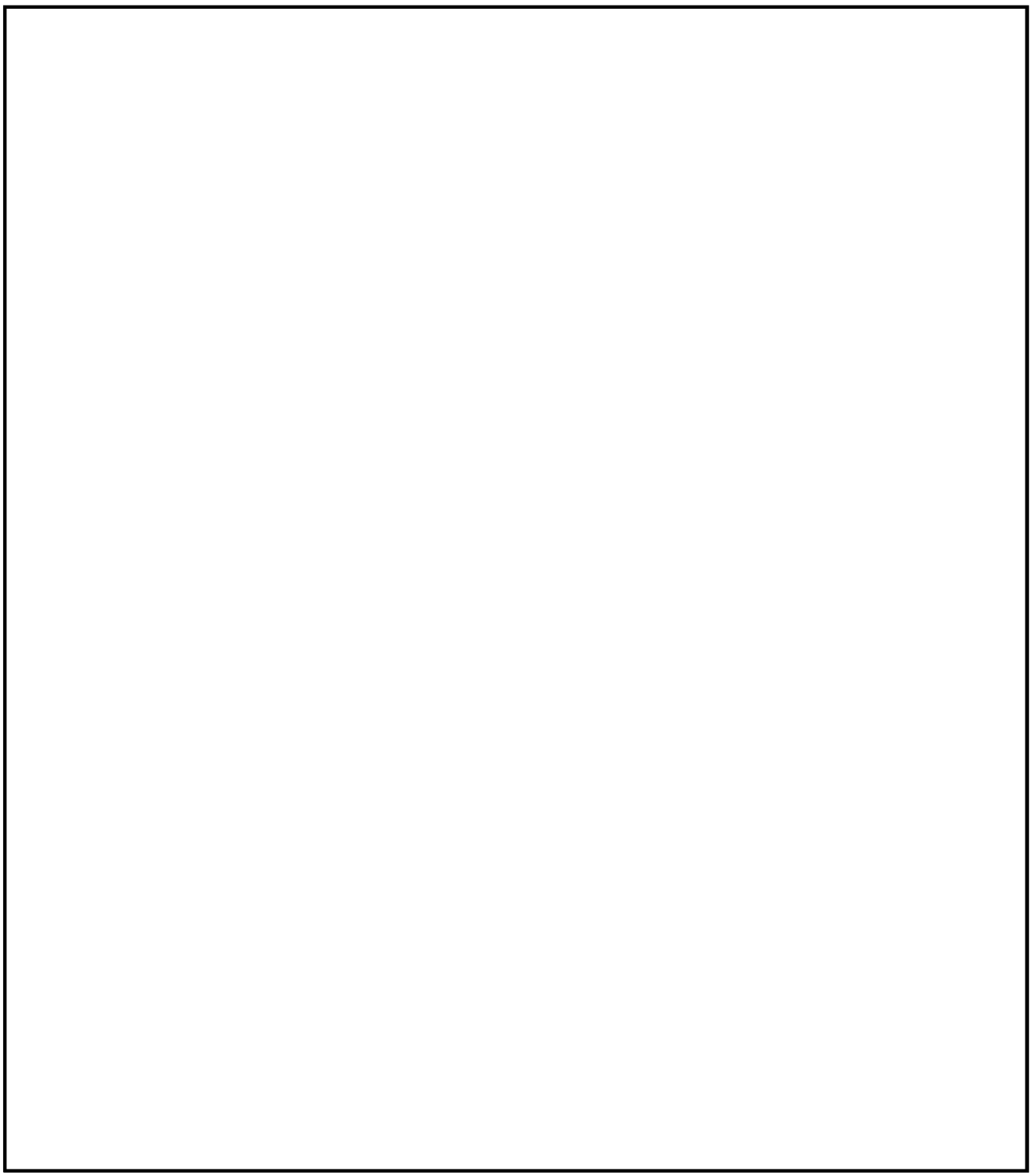
c. 原子炉内の溶融炉心の冷却の手順

：防護上の観点から公開できません。

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(4/11)

d. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却の手順

：防護上の観点から公開できません。



：防護上の観点から公開できません。

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(5/11)

e. 原子炉格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減の手順

：防護上の観点から公開できません。

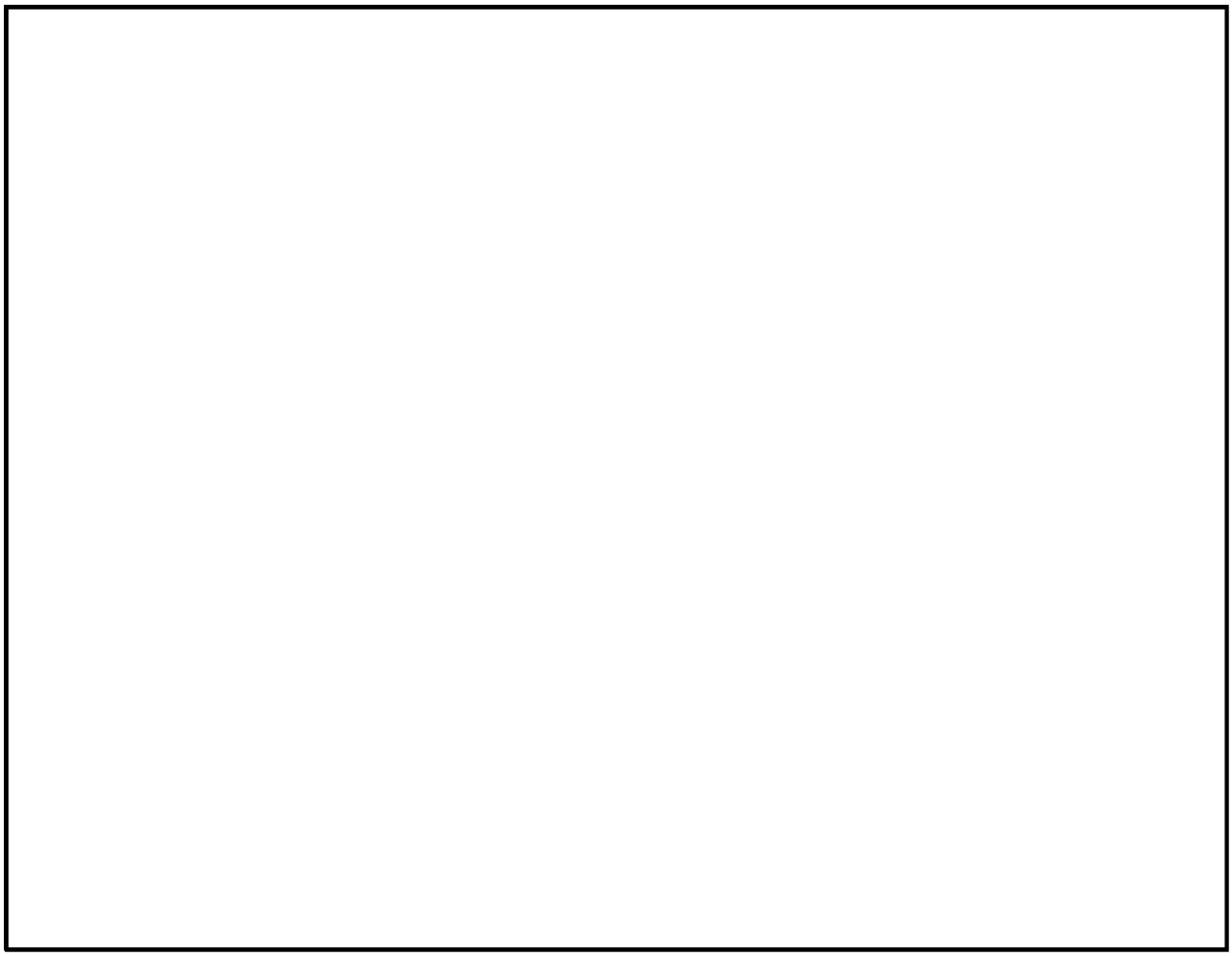
：防護上の観点から公開できません。

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(6/11)

f. 原子炉格納容器の過圧破損防止の手順

：防護上の観点から公開できません。

：防護上の観点から公開できません。

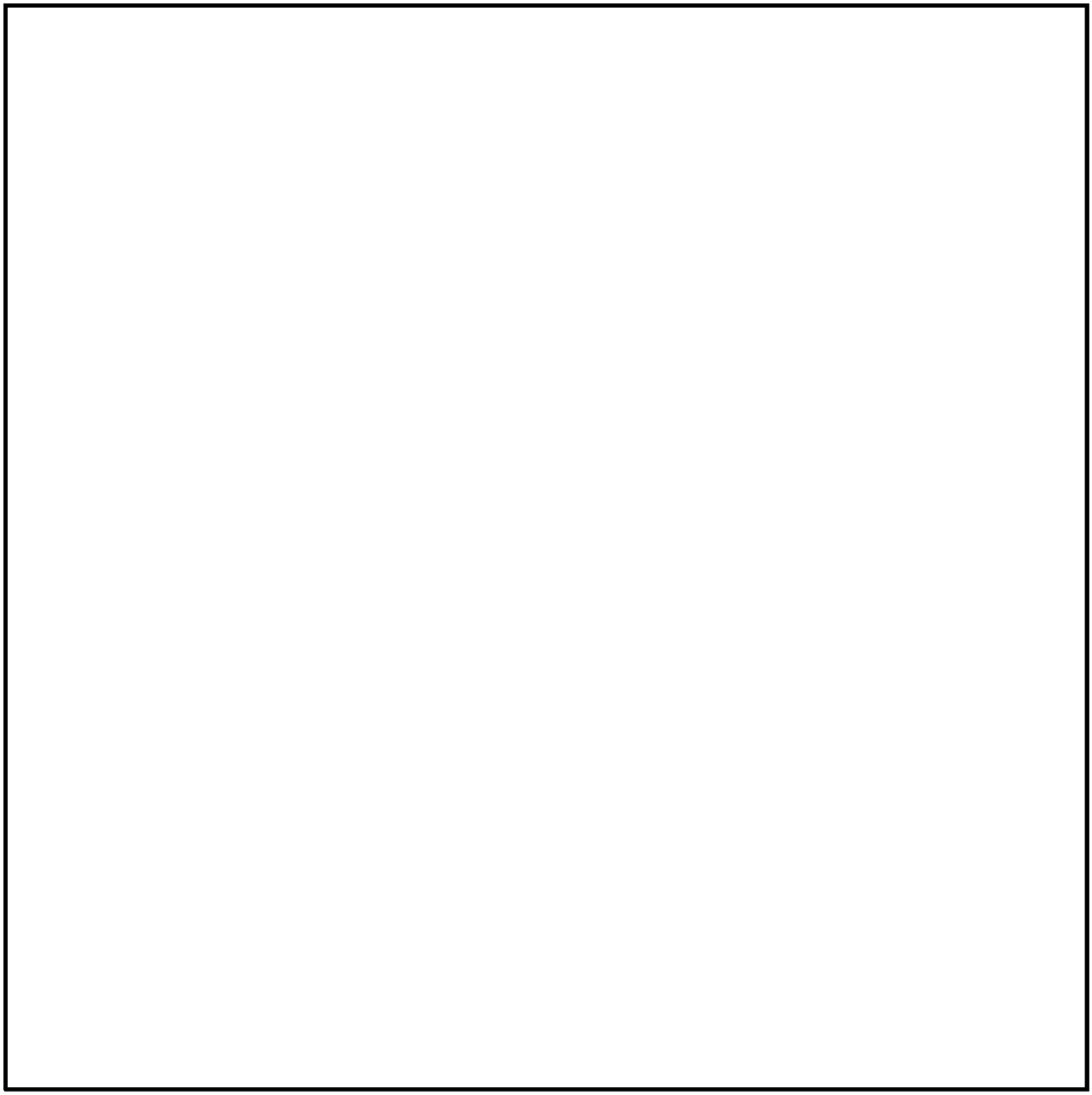


：防護上の観点から公開できません。

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(7/11)

g.	[redacted]	の居住性に関する手順

[redacted]：防護上の観点から公開できません。



：防護上の観点から公開できません。

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(8/11)

h. 電源設備の手順

：防護上の観点から公開できません。

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(9/11)

i. 計装設備の手順

：防護上の観点から公開できません。

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(10/11)

ｊ．通信連絡設備の手順

：防護上の観点から公開できません。

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(11/11)

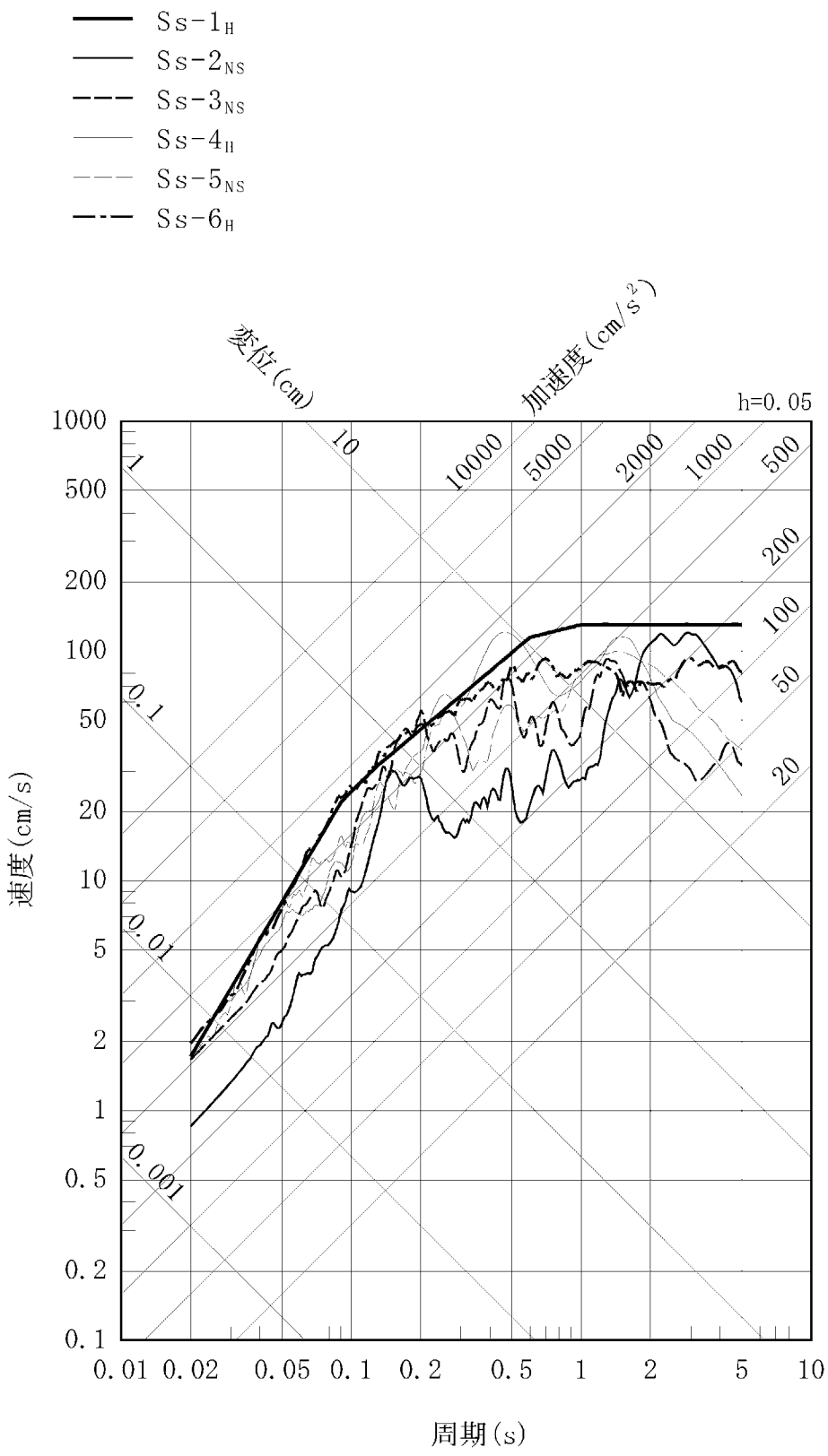
k. 原子炉格納容器を長期的に安定状態に維持するための手順

：防護上の観点から公開できません。

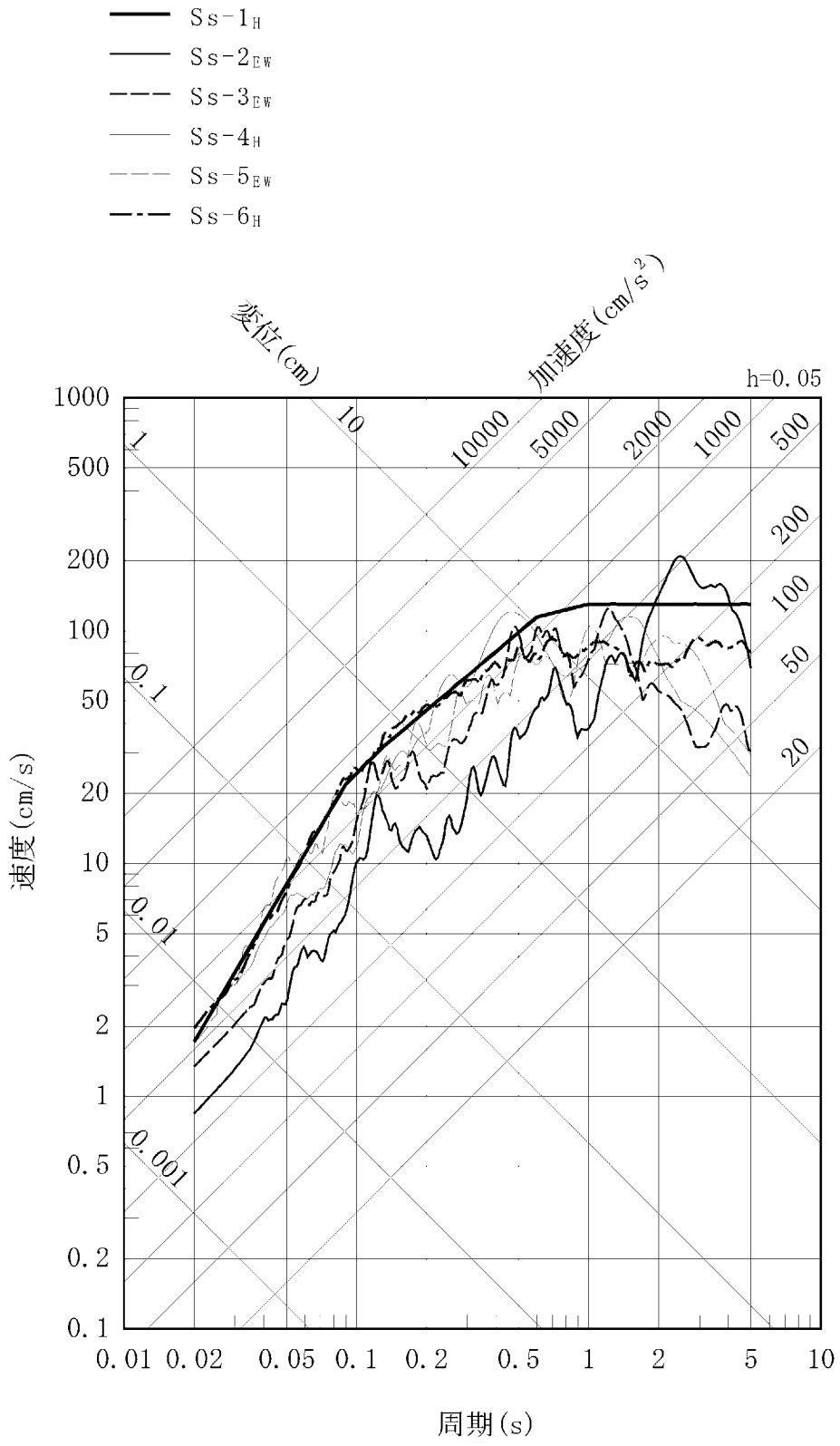
申請書図面目録

記

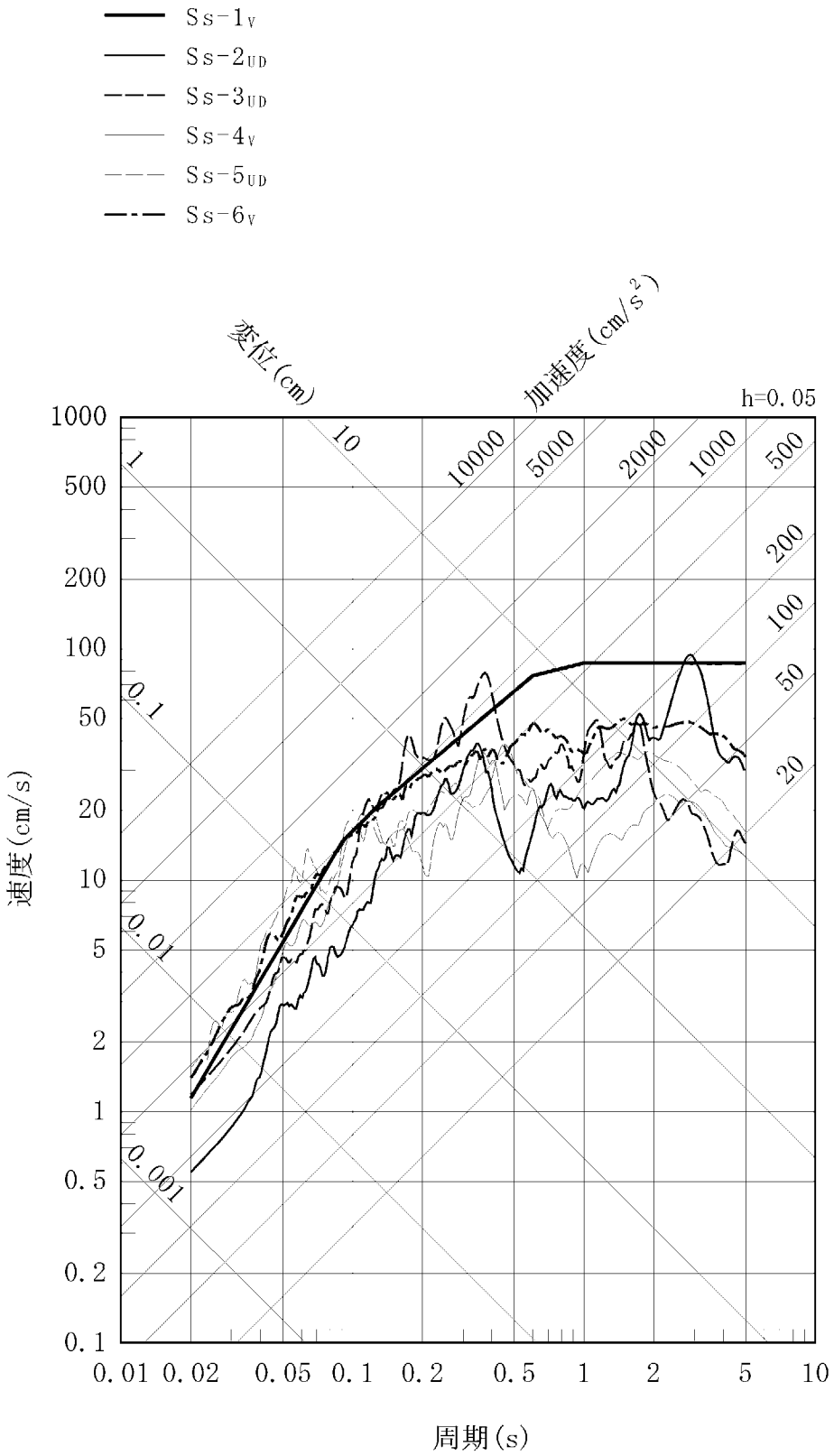
第 5.1 図　基準地震動の応答スペクトル（水平方向：NS）
第 5.2 図　基準地震動の応答スペクトル（水平方向：EW）
第 5.3 図　基準地震動の応答スペクトル（鉛直方向）
第 5.4 図　基準地震動 Ss-1 の設計用模擬地震波の時刻歴波形
第 5.5 図　基準地震動 Ss-2 の時刻歴波形
第 5.6 図　基準地震動 Ss-3 の時刻歴波形
第 5.7 図　基準地震動 Ss-4 の時刻歴波形
第 5.8 図　基準地震動 Ss-5 の時刻歴波形
第 5.9 図　基準地震動 Ss-6 の時刻歴波形
第 5.10 図　基準津波の策定位置
第 5.11 図　基準津波の時刻歴波形
第 5.12 図　衝撃荷重曲線
第 5.13 図　衝撃荷重の入力面積
第 10.1 図　過大出力 ΔＴ高及び過大温度 ΔＴ高による保護限界図(代表例)
第 10.2 図　トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度添加曲線
第 10.3 図　解析に使用したドップラ出力係数
第 10.4 図　解析に使用した減速材密度反応度欠損
第 10.5 図　解析に使用したドップラ出力欠損



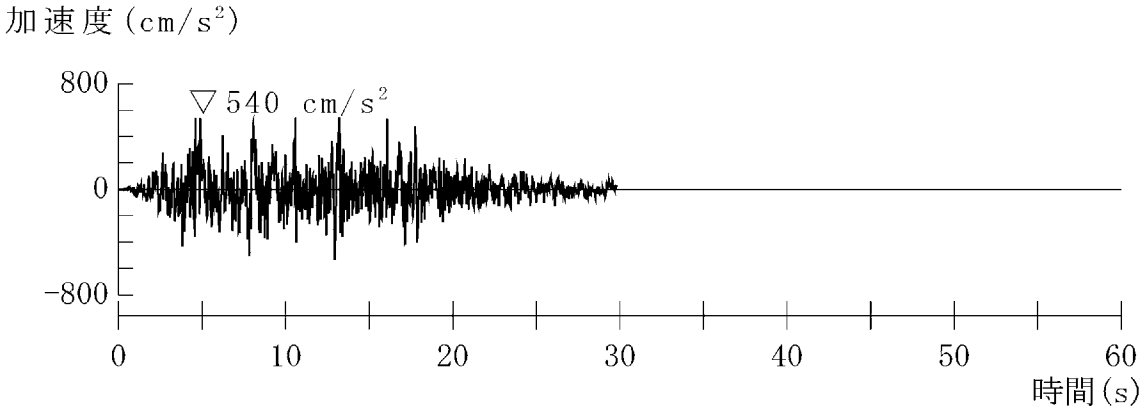
第 5.1 図　基準地震動の応答スペクトル（水平方向：NS）



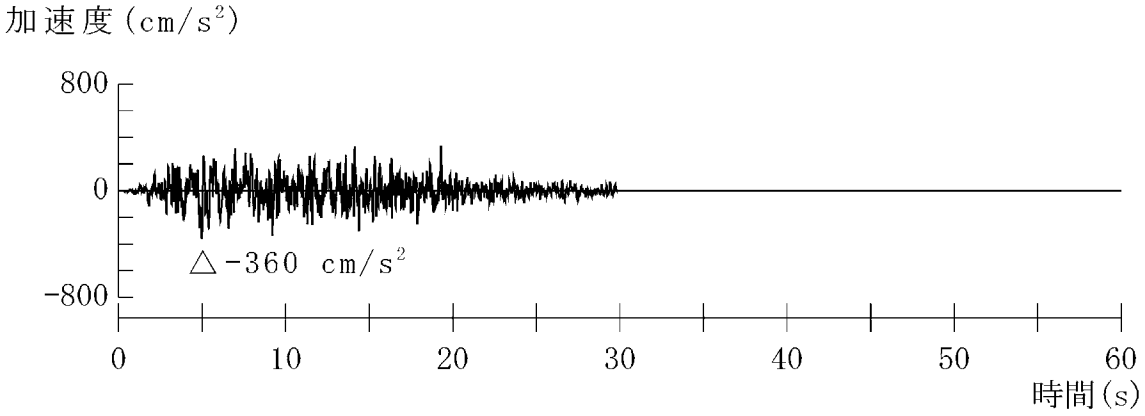
第 5.2 図　基準地震動の応答スペクトル（水平方向：EW）



第 5.3 図　基準地震動の応答スペクトル（鉛直方向）

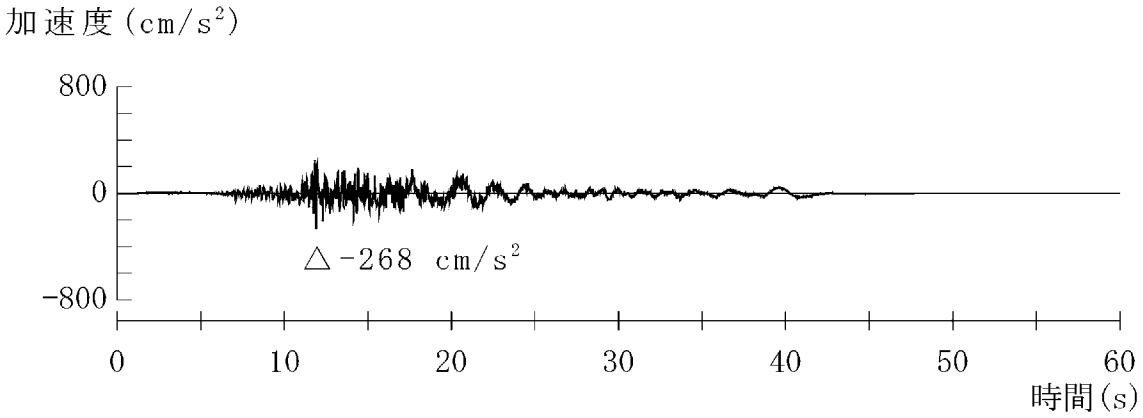


加速度（水平方向：$Ss\text{-}1_H$）

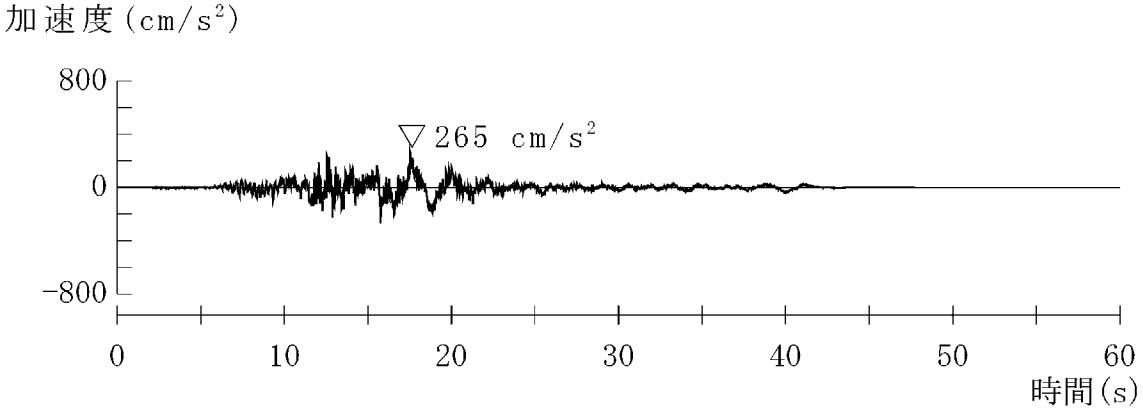


加速度（鉛直方向：$Ss\text{-}1_V$）

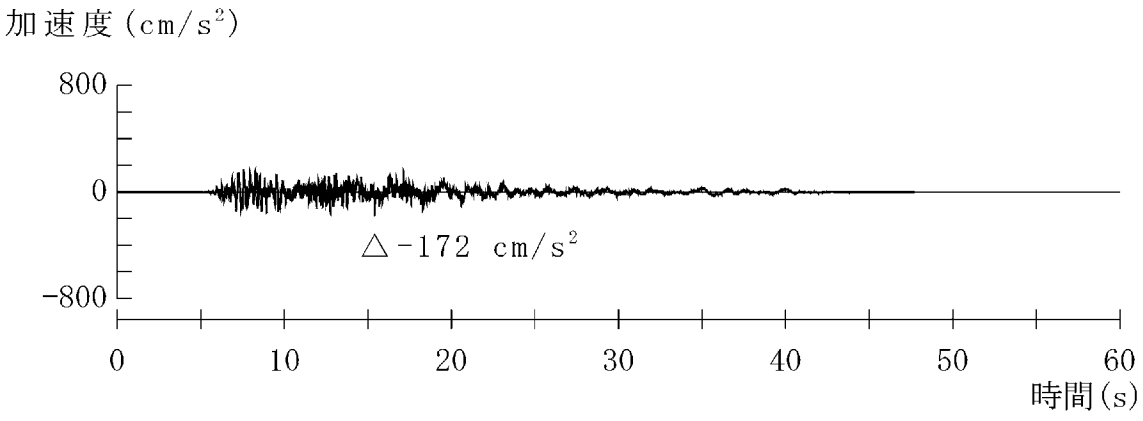
第 5.4 図　基準地震動 Ss-1 の設計用模擬地震波の時刻歴波形



加速度（水平方向：Ss-2_{NS}）

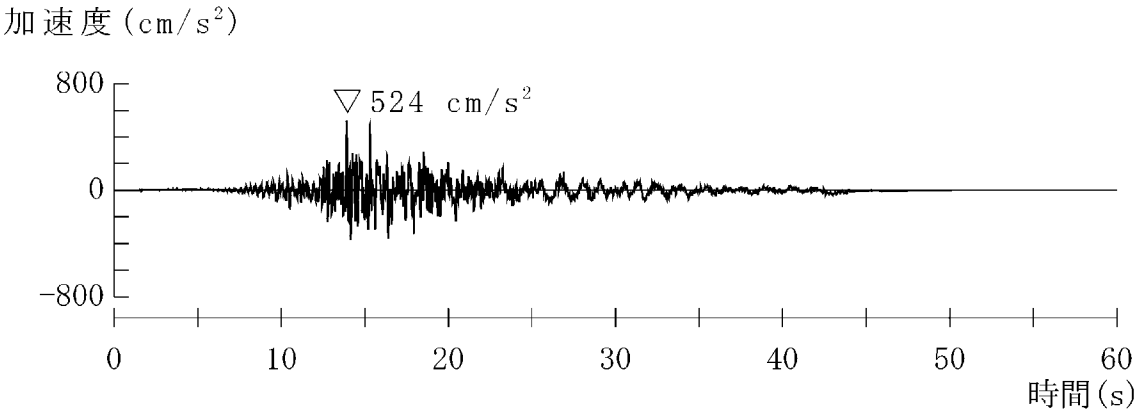


加速度（水平方向：Ss-2_{EW}）

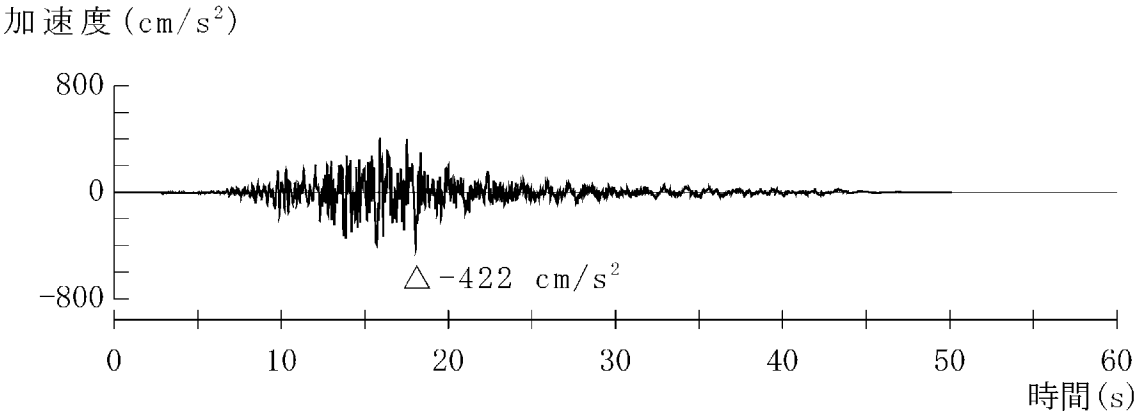


加速度（鉛直方向：Ss-2_{UD}）

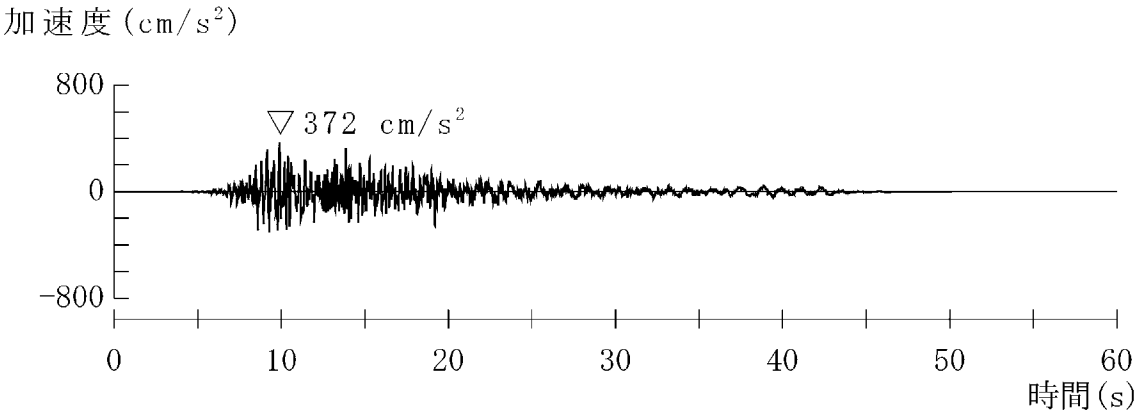
第 5.5 図　基準地震動 Ss-2 の時刻歴波形



加速度（水平方向：Ss-3$_{NS}$）

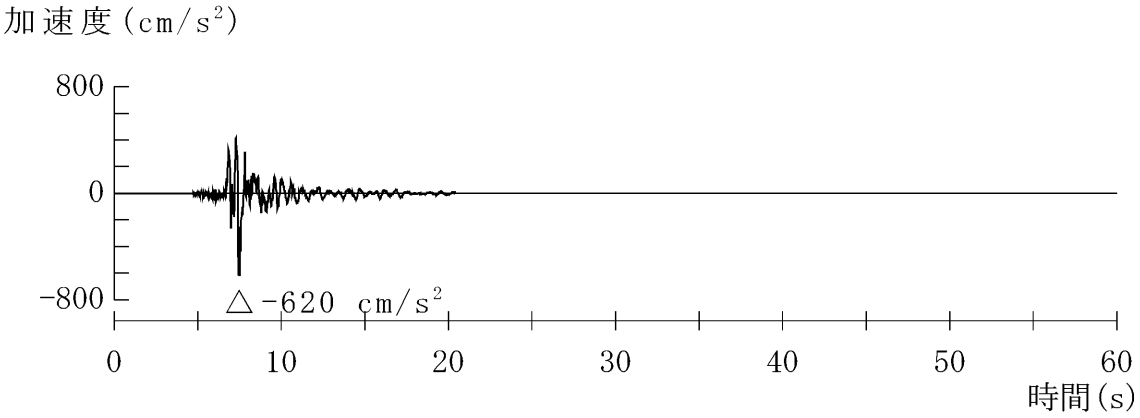


加速度（水平方向：Ss-3$_{EW}$）

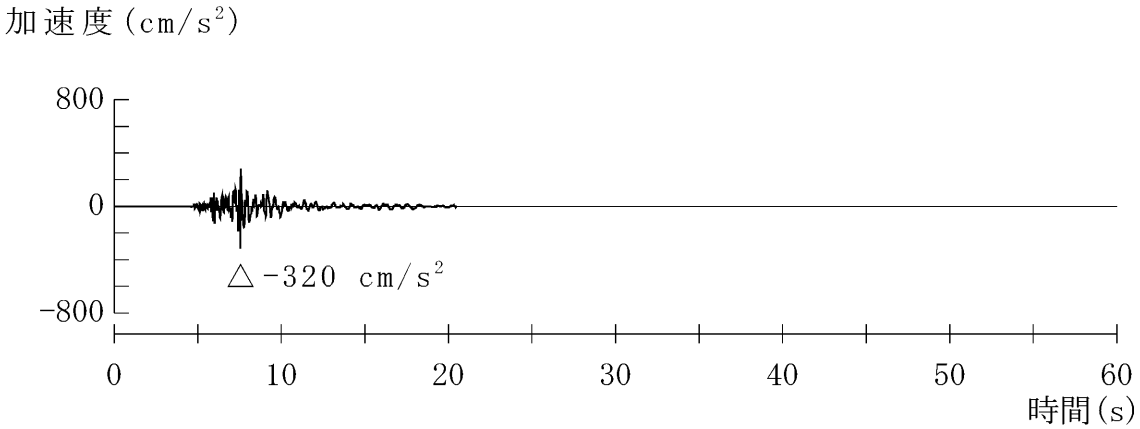


加速度（鉛直方向：Ss-3$_{UD}$）

第 5.6 図　基準地震動 Ss-3 の時刻歴波形

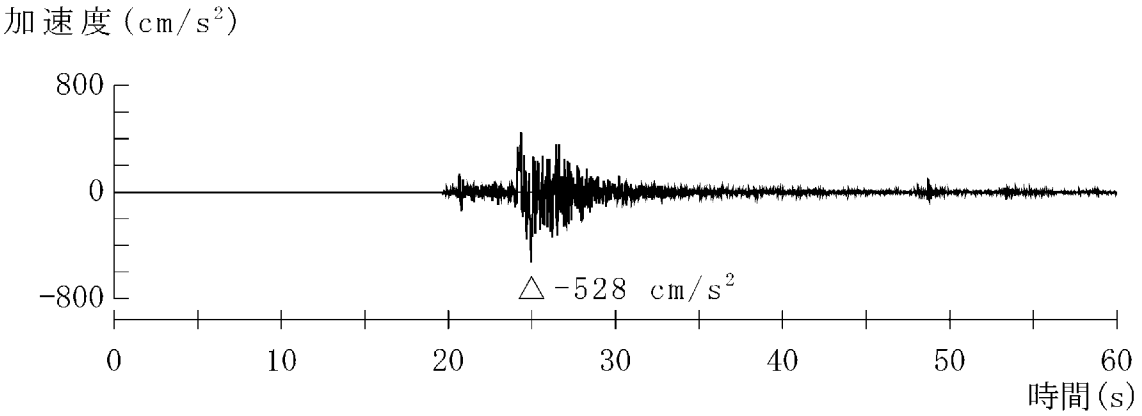


加速度（水平方向：$Ss\text{-}4_H$）

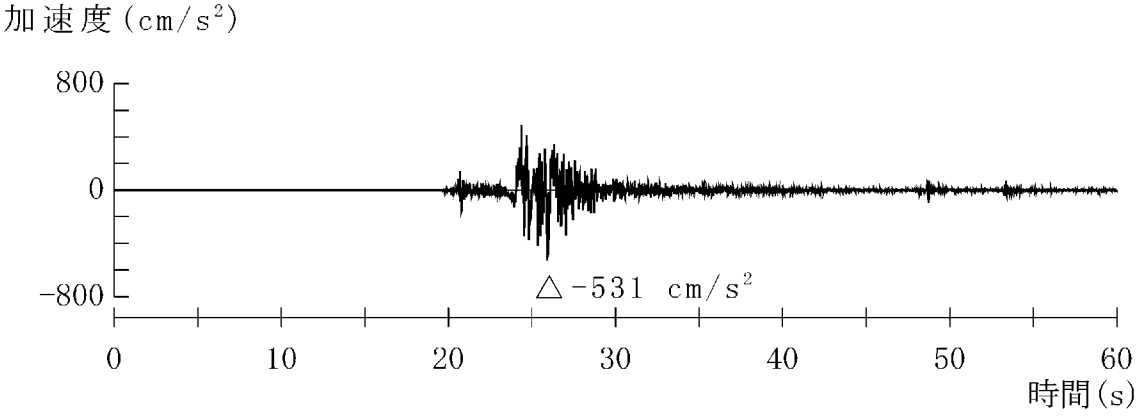


加速度（鉛直方向：$Ss\text{-}4_V$）

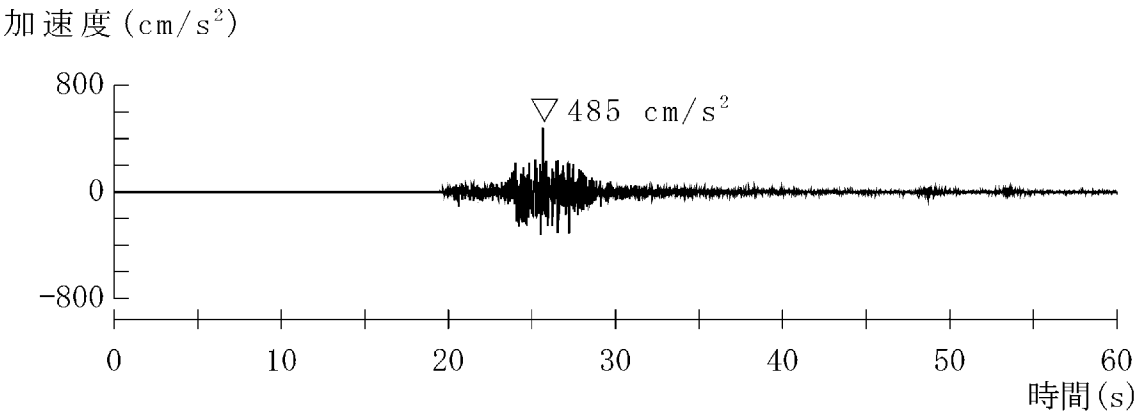
第 5.7 図　基準地震動 Ss-4 の時刻歴波形



加速度（水平方向：$Ss-5_{NS}$）

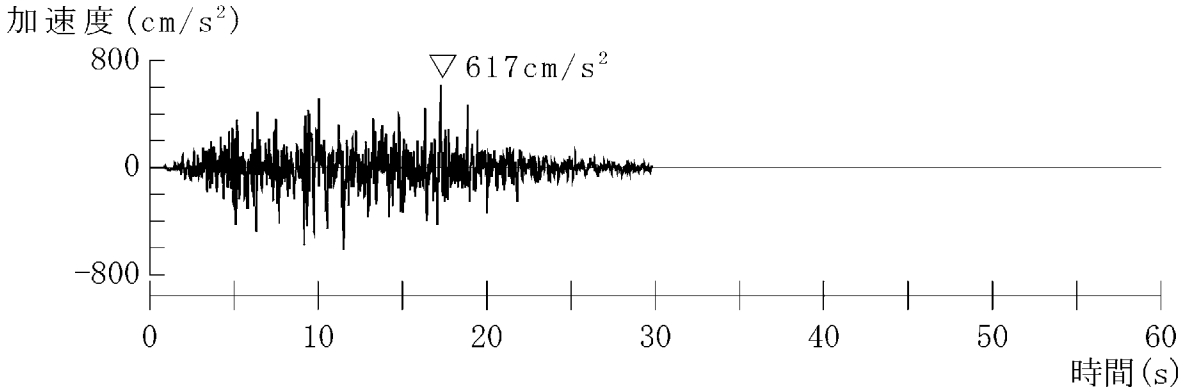


加速度（水平方向：$Ss-5_{EW}$）

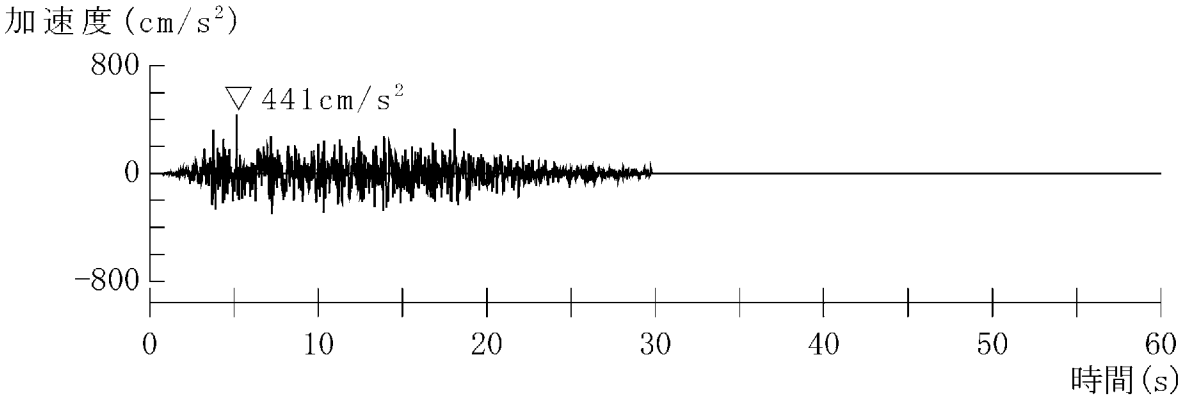


加速度（鉛直方向：$Ss-5_{UD}$）

第 5.8 図　基準地震動 Ss-5 の時刻歴波形

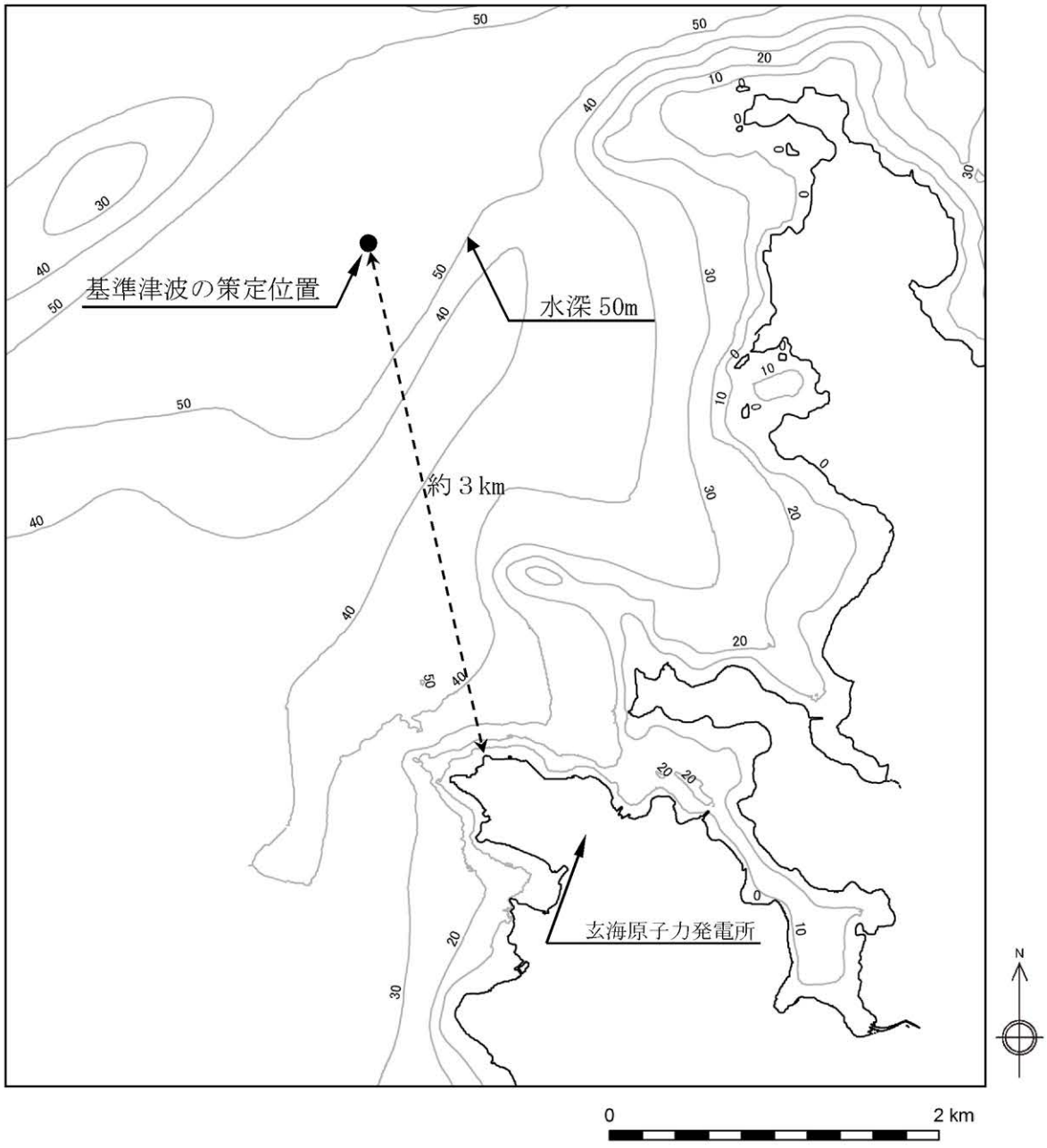


加速度（水平方向：$Ss\text{-}6_H$）



加速度（鉛直方向：$Ss\text{-}6_V$）

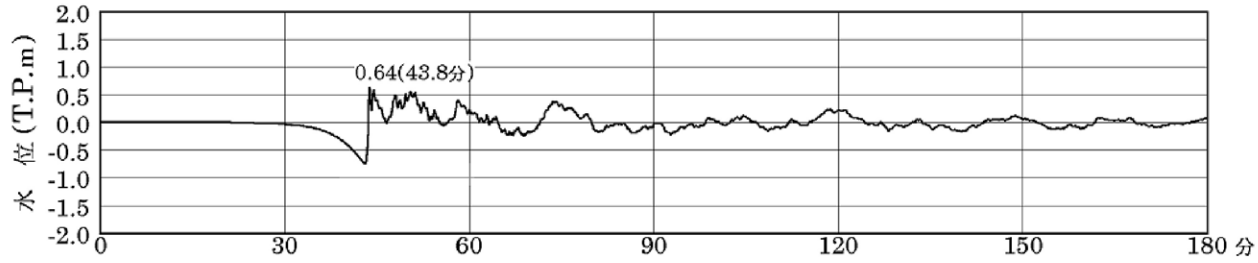
第 5.9 図　基準地震動 Ss-6 の時刻歴波形



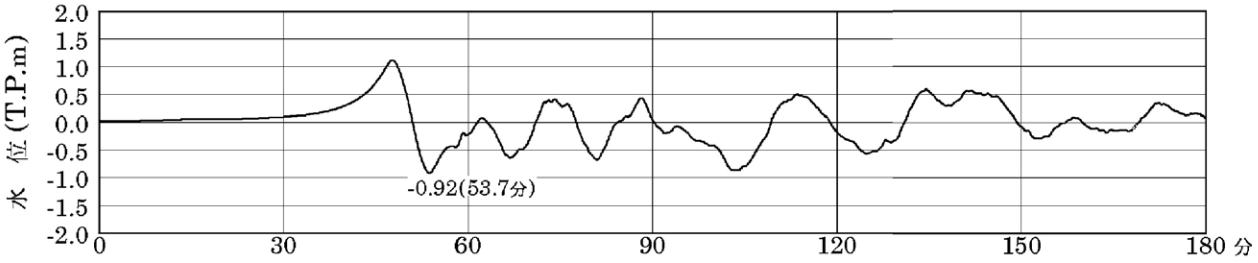
第 5.10 図　基準津波の策定位置

【水位上昇側】

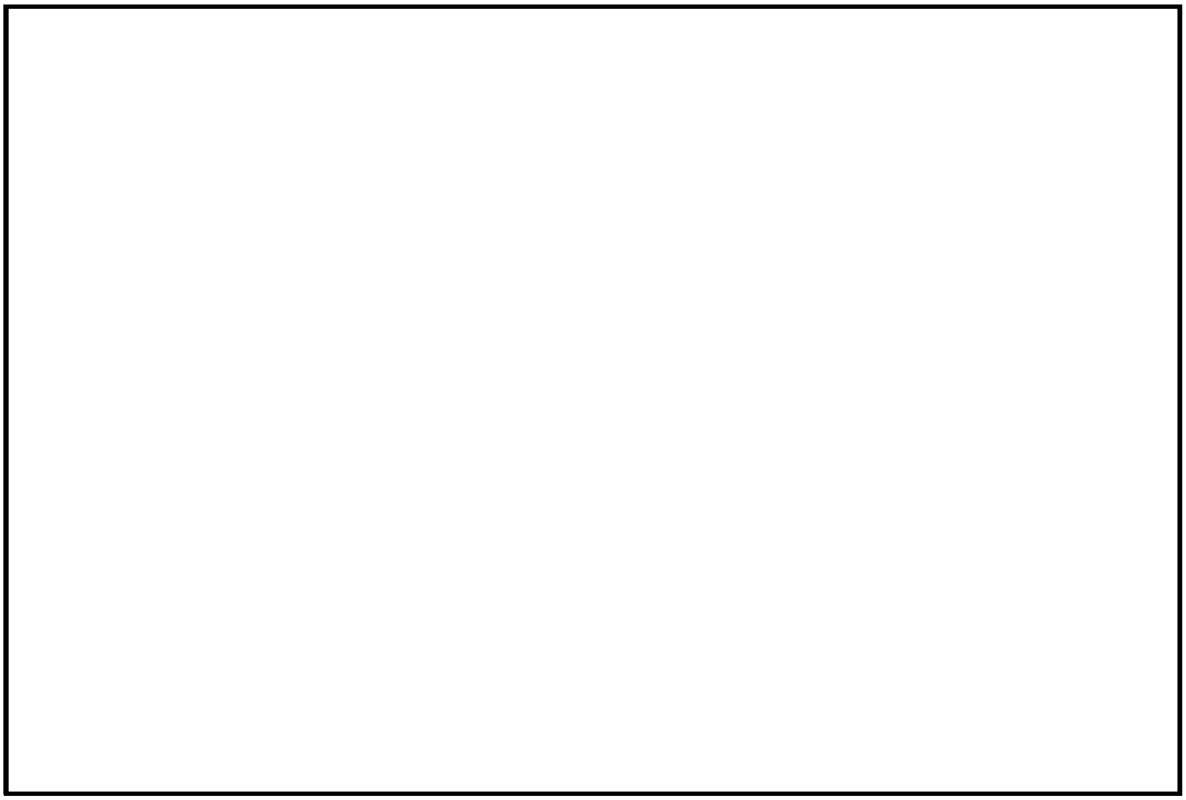
対馬南西沖断層群と宇久島北西沖断層群の連動



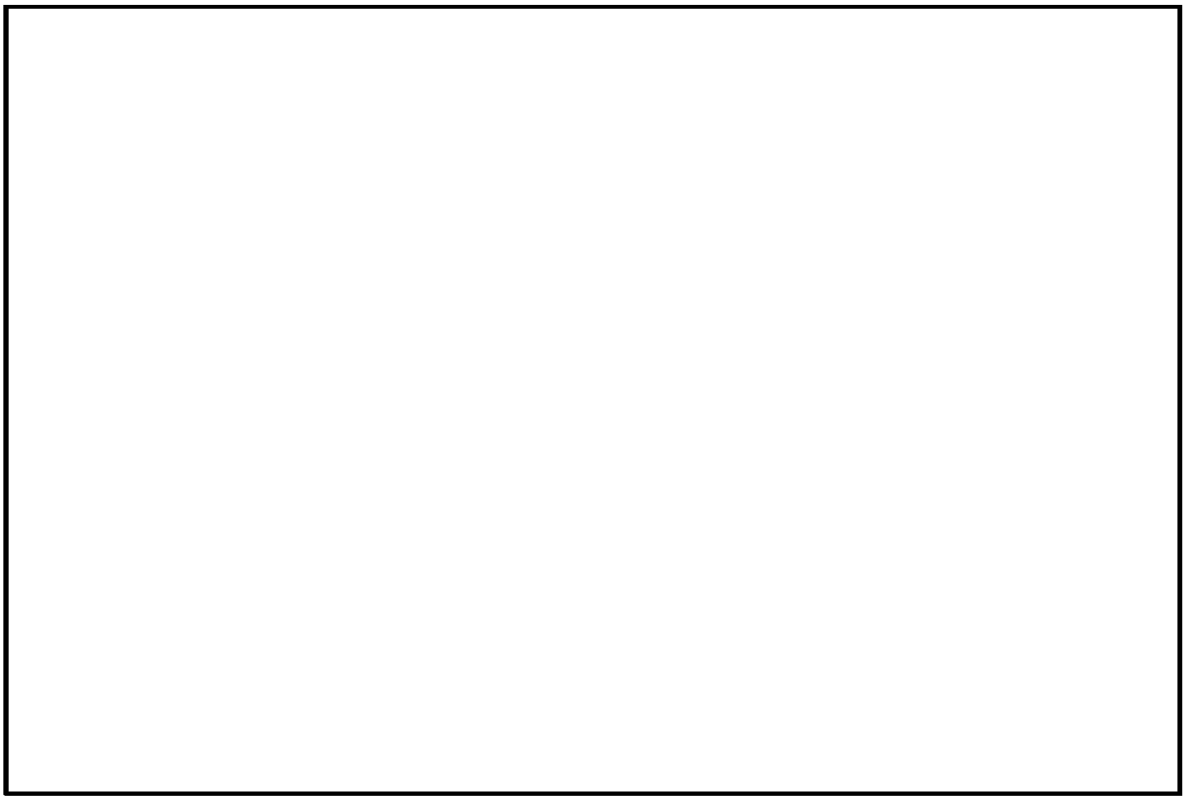
【水位下降側】



第5.11図　基準津波の時刻歴波形

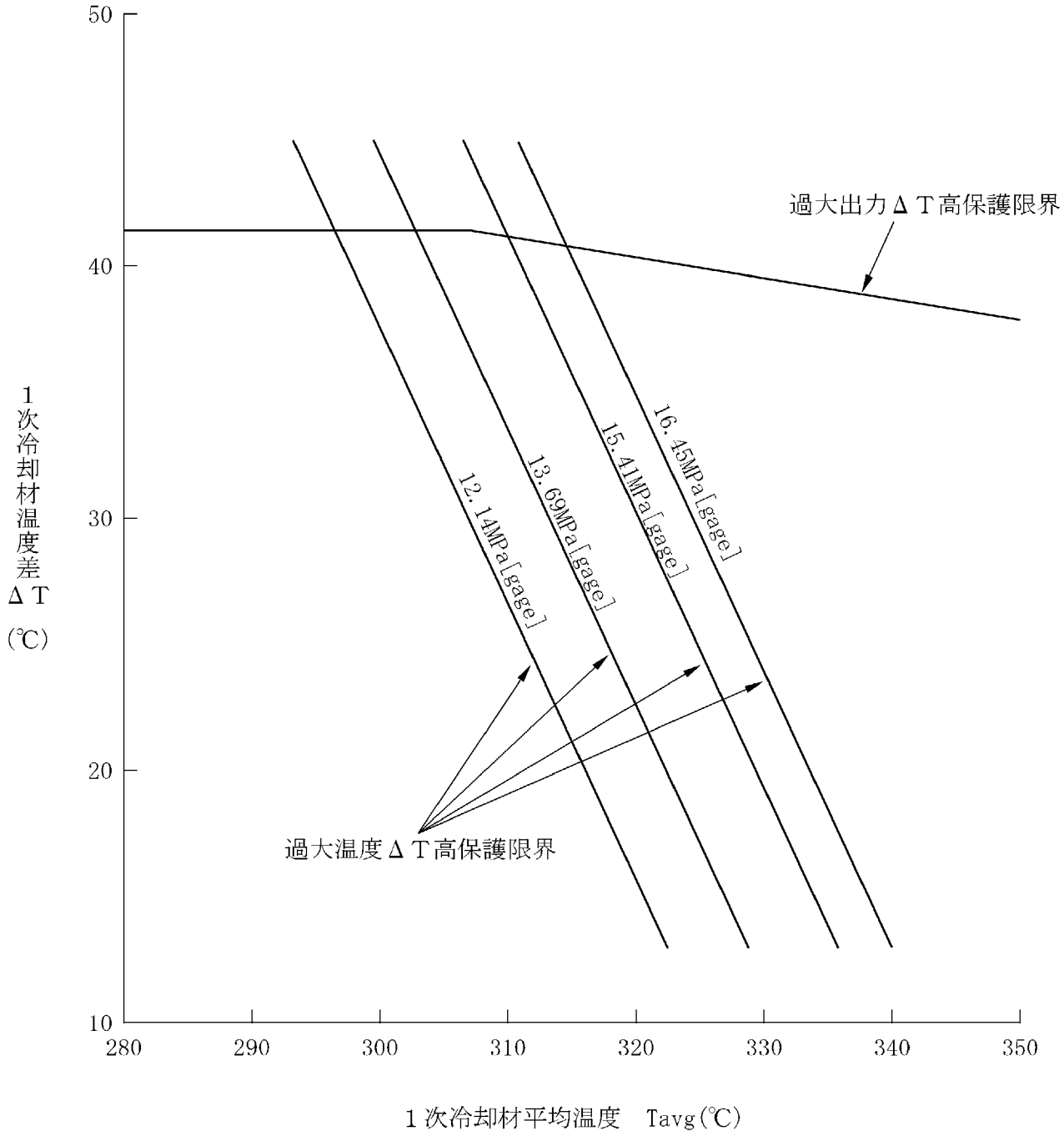


第5.12図　衝撃荷重曲線

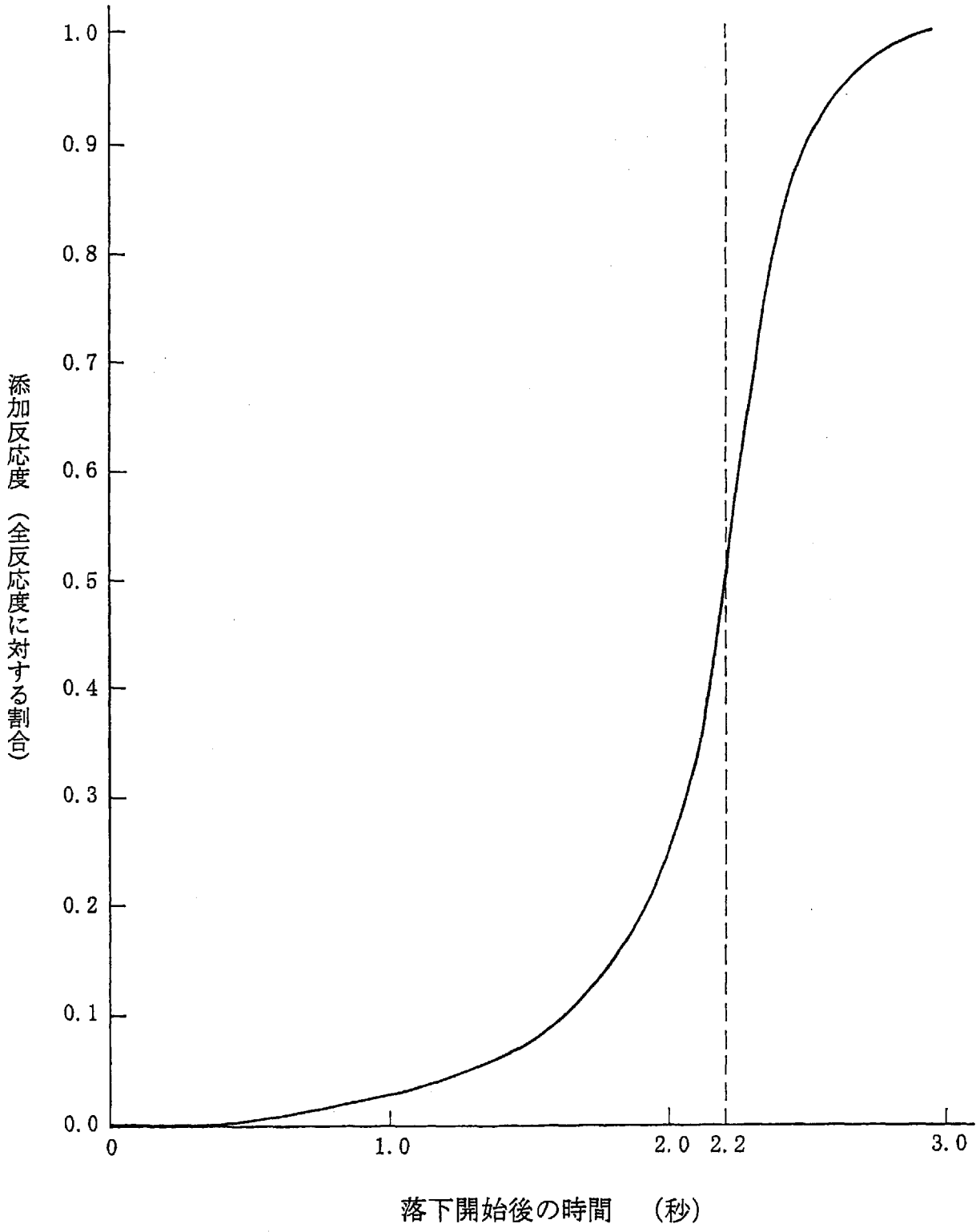


第 5.13 図　衝撃荷重の入力面積

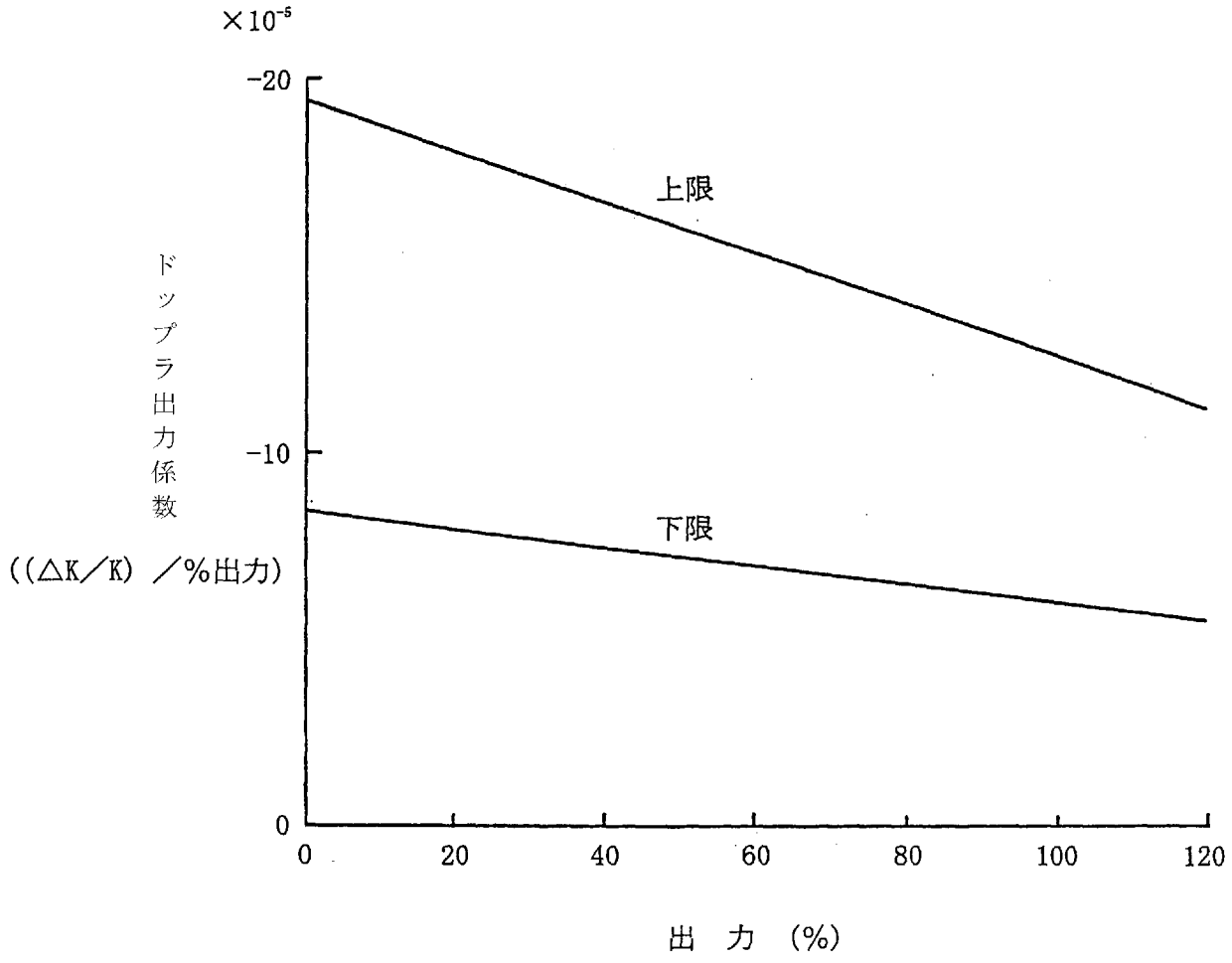
□：防護上の観点から公開できません。



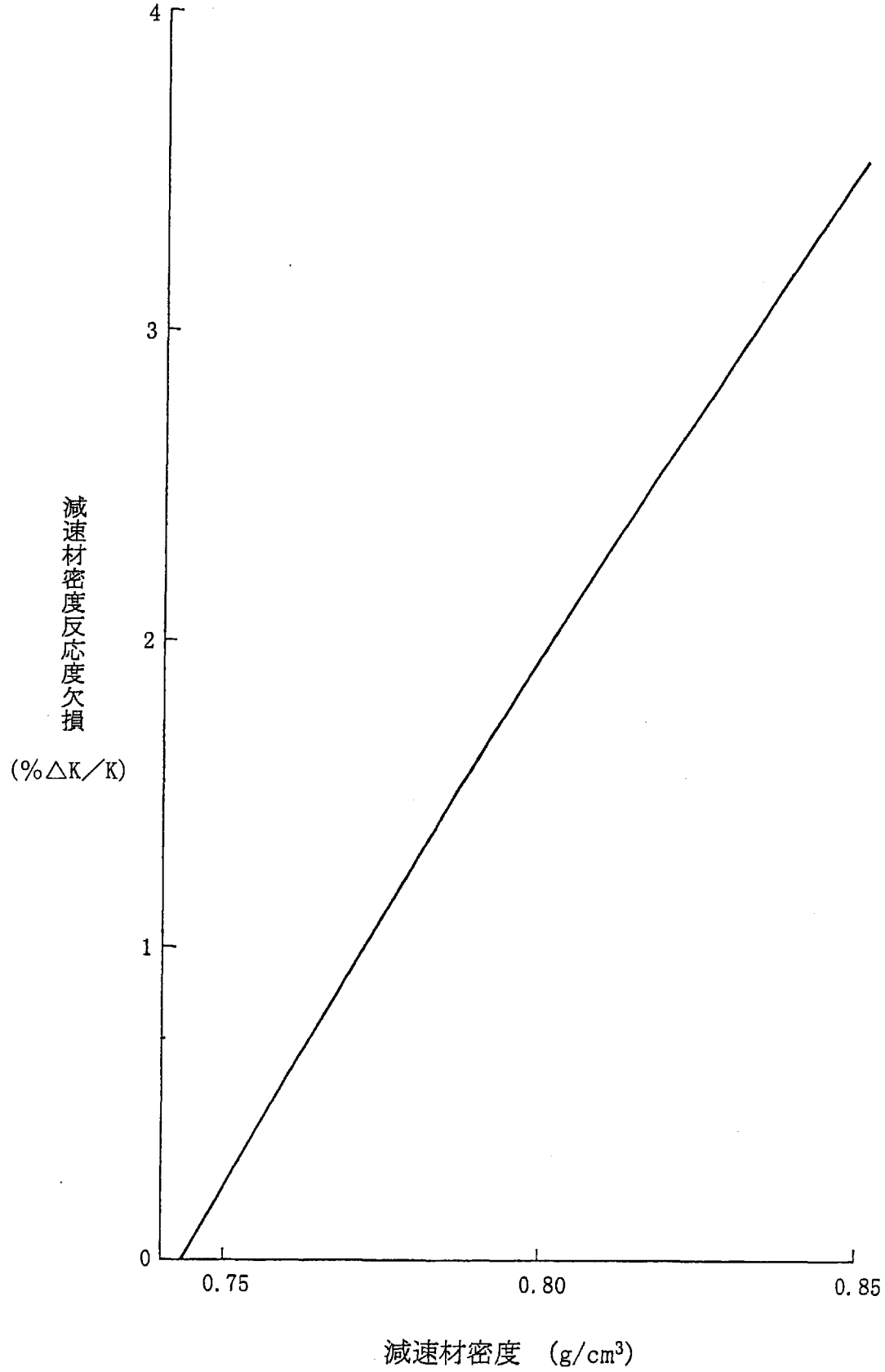
第 10.1 図　過大出力ΔT高及び過大温度ΔT高による保護限界図(代表例)



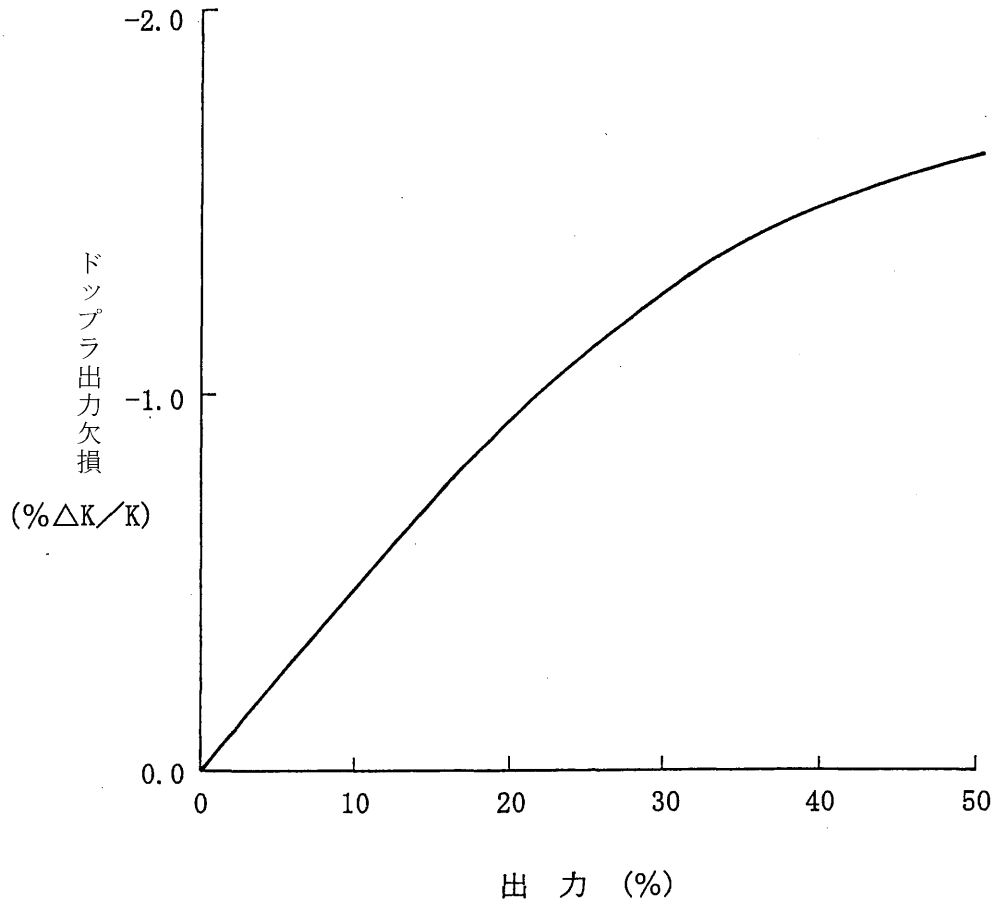
第 10.2 図　トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度添加曲線



第 10.3 図　解析に使用したドップラ出力係数



第 10.4 図　解析に使用した減速材密度反応度欠損



第 10.5 図　解析に使用したドップラ出力欠損

申請書添付参考図面目録

記

第１図　　発電所敷地付近地図（１）

第２図　　発電所敷地付近地図（２）

第３図　　発電所全体配置図

第４図　　主要建屋平面図（地下４階）

第５図　　主要建屋平面図（地下３階）

第６図　　主要建屋平面図（地下２階）

第７図　　主要建屋平面図（地下１階）

第８図　　主要建屋平面図（１階）

第９図　　主要建屋平面図（２階）

第10図　　主要建屋断面図（Ａ－Ａ断面）

第11図　　主要建屋断面図（Ｂ－Ｂ断面）

第12図　　原子炉容器内構造説明図

第13図　　炉心断面説明図

第14-3図　燃料集合体構造概要図（３号炉）

第15図　　蒸気発生器構造説明図

第16図　　発電所系統説明図

第17図　　非常用炉心冷却設備系統説明図

第18図　　原子炉制御系説明図

第19図　　原子炉保護系説明図

第20図　　制御棒クラスタ構造説明図

第21図　　制御棒駆動装置説明図

第22図　　放射性廃棄物廃棄施設系統説明図

第23図　　原子炉格納施設説明図

第24図　　格納容器換気空調設備系統説明図

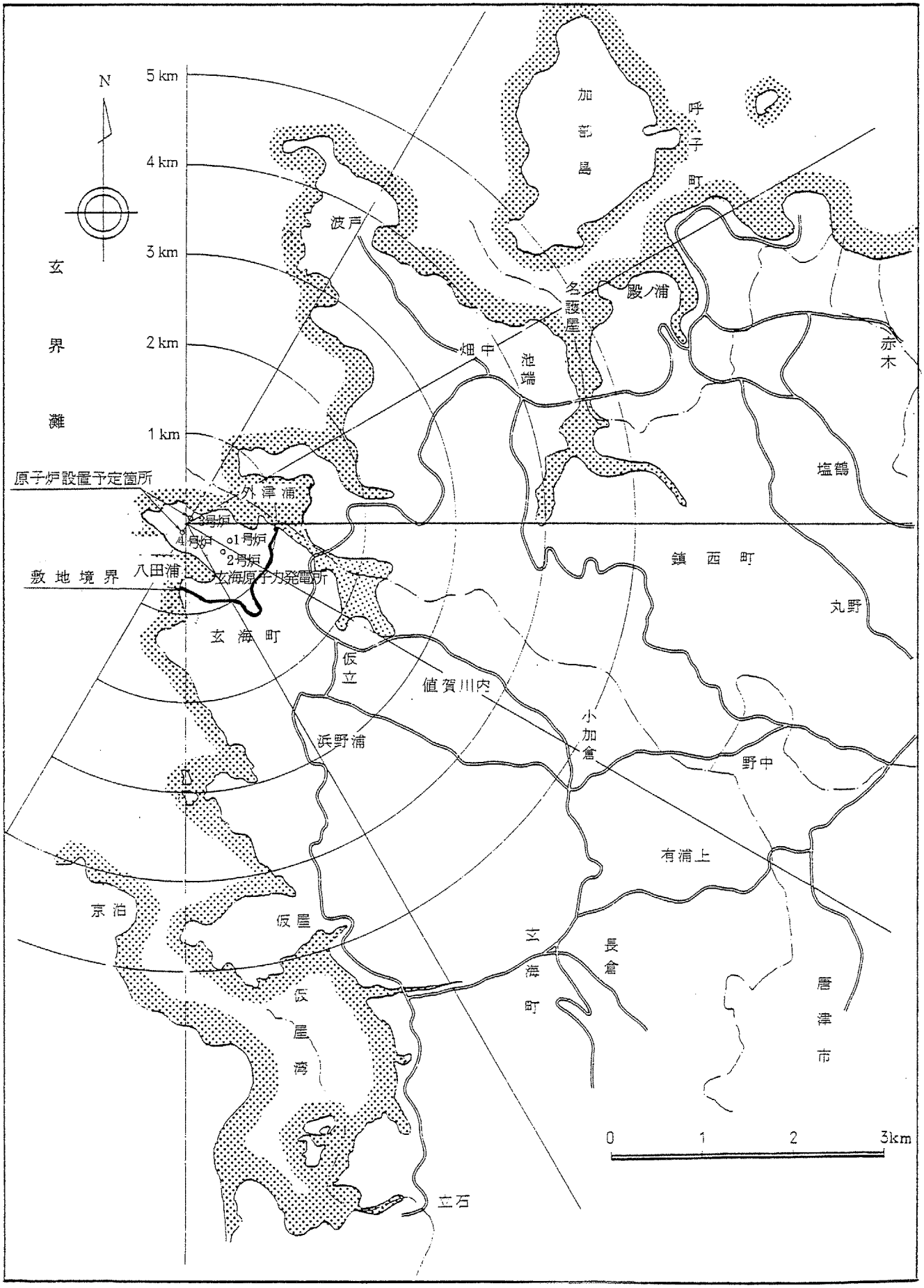
第25図　　原子炉格納容器スプレイ設備系統説明図

第26図　　気体廃棄物処理系統説明図（換気系等を含む。）

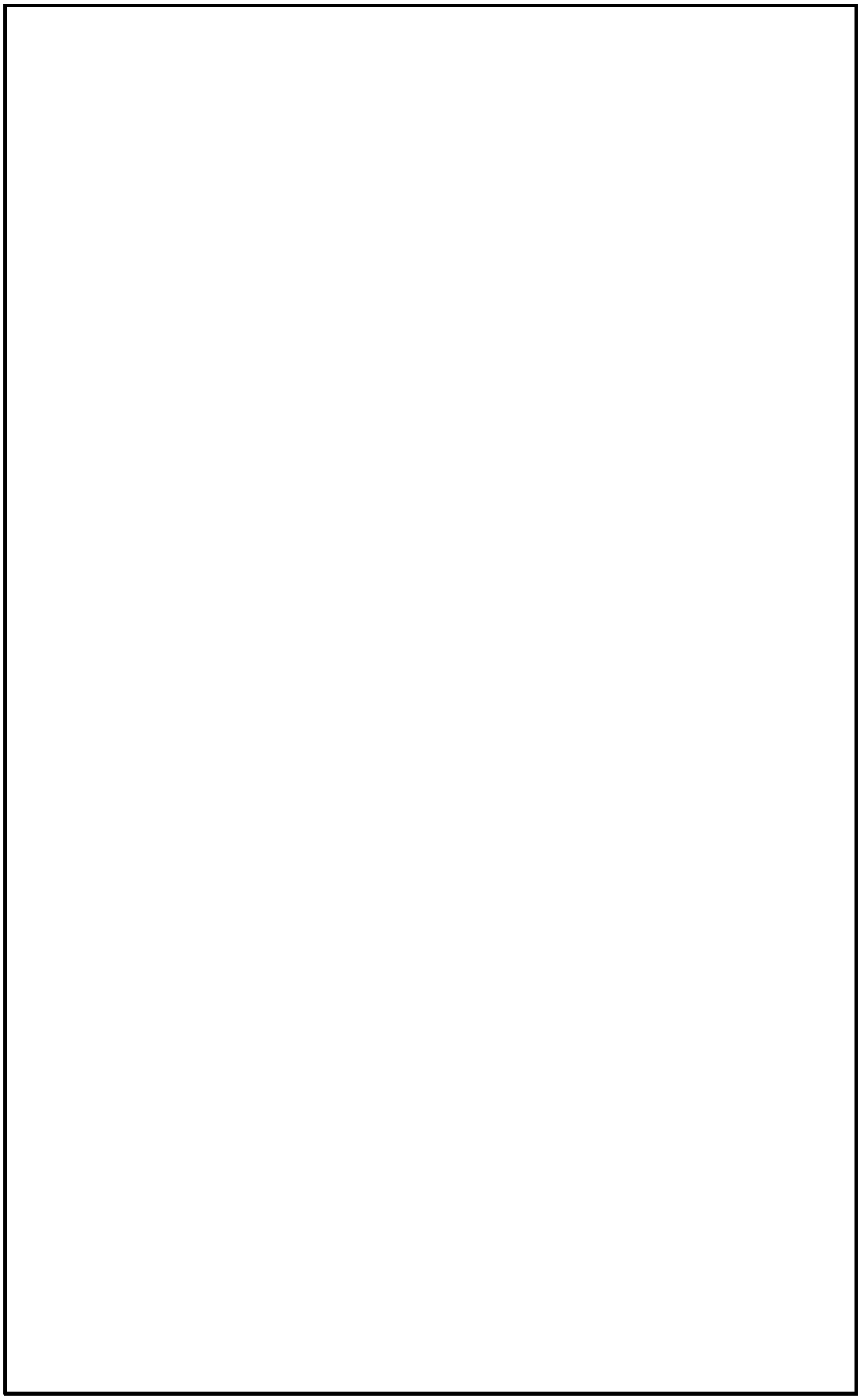
第27図　　液体廃棄物処理系統説明図

第28図　　液体廃棄物の年間推定放出量とその放射性物質の濃度
（３号及び４号炉合算、評価ベース）

第29図　　発電所全体配置図（特定重大事故等対処施設を含む。）

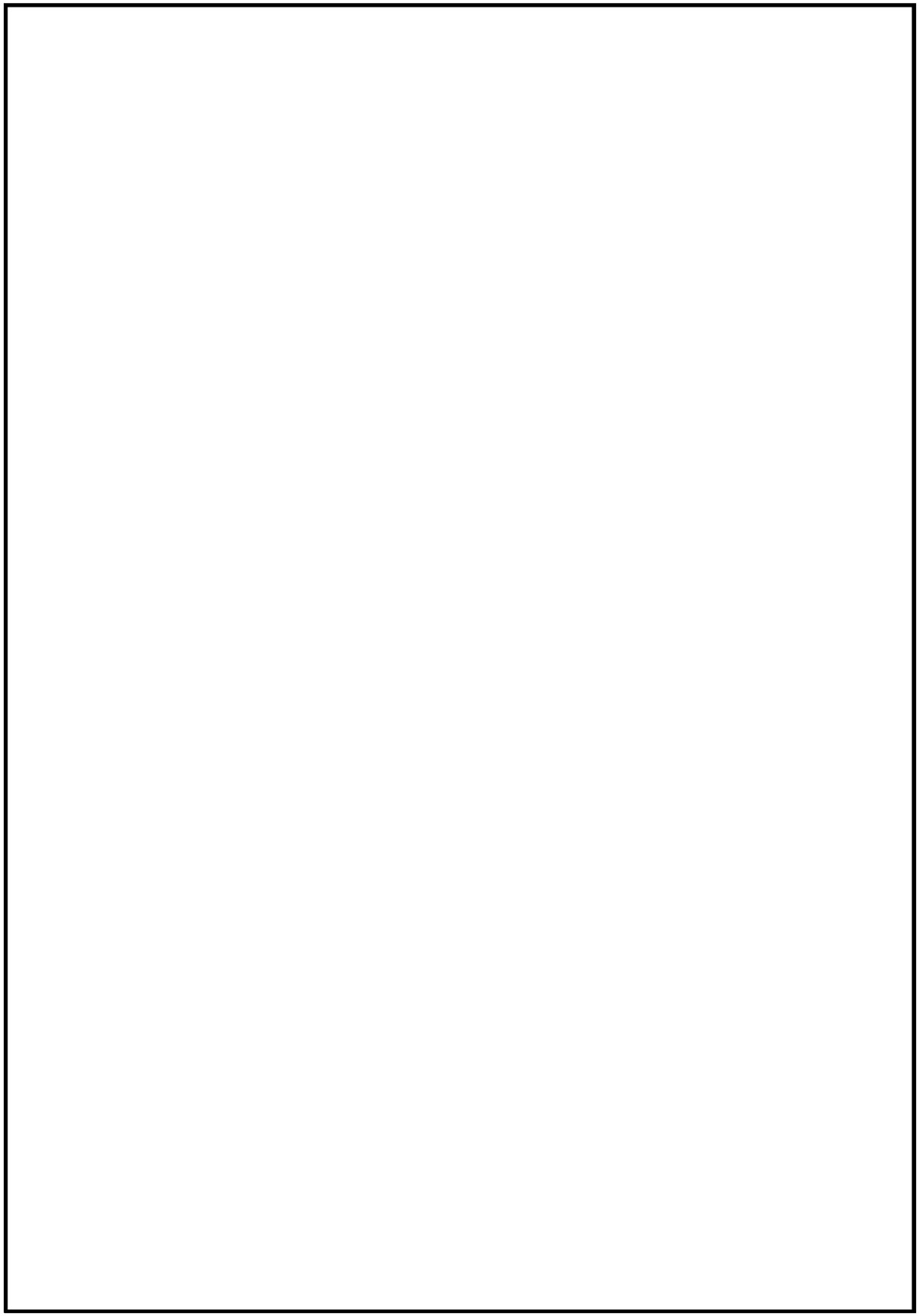


第 1 図　　発電所敷地付近地図(1)



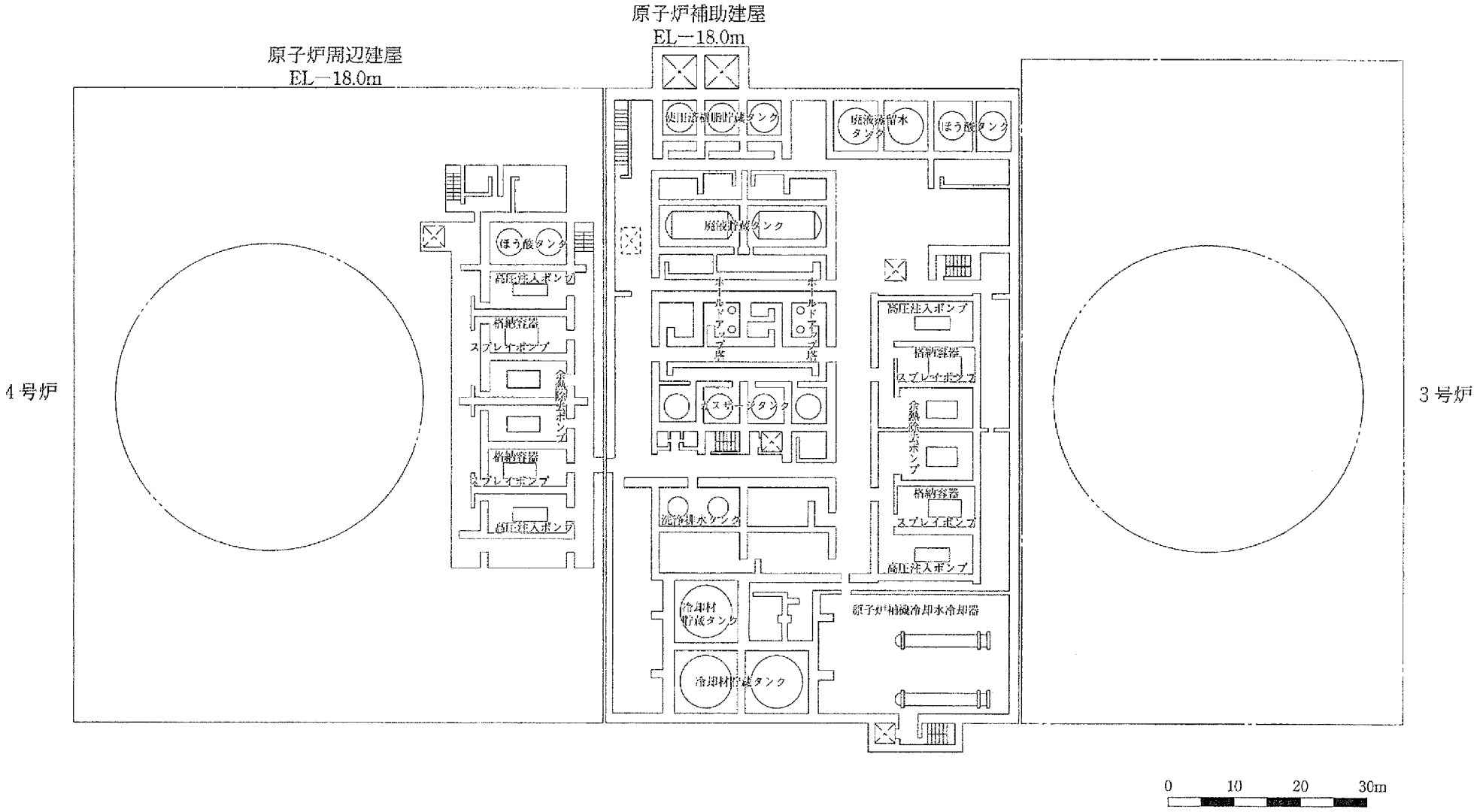
第２図　発電所敷地付近地図（２）　（添付書類六　第7.1.1図）

□：防護上の観点から公開できません。

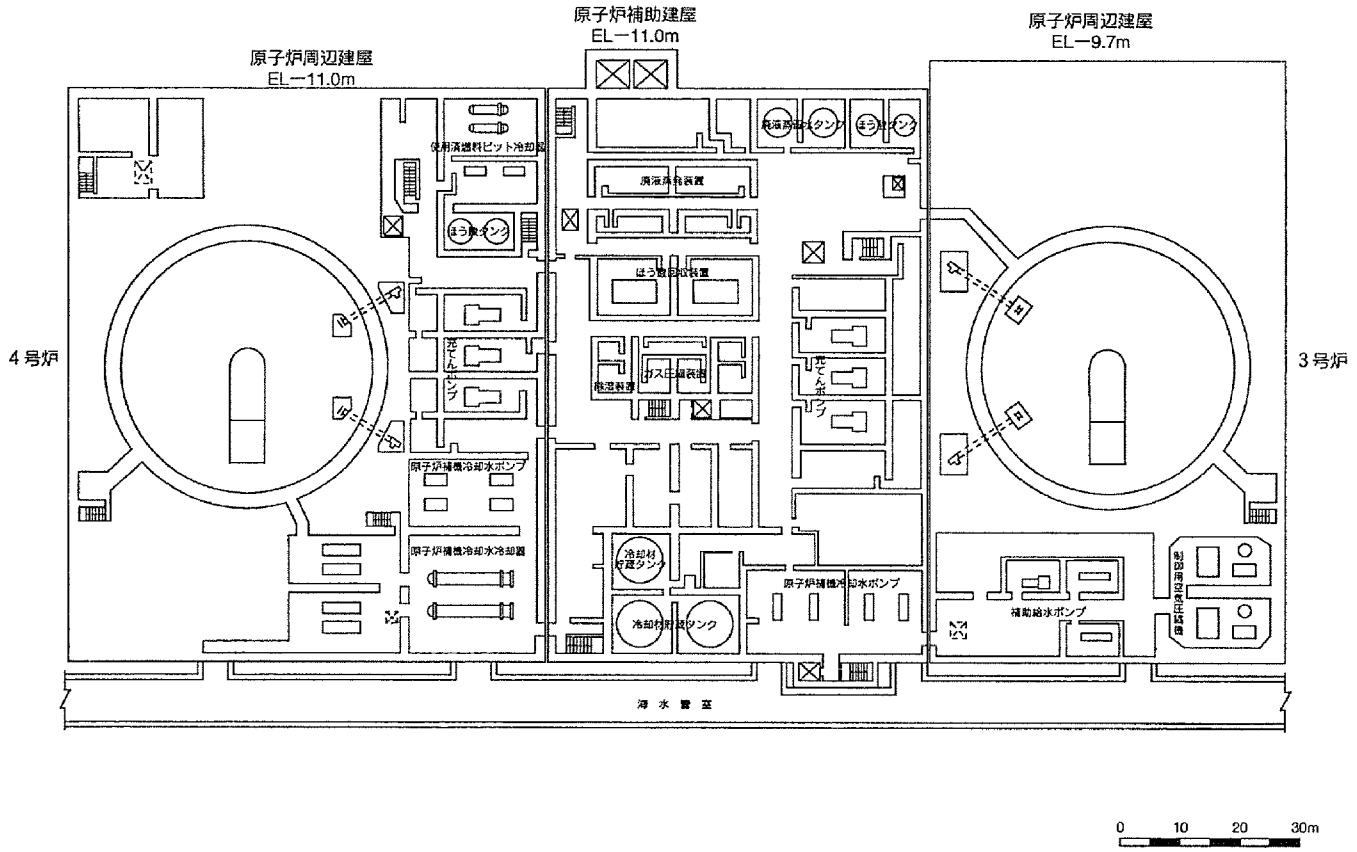


第３図　発電所全体配置図（添付書類八　第2.4.1図）

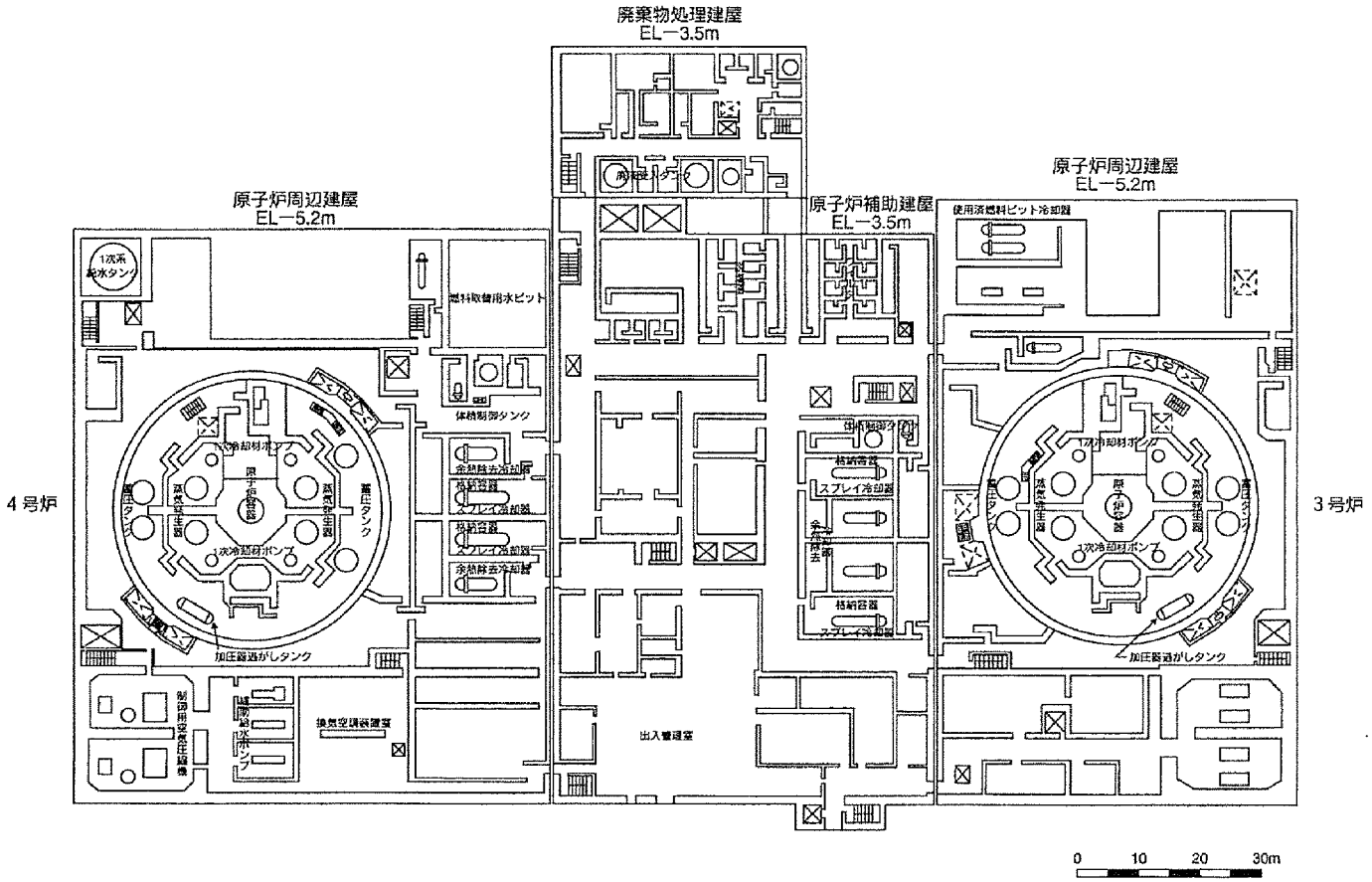
□：防護上の観点から公開できません。



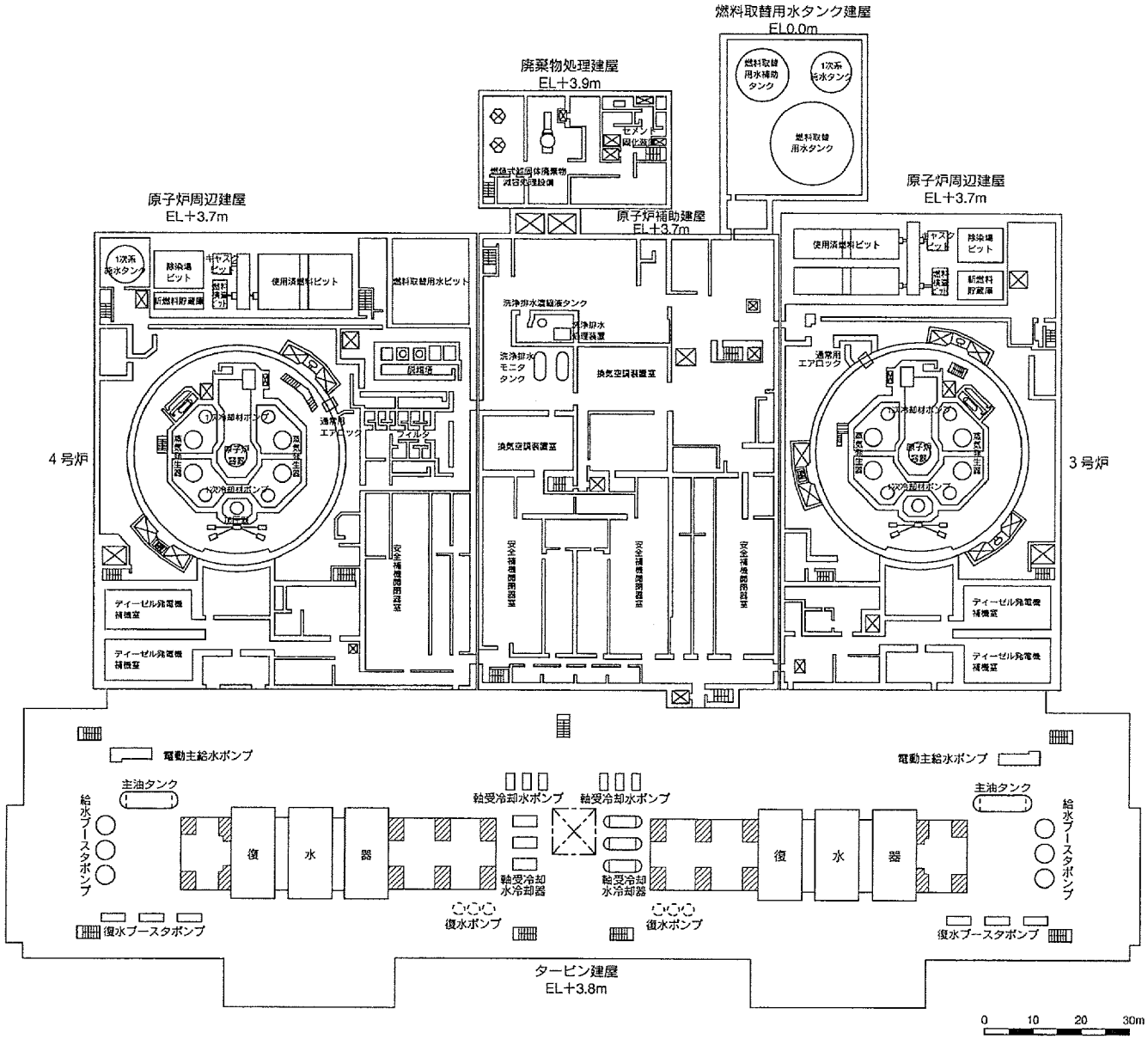
第４図　　主要建屋平面図（地下４階）（添付書類八　第2.5.1図）



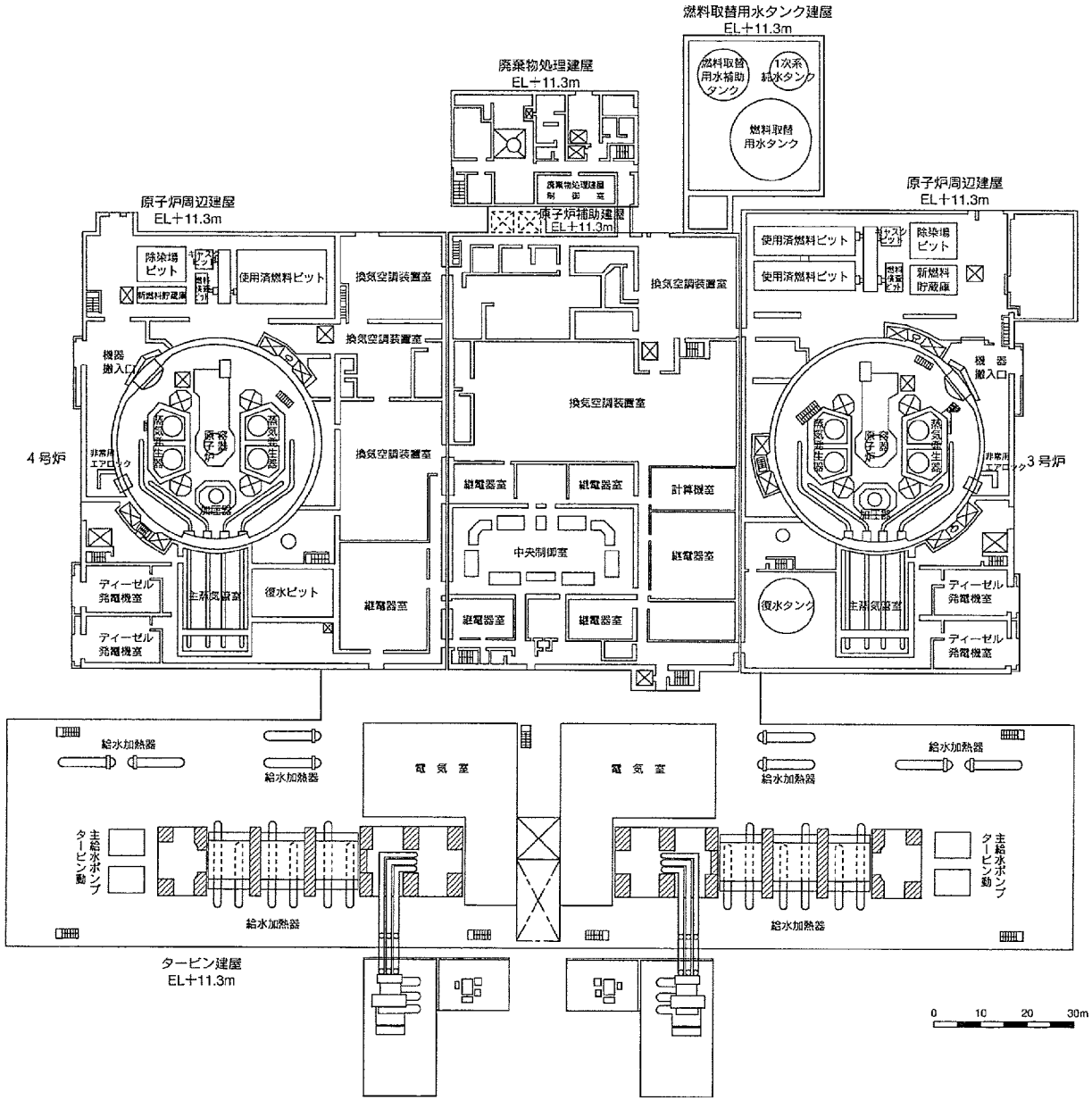
第5図　主要建屋平面図（地下3階）



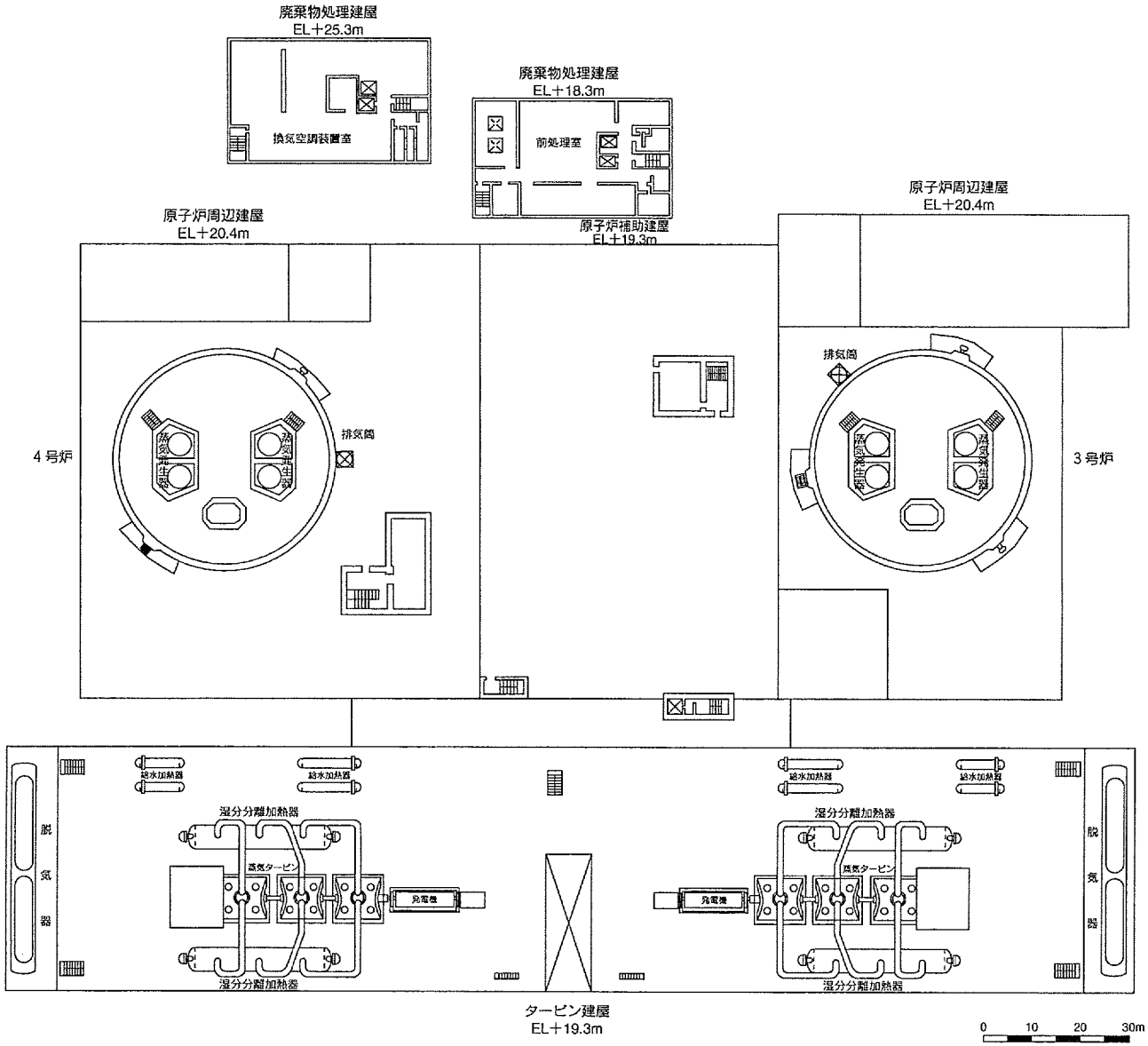
第6図　主要建屋平面図（地下2階）



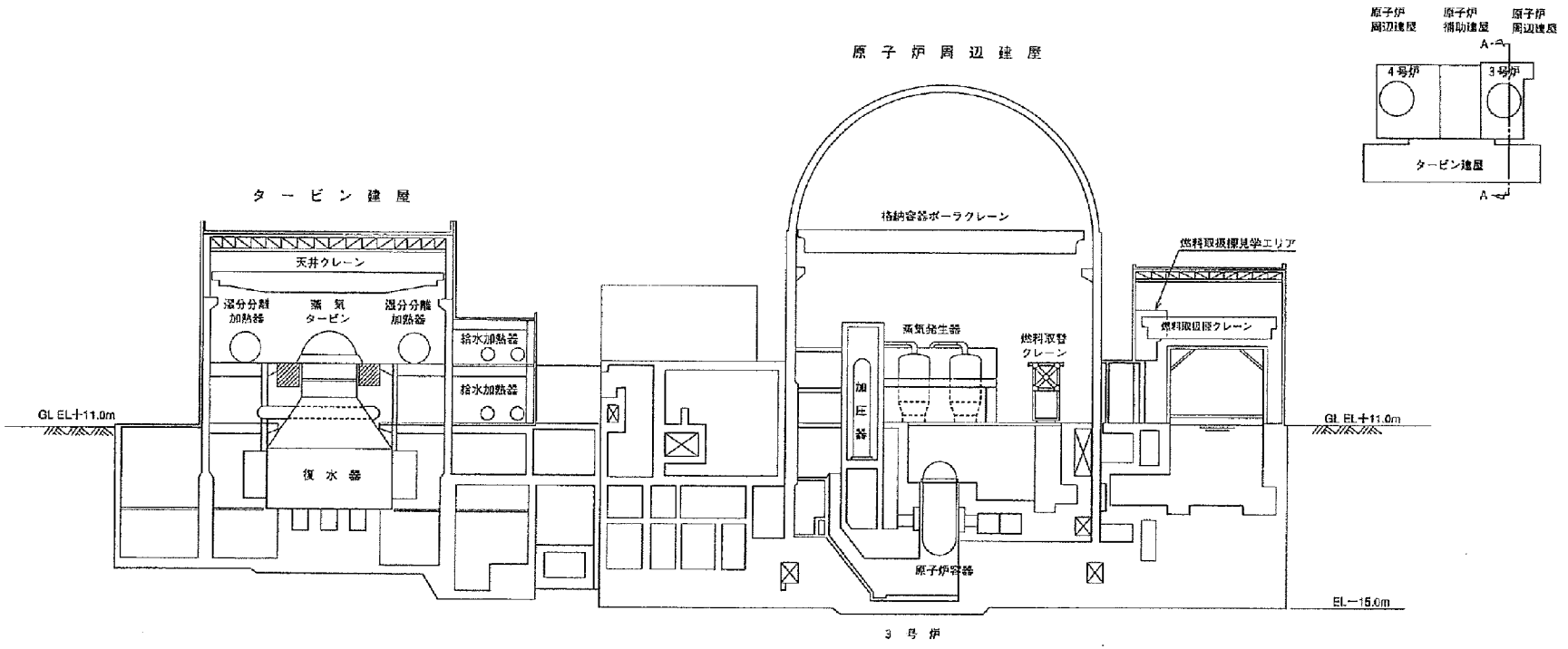
第7図　主要建屋平面図（地下1階）



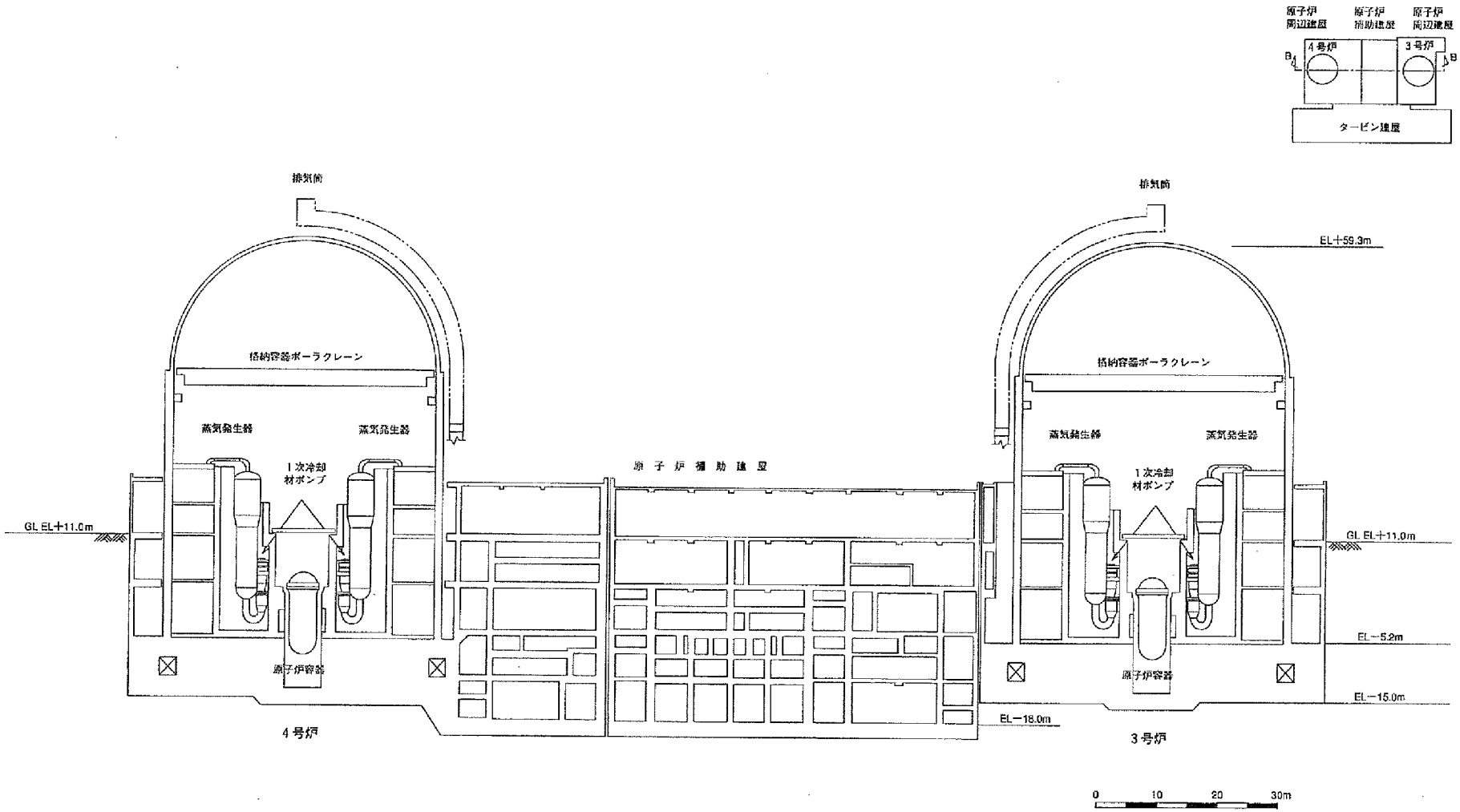
第8図　主要建屋平面図（1階）



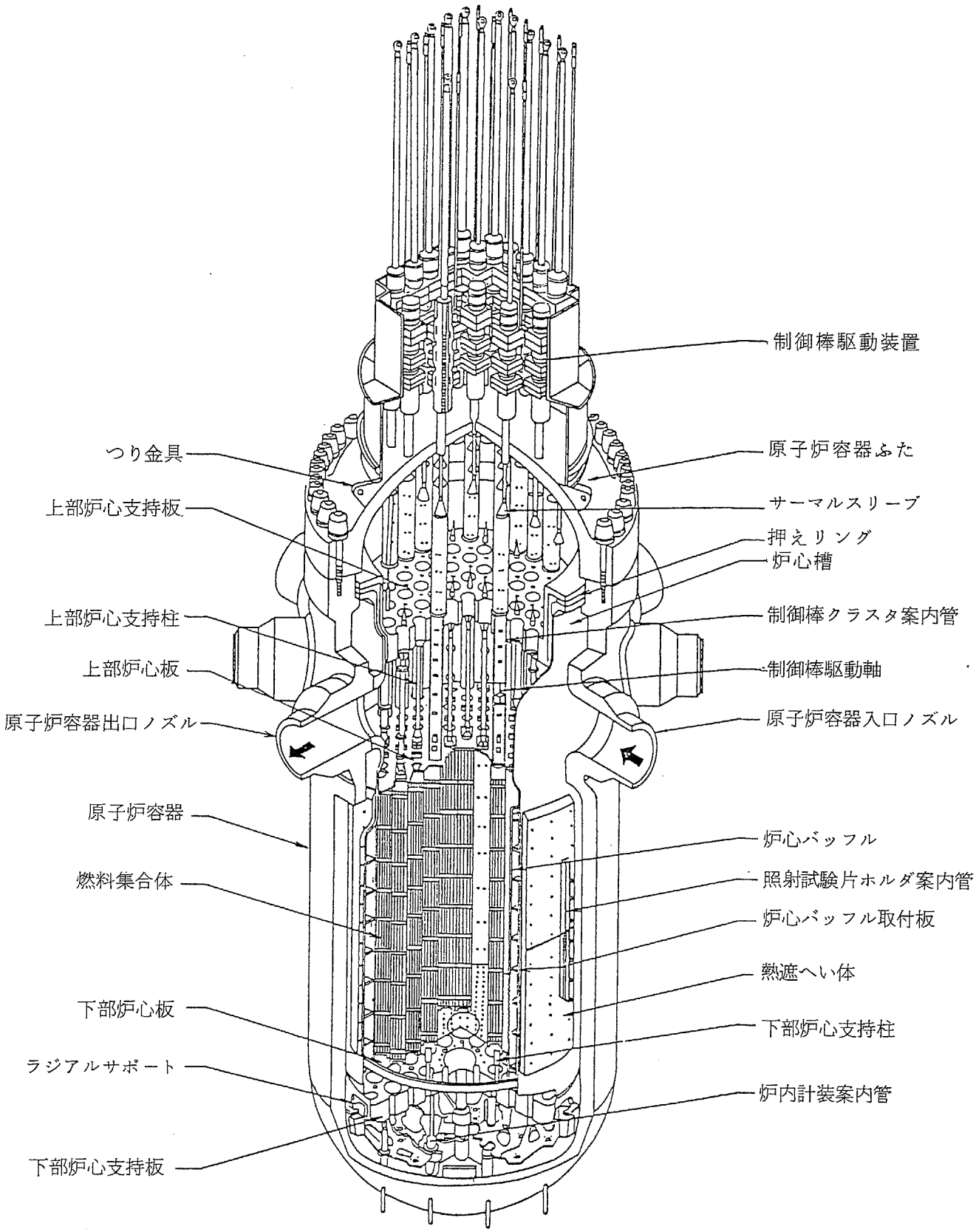
第9図　主要建屋平面図（2階）



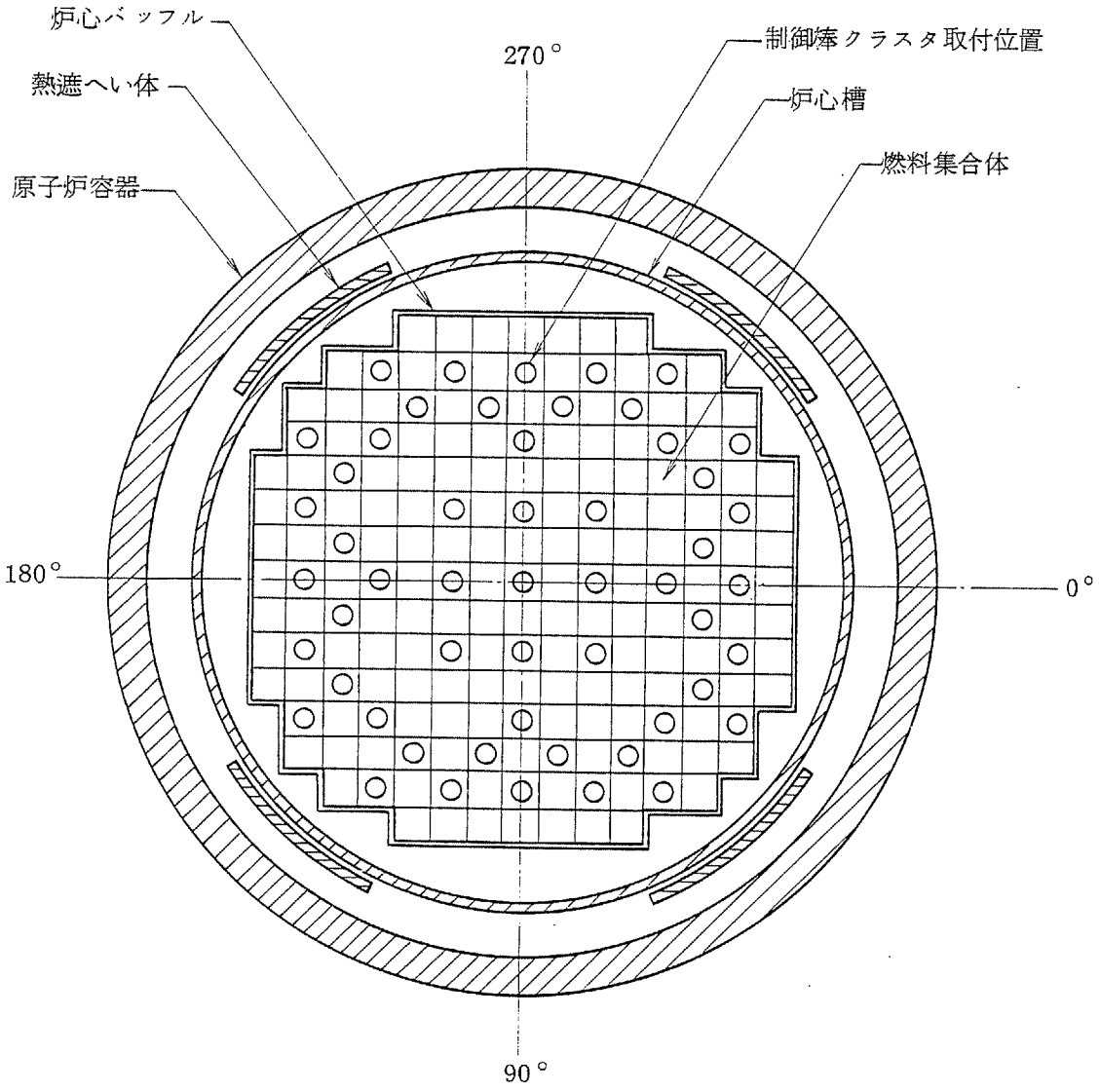
第10図　主要建屋断面図（A－A断面）



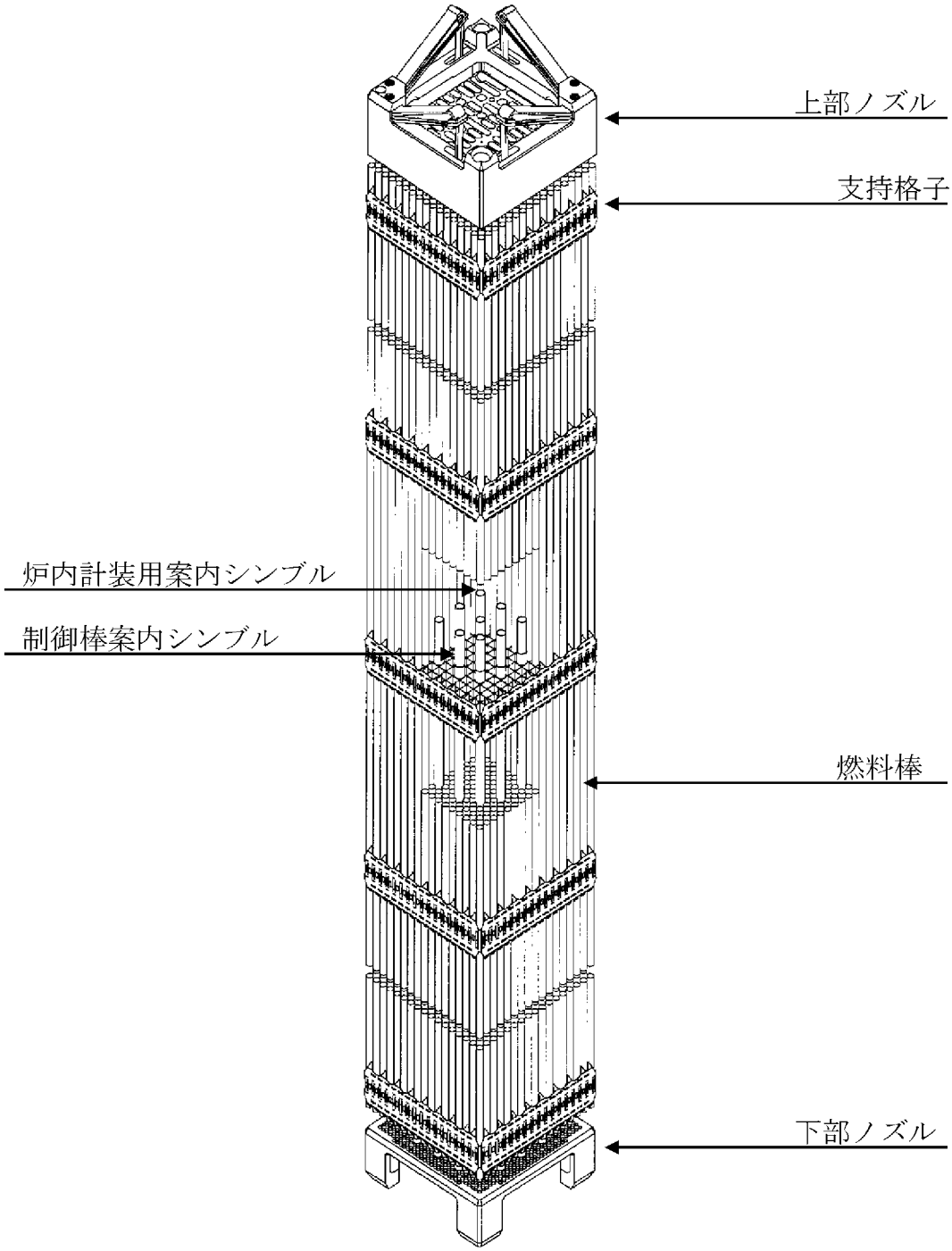
第11図　主要建屋断面図（B—B断面）



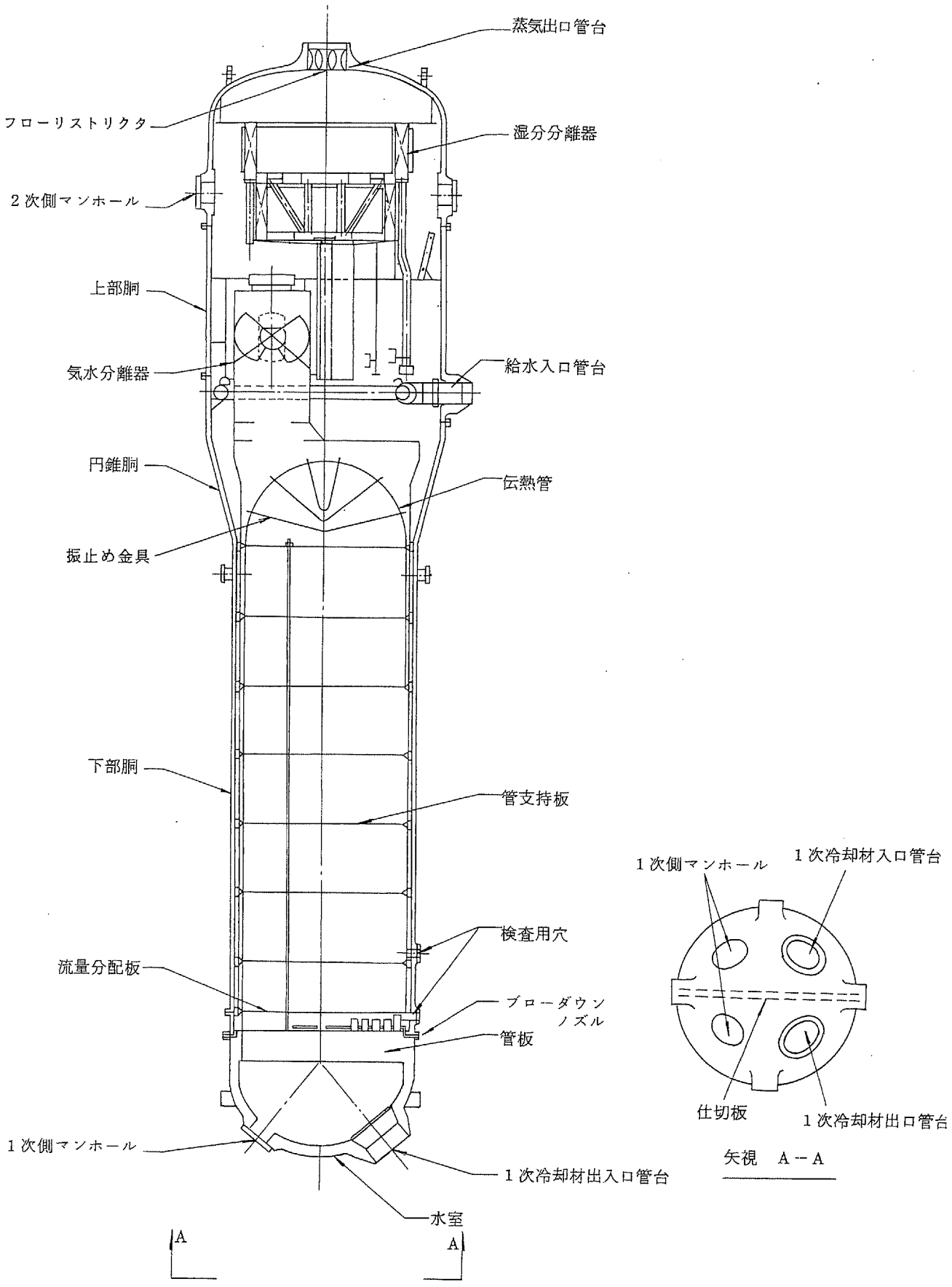
第12図　　原 子 炉 容 器 内 構 造 説 明 図



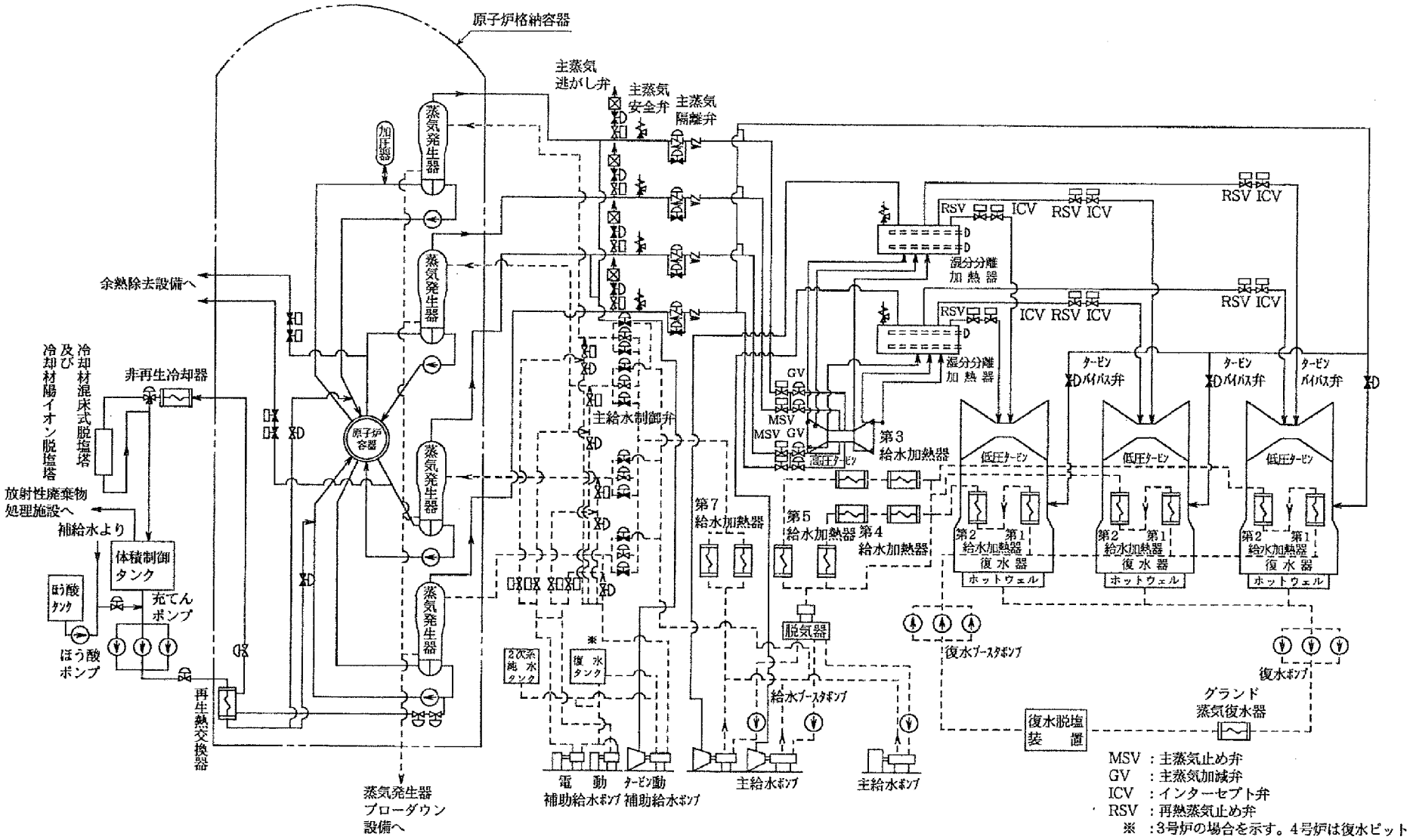
第 1 3 図　炉 心 断 面 説 明 図



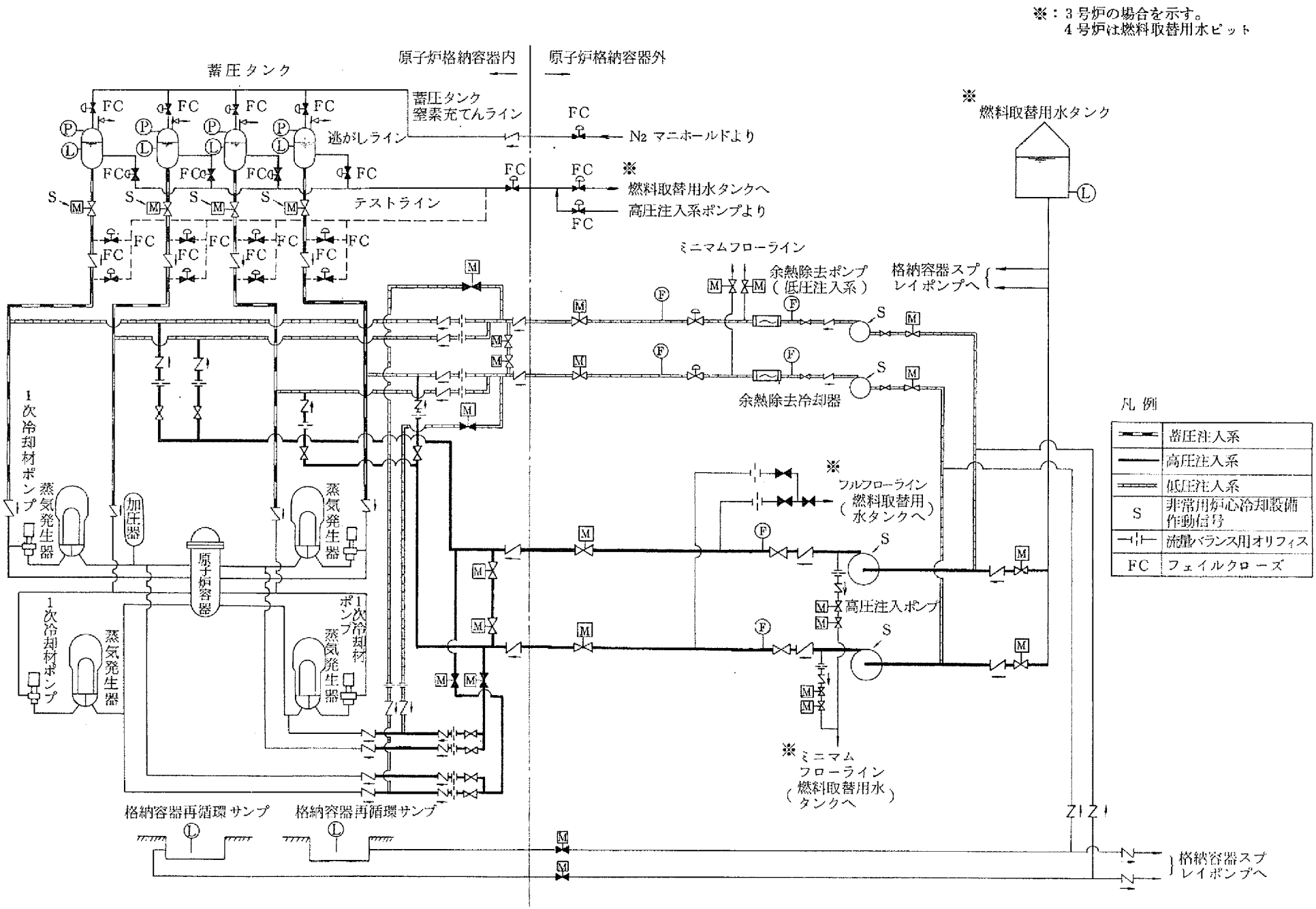
第 14-3 図　燃料集合体構造概要図（３号炉）
（添付書類八　第3.2.3(4)図）



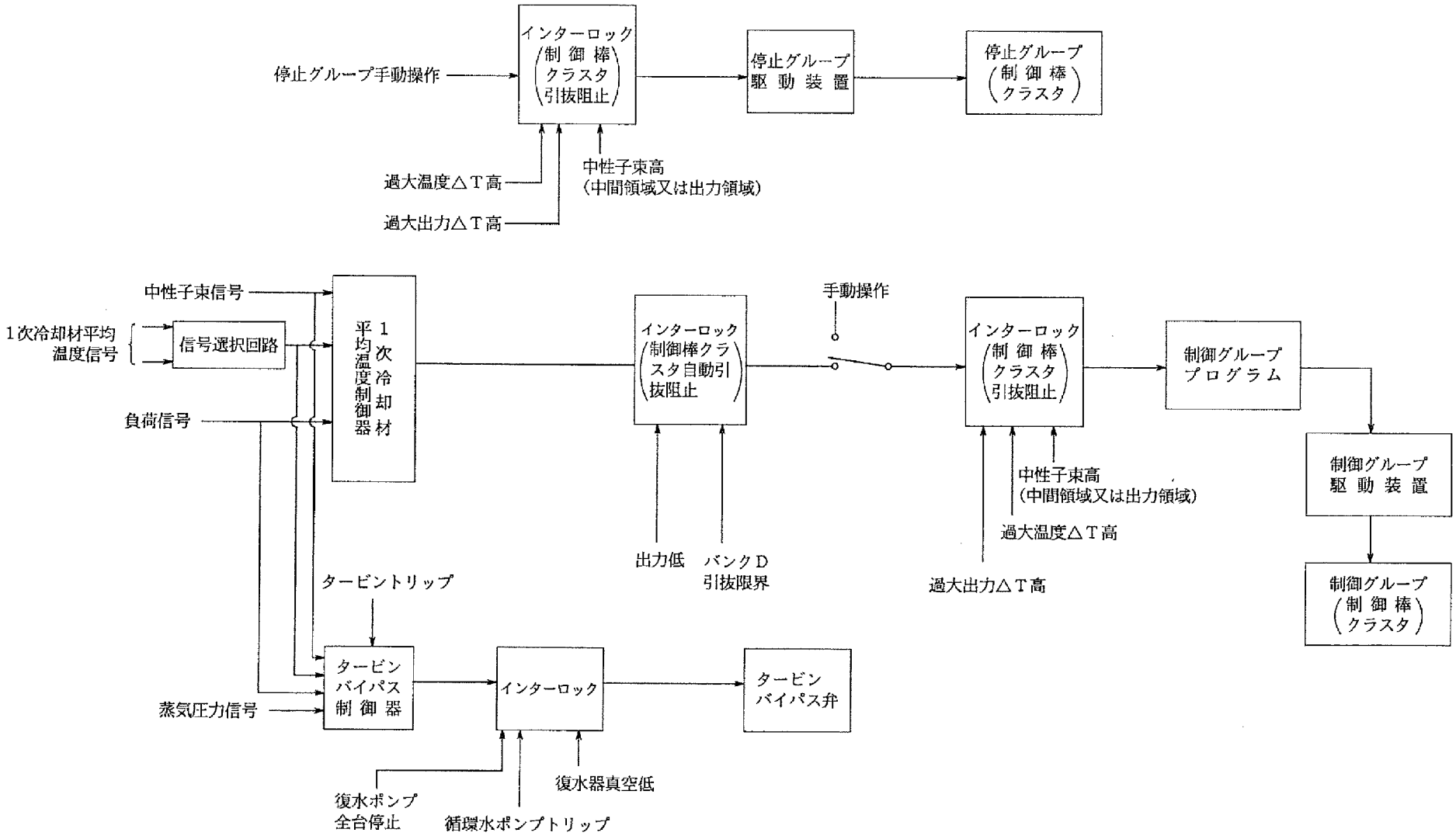
第15図　蒸気発生器構造説明図



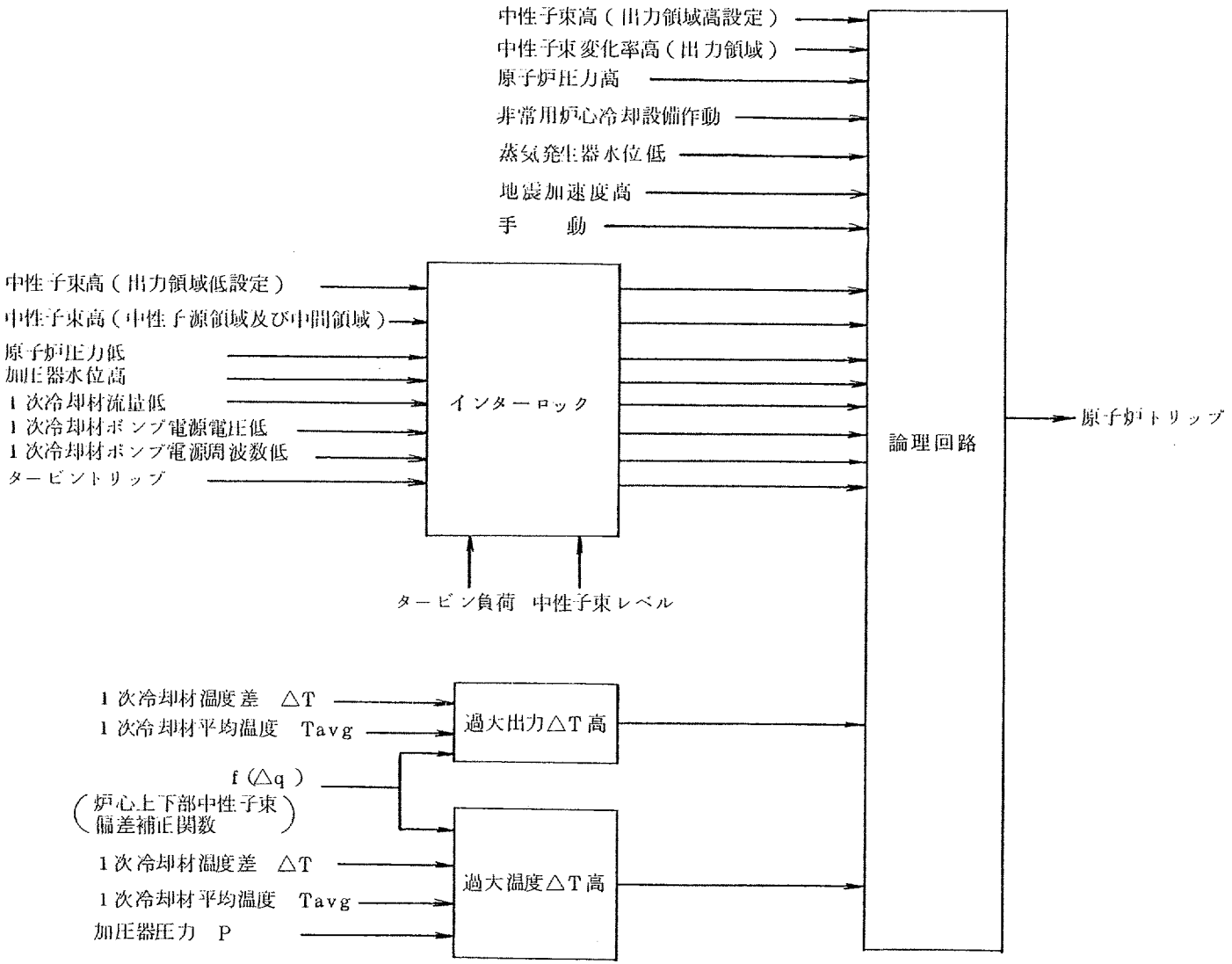
第16図　発電所系統説明図



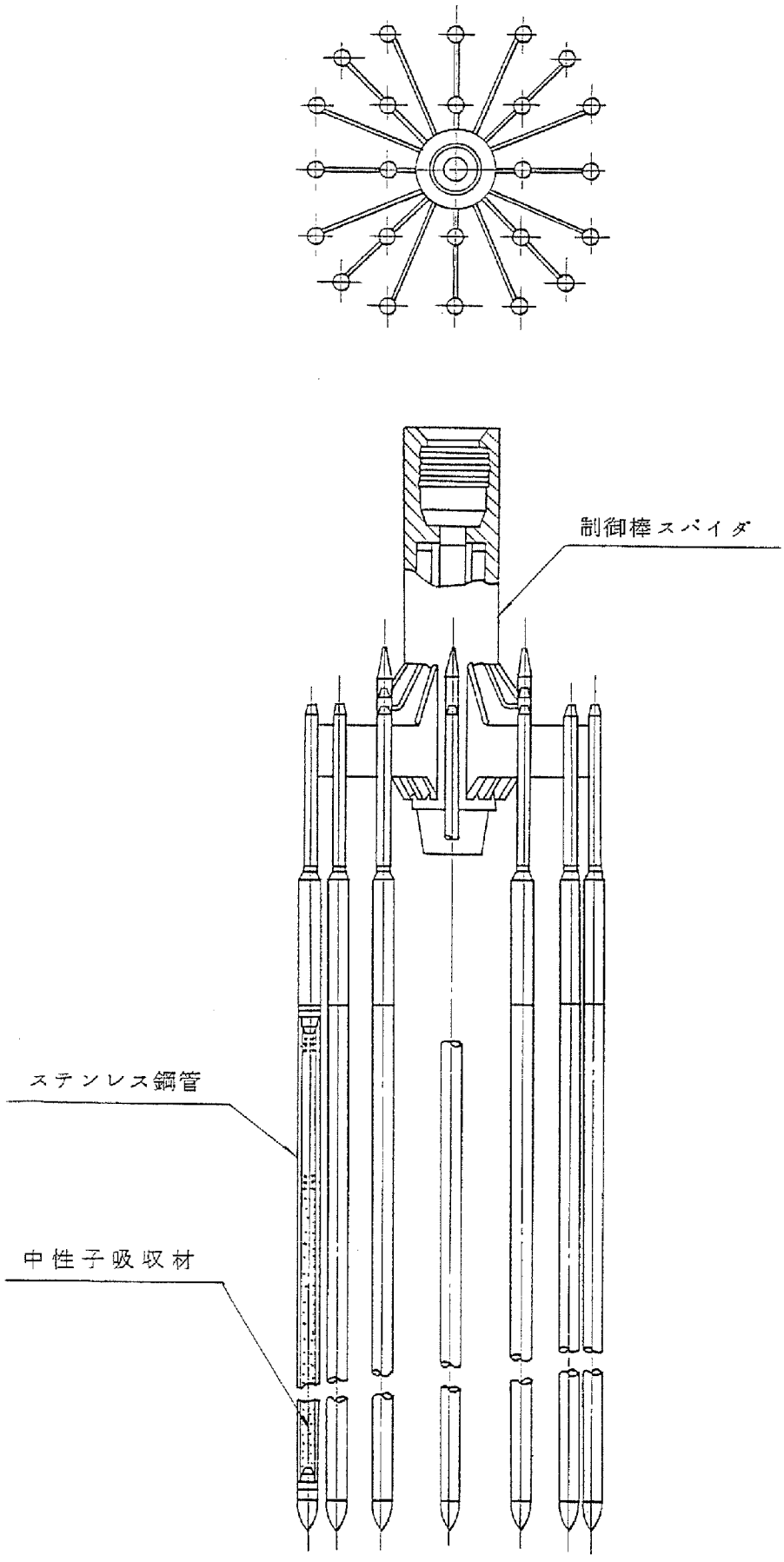
第17図　非常用炉心冷却設備系統設明図



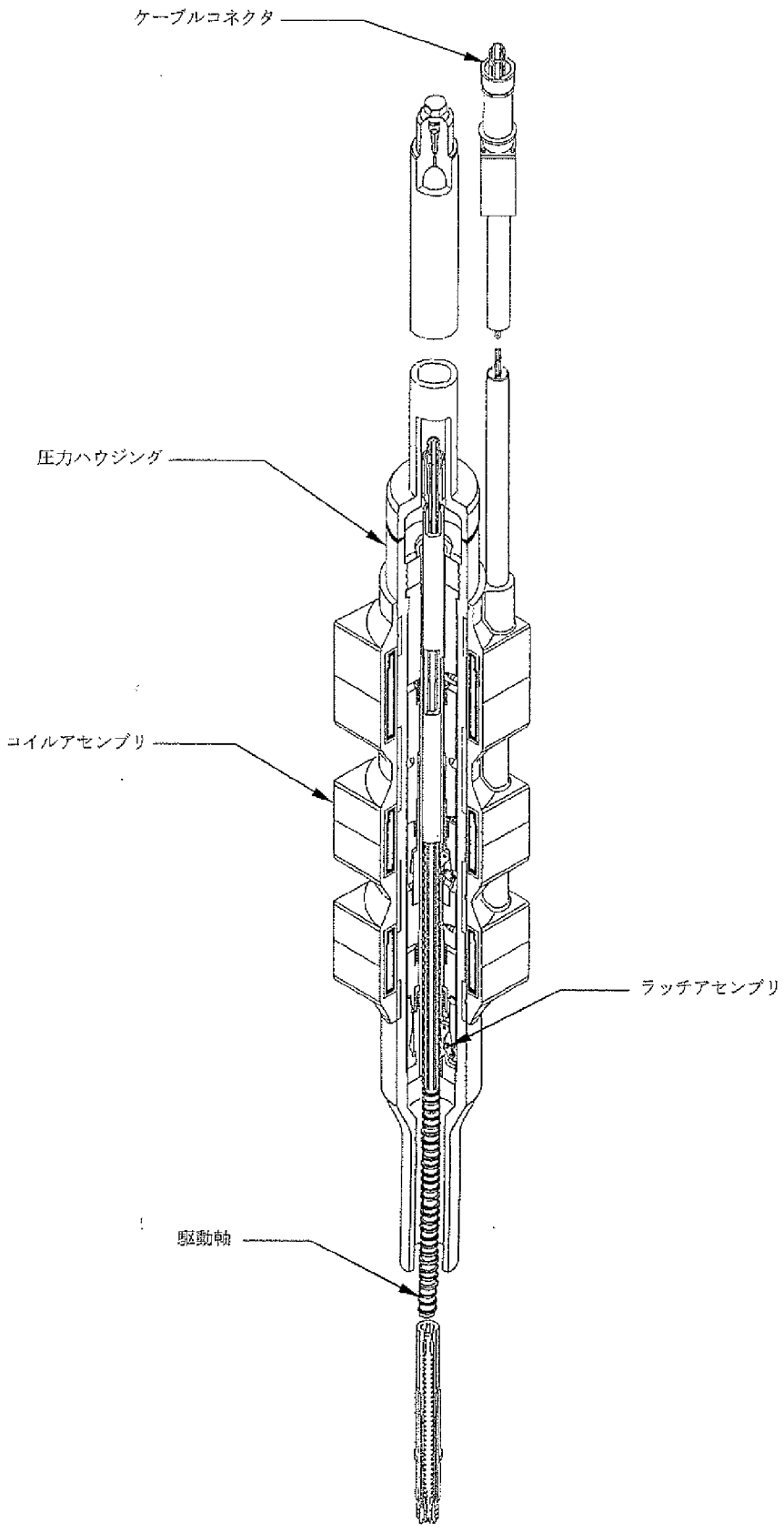
第18図　原子炉制御系説明図



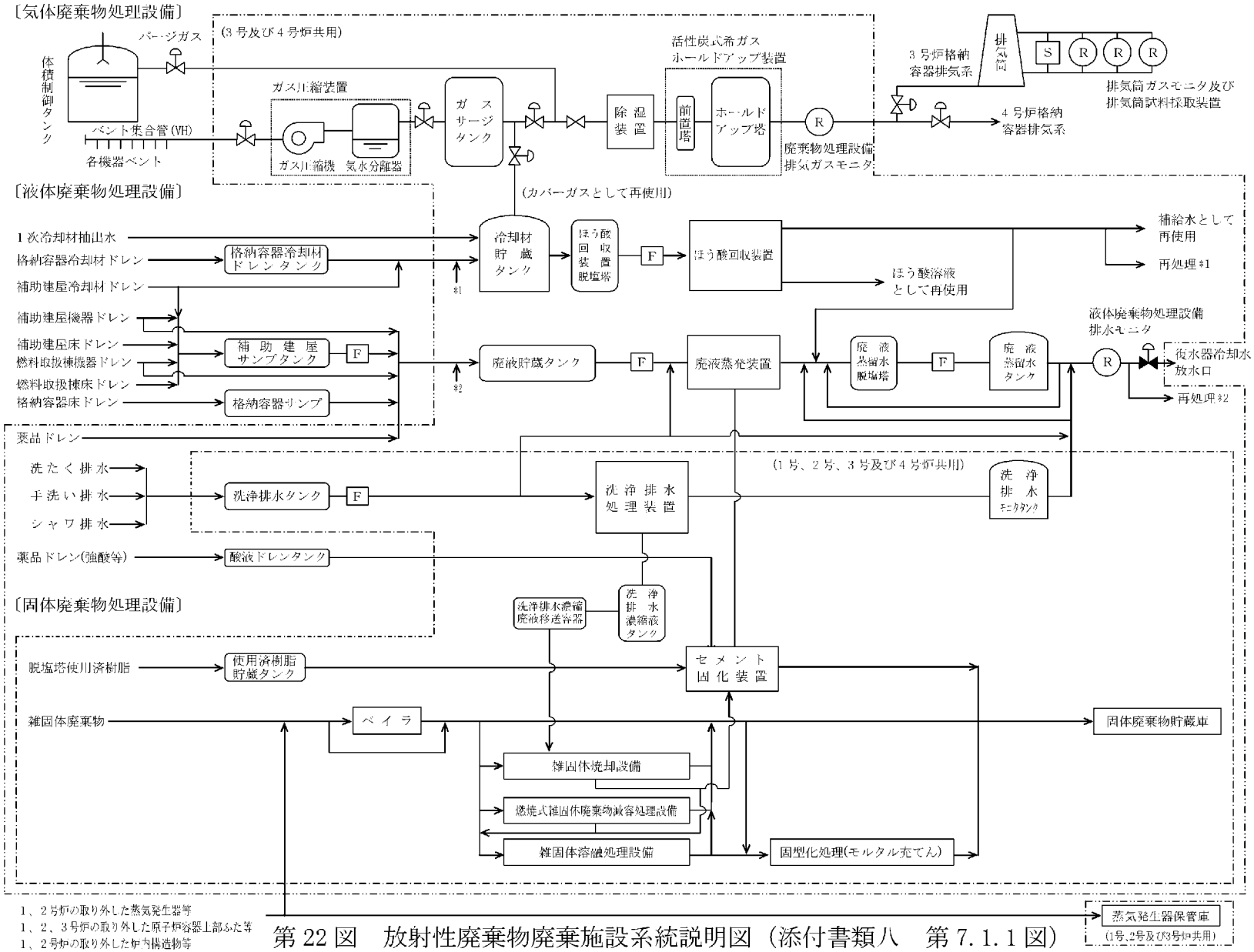
第19図　原子炉保護系説明図



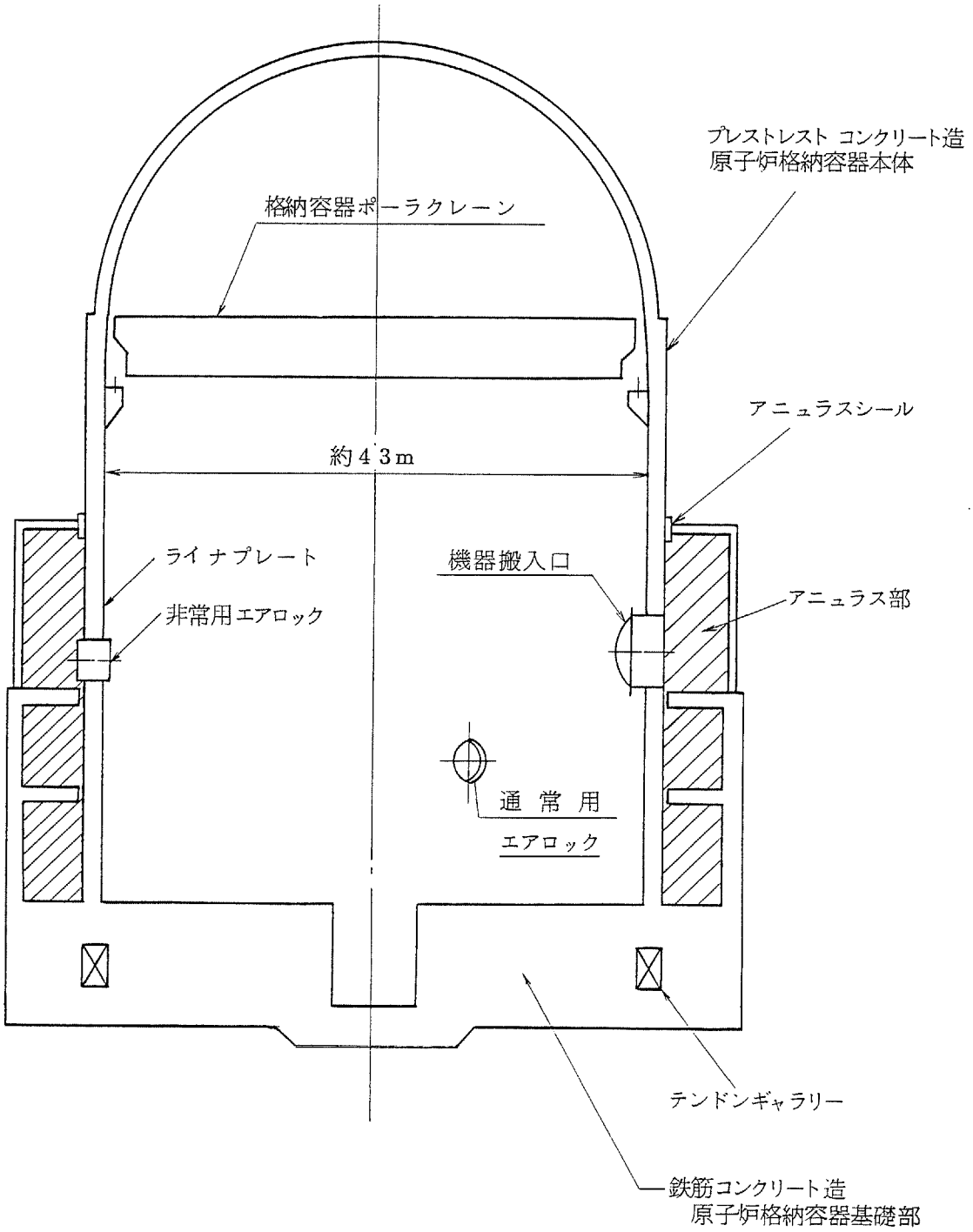
第 20 図　制御棒クラスタ構造説明図



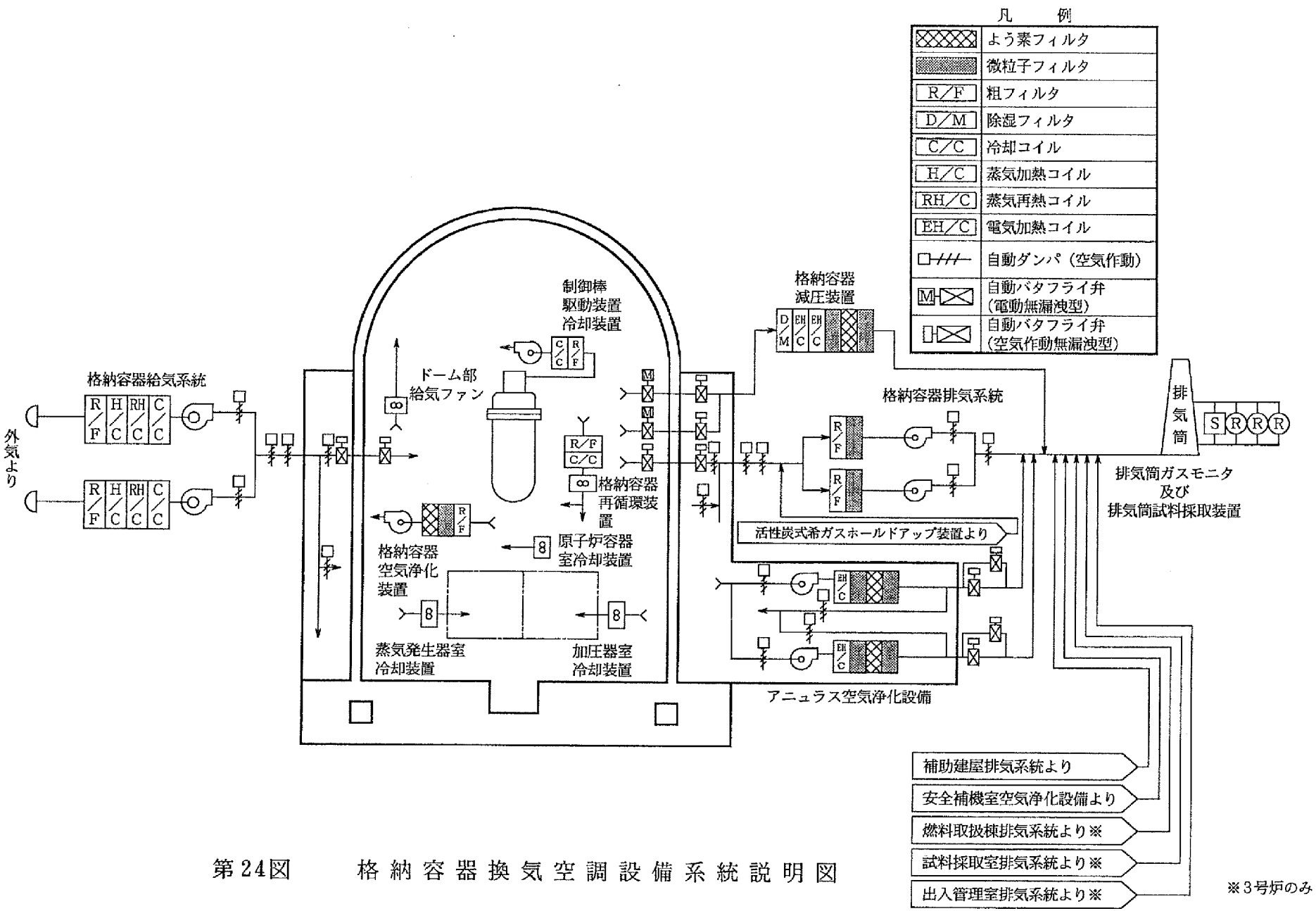
第 21 図　制御棒駆動装置説明図（添付書類八　第 3.2.14 図）



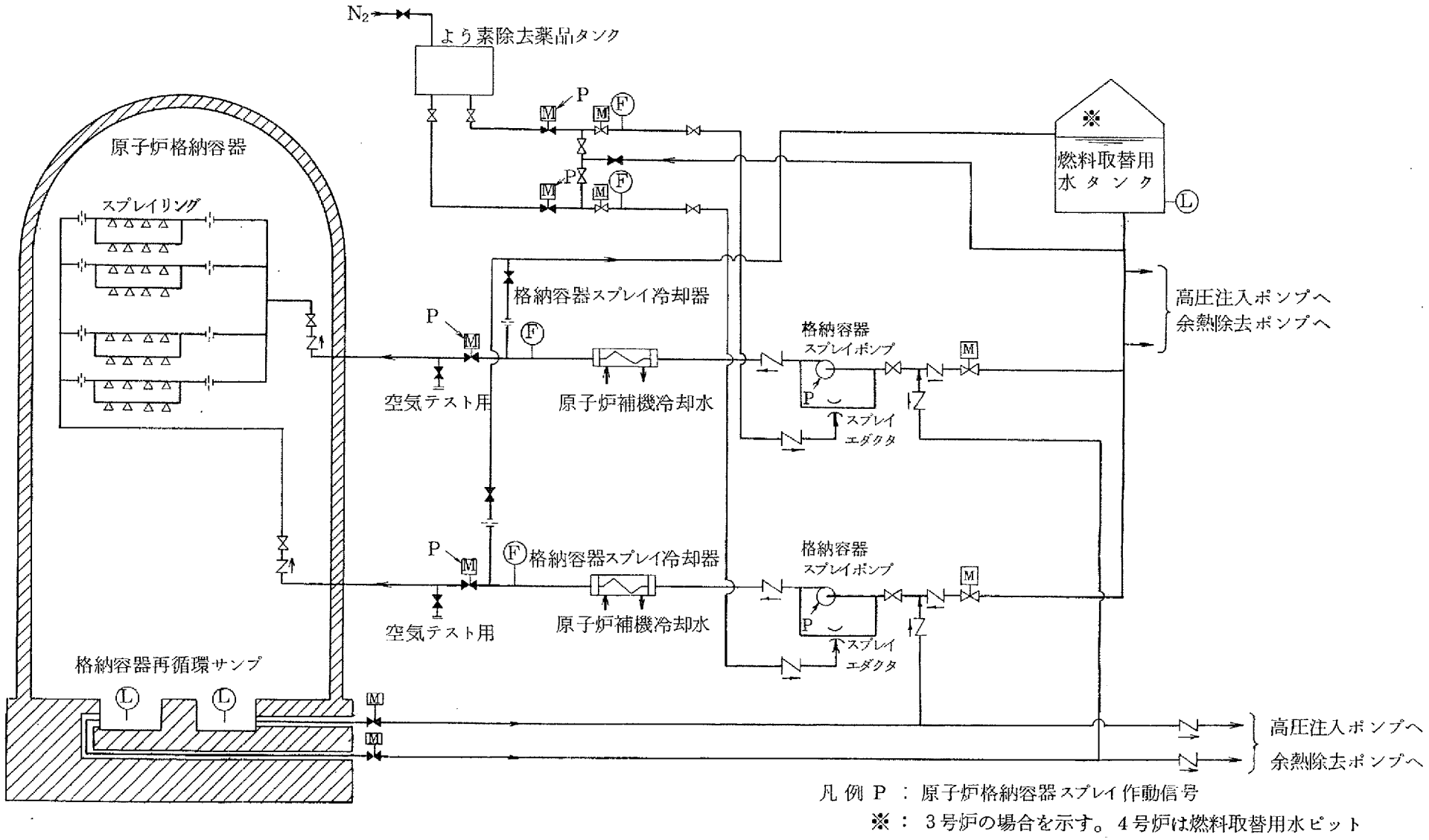
第 22 図　放射性廃棄物廃棄施設系統説明図（添付書類八　第 7.1.1 図）



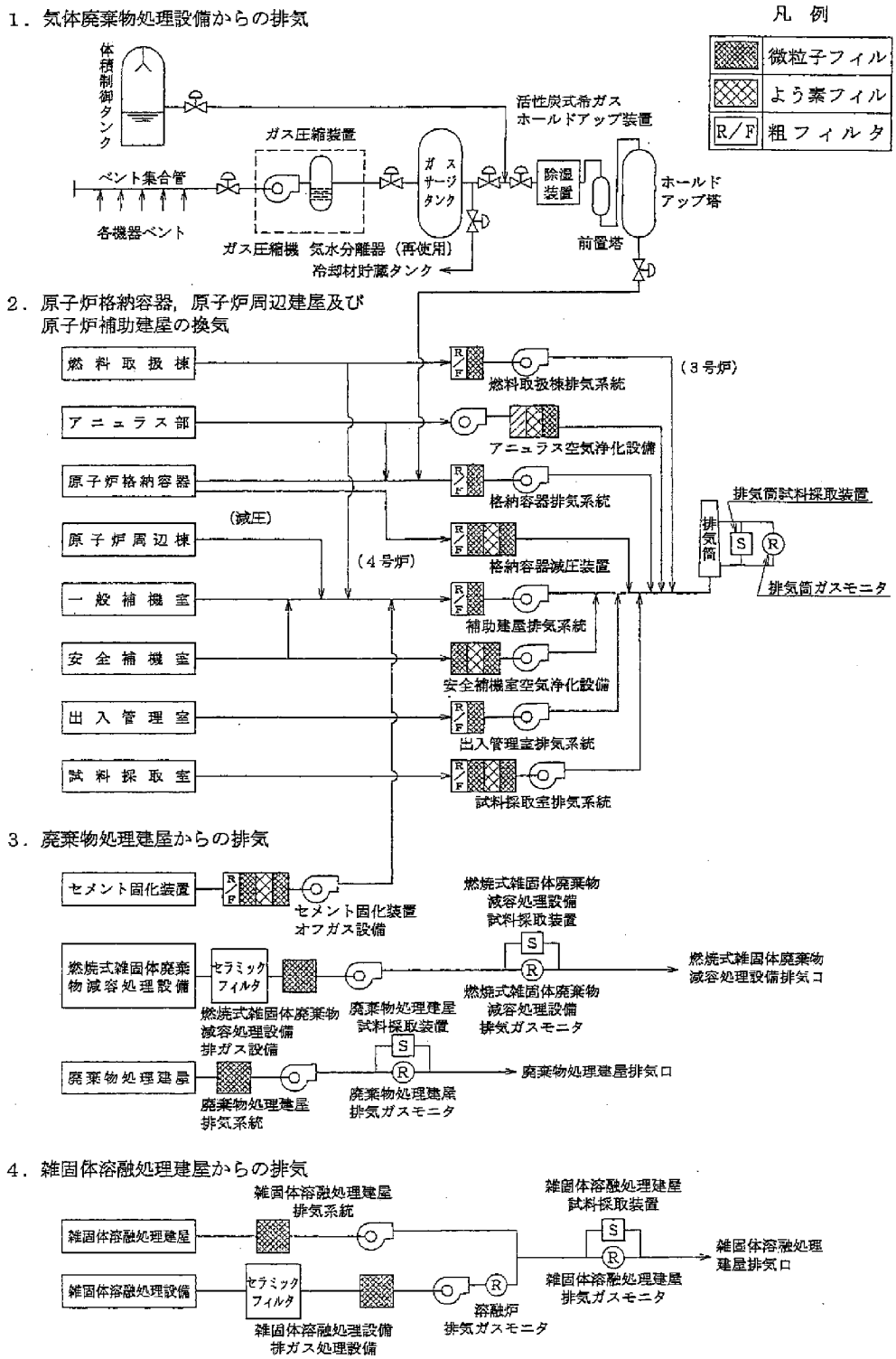
第23図　原子炉格納施設説明図



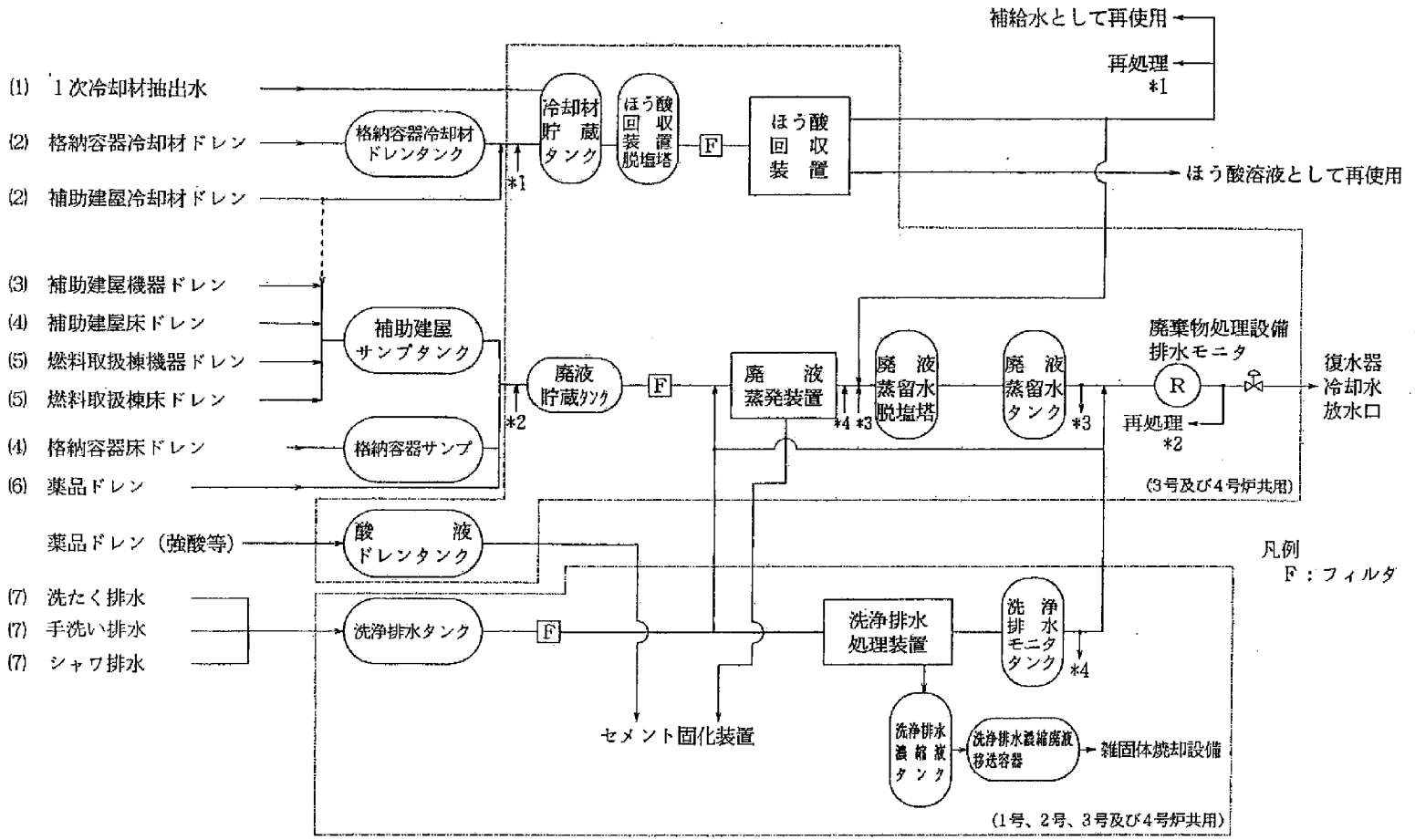
第24図　　格納容器換気空調設備系統説明図



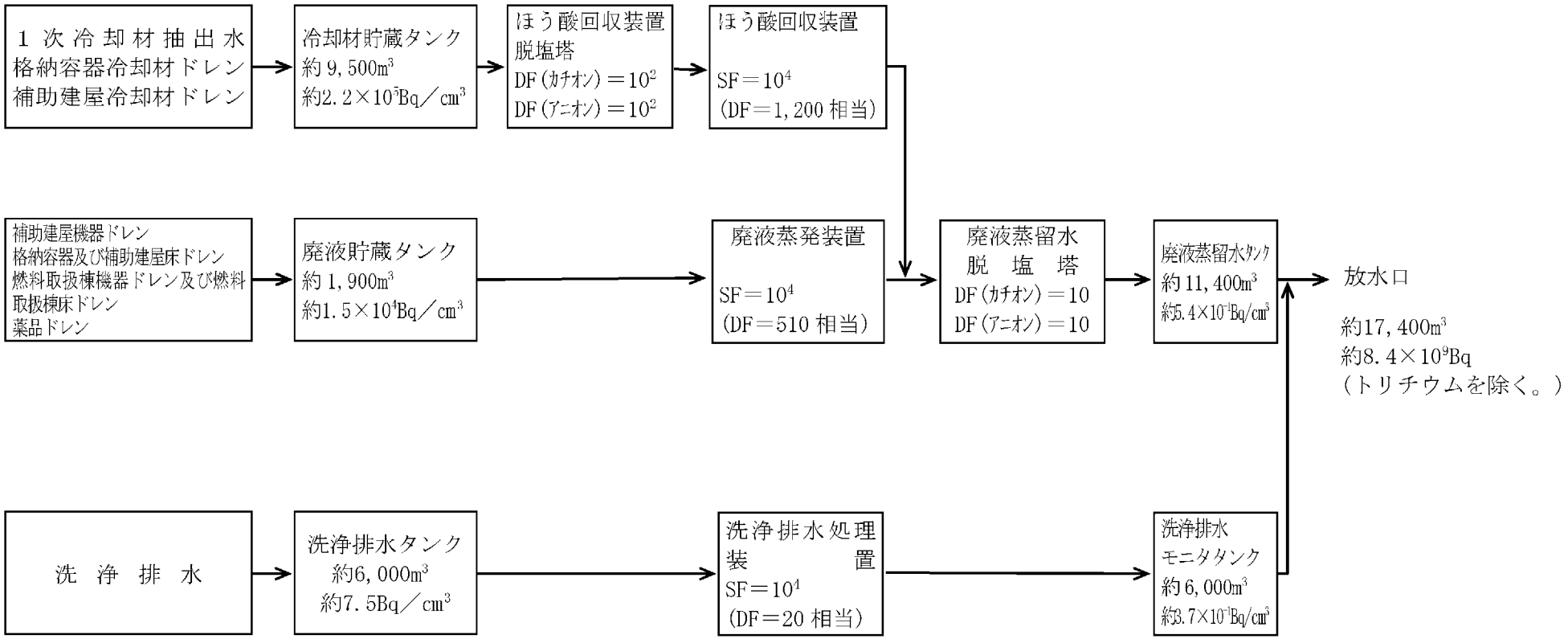
第25図　原子炉格納容器スプレイ設備系統説明図



第 26 図　気体廃棄物処理系統説明図（換気系等を含む。）
（添付書類九　第 4.1.1 図）

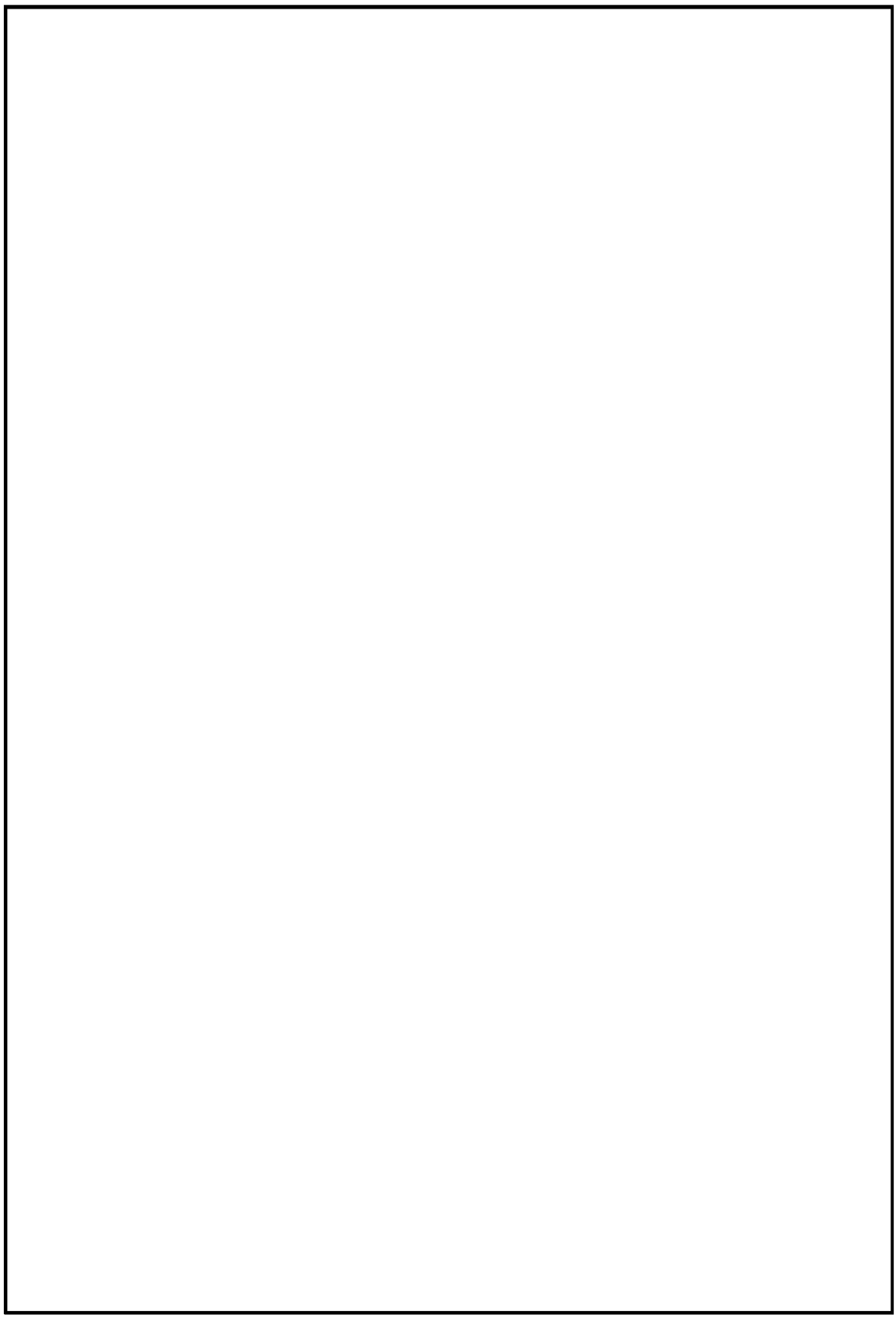


第 27 図　液体廃棄物処理系統説明図（添付書類九　第 4.1.2 図）



（注）ＳＦ：出口濃度に対する濃縮液濃度の比
ＤＦ：出口濃度に対する入口濃度の比

第 28 図　液体廃棄物の年間推定放出量とその放射性物質の濃度（３号及び４号炉合算、評価ベース）（添付書類九　第 4.3.1 図）



第29図　発電所全体配置図（特定重大事故等対処施設を含む。）
（添付書類八　第2.6.1図）

：防護上の観点から公開できません。

添付書類目次

添付書類一　変更後における発電用原子炉の使用の目的に関する説明書

添付書類二　変更後における発電用原子炉の熱出力に関する説明書

添付書類三　変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

添付書類四　変更後における発電用原子炉の運転に要する核燃料物質の取得計画を記載した書類

添付書類五　変更に係る発電用原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書

添付書類六　変更に係る発電用原子炉施設の場所に関する気象、地盤、水理、地震、社会環境等の状況に関する説明書

添付書類七　変更に係る発電用原子炉又はその主要な附属施設の設置の地点から二十キロメートル以内の地域を含む縮尺二十万分の一の地図及び五キロメートル以内の地域を含む縮尺五万分の一の地図

添付書類八　変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書

添付書類九　変更後における発電用原子炉施設の放射線の管理に関する説明書

添付書類十　変更後における発電用原子炉施設において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説明書

添付書類十一　変更後における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説明書

添　付　書　類　一

変更後における発電用原子炉の使用の目的に関する説明書

玄海原子力発電所３号炉及び４号炉は、商業発電用として使用するものである。

１．設置理由

当社は、我が国のエネルギー事情からみて、原子力発電の導入によりエネルギー源の多様化を図ることが必要と考え、平成６年以降の電力需要に対する供給力を確保するため、玄海原子力発電所３号炉を昭和60年８月着工、平成６年３月運転開始、また、同４号炉を昭和60年８月着工、平成９年７月運転開始の計画で増設するものである。

２．運用計画

玄海原子力発電所３号炉及び４号炉は、基底負荷用として運転を行う予定である。

添　付　書　類　二

変更後における発電用原子炉の熱出力に関する説明書

１．概　　要

本原子炉の熱出力は、電気出力1,180MWに対応する約3,423MWとする。

この熱出力は、日本原子力発電株式会社の敦賀発電所２号炉において既に採用されている熱出力と同じものであり、諸外国における最近の原子力発電所設置計画に多数採用されているものである。

２．発電用原子炉、１次冷却設備及び２次冷却設備

(1)　１次冷却材は、発電用原子炉の発生熱を蒸気発生器で２次冷却材へ伝達し、１次冷却材ポンプにより再び発電用原子炉へ戻る。２次冷却材は、１次冷却材からの伝達熱により蒸気となってタービン発電機を駆動し電力を発生する。タービン排気は、復水器の冷却海水に放熱して復水となり蒸気発生器に戻る。１次冷却設備及び２次冷却設備は、原子炉熱出力約3,423MWを十分冷却、除去する能力を有する。

(2)　本原子炉は、193体の燃料集合体を装荷しており、その全伝熱面積から燃料及び装置の健全性を損なうことなく約3,423MWに対応する熱流束を十分な余裕をもって取り出せるよう、１次冷却材の必要

流量を確保し、また、適切な出力分布、１次冷却材温度及び圧力が維持できるようになっている。

３．熱出力及び熱平衡

原子炉熱出力は、蒸気発生器を通して１次冷却材から２次冷却材へ伝達される熱量をもって定義し、炉心内で発生する熱量に１次冷却材ポンプからの熱量を加え、これから原子炉容器及び１次冷却設備の放熱量と原子炉補助施設の損失熱量を差引いたものであり、本原子炉の場合約3,423MW である。

すなわち、

原子炉熱出力＝（炉心熱出力）

＋（１次冷却材ポンプから１次冷却材に伝えられる熱量）

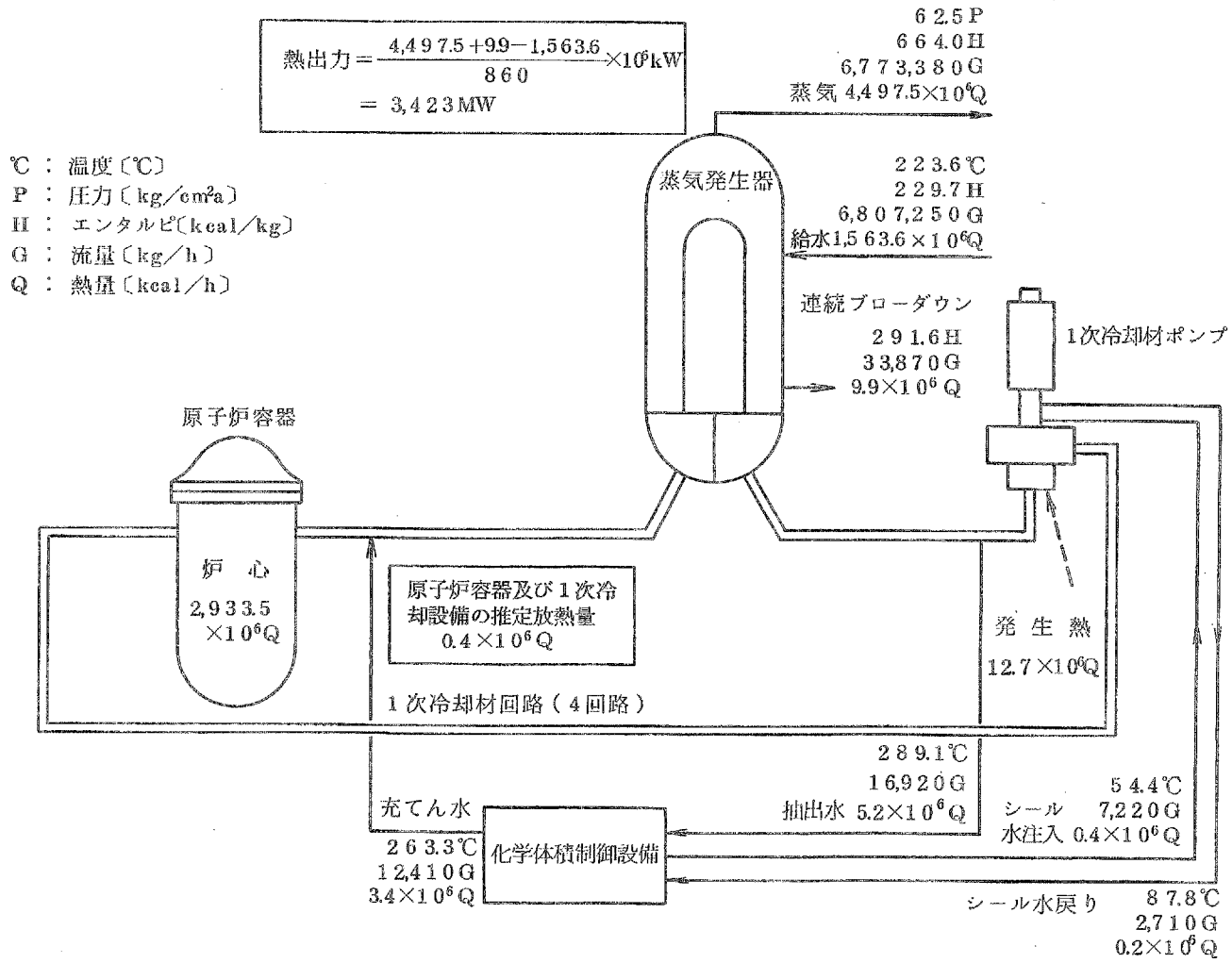
－（原子炉容器及び１次冷却設備の放熱量）

－（原子炉補助施設の損失熱量）

ここで、炉心熱出力とは発電用原子炉の炉心で核分裂によって単位時間当たり生ずる熱量である。

なお、２次冷却設備のタービン発電機は、原子炉熱出力のうち1,180MW を電力に変換する。残りは、復水器冷却海水への放熱損失、２次冷却設備の放熱損失及び所内補助蒸気源である。

原子炉熱平衡線図を第3.1図に示す。



第 3.1 図　　原 子 炉 熱 平 衡 線 図

添　付　書　類　三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

１．工事に要する資金の額（初装荷燃料費含まず）

項　　目	３　号　炉		４　号　炉		総　　合		備　　考
	金　額（百万円）	百分率（%）	金　額（百万円）	百分率（%）	金　額（百万円）	百分率（%）	
土　　地	7,380	1.6	0	0	7,380	0.9	３号炉 建設単価 約40万円／kW 初年度発電原価 送電端 17.08円／kWH 設備利用率 70% ４号炉 建設単価 約32万円／kW 初年度発電原価 送電端 15.00円／kWH 設備利用率 70%
建　　物	31,250	6.7	28,380	7.4	59,630	7.0	
構　築　物	15,080	3.2	5,720	1.5	20,800	2.5	
機械装置	285,330	60.9	258,180	67.7	543,510	63.9	
諸装置・備品	7,620	1.6	3,210	0.8	10,830	1.3	
仮　設　備	13,690	2.9	590	0.2	14,280	1.7	
総　係　費	30,790	6.6	23,160	6.1	53,950	6.3	
建設中利子	61,960	13.3	50,120	13.1	112,080	13.2	
分担関連費	1,570	0.3	1,280	0.3	2,850	0.3	
予　備　費	13,630	2.9	11,060	2.9	24,690	2.9	
建設工事費合計	468,300	100	381,700	100	850,000	100	

年度別支出計画　　（単位：百万円）

年　　度	総　　額	58まで	59	60	61以降
年度別工事費	850,000	19,137	6,877	11,621	812,365

２．工事に要する資金の調達計画

自己資金、社債、開銀資金及び一般借入金により調達する計画である。

資金調達の実績及び計画

（単位：億円）

項目＼年度	55 (実績)	56 (実績)	57 (実績)	58 (実績)	59	60	61	62 ～ 68
総工事資金 (玄海－３、４号炉建設費	2,971 (78)	3,331 (23)	3,515 (16)	3,523 (59)	3,710 (69)	3,784 (116)	3,956 (370)	約4,700～5,400 億円／年 (7,754)
自己資金	1,839	1,853	1,419	2,487	2,508	2,308	2,496	約2,800～3,200〃
外部資金	1,132	1,478	2,096	1,036	1,202	1,476	1,460	約1,900～2,200〃
社債（発行額） 社債手取額	(700) 518	(1,000) 590	(1,132) 742	(615) 205	(700) 208	(1,200) 648	(1,200) 574	(約1,300～1,900〃) 約 800～1,000〃
その他借入金 (うち玄海－３、４号炉分開銀借入ベース	614 (－)	888 (－)	1,354 (－)	831 (－)	994 (－)	828 (－)	886 (83)	約1,100～1,200〃 (2,100)
合計	2,971	3,331	3,515	3,523	3,710	3,784	3,956	約4,700～5,400〃

（注１）その他借入金とは、日本開発銀行、日本輸出入銀行、市中銀行等からの借入金である。

〈62.6.15追加〉

添　付　書　類　三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

１．工事に要する資金の額（初装荷燃料費含まず）

項　　目	３　号　炉		４　号　炉		総　　合		備　　考
	金　額（百万円）	百分率（%）	金　額（百万円）	百分率（%）	金　額（百万円）	百分率（%）	
土　　地	9,580	2.0	0	0	9,580	1.1	３号炉 建設単価 約40万円／kW 初年度発電原価 送電端 16.88円／kWH 設備利用率 70% ４号炉 建設単価 約33万円／kW 初年度発電原価 送電端 14.40円／kWH 設備利用率 70%
建　　物	30,710	6.5	28,020	7.1	58,730	6.8	
構　築　物	11,350	2.4	6,250	1.6	17,600	2.0	
機械装置	294,740	62.2	263,960	67.0	558,700	64.4	
諸装置・備品	5,840	1.2	1,800	0.5	7,640	0.9	
仮　設　備	17,480	3.7	1,360	0.4	18,840	2.2	
総　係　費	33,360	7.0	25,300	6.4	58,660	6.7	
建設中利子	56,230	11.9	54,490	13.8	110,720	12.8	
分担関連費	1,610	0.3	1,320	0.3	2,930	0.3	
予　備　費	13,300	2.8	11,300	2.9	24,600	2.8	
建設工事費合計	474,200	100	393,800	100	868,000	100	

年度別支出計画　　（単位：百万円）

年　　度	総　　額	60まで	61	62	63以降
年度別工事費	868,000	31,633	55,804	33,728	746,835

２．工事に要する資金の調達計画

自己資金、社債、開銀資金及び一般借入金により調達する計画である。

資金調達の実績及び計画

（単位：億円）

項目＼年度	55～57（実績）	58（実績）	59（実績）	60（実績）	61	62	63	64 ～ 70
総工事資金（玄海－３、４号炉建設費）	9,817 (117)	3,523 (59)	3,192 (36)	3,381 (89)	3,897 (558)	3,913 (337)	4,223 (838)	約4,000～4,200 億円／年 (6,630)
自己資金	5,111	2,487	2,311	2,650	2,782	2,451	2,672	約2,400～2,700〃
外部資金	4,706	1,036	881	731	1,115	1,462	1,551	約1,600～1,500〃
社債（発行額） 社債手取額	(2,832) 1,850	(615) 205	(619) 129	(806) 264	(1,000) 385	(1,200) 741	(1,200) 559	(約1,000～1,200〃) 約 800～ 600〃
その他借入金（うち玄海－３、４号炉分開銀借入ベース）	2,856 (－)	831 (－)	752 (－)	467 (－)	730 (175)	721 (55)	992 (264)	約 800～ 900〃 (1,969)
合計	9,817	3,523	3,192	3,381	3,897	3,913	4,223	約4,000～4,200〃

（注１）その他借入金とは、日本開発銀行、日本輸出入銀行、市中銀行等からの借入金である。

〈63.11.24追加〉

添　付　書　類　三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

１．変更の工事に要する資金の額（△は減）

燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備の設置に係る費用

約　　４２億円

ドラム詰装置の変更に係る費用

△約　　２億円

３－固体廃棄物貯蔵庫の変更に係る費用

△約　　４億円

総　　計

約　　３６億円

２．変更後の工事に要する資金の調達計画

自己資金、社債、開銀資金及び一般借入金により調達する計画である。

〈３．６．４追加〉

添　付　書　類　三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

今回の変更は設備の一部変更であり、３、４号炉増設工事に要する資金の総額の範囲内で行う。

１．工事に要する資金の額（初装荷燃料費含まず）

項　目	３号炉		４号炉		総合		備　考
	金額（百万円）	百分率（%）	金額（百万円）	百分率（%）	金額（百万円）	百分率（%）	
土地	5,424	1.2	255	0.1	5,679	0.7	３号炉 建設単価 約37万円／kW 初年度発電原価 送電端 14.99円／kWH 設備利用率 70% ４号炉 建設単価 約30万円／kW 初年度発電原価 送電端 11.90円／kWH 設備利用率 70%
建物	40,714	9.4	23,196	6.6	63,910	8.2	
構築物	15,344	3.5	6,669	1.9	22,013	2.8	
機械装置	280,459	64.5	245,357	70.3	525,816	67.1	
諸装置・備品	6,257	1.4	1,803	0.5	8,060	1.0	
仮設備	21,001	4.8	4,758	1.4	25,759	3.3	
総係費	36,565	8.4	31,183	8.9	67,748	8.6	
建設中利子	23,825	5.5	31,140	8.9	54,965	7.0	
分担関連費	1,611	0.4	1,239	0.4	2,850	0.4	
予備費	3,800	0.9	3,400	1.0	7,200	0.9	
建設工事費合計	435,000	100	349,000	100	784,000	100	

年度別支出計画　　（単位：百万円）

年　度	総　額	平成元年まで	２年	３年	４年以降
年度別工事費	784,000	204,592	79,866	91,608	407,934

２．工事に要する資金の調達計画

自己資金、社債、開銀資金及び一般借入金により調達する計画である。

資金調達の実績及び計画

（単位：億円）

項目＼年度	55～61（実績）	62（実績）	63（実績）	平成元年	2	3	4	5 ～ 9
総工事資金 （玄海－３、４号炉建設費）	23,635 (856)	3,526 (231)	3,586 (416)	3,470 (528)	3,700 (799)	3,607 (916)	3,895 (942)	約3,500～4,000億円／年 (3,137)
自己資金	15,505	2,727	2,755	2,750	2,741	2,624	2,551	約2,600～3,000〃
外部資金	8,130	799	831	720	959	983	1,344	約 900～1,000〃
社債（発行額） 社債手取額	(5,794) 2,757	(946) 351	(961) 389	(1,129) 330	(1,500) 562	(1,500) 532	(1,600) 874	(約1,200～1,500〃) 約 400～ 500〃
その他借入金 （うち玄海－３、４号炉分開銀借入ベース）	5,373 (175)	448 (41)	442 (100)	390 (91)	397 (275)	451 (273)	470 (277)	約 500〃 (892)
合計	23,635	3,526	3,586	3,470	3,700	3,607	3,895	約3,500～4,000〃

（注１）その他借入金とは、日本開発銀行、日本輸出入銀行、市中銀行等からの借入金である。

〈５．８．３追加〉

添　付　書　類　三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

１．変更の工事に要する資金の額

本変更に係る２号炉の使用済樹脂処理装置の設置工事に要する資金は、約20億円である。また、４号炉の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更は、設備の一部変更であり、３、４号炉増設工事に要する資金の総額の範囲内で行う。

２．変更の工事に要する資金の調達計画

自己資金、社債、開銀資金及び一般借入金により調達する計画である。

３、４号炉増設工事に要する資金の額（初装荷燃料費含まず）

項　目	３　号　炉		４　号　炉		総　合		備　考
	金　額（百万円）	百分率（%）	金　額（百万円）	百分率（%）	金　額（百万円）	百分率（%）	
土　地	5,391	1.3	0	0.0	5,391	0.7	３号炉 建設単価 約35万円／kW 初年度発電原価 送電端 14.70円／kWH 設備利用率 70% ４号炉 建設単価 約29万円／kW 初年度発電原価 送電端 11.59円／kWH 設備利用率 70%
建　物	34,980	8.4	22,748	6.6	57,728	7.6	
構　築　物	15,219	3.6	7,041	2.1	22,260	2.9	
機械装置	276,293	66.3	241,136	70.6	517,429	68.2	
諸装置・備品	6,266	1.5	2,676	0.8	8,942	1.2	
仮　設　備	20,276	4.9	5,402	1.6	25,678	3.4	
総　係　費	35,555	8.5	30,127	8.8	65,682	8.7	
建設中利子	17,941	4.3	26,626	7.8	44,567	5.9	
分担関連費	1,579	0.4	1,244	0.4	2,823	0.4	
予　備　費	3,200	0.8	4,500	1.3	7,700	1.0	
建設工事費合計	416,700	100	341,500	100	758,200	100	

年度別支出計画　　（単位：百万円）

年　度	総　額	～Ｈ２	Ｈ３	Ｈ４	Ｈ５～
年度別工事費	758,200	269,725	89,679	94,997	303,799

〈７．１．24追加〉

添　付　書　類　三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

１．変更の工事に要する資金の額

今回の変更は設備の一部変更であり、４号炉増設工事に要する資金の総額の範囲内で行う。

２．変更の工事に要する資金の調達計画

自己資金、社債、開銀資金及び一般借入金により調達する計画である。

４号炉増設工事に要する資金の額（初装荷燃料費含まず）

項　　目	４　号　炉		備　　考
	金　　額 （百万円）	百分率 （％）	
土　　地	0	0.0	４号炉 建設単価 約29万円／kW 初年度発電原価 送電端 11.51円／kWH 設備利用率 70％
建　　物	23,387	6.9	
構　築　物	7,384	2.2	
機　械　装　置	244,386	72.5	
諸装置・備品	8,927	2.7	
仮　設　備	5,073	1.5	
総　係　費	29,119	8.7	
建設中利子	11,439	3.4	
分担関連費	1,085	0.3	
予　備　費	6,200	1.8	
建設工事費合計	337,000	100	

年度別支出計画　　（単位：百万円）

年　度	総　額	～Ｈ４	Ｈ５	Ｈ６	Ｈ７～
年度別工事費	337,000	101,372	42,386	48,572	144,670

〈15．6．4追加〉

添　付　書　類　三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

１．変更の工事に要する資金の額

本変更に係る１号炉及び２号炉の気体及び液体廃棄物の廃棄設備の共用化及び一部撤去並びに１号炉、２号炉、３号炉及び４号炉の雑固体溶融処理設備の設置、使用済樹脂貯蔵タンクの共用化及び増設並びに固体廃棄物貯蔵庫の増設に伴う工事に要する資金は、合計約130億円である。

２．変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金については、自己資金、社債及び一般借入金により調達する。

〈29．1．18追加〉

添　付　書　類　三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

１．変更の工事に要する資金の額

本変更に係る３号炉及び４号炉の重大事故等に対処するために必要な施設他の設置工事に要する資金は、合計約1,500億円である。

２．変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金については、自己資金、社債及び借入金により調達する。

〈平成31年４月３日追加〉

添　付　書　類　三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

１．変更の工事に要する資金の額

本変更に係る３号炉及び４号炉の特定重大事故等対処施設の設置工事に要する資金は、合計約2,400億円である。

２．変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金については、自己資金、社債及び借入金により調達する。

〈令和元年９月25日追加〉

添　付　書　類　三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

１．変更の工事に要する資金の額

本変更に係る３号炉及び４号炉の原子炉安全保護計装盤等の更新工事に要する資金は、合計約70億円である。

２．変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金については、自己資金、社債及び借入金により調達する。

〈令和元年11月20日追加〉

添　付　書　類　三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

１．変更の工事に要する資金の額

本変更に係る使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力変更工事（３号炉）に要する資金は、約70億円である。

２．変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金については、自己資金、社債及び借入金により調達する。

〈令和元年12月25日追加〉

添　付　書　類　三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

１．変更の工事に要する資金の額

本変更に係る３号炉及び４号炉の所内常設直流電源設備（３系統目）の設置工事に要する資金は、合計約86億円である。

２．変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金については、自己資金、社債及び借入金により調達する。

〈令和２年1月29日追加〉

添　付　書　類　三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

１．変更の工事に要する資金の額

本変更に係る３号炉及び４号炉の有毒ガス防護対策に係る工事に要する資金は、約1.5億円である。

２．変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金については、自己資金、社債及び借入金により調達する。

〈令和３年４月28日追加〉

添　付　書　類　三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

１．変更の工事に要する資金の額

本変更に係る使用済燃料乾式貯蔵施設の設置工事に要する資金は、約290億円である。

２．変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金については、自己資金、社債及び借入金により調達する。

〈令和６年２月７日追加〉

添　付　書　類　三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

１．変更の工事に要する資金の額

本変更に係る３号炉及び４号炉における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に要する資金は、約80億円である。

２．変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金については、自己資金、社債及び借入金により調達する。

添　付　書　類　四

変更後における発電用原子炉の運転に要する核燃料物質の取得計画を記載した書類

本発電用原子炉の運転に要する核燃料物質（ウラン）については、既に当社がカナダのカメコ社、フランスのオラノＣＥ社等との間で締結した長期購入契約等によって確保しているウラン精鉱及び使用済燃料の再処理により回収される減損ウランから充当する予定である。

これらの長期契約等による確保済みの量は、現時点では、当社の全累積で2033年度約50,000tU_3O_8であり、これに対し、当社の全累積所要量は2033年度約49,000tU_3O_8と予想される。したがって、本発電用原子炉の当面の運転に必要な精鉱については、十分賄える量を確保済みである。なお、それ以降の所要精鉱については、今後の購入契約により調達する予定である。

天然UF_6への転換役務については、米国のコンバーダイン社等との間で締結した転換役務契約により当面の所要量を確保しており、それ以降に関しても、今後の追加契約により調達する予定である。

また、本発電用原子炉の所要濃縮役務については、フランスのオラノＣＥ社等との間で締結した濃縮役務契約によって調達する予定である。

一方、本発電用原子炉の運転に使用する核燃料物質（プルトニウム）については、当社の使用済燃料の再処理により回収されるプルトニウムを利用していく予定である。

さらに、本発電用原子炉用燃料の所要成型加工役務については、今後国内外事業者から調達する予定である。

添　付　書　類　五

変更に係る原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書

当社は、昭和32年以来、原子力発電関係の諸調査、諸準備などを進めるとともに、特に技術者を国内及び国外の原子力関係諸施設へ多数派遣し、研究、調査、建設、運転等を通じ、技術的能力の蓄積に努めてきた。

その後、当社は、昭和50年10月に玄海原子力発電所１号炉（電気出力559MW)、昭和56年３月に同２号炉（電気出力559MW）及び昭和59年７月に川内原子力発電所１号炉（電気出力890MW）の営業運転を開始し、今日に至っている。

なお、川内原子力発電所２号炉（電気出力890MW）を昭和56年５月に着工し、現在建設中である。

当社は、これらの建設経験と８年余りの運転経験を踏まえて、今回玄海原子力発電所３、４号炉を設置することとした。当社は、本原子炉の設置及び運転に当たっては、社内外の教育・研修機関を利用し、一層技術的能力の向上に努めるとともに、必要に応じ製造者の技術的協力を受け、建設、運転及び保守に万全を期す考えである。

当社の技術者の現状、養成計画等の概要は次のとおりである。

１．技術者の現状

(1)　原子力関係組織図

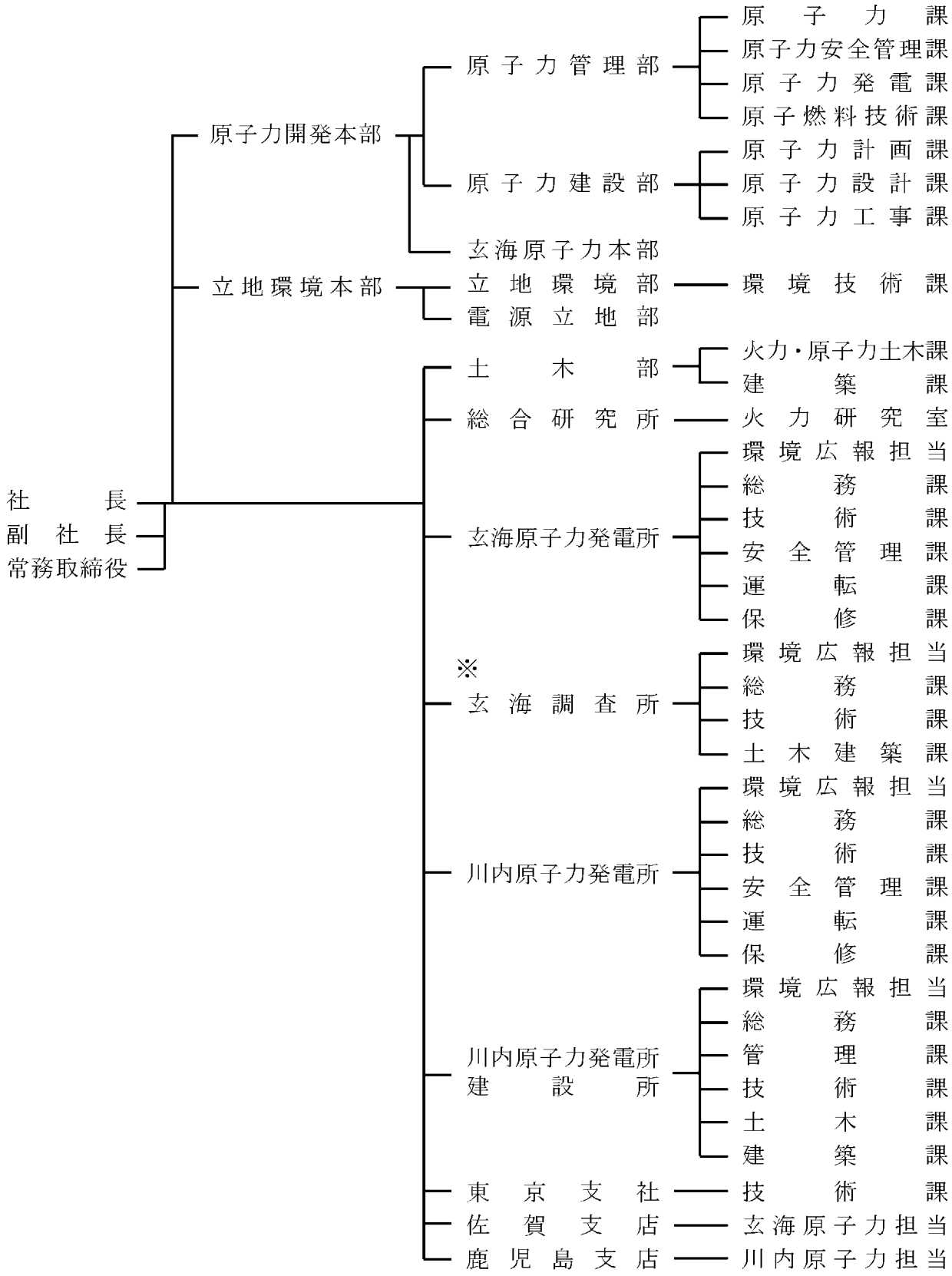
ａ．昭和59年８月１日現在における原子力関係組織図は第１図に示すとおりである。

ｂ．玄海原子力発電所３、４号炉の設置に当たっては、基本設計及び詳細設計の実施管理を本店原子力建設部で、また、工事施行の実施管理を玄海原子力発電所建設所で実施する。

建設、運転における品質保証活動を総括する責任者及び責任者を補佐する品質保証委員会を本店、玄海原子力発電所建設所及び玄海原子力発電所に設け、品質保証計画の立案、実施状況の監査、指導等を行う。また、各々の品質保証活動の推進、管理、指導等を具体的に行うため、玄海原子力発電所建設所に安全品質管理担当を置くとともに、運転、保守に関しては、玄海原子力発電所に３、４号炉担当の運転管理担当、作業管理担当、品質管理担当を置く。

さらに、建設工事に当たっては、建設所の品質保証委員会の下部組織として品質保証活動委員会を設け、当社と受注者間の品質保証に関する指導、調整、審議を行う。

なお、原子炉主任技術者は原則として次長以上の職位から選任し、原子力発電所の当直の長（以下「当直課長」という。）は、運転責任者資格を有する者から選任する。



※原子炉設置変更（３、４号炉増設）許可後は玄海原子力発電所建設所とする予定である。

第１図　原子力関係組織図

(2)　原子力関係在籍技術者数

昭和59年８月１日現在における原子力関係在籍技術者（出向者を除く。）は、575名であり、その専攻別内訳は、第１表に示すとおりである。

第１表　原子力関係在籍技術者数

業務機関	電気	機械	物理	原子力	化学	小計	土木	建設	小計	合　計
本　　店	44	58	1	15	4	122	12	12	24	146
総合研究所	2	1	0	0	10	13	0	0	0	13
玄海原子力発電所	84	80	1	6	15	186	0	0	0	186
玄海調査所	4	0	0	0	0	4	11	4	15	19
川内原子力発電所	67	61	2	6	11	147	0	0	0	147
川内原子力発電所建設所	20	22	0	2	0	44	4	8	12	56
東京支社	2	1	0	1	1	5	1	0	1	6
佐賀支店	1	0	0	0	0	1	0	0	0	1
鹿児島支店	1	0	0	0	0	1	0	0	0	1
合　　計	225	223	4	30	41	523	28	24	52	575

(3)　原子力関係在籍者の原子力関係業務従事年数

昭和59年８月１日現在における原子力関係在籍管理職（副長以上）の原子力関係従事年数及びこれ以外の原子力関係技術者の原子力関係従事年数は、それぞれ第２表及び第３表のとおりである。(出向者を除く。)

第２表　原子力関係業務の従事年数（技術系管理職）

従事年数／業務機関	１年未満	１年～５年未満	５年～10年未満	10年～20年未満	20年以上	合計	備考	
							原子力関係平均従事年数	原子力以外の平均従事年数
本店	0	2	11	28	7	48	13年 9ヶ月	13年 2ヶ月
総合研究所	1	2	3	4	0	10	7年 3ヶ月	19年 2ヶ月
玄海原子力発電所	0	0	6	27	3	36	13年10ヶ月	11年 4ヶ月
玄海調査所	0	2	3	3	0	8	9年 5ヶ月	17年
川内原子力発電所	0	0	1	21	2	24	14年 4ヶ月	10年10ヶ月
川内原子力発電所建設所	0	1	4	11	1	17	12年10ヶ月	14年 3ヶ月
東京支社	0	3	0	1	0	4	5年 9ヶ月	15年 7ヶ月
佐賀支店	0	0	0	1	0	1	12年	9年 4ヶ月
鹿児島支店	0	0	1	0	0	1	7年 3ヶ月	19年 1ヶ月
合計	1	10	29	96	13	149	12年10ヶ月	13年 2ヶ月

第３表　原子力関係業務の従事年数（その他技術者）

従事年数／業務機関	１年未満	１年～５年未満	５年～10年未満	10年～20年未満	20年以上	合計	備考	
							原子力関係平均従事年数	原子力以外の平均従事年数
本店	0	42	43	13	0	98	6年 2ヶ月	2年 2ヶ月
総合研究所	0	1	2	0	0	3	7年 7ヶ月	4年 9ヶ月
玄海原子力発電所	0	91	34	25	0	150	5年 1ヶ月	1年10ヶ月
玄海調査所	0	3	6	1	1	11	7年 9ヶ月	6年 2ヶ月
川内原子力発電所	0	82	30	11	0	123	4年 6ヶ月	1年 6ヶ月
川内原子力発電所建設所	0	23	9	7	0	39	5年 4ヶ月	3年 3ヶ月
東京支社	0	0	2	0	0	2	7年 4ヶ月	7年 9ヶ月
合計	0	242	126	57	1	426	5年 3ヶ月	2年 1ヶ月

(4)　機関別研修者数

昭和59年８月１日現在における原子力関係在籍技術者中、国内及び国外の主な研修機関において研修を終了したもの及び研修中の技術者は、第４表に示すとおりである。（出向者を除く。）

第４表　機 関 別 研 修 者 数

	研修機関	派遣者数 修了	派遣者数 研修中	備考
国内	日本原子力研究所原子炉研修所一般課程	31	1	
	〃　原子炉研修所高級課程	2		
	〃　原子炉研修所保健物理専門課程	24		
	〃　原子炉研修所原子炉工学専門課程	12		
	〃　外来研究	4		
	〃　動力試験炉	8	1	
	〃　ＲＩ研修所	16	1	
	〃　原子炉研修所核燃料工学短期講座	7		
	〃　原子炉研修所原子力入門講座	4		
	放射線医学総合研究所放射線防護短期講座	10		
	動力炉・核燃料開発事業団核燃料技術者研修	3		
	日本原子力発電株式会社東海研修所基礎研修コース	29		
	日本原子力発電株式会社	14	2	
	関西電力株式会社美浜発電所	16		
	電力中央研究所	2	2	
	動力炉・核燃料開発事業団	25	2	
	㈱原子力発電訓練センター（初期訓練、再訓練一般及び再訓練上級コース）	170	3	
	小　計	377 (226)	12 (8)	
国外	オークリッジ原子炉学校	2		
	アルゴンヌ国立研究所原子核工学研究所	2		
	サクレー原子力研究所	1		
	ＧＥ社バレシトス原子力研究所	1		
	米国フェルミ炉派遣団参加	2		
	ＧＥ、ＷＨ訓練コース	1		
	ＧＥ訓練コース（サンノゼ）	3		
	シッピングポート原子力発電所訓練課程	2		
	ＷＨ社ザイオン原子力訓練センター	9		
	ＷＨ社ボルティモア工場原子炉制御訓練コース	2		
	小　計	25 (22)	—	
合　計		402 (248)	12 (8)	

（注）派遣者欄の数値は延人員を示し、（　）内数値は正味人員を示す。
ただし、研修中欄の（　）内数値は初回派遣者数を示す。

(5)　原子炉、放射線、電気及びボイラ・タービン関係有資格者数

昭和59年８月１日現在における原子力関係在籍技術者中、原子炉主任技術者の有資格者は16名、運転責任者の有資格者は18名、放射線取扱主任者(第１種)の有資格者は42名、電気主任技術者(第１種)の有資格者は21名及びボイラ・タービン主任技術者（第１種）の有資格者は42名であり、今後とも各種資格取得を奨励していく考えである。(出向者を除く。)

２．技術者の養成計画

(1)　現在、原子力関係在籍の575名の技術者のうち、約290名が玄海原子力発電所１、２号炉、川内原子力発電所１、２号炉の建設経験を有しており、また、約240名が運転経験をもっている。玄海原子力発電所３、４号炉の建設の最盛期の昭和67年度には、玄海原子力発電所１、２号炉、川内原子力発電所１、２号炉の建設経験者等を含めた約190名が、現地において建設に従事する見込みである。

また、現在、約90名が本店において建設業務に携わっており、今後、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」及び「電気事業法」に基づく諸手続、基本設計の実施及び詳細設計の実施管理、工事施工の総括管理並びにこれらに付随する各種情報の収集、整理、対外連絡等の業務を的確に遂行できる技術者を確保していく予定である。

玄海原子力発電所１、２号炉の技術者約180名を確保しているが、３、４号炉に関する運転、保守を厳重に行い、安全の確保を図るために、玄海原子力発電所３号炉運転時に約120名更に、４号炉運転時に約60名の技術者の確保を予定している。また、現在約60名が本

店において発電所の運営管理、対外連絡等の業務に携わっている。

今後、基数の増加に伴い、逐次増強を図り、４号炉運転開始までに約720名の原子力関係技術者を確保する予定である。

(2) 当社は、原子力発電所の建設、運転及びそれらに付随する業務の円滑な遂行に必要な知識、技能の習得並びに資質の向上を図る必要がある。このため、玄海原子力発電所１、２号炉、川内原子力発電所１、２号炉の建設経験、運転等の実務を通じて技術者の養成を行うとともに、原子力に関する幅広い知識、放射線管理等については日本原子力研究所をはじめとする社外の研修機関等に派遣し、十分な技術的能力の習得に努めることとする。

発電所の運転従事者については、運転操作技能の習熟を図るため、十分な社内研修を実施するとともに、㈱原子力発電訓練センターを活用している。すなわち、新たに発電所運転の中軸となる運転員に任用する場合は、原則として事前に㈱原子力発電訓練センター初期訓練コースに派遣し、起動停止、事故時操作訓練等のシミュレータ訓練を行うこととする。また、当直課長及び発電所運転の中軸となる各階層の技術者については、定期的に同センターの再訓練一般コース、再訓練上級コース及び再訓練監督者コースに派遣し、シミュレータ訓練、特に事故時操作に重点をおいた訓練と、運転に関する指導監督能力の養成を図ることとしている。さらに、発電所の運転に従事している技術者を定期的に同センターの再訓練直員連携訓練コースに派遣し、事故時操作等におけるチームワークの醸成を図ること等により、技術的能力の維持、向上に万全を期することとする。また、他の原子力発電所での故障、事故経験をも十分周知させることとする。

３．そ　の　他

(1)　発電所全般にわたる運転、保守及び燃料の取替計画については、製作者の緊密な協力を得るものとする。

なお、必要な場合には、その技術提携先からも製作者を通じ、所要の情報の提供を受ける。

(2)　日本原子力発電株式会社、日本原子力研究所及び他電力会社等の諸機関との連絡を密にし、協力を受ける。

（注）㈱原子力発電訓練センターについて

会　社　名	株式会社原子力発電訓練センター
所　在　地	福井県敦賀市沓見129号
資　本　金	３億円
事業開始年月	昭和47年６月
訓練内容	加圧水型原子力発電所運転技術者の実務訓練を主目的とし、米国ザイオン発電所１号炉(1,040MW)の中央制御盤を模擬したシミュレータを導入し、将来原子力発電所運転員になる技術者に対する基礎訓練を始め、熟練した運転員に対し再訓練を行い、安全運転に徹底できるよう配慮されている。 また、昭和59年３月には高浜発電所３号炉(890MW)の中央制御室を模擬したシミュレータによる訓練が開始された。

コ　ー　ス

コース名	内　　容	時　間
初期訓練コース (880時間)	講　　義 見学実習 シミュレータ運転訓練 復　　習 試　　験 そ の 他 　オリエンテーション 　健康診断	608 24 120 48 68 12
再訓練一般コース (80時間)	シミュレータ運転訓練 講　　義 検 討 会	28 48 4
再訓練上級コース (40時間)	シミュレータ運転訓練 講　　義 検 討 会	20 16 4
再訓練監督者コース (40時間)	シミュレータ運転訓練 講　　義 検 討 会	16 22 2
再訓練直員連携訓練 コ　ー　ス (８時間)	シミュレータ運転訓練（事故時操作中心） 検 討 会	7 1

〈62.6.15追加〉

添　付　書　類　五

変更に係る原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書

当社は、昭和32年以来、原子力発電関係の諸調査、諸準備などを進めるとともに、特に技術者を国内及び国外の原子力関係諸施設へ多数派遣し、研究、調査、建設、運転等を通じ、技術的能力の蓄積に努めてきた。

その後、当社は、昭和50年10月に玄海原子力発電所１号炉（電気出力559MW)、昭和56年３月に同２号炉（電気出力559MW)、昭和59年７月に川内原子力発電所１号炉(電気出力890MW)及び昭和60年11月に同２号炉(電気出力890MW）の営業運転を開始し、今日に至っている。

玄海原子力発電所３、４号炉は昭和59年10月12日設置許可を受けた後、所要の手続を経て、現在土木工事を行っている。

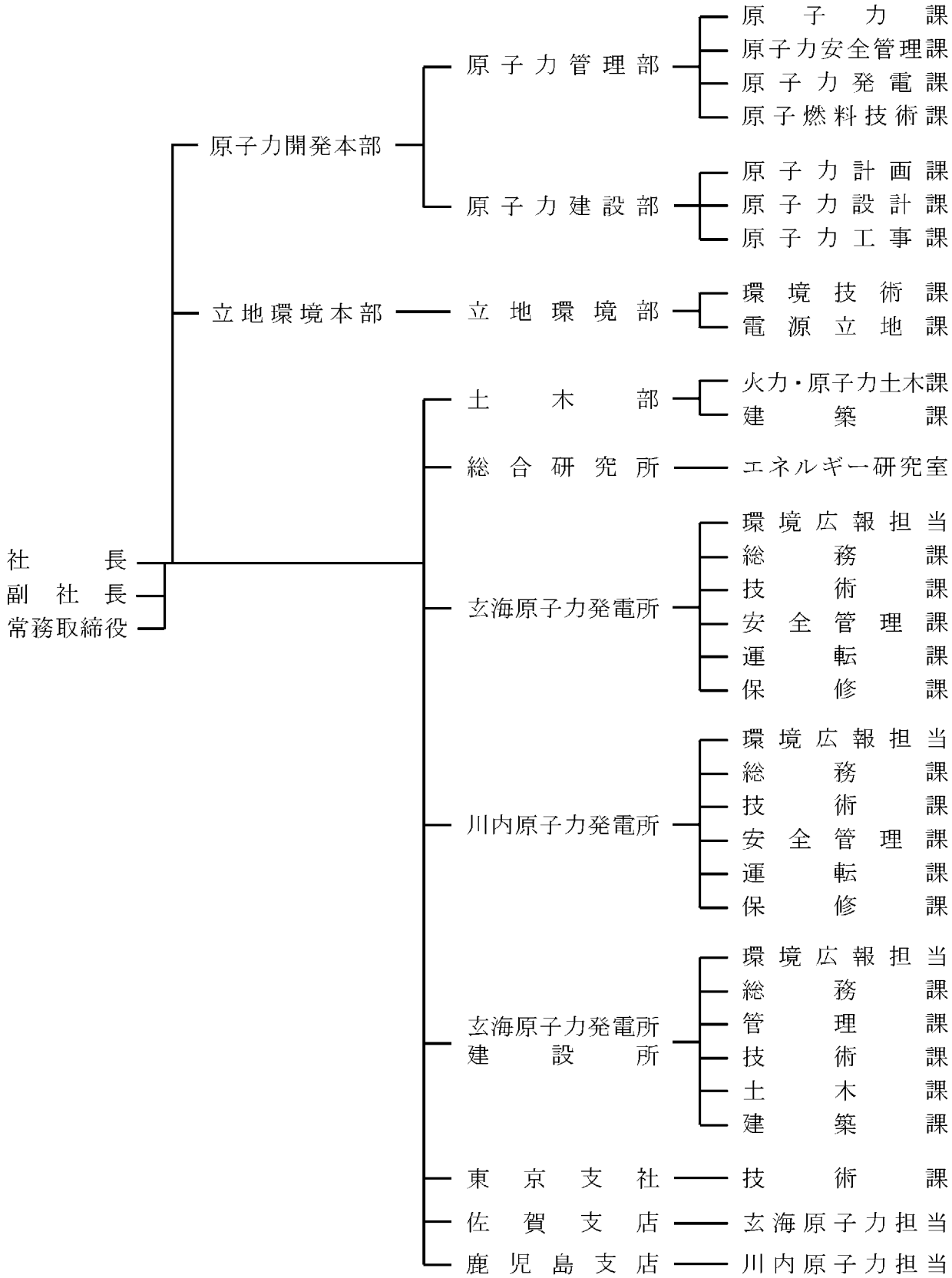
本件変更に係る施設の設計は本店原子力建設部において行い、現地工事及び運転はそれぞれ、玄海原子力発電所建設所、玄海原子力発電所において行う。

以上のとおり、本件変更は設備の一部の変更を行うものであり、３、４号炉施設全体の設置運転関係業務の中で十分対応できるものである。

なお、参考として、第１図に原子力関係組織系統図を示す。

第１図　原子力関係組織系統図

（昭和62年2月1日現在）



〈３．６．４追加〉

添　付　書　類　五

変更に係る原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書

当社は、昭和32年以来、原子力発電関係の諸調査、諸準備などを進め、技術者を国内及び国外の原子力関係諸施設へ多数派遣し、研究、調査、建設、運転等を通じ、技術的能力の蓄積に努めてきた。

昭和50年10月に玄海原子力発電所１号炉（電気出力559MW）の営業運転を開始し、以来今日、下記のごとく運転中原子炉４基（総電気出力2,898MW）となっている。

原子炉の名称	営業運転の開始
玄海原子力発電所１号炉	昭和 50 年 10 月 15 日
２号炉	昭和 56 年 3 月 30 日
川内原子力発電所１号炉	昭和 59 年 7 月 4 日
２号炉	昭和 60 年 11 月 28 日

更に、玄海原子力発電所３、４号炉を現在建設中であり、当社は、これらの原子炉の建設経験と十数年に及ぶ運転経験を有している。

（一）本変更に係る燃料集合体最高燃焼度及び濃縮度の異なる燃料（ガドリニア入り燃料を含む）の設計等並びにこの燃料が装荷される炉心の設計は原子力建設部（原子力設計課）、原子力管理部（原子燃料技術課）において行い、また原子炉施設の運転及び炉心管理は玄海原子力発電所において行う。

（二）本変更に係る新燃料貯蔵設備の設計は原子力建設部（原子力設計課）において行い、現地工事及び運転はそれぞれ玄海原子力発電所建設所及び玄海原子力発電所において行う。

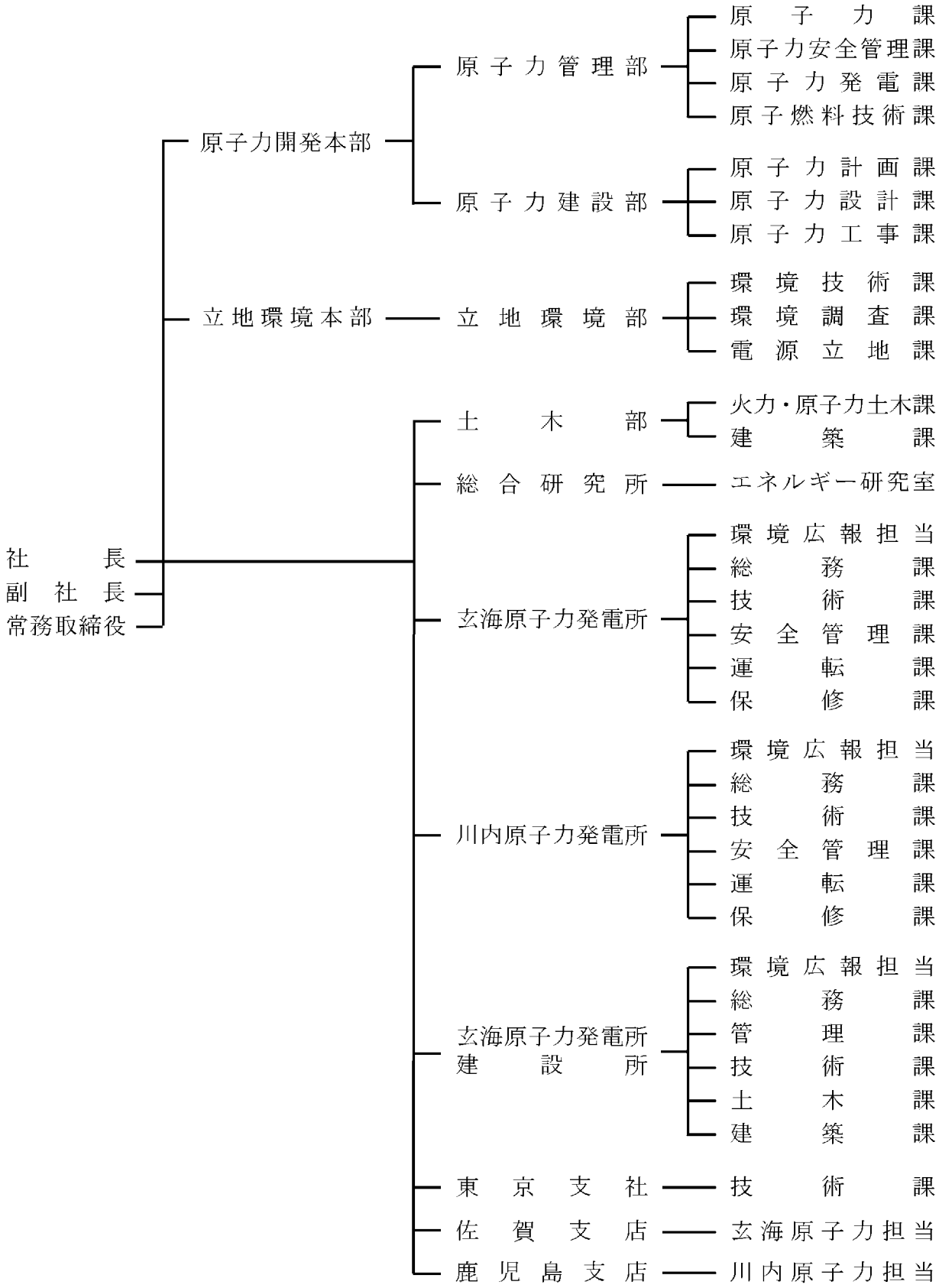
また、本変更に係る原子力発電所の安全性、信頼性を確保するために行う品質保証活動に対する責任と分担は、それぞれの担当課が責任をもって業務を遂行するものであるが、本活動の統括、推進は原子力建設部長及び原子力管理部長が行い、玄海原子力発電所建設所及び玄海原子力発電所においては、それぞれの所長が本活動に基づき業務責任を明確にして確実に実施する。

以上のとおり、本変更は、原子力建設部、原子力管理部、玄海原子力発電所建設所及び玄海原子力発電所における設置、運転関係業務の中で十分対応できるものである。

参考として第１図に原子力関係組織図を示す。

第１図　原子力関係組織図

（平成２年４月１日現在）



〈５．８．３追加〉

添　付　書　類　五

変更に係る原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書

当社は、昭和32年以来、原子力発電関係の諸調査、諸準備などを進め、技術者を国内及び国外の原子力関係諸施設へ多数派遣し、研究、調査、建設、運転等を通じ、技術的能力の蓄積に努めてきた。

昭和50年10月に玄海原子力発電所１号炉（電気出力559MW）の営業運転を開始し、以来今日、下記のごとく運転中原子炉４基（総電気出力2,898MW）となっている。

原子炉の名称	営業運転の開始
玄海原子力発電所１号炉	昭和 50 年 10 月 15 日
２号炉	昭和 56 年 3 月 30 日
川内原子力発電所１号炉	昭和 59 年 7 月 4 日
２号炉	昭和 60 年 11 月 28 日

更に、玄海原子力発電所３、４号炉を現在建設中であり、当社は、これらの原子炉の建設経験と十数年に及ぶ運転経験を有している。