

5.4.2	設計方針	8-5-31
5.4.3	主要設備及び仕様	8-5-38
5.4.4	試験検査	8-5-38
5.5	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	8-5-41
5.5.1	概要	8-5-41
5.5.2	設計方針	8-5-41
5.5.3	主要設備及び仕様	8-5-55
5.5.4	試験検査	8-5-55
5.6	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	8-5-58
5.6.1	概要	8-5-58
5.6.2	設計方針	8-5-58
5.6.3	主要設備及び仕様	8-5-95
5.6.4	試験検査	8-5-95
5.7	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備	8-5-99
5.8	化学体積制御設備	8-5-100
5.8.1	概要	8-5-100
5.8.2	設計方針	8-5-100
5.8.3	主要設備の仕様	8-5-102
5.8.4	主要設備	8-5-102
5.8.5	評価	8-5-107
5.8.6	試験検査	8-5-108
5.9	原子炉補機冷却設備	8-5-109
5.9.1	原子炉補機冷却水設備	8-5-109
5.9.2	原子炉補機冷却海水設備	8-5-111
5.10	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	8-5-113
5.10.1	概要	8-5-113
5.10.2	設計方針	8-5-113
5.10.3	主要設備及び仕様	8-5-122
5.10.4	試験検査	8-5-122

5.11	蒸気タービン及び附属設備	8-5-125
5.11.1	概要	8-5-125
5.11.2	設計方針	8-5-125
5.11.3	主要設備の仕様	8-5-127
5.11.4	主要設備	8-5-127
5.11.5	評価	8-5-137
5.11.6	試験検査	8-5-138
5.12	給水処理設備	8-5-139
5.12.1	概要	8-5-139
5.12.2	設計方針	8-5-139
5.12.3	主要設備の仕様	8-5-139
5.12.4	主要設備	8-5-139
5.12.5	評価	8-5-140
5.13	参考文献	8-5-282
6.	計測制御系統施設	8-6-1
6.1	原子炉制御設備	8-6-1
6.1.1	概要	8-6-1
6.1.2	設計方針	8-6-2
6.1.3	主要設備の仕様	8-6-2
6.1.4	主要設備	8-6-2
6.1.5	評価	8-6-7
6.1.6	試験検査	8-6-8
6.2	原子炉計装	8-6-9
6.2.1	炉外核計装	8-6-9
6.2.2	炉内計装	8-6-13
6.2.3	停止余裕監視装置	8-6-15
6.2.4	制御棒位置指示計装	8-6-16
6.3	プロセス計装	8-6-18
6.3.1	概要	8-6-18
6.3.2	設計方針	8-6-18

6.3.3	主要設備の仕様	8-6-19
6.3.4	主要設備	8-6-20
6.3.5	評価	8-6-22
6.3.6	試験検査	8-6-24
6.4	計装設備（重大事故等対処設備）	8-6-25
6.4.1	概要	8-6-25
6.4.2	設計方針	8-6-25
6.4.3	主要設備及び仕様	8-6-32
6.4.4	試験検査	8-6-32
6.5	試料採取設備	8-6-33
6.5.1	概要	8-6-33
6.5.2	設計方針	8-6-33
6.5.3	主要設備の仕様	8-6-34
6.5.4	主要設備	8-6-34
6.5.5	評価	8-6-35
6.5.6	試料検査	8-6-35
6.6	原子炉保護設備	8-6-36
6.6.1	概要	8-6-36
6.6.2	設計方針	8-6-36
6.6.3	主要設備の仕様	8-6-37
6.6.4	主要設備	8-6-37
6.6.5	評価	8-6-42
6.6.6	試験検査	8-6-44
6.6.7	手順等	8-6-44
6.7	工学的安全施設作動設備	8-6-45
6.7.1	概要	8-6-45
6.7.2	設計方針	8-6-45
6.7.3	主要設備の仕様	8-6-45
6.7.4	主要設備	8-6-46
6.7.5	評価	8-6-48

6.7.6	試験検査	8-6-49
6.8	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	8-6-50
6.8.1	概要	8-6-50
6.8.2	設計方針	8-6-50
6.8.3	主要設備及び仕様	8-6-59
6.8.4	試験検査	8-6-59
6.9	圧縮空気設備	8-6-61
6.9.1	制御用空気設備	8-6-61
6.9.2	所内用空気設備（3号及び4号炉共用）	8-6-62
6.10	制御室	8-6-63
6.10.1	通常運転時等	8-6-63
6.10.2	重大事故時等	8-6-72
7.	放射性廃棄物の廃棄施設	8-7-1
7.1	気体廃棄物処理設備	8-7-1
7.1.1	概要	8-7-1
7.1.2	設計方針	8-7-1
7.1.3	主要設備の仕様	8-7-2
7.1.4	主要設備（3号及び4号炉共用）	8-7-2
7.1.5	評価	8-7-2
7.1.6	試験検査	8-7-3
7.2	液体廃棄物処理設備	8-7-4
7.2.1	概要	8-7-4
7.2.2	設計方針	8-7-4
7.2.3	主要設備の仕様	8-7-5
7.2.4	主要設備	8-7-5
7.2.5	評価	8-7-8
7.2.6	試験検査	8-7-8
7.3	固体廃棄物処理設備	8-7-9
7.3.1	概要	8-7-9
7.3.2	設計方針	8-7-9

7.3.3	主要設備	8-7-10
7.3.4	主要仕様	8-7-12
7.3.5	試験検査	8-7-12
7.4	参考文献	8-7-22
8.	放射線管理施設	8-8-1
8.1	放射線管理設備	8-8-1
8.1.1	通常運転時等	8-8-1
8.1.2	重大事故時等	8-8-9
8.2	換気空調設備	8-8-21
8.2.1	概要	8-8-21
8.2.2	設計方針	8-8-21
8.2.3	主要設備の仕様	8-8-21
8.2.4	主要設備	8-8-22
8.2.5	評価	8-8-30
8.2.6	試験検査	8-8-31
8.3	遮蔽設備	8-8-32
8.3.1	概要	8-8-32
8.3.2	設計方針	8-8-32
8.3.3	主要設備の仕様	8-8-33
8.3.4	主要設備	8-8-34
8.3.5	評価	8-8-37
8.3.6	試験検査	8-8-38
8.4	参考文献	8-8-68
9.	原子炉格納施設	8-9-1
9.1	原子炉格納施設	8-9-1
9.1.1	通常運転時等	8-9-1
9.1.2	重大事故時等	8-9-7
9.2	原子炉格納容器スプレイ設備	8-9-9
9.2.1	概要	8-9-9
9.2.2	設計方針	8-9-9

9.2.3	主要設備の仕様	8-9-10
9.2.4	主要設備	8-9-10
9.2.5	評価	8-9-12
9.2.6	試験結果	8-9-13
9.3	アニュラス空気浄化設備	8-9-14
9.3.1	設計基準事故時	8-9-14
9.3.2	重大事故等時	8-9-16
9.4	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	8-9-22
9.4.1	概要	8-9-22
9.4.2	設計方針	8-9-22
9.4.3	主要設備及び仕様	8-9-43
9.4.4	試験検査	8-9-43
9.5	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	8-9-46
9.5.1	概要	8-9-46
9.5.2	設計方針	8-9-46
9.5.3	主要設備及び仕様	8-9-59
9.5.4	試験検査	8-9-59
9.6	原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備	8-9-62
9.6.1	概要	8-9-62
9.6.2	設計方針	8-9-62
9.6.3	主要設備及び仕様	8-9-67
9.6.4	試験検査	8-9-68
9.7	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	8-9-69
9.7.1	概要	8-9-69
9.7.2	設計方針	8-9-69
9.7.3	主要設備及び仕様	8-9-80
9.7.4	試験検査	8-9-80
9.8	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	8-9-82

9.8.1	概要	8-9-82
9.8.2	設計方針	8-9-82
9.8.3	主要設備及び仕様	8-9-87
9.8.4	試験検査	8-9-87
9.9	発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	8-9-89
9.10	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備	8-9-90
9.11	参考文献	8-9-152
10.	その他発電用原子炉の附属施設	8-10-1
10.1	非常用電源設備	8-10-1
10.1.1	概要	8-10-1
10.1.2	設計方針	8-10-2
10.1.3	主要設備	8-10-3
10.1.4	主要仕様	8-10-11
10.1.5	試験検査	8-10-11
10.1.6	手順等	8-10-12
10.2	代替電源設備	8-10-13
10.2.1	概要	8-10-13
10.2.2	設計方針	8-10-13
10.2.3	主要設備及び仕様	8-10-26
10.2.4	試験検査	8-10-26
10.3	常用電源設備	8-10-28
10.3.1	概要	8-10-28
10.3.2	設計方針	8-10-29
10.3.3	主要設備	8-10-30
10.3.4	主要仕様	8-10-36
10.3.5	試験検査	8-10-36
10.3.6	手順等	8-10-36
10.4	補助蒸気設備	8-10-38
10.4.1	概要	8-10-38
10.4.2	設計方針	8-10-38

10.4.3	主要設備の仕様	8-10-38
10.4.4	主要設備	8-10-38
10.4.5	評価	8-10-39
10.5	火災防護設備	8-10-40
10.5.1	設計基準対象施設	8-10-40
10.5.2	重大事故等対処施設	8-10-51
10.5.3	特定重大事故等対処施設	8-10-58
10.6	津波及び内部溢水に対する浸水防護設備	8-10-63
10.6.1	津波に対する損傷防止	8-10-63
10.6.2	内部溢水に対する防護設備	8-10-77
10.7	補機駆動用燃料設備 (非常用電源設備及び補助ボイラに係るものを除く。)	8-10-85
10.7.1	概要	8-10-85
10.7.2	主要設備及び仕様	8-10-85
10.7.3	設計方針	8-10-85
10.8	非常用取水設備	8-10-87
10.8.1	通常運転時等	8-10-87
10.8.2	重大事故等時	8-10-88
10.9	緊急時対策所	8-10-90
10.9.1	通常運転時等	8-10-90
10.9.2	重大事故時等	8-10-93
10.10	構内出入監視装置	8-10-106
10.11	安全避難通路等	8-10-107
10.11.1	概要	8-10-107
10.11.2	設計方針	8-10-107
10.11.3	主要設備	8-10-107
10.11.4	手順等	8-10-109
10.12	通信連絡設備	8-10-110
10.12.1	通常運転時等	8-10-110
10.12.2	重大事故等時	8-10-113

10.13	特定重大事故等対処施設	8-10-121
10.13.1	特定重大事故等対処施設に係る意図的な大型航空機の 衝突等の設計上の考慮事項	8-10-121
10.13.2	原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能	8-10-138
10.13.3	炉内の熔融炉心の冷却機能	8-10-143
10.13.4	原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却機能	8-10-149
10.13.5	格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能	8-10-154
10.13.6	原子炉格納容器の過圧破損防止機能	8-10-160
10.13.7	水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能	8-10-167
10.13.8	電源設備	8-10-170
10.13.9	計装設備	8-10-178
10.13.10	通信連絡設備	8-10-182
10.13.11	緊急時制御室	8-10-185
	<div style="border: 1px solid black; width: 300px; height: 20px; display: inline-block;"></div>	8-10-197
	<div style="border: 1px solid black; width: 300px; height: 20px; display: inline-block;"></div>	8-10-198
10.14	参考文献	8-10-200
11.	運転保守	8-11-1
11.1	運転保守の基本方針	8-11-1
11.2	保安管理体制	8-11-1
11.3	運転管理	8-11-1
11.4	燃料管理	8-11-2
11.5	放射性廃棄物管理	8-11-2
11.6	放射線管理	8-11-2
11.7	保守	8-11-2
11.8	非常時の措置	8-11-2
11.9	教育及び訓練	8-11-3
11.10	健康管理	8-11-3
11.11	所員以外の者に対する保安措置	8-11-3
11.12	記録及び報告	8-11-3
11.13	運転保守に係る品質保証活動	8-11-3

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

11.14	評価	8-11-4
-------	----------	--------

表

第 1.1.7.1 表	重大事故等対処設備の設備分類等 ……………	8-1-778
第 1.3.1.1.表	安全上の機能別重要度分類を行う構築物、系統 及び機器 ……………	8-1-803
第 1.3.1.2 表	安全上の機能別重要度分類 ……………	8-1-804
第 1.3.1.3 表	構築物、系統及び機器の安全上の機能別重要度分類 ……	8-1-805
第 1.3.2.1 表	安全上の機能別重要度分類を行う構築物、系統及び 機器（平成 9 年 8 月 1 日原子炉設置変更許可申請分） ……	8-1-806
第 1.3.2.2 表	安全上の機能別重要度分類 （平成 9 年 8 月 1 日原子炉設置変更許可申請分） ……	8-1-806
第 1.3.2.3 表	本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類 （平成 9 年 8 月 1 日原子炉設置変更許可申請分） ……	8-1-807
第 1.3.2.2.1 表	安全上の機能別重要度分類を行う構築物、系統及び機器 （平成 1 4 年 8 月 2 1 日原子炉設置変更許可申請分） ……	8-1-808
第 1.3.2.2.2 表	安全上の機能別重要度分類 （平成 1 4 年 8 月 2 1 日原子炉設置変更許可申請分） ……	8-1-808
第 1.3.2.2.3 表	本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類 （平成 1 4 年 8 月 2 1 日原子炉設置変更許可申請分） ……	8-1-809
第 1.3.2.3.1 表	安全上の機能別重要度分類を行う構築物、系統及び機器 （平成 1 9 年 6 月 1 4 日原子炉設置変更許可申請分） ……	8-1-810
第 1.3.2.3.2 表	安全上の機能別重要度分類 （平成 1 9 年 6 月 1 4 日原子炉設置変更許可申請分） ……	8-1-810
第 1.3.2.3.3 表	本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類 （平成 1 9 年 6 月 1 4 日原子炉設置変更許可申請分） ……	8-1-811
第 1.4.1 表	安全上の機能別重要度分類 ……………	8-1-812
第 1.4.2 表	原子炉施設の安全上の機能別重要度分類 ……………	8-1-813
第 1.5.1 表	クラス別施設 ……………	8-1-821
第 1.5.2 表	重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類 ……………	8-1-828
第 1.6.1.1 表	入力津波高さ一覧表 ……………	8-1-838
第 1.6.1.2 表	津波防護対策の設備分類と設置目的 ……………	8-1-839

第 1.6.1.3 表	流入経路特定結果	8-1-840
第 1.6.1.4 表	各経路からの流入評価結果	8-1-841
第 1.6.1.5 表	津波防護対象範囲の分類	8-1-842
第 1.6.3.1 表	特定重大事故等対処施設の津波防護対象範囲の分類	8-1-843
第 1.8.1 表	耐震強度評価又は耐震対策工事により 耐震性が確保される機器	8-1-844
第 1.8.2 表	溢水評価上想定する起因事象 (運転時の異常な過渡変化)	8-1-845
第 1.8.3 表	溢水評価上想定する起因事象 (設計基準事故)	8-1-846
第 1.8.4 表	溢水評価上想定する事象とその対処系統	8-1-847
第 1.8.5 表	溢水から防護すべき系統設備	8-1-848
第 1.8.6 表	機器と機能喪失高さの考え方	8-1-849
第 1.8.7 表	蒸気影響評価における配管の想定破損評価条件	8-1-850
第 1.9.1 表	大飯発電所における設計飛来物	8-1-851
第 1.9.2 表	設計竜巻から防護する施設及び竜巻対策等	8-1-852
第 1.9.3 表	竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設 及び竜巻対策等	8-1-853
第 1.9.4 表	竜巻防護施設を内包する施設及び竜巻対策等	8-1-853
第 1.10.1 表	防護対象施設	8-1-854
第 1.11.1 表	外部火災にて想定する火災	8-1-855
第 1.11.2 表	外部火災防護施設	8-1-856
第 1.11.3 表	発電所敷地内に設置している屋外の 評価対象危険物タンク	8-1-857
第 1.11.4 表	落下事故のカテゴリと対象航空機	8-1-858
第 1.11.5 表	物揚岸壁に停泊する船舶	8-1-858
第 1.11.6 表	ばい煙による影響評価	8-1-859
第 3.1.1 表	原子炉及び炉心の主要仕様	8-3-64
第 3.2.1 表	燃料の主要仕様 (3号炉)	8-3-65
第 3.2.1 表	燃料の主要仕様 (4号炉)	8-3-69
第 3.2.2 表	炉内構造物の設備仕様	8-3-73

第 3.2.3 表	制御棒クラスタの設備仕様	8-3-74
第 3.2.4 表	バーナブルポイズン棒の設備仕様	8-3-75
第 3.2.5 表	制御棒駆動装置の設備仕様	8-3-76
第 3.2.6 表	中性子源棒の設備仕様	8-3-77
第 3.2.7 表	高燃焼度先行照射燃料集合体の設備仕様	8-3-78
第 3.3.1 表	核設計値（3号炉）	8-3-80
第 3.3.1 表	核設計値（4号炉）	8-3-82
第 3.3.2 表	反応度停止余裕	8-3-84
第 3.3.3 表	炉心の主要パラメータ	8-3-85
第 3.3.4 表	炉心の安全性確認項目	8-3-86
第 3.4.1 表	熱水力設計値	8-3-87
第 4.1.1.1 表	燃料取扱設備及び貯蔵設備の設備仕様	8-4-64
第 4.1.2.1 表	燃料の取扱設備及び貯蔵設備（重大事故等時） の設備仕様	8-4-66
第 4.2.1 表	使用済燃料ピット水浄化冷却設備の設備仕様	8-4-67
第 4.3.1 表	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備（常設） の設備仕様	8-4-69
第 4.3.2 表	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備（可搬型） の設備仕様	8-4-70
第 4.4.1 表	発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための 設備（可搬型）の設備仕様	8-4-72
第 4.5.1 表	重大事故等の収束に必要なとなる 水の供給設備（常設）の設備仕様	8-4-75
第 4.5.2 表	重大事故等の収束に必要なとなる 水の供給設備（可搬型）の設備仕様	8-4-84
第 5.1.1.1 表	1次冷却設備の仕様	8-5-141
第 5.1.1.2 表	原子炉容器の設備仕様	8-5-142
第 5.1.1.3 表	蒸気発生器の設備仕様	8-5-143
第 5.1.1.4 表	1次冷却材ポンプの設備仕様	8-5-144
第 5.1.1.5 表	加圧器及び付属設備の設備仕様	8-5-145

第 5.1.1.6 表	1 次冷却設備主要配管の設備仕様	8-5-146
第 5.1.1.7 表	1 次冷却設備主要弁類の設備仕様	8-5-147
第 5.1.2.1 表	1 次冷却設備（重大事故等時）の設備仕様	8-5-148
第 5.2.1 表	余熱除去設備の設備仕様	8-5-152
第 5.3.1 表	非常用炉心冷却設備の設備仕様	8-5-153
第 5.4.1 表	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（常設） の設備仕様	8-5-155
第 5.5.1 表	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するため の設備（常設）の設備仕様	8-5-165
第 5.5.2 表	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するため の設備（可搬型）の設備仕様	8-5-176
第 5.6.1 表	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（常設） の設備仕様	8-5-178
第 5.6.2 表	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（可搬型）の 設備仕様	8-5-192
第 5.8.1 表	化学体積制御設備の仕様	8-5-195
第 5.8.2 表	化学体積制御設備の設備仕様	8-5-196
第 5.9.1 表	原子炉補機冷却水設備の設備仕様	8-5-202
第 5.9.2 表	原子炉補機冷却海水設備の設備仕様	8-5-203
第 5.10.1 表	最終ヒートシンクへ熱を輸送するため の設備（常設）の設備仕様	8-5-204
第 5.10.2 表	最終ヒートシンクへ熱を輸送するため の設備（可搬型）の設備仕様	8-5-211
第 5.11.1 表	主蒸気系統設備の設備仕様	8-5-212
第 5.11.2 表	蒸気タービン設備の設備仕様	8-5-214
第 5.11.3 表	復水設備の設備仕様	8-5-215
第 5.11.4 表	給水設備の設備仕様	8-5-217

第 5.12.1 表	給水処理設備の設備仕様	8-5-220
第 5.12.2 表	純水装置出口水質基準値	8-5-221
第 6.3.1 表	安全保護系のプロセス計装	8-6-85
第 6.3.2 表	事故時監視が必要なパラメータ	8-6-86
第 6.4.1 表	計装設備（常設）の設備仕様	8-6-87
第 6.4.2 表	計装設備（可搬型）の設備仕様	8-6-93
第 6.4.3 表	重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ （重大事故等対処設備）	8-6-94
第 6.4.4 表	重要代替パラメータによる重要な 監視パラメータの推定	8-6-99
第 6.5.1 表	試料採取設備の設備仕様	8-6-115
第 6.6.1 表	原子炉トリップ信号一覧表	8-6-116
第 6.6.2 表	原子炉トリップ信号に関する パーミッシブ信号一覧表	8-6-117
第 6.7.1 表	工学的安全施設作動信号一覧表	8-6-118
第 6.7.2 表	工学的安全施設作動信号に関する パーミッシブ信号一覧表	8-6-119
第 6.8.1 表	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（常設）の設備仕様	8-6-120
第 6.9.1 表	制御用空気設備の設備仕様	8-6-131
第 6.9.2 表	所内用空気設備の設備仕様（3号及び4号炉共用）	8-6-132
第 6.10.1.1 表	中央制御室外原子炉停止盤の主要な設置機器	8-6-133
第 6.10.2.1 表	中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備仕様	8-6-134
第 6.10.2.2 表	中央制御室（重大事故等時）（可搬型）の設備仕様	8-6-137
第 7.1.1 表	気体廃棄物処理設備の設備仕様	8-7-13
第 7.2.1 表	液体廃棄物処理設備の設備仕様	8-7-14
第 7.3.1 表	固体廃棄物処理設備の設備仕様	8-7-16
第 8.1.1.1 表	放射線管理設備の設備仕様	8-8-39
第 8.1.1.2 表	主な固定モニタリング設備の設備仕様	8-8-41
第 8.1.2.1 表	放射線管理設備（重大事故等時）（常設）	

	の設備仕様	8-8-42
第 8.1.2.2 表	放射線管理設備（重大事故等時）（可搬型） の設備仕様	8-8-43
第 8.2.1 表	格納容器換気空調設備の設備仕様	8-8-45
第 8.2.2 表	補助建屋換気空調設備の設備仕様	8-8-48
第 8.2.3 表	中央制御室空調装置（重大事故等時）（常設） の設備仕様	8-8-51
第 8.2.4 表	排気筒の設備仕様	8-8-52
第 8.2.5 表	緊急時対策所換気設備（重大事故等時） （可搬型）の設備仕様	8-8-53
第 8.3.1 表	遮へい設備の設備仕様	8-8-54
第 9.1.1.1 表	荷重の組合せと荷重係数	8-9-91
第 9.1.1.2 表	原子炉格納容器及びアニュラス部の設備仕様	8-9-92
第 9.1.2.1 表	原子炉格納施設（重大事故等時）の設備仕様	8-9-93
第 9.2.1 表	原子炉格納容器スプレイ設備の設備仕様	8-9-94
第 9.3.1 表	アニュラス空気浄化設備の設備仕様	8-9-96
第 9.3.2.1 表	アニュラス空気浄化設備（重大事故等時） （常設）の設備仕様	8-9-97
第 9.3.2.2 表	アニュラス空気浄化設備（重大事故等時） （可搬型）の設備仕様	8-9-98
第 9.4.1 表	原子炉格納容器内の冷却等のための設備（常設） の設備仕様	8-9-99
第 9.4.2 表	原子炉格納容器内の冷却等のための設備（可搬型） の設備仕様	8-9-105
第 9.5.1 表	原子炉格納容器の過圧破損を防止するため の設備（常設）の設備仕様	8-9-108
第 9.5.2 表	原子炉格納容器の過圧破損を防止するため の設備（可搬型）の設備仕様	8-9-115
第 9.6.1 表	原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するため の設備（常設）の設備仕様	8-9-118

第 9.7.1 表	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（常設）の設備仕様	8-9-122
第 9.7.2 表	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（可搬型）の設備仕様	8-9-125
第 9.8.1 表	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（常設）の設備仕様	8-9-127
第 9.8.2 表	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（可搬型）の設備仕様	8-9-129
第 10.1.1 表	メタルクラッド開閉装置の設備仕様	8-10-203
第 10.1.2 表	パワーセンタの設備仕様	8-10-205
第 10.1.3 表	直流電源設備の設備仕様	8-10-206
第 10.1.4 表	計測制御用電源設備の設備仕様	8-10-207
第 10.1.5 表	ディーゼル発電機の設備仕様	8-10-208
第 10.2.1 表	電源設備（常設）の設備仕様	8-10-209
第 10.2.2 表	電源設備（可搬型）の設備仕様	8-10-212
第 10.3.1 表	送電線の設備仕様	8-10-213
第 10.3.2 表	特高開閉所機器の設備仕様	8-10-214
第 10.3.3 表	発電機、励磁装置及び発電機負荷開閉器の設備仕様	8-10-215
第 10.3.4 表	主要変圧器の設備仕様	8-10-216
第 10.4.1 表	補助蒸気設備の設備仕様	8-10-217
第 10.5.1.1 表	消火設備の主な故障警報	8-10-218
第 10.5.1.2 表	火災感知設備の火災感知器の種類	8-10-219
第 10.5.1.3 表	消火設備の概略仕様	8-10-220
第 10.5.3.1 表	特定重大事故等対処施設の火災感知設備の火災感知器の種類	8-10-223
第 10.5.3.2 表	特定重大事故等対処施設の消火設備の概略仕様	8-10-224
第 10.6.1.1.1 表	浸水防護設備の設備仕様	8-10-226
第 10.6.2.1 表	浸水防護設備の設備仕様	8-10-227
第 10.7.1 表	補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラに係るものを除く。）の設備仕様	8-10-228

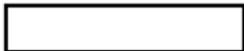
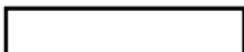
第 10.8.1.1 表	非常用取水設備の主要仕様	8-10-229
第 10.9.1.1 表	緊急時対策所の設備仕様	8-10-230
第 10.9.2.1 表	緊急時対策所（重大事故等時）（常設）の設備仕様	8-10-232
第 10.9.2.2 表	緊急時対策所（重大事故等時）（可搬型） の設備仕様	8-10-234
第 10.12.1.1 表	警報装置の仕様	8-10-236
第 10.12.1.2 表	通信設備（発電所内）の仕様	8-10-237
第 10.12.1.3 表	通信設備（発電所外）（社内）の仕様	8-10-238
第 10.12.1.4 表	通信設備（発電所外）（社外）の仕様	8-10-239
第 10.12.1.5 表	データ伝送設備の仕様	8-10-240
第 10.12.2.1 表	通信連絡設備（重大事故等時）（常設）の設備仕様	8-10-241
第 10.12.2.2 表	通信連絡設備（重大事故等時）（可搬型） の設備仕様	8-10-244
第 10.13.1.1 表	特定重大事故等対処施設を構成する設備と設置場所	8-10-245
第 10.13.1.2 表	[Redacted]	8-10-249
第 10.13.1.3 表	[Redacted]	8-10-250
第 10.13.1.4 表	[Redacted]	8-10-251
第 10.13.1.5 表	[Redacted]	8-10-252
第 10.13.1.6 表	[Redacted]	8-10-253
第 10.13.1.7 表	評価対象建屋等及び評価対象設備の評価内容	8-10-254
第 10.13.1.8 表	エンジンの主要諸元	8-10-255
第 10.13.2.1 表	原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能の 設備仕様	8-10-256
第 10.13.3.1 表	炉内の熔融炉心の冷却機能の設備仕様	8-10-258
第 10.13.4.1 表	原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の 冷却機能の設備仕様	8-10-260
第 10.13.5.1 表	格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能の 設備仕様	8-10-261
第 10.13.6.1 表	原子炉格納容器の過圧破損防止機能の設備仕様	8-10-262
第 10.13.7.1 表	水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能の	

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

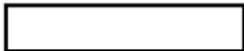
設備仕様	8-10-264
第 10.13.8.1 表 電源設備の設備仕様	8-10-265
第 10.13.9.1 表 計装設備の設備仕様	8-10-269
第 10.13.10.1 表 通信連絡設備の設備仕様	8-10-271
第 10.13.11.1 表 緊急時制御室の設備仕様	8-10-272
第 10.13.11.2 表		8-10-274
第 10.13.11.3 表		8-10-275
第 10.13.12.1 表		8-10-276
第 10.13.13.1 表		8-10-281

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

図

第 1.1.1.1 図	核物質防護に関する緊急時の体制図	8-1-860
第 1.1.7.1 図	重大事故等対処設備配置及び保管場所図 (発電所全体)	8-1-861
第 1.1.7.2 図	重大事故等対処設備配置及び保管場所図 (E/B + 3.5m・C/B + 7.0m)	8-1-862
第 1.1.7.3 図	重大事故等対処設備配置及び保管場所図 (E/B + 10.0m・C/B + 10.0m・W/B + 10.0m)	8-1-863
第 1.1.7.4 図	重大事故等対処設備配置及び保管場所図 (E/B + 17.1m・C/B + 15.8m・W/B + 17.5m)	8-1-864
第 1.1.7.5 図	重大事故等対処設備配置及び保管場所図 (E/B + 22.0m・C/B + 21.8m・W/B + 23.0m)	8-1-865
第 1.1.7.6 図	重大事故等対処設備配置及び保管場所図 (E/B + 26.0m・C/B + 26.1m・W/B + 26.0m)	8-1-866
第 1.1.7.7 図	重大事故等対処設備配置及び保管場所図 (E/B + 33.6m・C/B + 33.6m・W/B + 33.6m)	8-1-867
第 1.1.7.8 図	重大事故等対処設備配置及び保管場所図 (E/B + 38.7m・C/B 屋上・W/B 屋上)	8-1-868
第 1.1.7.9 図	重大事故等対処設備配置及び保管場所図 (E/B + 42.6m・C/B 屋上・W/B 屋上)	8-1-869
第 1.1.7.10 図	重大事故等対処設備配置及び保管場所図 (3号炉及び4号炉 海水ポンプ室)	8-1-870
第 1.1.7.16 図	重大事故等対処設備配置及び保管場所図 	8-1-871
第 1.1.8.1 図	特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図 	8-1-872
第 1.1.8.2 図	特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図 	8-1-873
第 1.1.8.3 図	特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図 	8-1-874

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.1.8.4 図	特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図 8-1-876
第 1.1.8.5 図	特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図 8-1-876
第 1.1.8.6 図	特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図 8-1-877
第 1.1.8.7 図	特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図 8-1-878
第 1.1.8.8 図	特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図 8-1-879
第 1.1.8.9 図	特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図 8-1-880
第 1.1.8.10 図	特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図 8-1-881
第 1.2.7.1 図	発電所周辺における地滑り地形分布図8-1-882
第 1.5.1 図	弾性設計用地震動の応答スペクトル（水平方向）	...8-1-883
第 1.5.2 図	弾性設計用地震動の応答スペクトル（鉛直方向）	...8-1-884
第 1.5.3 図	弾性設計用地震動 Sd-1 の設計用模擬地震波の 時刻歴波形8-1-885
第 1.5.4 図	弾性設計用地震動 Sd-2 の時刻歴波形8-1-886
第 1.5.5 図	弾性設計用地震動 Sd-3 の時刻歴波形8-1-887
第 1.5.6 図	弾性設計用地震動 Sd-4 の時刻歴波形8-1-888
第 1.5.7 図	弾性設計用地震動 Sd-5 の時刻歴波形8-1-889
第 1.5.8 図	弾性設計用地震動 Sd-6 の時刻歴波形8-1-890
第 1.5.9 図	弾性設計用地震動 Sd-7 の時刻歴波形8-1-892
第 1.5.10 図	弾性設計用地震動 Sd-8 の時刻歴波形8-1-892
第 1.5.11 図	弾性設計用地震動 Sd-9 の時刻歴波形8-1-893
第 1.5.12 図	弾性設計用地震動 Sd-10 の時刻歴波形8-1-894
第 1.5.13 図	弾性設計用地震動 Sd-11 の時刻歴波形8-1-895
第 1.5.14 図	弾性設計用地震動 Sd-12 の時刻歴波形8-1-896

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.5.15 図	弾性設計用地震動 Sd-13 の時刻歴波形	8-1-897
第 1.5.16 図	弾性設計用地震動 Sd-14 の時刻歴波形	8-1-898
第 1.5.17 図	弾性設計用地震動 Sd-15 の時刻歴波形	8-1-899
第 1.5.18 図	弾性設計用地震動 Sd-16 の時刻歴波形	8-1-900
第 1.5.19 図	弾性設計用地震動 Sd-17 の時刻歴波形	8-1-901
第 1.5.20 図	弾性設計用地震動 Sd-18 の時刻歴波形	8-1-902
第 1.5.21 図	弾性設計用地震動 Sd-19 の時刻歴波形	8-1-903
第 1.5.22 図	弾性設計用地震動 Sd と基準地震動 S ₁ の 応答スペクトルの比較	8-1-904
第 1.5.23 図	弾性設計用地震動の応答スペクトル及び 解放基盤表面における地震動の一樣 ハザードスペクトルの比較（水平方向）	8-1-905
第 1.5.24 図	弾性設計用地震動の応答スペクトル及び 解放基盤表面における地震動の一樣 ハザードスペクトルの比較（鉛直方向）	8-1-906
第 1.6.1.1 図(1)	入力津波波形(1)	8-1-907
第 1.6.1.1 図(2)	入力津波波形(2)	8-1-908
第 1.6.1.1 図(3)	入力津波波形(3)	8-1-909
第 1.6.1.2 図	取水路沿いの地形変化による影響評価結果	8-1-910
第 1.6.1.3 図	取水路沿いの地形変化による影響評価代表ケース の最高水位分布（基準津波 1）	8-1-911
第 1.6.1.4 図	放水口付近の地形変化による影響評価結果	8-1-912
第 1.6.1.5 図(1)	放水口付近の地形変化による影響評価代表ケース の最高水位分布（基準津波 1）	8-1-913
第 1.6.1.5 図(2)	放水口付近の地形変化による影響評価代表ケース の最高水位分布（基準津波 2）	8-1-913
第 1.6.1.6 図	敷地の特性に応じた津波防護の概要	8-1-914
第 1.6.1.7 図	浸水対策の概要	8-1-915
第 1.6.1.8 図	発電所構外漂流物抽出フロー	8-1-916
第 1.6.1.9 図	発電所構内漂流物抽出フロー	8-1-917

第 1.6.1.10 図	発電所構外及び構内漂流物評価フロー	8-1-918
第 1.6.2.1 図	重大事故等対処施設の津波防護対象範囲	8-1-919
第 1.6.3.1 図	特定重大事故等対処施設の津波防護対象範囲	8-1-920
第 1.8.1 図	保護カバー等の概要	8-1-921
第 1.8.2 図	防護カバーの概要	8-1-921
第 1.8.3 図	堰配置図	8-1-922
第 1.8.4 図	水密扉配置図	8-1-923
第 1.9.1 図	竜巻飛来物防護対策設備概念図	8-1-924
第 1.11.1 図	防火帯設置図	8-1-925
第 1.11.2 図	危険物タンク配置図	8-1-925
第 1.11.3 図	船舶配置図	8-1-926
第 1.11.4 図	自衛消防隊体制図	8-1-927
第 2.4.1 図	発電所全体配置図	8-2-9
第 2.5.1 図	主要建屋平面図（地下 1 階）	8-2-10
第 2.5.2 図	主要建屋平面図（1 階）	8-2-11
第 2.5.3 図	主要建屋平面図（2 階）	8-2-12
第 2.5.4 図	主要建屋平面図（3 階）	8-2-13
第 2.5.5 図	主要建屋平面図（4 階）	8-2-14
第 2.5.6 図	主要建屋断面図（A－A 断面）	8-2-15
第 2.5.7 図	主要建屋断面図（B－B 断面）	8-2-16
第 2.6.1 図	発電所全体配置図 （特定重大事故等対処施設を含む。）	8-2-17
第 3.1.1 図	原子炉容器内構造図	8-3-89
第 3.1.2 図	炉心断面図	8-3-90
第 3.2.1 図	燃料棒断面図	8-3-91
第 3.2.2 図	燃料集合体断面図	8-3-92
第 3.2.3(1)図	燃料集合体構造概要図	8-3-93
第 3.2.3(2)図	集合体内ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒配置図 （ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒本数：24 本）	8-3-94
第 3.2.3(3)図	集合体内ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒配置図	

	(ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒本数：16本)	8-3-95
第 3.2.4 図	ペレットの中心、平均、表面温度対線出力密度 (寿命中の最高温度、参考文献(1)及び(10)の モデルで計算)	8-3-96
第 3.2.5 図	燃料棒内圧の燃焼度変化 (参考文献(1)及び(10)のモデルで計算)	8-3-97
第 3.2.6 図	燃料径の燃焼度変化 (参考文献(1)及び(10)のモデルで計算)	8-3-98
第 3.2.7 図	燃料の製造工程概要図	8-3-99
第 3.2.8 図	上部炉心構造物構造図	8-3-100
第 3.2.9 図	下部炉心構造物構造図	8-3-101
第 3.2.10 図	制御棒クラスタ構造図	8-3-102
第 3.2.11 図	バーナブルポイズン棒配置図	8-3-103
第 3.2.12 図	バーナブルポイズン棒本数及び配置図(初装荷炉心)	8-3-104
第 3.2.13 図	バーナブルポイズン構造図	8-3-105
第 3.2.14 図	制御棒駆動装置構造図	8-3-106
第 3.2.15 図	制御棒駆動装置断面図	8-3-107
第 3.2.16 図	シンプルプラグアセンブリ構造図	8-3-108
第 3.2.17 図	中性子源構造図(1次中性子源)	8-3-109
第 3.2.18 図	中性子源構造図(2次中性子源)	8-3-110
第 3.2.19 図	高燃焼度先行照射燃料集合体燃料棒断面図	8-3-111
第 3.2.20 図	高燃焼度先行照射燃料集合体の製造工程図	8-3-112
第 3.2.21 図	高燃焼度先行照射燃料集合体内ガドリニア入り 燃料棒配置	8-3-113
第 3.2.22(a)図	燃料棒内圧の時間変化(高燃焼度先行照射 燃料集合体)(文献(1)による)	8-3-114
第 3.2.22(b)図	燃料棒内圧の時間変化(高燃焼度先行照射 燃料集合体)(文献(2)による)	8-3-115
第 3.2.23 図	バーナブルポイズン構造図 (リムーバブル構造燃料体用)	8-3-116

第 3.2.24 図	シンプルプラグアセンブリ構造図 (リムーバブル構造燃料体用) ……………	8-3-117
第 3.3.1 図	制御棒クラスタ配置図 ……………	8-3-118
第 3.3.2 図	燃料集合体配置図 (初装荷炉心) ……………	8-3-119
第 3.3.3 図	燃料集合体配置図 (第Nサイクル炉心 (平衡炉心)) [1/4 炉心] ……………	8-3-120
第 3.3.4 図	燃料集合体配置図 (第N+1サイクル炉心 (予定外取出炉心)) [1/4 炉心] ……………	8-3-121
第 3.5.1 図	動特性シミュレーションモデル ……………	8-3-122
第 3.5.2 図	10%ステップ状負荷減少の場合 (100%→90%) ……………	8-3-123
第 3.5.3 図	10%ステップ状負荷増加の場合 (90%→100%) ……………	8-3-124
第 3.5.4 図	5%/minランプ状負荷増加の場合 (15%→100%) ……………	8-3-125
第 3.5.5 図	5%/minランプ状負荷減少の場合 (100%→15%) ……………	8-3-126
第 3.5.6 図	75%ステップ状負荷減少の場合 (100%→25%) ……………	8-3-127
第 4.1.1.1 図	燃料取扱設備配置図 (その1) ……………	8-4-87
第 4.1.1.2 図	燃料取扱設備配置図 (その2) ……………	8-4-88
第 4.1.1.3 図	補助建屋クレーン走行限界位置説明 ……………	8-4-89
第 4.1.1.4 図	サイフォンブレーカの配置の概要図 ……………	8-4-90
第 4.2.1 図	使用済燃料ピット水浄化冷却設備系統図 ……………	8-4-91
第 4.3.1 図	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 概略系統図 (1) ……………	8-4-92
第 4.3.2 図	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 概略系統図 (2) ……………	8-4-93
第 4.4.1 図	発電所外への放射性物質の拡散を 抑制するための設備 概略系統図 (1) ……………	8-4-94

第 4.4.2 図	発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 概略系統図 (2) ……………	8-4-95
第 4.4.3 図	発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 概略系統図 (3) ……………	8-4-96
第 4.5.1 図	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 概略系統図 (1) ……………	8-4-97
第 4.5.2 図	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 概略系統図 (2) ……………	8-4-98
第 4.5.3 図	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 概略系統図 (3) ……………	8-4-99
第 4.5.4 図	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 概略系統図 (4) ……………	8-4-100
第 4.5.5 図	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 概略系統図 (5) ……………	8-4-101
第 4.5.6 図	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 概略系統図 (6) ……………	8-4-102
第 4.5.7 図	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 概略系統図 (7) ……………	8-4-103
第 4.5.8 図	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 概略系統図 (8) ……………	8-4-104
第 4.5.9 図	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 概略系統図 (9) ……………	8-4-105
第 4.5.10 図	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 概略系統図 (10) ……………	8-4-106
第 4.5.11 図	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 概略系統図 (11) ……………	8-4-107
第 4.5.12 図	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 概略系統図 (12) ……………	8-4-108
第 4.5.13 図	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 概略系統図 (13) ……………	8-4-109

第 4.5.14 図	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 概略系統図（14）	8-4-110
第 4.5.15 図	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 概略系統図（15）	8-4-111
第 5.1.1.1 図	1次冷却設備系統図	8-5-222
第 5.1.1.2 図	原子炉冷却材圧力バウンダリ図	8-5-223
第 5.1.1.3 図	原子炉容器構造図	8-5-224
第 5.1.1.4 図	蒸気発生器構造図	8-5-225
第 5.1.1.5 図	1次冷却材ポンプ構造図	8-5-226
第 5.1.1.6 図	加圧器構造図	8-5-227
第 5.1.1.7 図	1次冷却材管配置図（その1）	8-5-228
第 5.1.1.8 図	1次冷却材管配置図（その2）	8-5-229
第 5.1.1.9 図	原子炉容器支持構造図	8-5-230
第 5.1.1.10 図	蒸気発生器支持構造図	8-5-231
第 5.1.1.11 図	1次冷却材ポンプ支持構造図	8-5-232
第 5.1.1.12 図	加圧器支持構造図	8-5-233
第 5.1.1.13 図	凝縮液量測定装置、格納容器サンプル水位上昇率 測定装置及び炉内計装用シングル配管室 ドレンピット漏えい検出装置系統図	8-5-234
第 5.1.1.14 図	原子炉容器構造材監視試験片挿入位置図	8-5-235
第 5.2.1 図	余熱除去設備系統図	8-5-236
第 5.3.1 図	非常用炉心冷却設備系統図	8-5-237
第 5.4.1 図	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 概略系統図（1）	8-5-238
第 5.4.2 図	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 概略系統図（2）	8-5-239
第 5.4.3 図	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	

	概略系統図（3）	8-5-240
第 5.4.4 図	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 概略系統図（4）	8-5-241
第 5.4.5 図	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 概略系統図（5）	8-5-242
第 5.5.1 図	原子炉冷却材圧力バウンダリを 減圧するための設備 概略系統図（1）	8-5-243
第 5.5.2 図	原子炉冷却材圧力バウンダリを 減圧するための設備 概略系統図（2）	8-5-244
第 5.5.3 図	原子炉冷却材圧力バウンダリを 減圧するための設備 概略系統図（3）	8-5-245
第 5.5.4 図	原子炉冷却材圧力バウンダリを 減圧するための設備 概略系統図（4）	8-5-246
第 5.5.5 図	原子炉冷却材圧力バウンダリを 減圧するための設備 概略系統図（5）	8-5-247
第 5.5.6 図	原子炉冷却材圧力バウンダリを 減圧するための設備 概略系統図（6）	8-5-248
第 5.5.7 図	原子炉冷却材圧力バウンダリを 減圧するための設備 概略系統図（7）	8-5-249
第 5.6.1 図	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 概略系統図（1）	8-5-250
第 5.6.2 図	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 概略系統図（2）	8-5-251
第 5.6.3 図	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 概略系統図（3）	8-5-252
第 5.6.4 図	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 概略系統図（4）	8-5-253
第 5.6.5 図	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 概略系統図 (5) …8-5-254
第 5.6.6 図	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 概略系統図 (6) …8-5-255
第 5.6.7 図	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 概略系統図 (7) …8-5-256
第 5.6.8 図	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 概略系統図 (8) …8-5-257
第 5.6.9 図	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 概略系統図 (9) …8-5-258
第 5.6.10 図	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 概略系統図 (10) 8-5-259
第 5.6.11 図	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 概略系統図 (11) 8-5-260
第 5.6.12 図	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 概略系統図 (12) 8-5-261
第 5.6.13 図	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 概略系統図 (13) 8-5-262
第 5.6.14 図	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 概略系統図 (14) 8-5-263
第 5.6.15 図	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 概略系統図 (15) 8-5-264
第 5.6.16 図	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 概略系統図 (16) 8-5-265
第 5.6.17 図	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 概略系統図 (17) 8-5-266
第 5.8.1 図	化学体積制御設備系統図 ……………8-5-267
第 5.9.1 図	原子炉補機冷却水設備系統図 ……………8-5-268
第 5.9.2 図	原子炉補機冷却海水設備系統図 ……………8-5-269
第 5.10.1 図	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 概略系統図 (1) ……………8-5-270

第 5.10.2 図	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 概略系統図（2）	8-5-271
第 5.10.3 図	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 概略系統図（3）	8-5-272
第 5.11.1 図	タービン系統図	8-5-273
第 5.11.2 図	タービンヒートバランス図	8-5-274
第 5.11.3 図	主蒸気系統図	8-5-275
第 5.11.4 図	蒸気タービン断面図	8-5-276
第 5.11.5 図	潤滑油系統図	8-5-277
第 5.11.6 図	復水設備系統図	8-5-278
第 5.11.7 図	給水設備系統図	8-5-279
第 5.11.8 図	軸受冷却水設備及び軸受冷却海水設備系統図	8-5-280
第 5.12.1 図	給水処理設備系統図	8-5-281
第 6.1.1 図	原子炉制御系統図	8-6-139
第 6.1.2 図	1 次冷却材平均温度測定図	8-6-140
第 6.1.3 図	制御棒制御系ブロック図	8-6-141
第 6.1.4 図	制御棒クラスタオーバーラップ図	8-6-142
第 6.1.5 図	加圧器圧力制御系作動図	8-6-143
第 6.2.1 図	炉外核計装ブロック図	8-6-144
第 6.2.2 図	中性子束検出器配置図（平面図）	8-6-145
第 6.2.3 図	中性子束検出器配置図（断面図）	8-6-146
第 6.2.4 図	炉内計装図	8-6-147
第 6.2.5 図	炉内計装検出器配置図	8-6-148
第 6.2.6 図	炉内核計装検出器駆動系統図	8-6-149
第 6.2.7 図	停止余裕監視装置ブロック図	8-6-150
第 6.2.8 図	制御棒位置指示計装ブロック図	8-6-151
第 6.5.1 図	試料採取設備系統図	8-6-152
第 6.5.2 図	格納容器ガス試料採取系統設備 概略系統図	8-6-153
第 6.6.1 図	原子炉保護設備概念図（2 out of 4 の場合）	8-6-154
第 6.6.2 図	原子炉保護設備信号図	8-6-155

第 6.6.3 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） ……………	8-6-156
第 6.7.1 図	工学的安全施設作動信号図 ……………	8-6-157
第 6.8.1 図	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 概略系統図（1） ……………	8-6-158
第 6.8.2 図	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 概略系統図（2） ……………	8-6-159
第 6.8.3 図	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 概略系統図（3） ……………	8-6-160
第 6.8.4 図	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 概略系統図（4） ……………	8-6-161
第 6.9.1 図	制御用空気設備系統図 ……………	8-6-162
第 6.10.2.1 図	中央制御室(重大事故等時) 概略系統図（1） ……………	8-6-163
第 6.10.2.2 図	中央制御室(重大事故等時) 概略系統図（2） ……………	8-6-164
第 6.10.2.3 図	中央制御室(重大事故等時) 概略系統図（3） ……………	8-6-165
第 7.2.1 図	洗たく排水処理設備の流路線図 ……………	8-7-18
第 7.3.1 図	放射性廃棄物の廃棄施設の流路線図 ……………	8-7-19
第 7.3.2 図	A 蒸気発生器保管庫平面図・断面図 （1号、2号、3号及び4号炉共用） ……………	8-7-20
第 7.3.3 図	B 蒸気発生器保管庫平面図・断面図 （1号、2号、3号及び4号炉共用） ……………	8-7-21
第 8.1.1.1 図	プロセスモニタ説明図（1） ……………	8-8-55
第 8.1.1.2 図	プロセスモニタ説明図（2） ……………	8-8-56
第 8.1.1.3 図	プロセスモニタ説明図（3） ……………	8-8-57
第 8.1.2.1 図	監視測定設備配備概要図 ……………	8-8-58
第 8.2.1 図	格納容器換気空調設備系統図 ……………	8-8-59
第 8.2.2 図	補助建屋換気空調設備系統図 （燃料取扱室、一般補機室及び安全補機室） ……………	8-8-60
第 8.2.3 図	補助建屋換気空調設備系統図（放射線管理室） ……………	8-8-61
第 8.2.4 図	補助建屋換気空調設備系統図（中央制御室） ……………	8-8-62

第 8.3.1 図	しゃへい設計区分図（地下 1 階）	8-8-63
第 8.3.2 図	遮へい設計区分図（1 階）	8-8-64
第 8.3.3 図	遮へい設計区分図（2 階）	8-8-65
第 8.3.4 図	遮へい設計区分図（3 階）	8-8-66
第 8.3.5 図	遮へい設計区分図（4 階）	8-8-67
第 9.1.1.1 図	原子炉格納施設構造図	8-9-130
第 9.1.1.2 図	テンドン配置図	8-9-131
第 9.1.1.3 図	フープテンドンの配置	8-9-132
第 9.1.1.4 図	V S L 工法、テンドン定着部	8-9-133
第 9.1.1.5 図	格納容器バウンダリ図	8-9-134
第 9.2.1 図	原子炉格納容器スプレイ設備系統図	8-9-135
第 9.3.1 図	アニュラス空気浄化設備系統図	8-9-136
第 9.4.1 図	原子炉格納容器内の冷却等のための設備 概略系統図（1）	8-9-137
第 9.4.2 図	原子炉格納容器内の冷却等のための設備 概略系統図（2）	8-9-138
第 9.4.3 図	原子炉格納容器内の冷却等のための設備 概略系統図（3）	8-9-139
第 9.4.4 図	原子炉格納容器内の冷却等のための設備 概略系統図（4）	8-9-140
第 9.5.1 図	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 概略系統図（1）	8-9-141
第 9.5.2 図	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 概略系統図（2）	8-9-142
第 9.5.3 図	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 概略系統図（3）	8-9-143
第 9.5.4 図	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 概略系統図（4）	8-9-144
第 9.5.5 図	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 概略系統図（5）	8-9-145

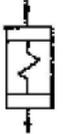
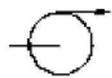
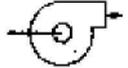
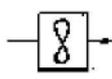
第 9.6.1 図	原子炉格納容器下部の溶融炉心を 冷却するための設備 概略系統図 (1) ……………	8-9-146
第 9.6.2 図	原子炉格納容器下部の溶融炉心を 冷却するための設備 概略系統図 (2) ……………	8-9-147
第 9.7.1 図	水素爆発による原子炉格納容器の破損を 防止するための設備 概略系統図 (1) ……………	8-9-148
第 9.7.2 図	水素爆発による原子炉格納容器の破損を 防止するための設備 概略系統図 (2) ……………	8-9-149
第 9.8.1 図	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を 防止するための設備 概略系統図 (1) ……………	8-9-150
第 9.8.2 図	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 概略系統図 (2) ……………	8-9-151
第 10.1.1 図	所内単線結線図 ……………	8-10-282
第 10.1.2 図	工学的安全施設作動時における ディーゼル発電機の負荷曲線 ……………	8-10-283
第 10.1.3 図	直流単線結線図 ……………	8-10-284
第 10.1.4 図	計測制御用電源単線結線図 ……………	8-10-285
第 10.2.1 図	電源系統概要図 (1) ……………	8-10-286
第 10.2.2 図	電源系統概要図 (2) ……………	8-10-287
第 10.2.3 図	電源系統概要図 (3) ……………	8-10-288
第 10.2.4 図	電源系統概要図 (4) ……………	8-10-289
第 10.2.5 図	電源系統概要図 (5) ……………	8-10-290
第 10.2.6 図	電源系統概要図 (6) ……………	8-10-291
第 10.2.7 図	電源系統概要図 (7) ……………	8-10-292
第 10.3.1 図	送電系統図 (2020 年 1 月時点系統図) ……………	8-10-293
第 10.3.2 図	特高開閉所単線結線図 ……………	8-10-294
第 10.4.1 図	補助蒸気設備系統図 ……………	8-10-295
第 10.5.1.1 図	スプリンクラー概要図 ……………	8-10-296
第 10.5.1.2 図	ハロン消火設備概要図 ……………	8-10-299
第 10.5.1.3 図	二酸化炭素消火設備概要図 (ディーゼル発電機室) ……………	8-10-300

第 10.5.1.4 図	二酸化炭素消火設備概要図（海水ポンプ）	8-10-301
第 10.5.1.5 図	自衛消防隊体制図	8-10-302
第 10.5.3.1 図	特定重大事故等対処施設の二酸化炭素消火設備概要図	8-10-303
第 10.6.1.1.1 図	防護壁概念図	8-10-304
第 10.6.1.1.2 図	貯水堰概念図	8-10-305
第 10.6.1.1.3 図	海水ポンプエリア浸水防止蓋概念図	8-10-306
第 10.6.1.1.4 図	止水壁概念図	8-10-307
第 10.8.1.1 図	非常用取水設備概要図	8-10-308
第 10.11.1 図	作業用照明配置図（1階から3階）	8-10-309
第 10.11.2 図	作業用照明配置図（4階から5階）	8-10-310
第 10.13.1.1 図	特定重大事故等対処施設の構内配置図	8-10-311
第 10.13.1.2 図		8-10-312
第 10.13.1.3 図		8-10-313
第 10.13.1.4 図		8-10-314
第 10.13.1.5 図	衝撃荷重曲線	8-10-317
第 10.13.1.6 図	衝撃荷重の入力面積	8-10-318
第 10.13.2.1 図	原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能概略系統図	8-10-319
第 10.13.3.1 図	炉内の熔融炉心の冷却機能 概略系統図（3号炉）	8-10-321
第 10.13.3.2 図	炉内の熔融炉心の冷却機能 概略系統図（4号炉）	8-10-322
第 10.13.4.1 図	原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却機能概略系統図（3号炉）	8-10-323
第 10.13.4.2 図	原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却機能概略系統図（4号炉）	8-10-324
第 10.13.5.1 図	格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能概略系統図（3号炉）	8-10-325
第 10.13.5.2 図	格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能概略系統図（4号炉）	8-10-326

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 10.13.6.1 図	原子炉格納容器の過圧破損防止機能	概略系統図	…8-10-327
第 10.13.8.1 図	電源設備	概略系統図	……………8-10-328
第 10.13.9.1 図	計装設備	概略系統図	……………8-10-329
第 10.13.9.2 図	計装設備	概略系統図（3号炉）	……………8-10-330
第 10.13.9.3 図	計装設備	概略系統図（4号炉）	……………8-10-331
第 10.13.10.1 図	通信連絡設備	概略系統図	……………8-10-332
第 10.13.11.1 図	緊急時制御室	概略系統図	……………8-10-333

略 記 号 一 覧 表

 仕切弁、玉形弁又は ダイヤフラム弁	 蝶形弁 (換気系)
 ニードル弁	 ダンパ (換気系)
 蝶形弁	 蒸気発生器
 逆止弁	 熱交換器及び冷却器
 電動弁	 遠心式ポンプ
 電磁弁	 “
 空気作動弁	 送風機又は圧縮機
 直動弁	 送風機
 安全弁又は逃がし弁	 放射線モニタ
 三方弁	 流量計
 通常運転時閉鎖弁	 水位計
 通常運転時開放弁	 圧力計
 フィルタ	 温度計
 ストレーナー	
 絞り (ノズル又は オリフィス)	

1. 安全設計

1.1 安全設計の方針

1.1.1 安全設計の基本方針

発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）は、以下の基本の方針の基に安全設計を行い、「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。）等の関係法令の要求を満足するとともに、「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」に適合する構造とする。

1.1.1.1 放射線被ばく

平常運転時、発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者に対し、「原子炉等規制法」に基づき定められている線量限度を超える放射線被ばくを与えないように設計する。

さらに、設計に当たっては発電所周辺の一般公衆に対し、「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」に定められている線量目標値を超える放射線被ばくを与えないように努める。

1.1.1.2 異常時過渡時対応

原子炉施設は、設計、製作、建設及び試験検査を通じて、信頼性の高いものとし、運転員の誤操作等による異常状態に対しては、警報により、運転員が措置し得るようにするとともに、もし、これらの修正動作が取られない場合にも、発電用原子炉（以下「原子炉」という。）の固有の安全性及び安全保護回路の作動により、過渡変化が安全に終止するよう設計する。

1.1.1.3 多重防護

燃料体から放出される放射性核分裂生成物が、発電所周辺に放散されるのを防ぐための防壁を何重にも設け、万一事故が起こった場合にも発電所周辺の一般公衆の安全を確保する。

1.1.1.4 外部からの衝撃

安全施設は、発電所敷地で想定される洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災、高潮の自然現象（地震及び津波を除く。）又はその組合せに遭遇した場合において、自然現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、安全機能を損なうことのない設計とする。

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

また、自然現象の組合せにおいては、風（台風）、積雪、火山の影響及び地滑りによる荷重の組合せを設計上考慮する。

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

また、安全施設は、発電所敷地又はその周辺において想定される飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害により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うことのない設計とする。

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

ここで、想定される自然現象及び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。

1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止

(1) 設計方針

原子炉施設への人の不法な侵入を防止するための区域を設定し、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って防護して、点検、確認等を行うことにより、接近管理及び出入管理を行える設計とする。また、探知施設を設け、警報、映像監視等、集中監視するとともに、外部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、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。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、持込み点検を行うことができる設計とする。

不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を防止するため、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。

(2) 体制

原子炉施設への人の不法な侵入等を防止するため、法律に基づき核物質防護管理者を選任し、所長のもと、核物質防護管理者が核物質防護に関する業務を統一的に管理する体制を整備する。

人の不法な侵入等が行われるおそれがある場合又は行われた場合に備え、核物質防護に関する緊急時の対応体制を整備する。

核物質防護に関する緊急時の組織体制を、第 1.1.1.1 図に示す。

(3) 手順等

- a. 原子炉施設への人の不法な侵入等のうち、不正アクセス行為を防止することを目的に、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において、電気通

信回線を通じた外部からのアクセス遮断措置を実施する。

- ・外部からのアクセス遮断措置については、手順を整備し、的確に実施する。
- ・外部からのアクセス遮断措置に係る設備の機能を維持するため、適切に保守管理を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。
- ・外部からのアクセス遮断措置に係る教育を定期的実施する。

b. 原子炉施設への人の不法な侵入等のうち、不正アクセス行為を防止することを目的に、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において、接近管理及び出入管理を実施する。接近管理及び出入管理は、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による防護、探知施設による集中監視、外部との通信連絡、物品の持込み点検並びに警備員による監視及び巡視を行う。

- ・接近管理及び出入管理については、手順を整備し、的確に実施する。
- ・接近管理及び出入管理に係る設備の機能を維持するため、適切に保守管理を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。
- ・接近管理及び出入管理に係る教育を定期的実施する。

1.1.1.6 共用

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

重要安全施設に該当する中央制御室は、共用することにより、プラントの状況に応じた運転員の相互融通を図ることができ、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有しながら、事故処置を含む総合的な運転管理を図ることができる等、安全性が向上する設計とするとともに居住性に配慮した設計とする。また、重要安全施設に該当する中央制御室空調装置は、各号炉独立に設置し、片系列単独で中央制御室の居住性が維持できるが、共用することにより、単一設計とする中

中央制御室非常用循環フィルタユニットを含め多重性を有し、安全性が向上する設計とするとともに、中央制御室遮蔽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。

安全施設（重要安全施設を除く。）を共用又は相互に接続する場合には、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。

共用又は相互に接続する系統は、許認可資料、技術資料等を基にし、運用等も考慮して抽出する。

安全施設（重要安全施設を除く。）のうち、2以上の原子炉施設と共用するものとして、77kV送電線、No. 1予備変圧器用遮断器及びNo. 1予備変圧器が抽出される。

77kV送電線、No. 1予備変圧器用遮断器及びNo. 1予備変圧器は、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉共用として設計し、500kV送電線とは独立した電源系として構成する。また、非常用母線へ必要な電力を供給できる容量を有することで、原子炉施設の安全性を損なうことがなく、非常用母線の単一故障においても受電遮断器を開放することで、共用しても号炉間で悪影響を及ぼすことがない設計とする。

安全施設（重要安全施設を除く。）のうち、2以上の原子炉施設を相互に接続するものとして、補助蒸気連絡ラインが抽出される。

補助蒸気連絡ラインのうち、1号炉及び2号炉共用配管と3号炉及び4号炉共用配管については、相互接続するものの、通常は連絡弁の開操作を行うことで1号炉及び2号炉共用配管と3号炉及び4号炉共用配管は分離されることから、悪影響を及ぼすことはなく、連絡時においても、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の補助蒸気の圧力等は同じとし、また、十分な供給容量を有することで、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。3号炉及び4号炉の補助蒸気配管については、相互接続し、連絡する場合は、連絡弁の開操作により連絡するものの、各号炉の補助蒸気の圧力等は同じとし、また、十分な供給容量を有することで、原子炉施設の安全性を損なうことがなく、連絡しない場合は、連絡弁の開操作により3号炉及び4号炉の補助蒸気配管を分離することで悪影響を及ぼすことがない設計とする。

1.1.1.7 多重性又は多様性及び独立性

(1) 設計方針

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、かつ維持し得るように設計する。このうち、重要度の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の単一故障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。

なお、重要度の特に高い安全機能を有する系統のうち、長期間にわたって安全機能が要求される静的機器を単一設計とするアニュラス空気浄化設備のダクトの一部、原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイリング、及び試料採取設備のうち事故時に1次冷却材をサンプリングする設備については、それぞれ、単一故障が安全上支障のない期間に確実に除去又は修復できる設計、単一故障を想定しても所定の安全機能が達成できる設計、及び単一故障を想定しても他の系統を用いてその機能を代替できる設計とする。当該設備の設計方針については、それぞれ、「9.2 原子炉格納容器スプレイ設備」、「9.3 アニュラス空気浄化設備」及び「6.5 試料採取設備」に示す。

(2) 手順等

- a. アニュラス空気浄化設備のダクトの一部に要求される機能を維持するため、適切に保守管理を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。
- b. アニュラス空気浄化設備のダクトの一部に係る保守管理に関する教育を定期的の実施する。

1.1.1.8 試験検査

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、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるよう設計する。

1.1.1.9 誤操作防止及び容易な操作

(1) 設計方針

原子炉施設は、設計、製作、建設及び試験検査を通じて、信頼性の高いものとし、運転員の誤操作等による異常状態に対しては、警報により、運転員が措置し得るようにするとともに、もし、これらの修正動作が取られない場合にも、原子炉の固有の安全性及び安全保護回路の作動により、過渡変化が安全に収束する設計とする。

原子炉施設は、運転員の誤操作を防止する設計とする。

安全施設は、操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件下においても、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中央制御室及び現場操作場所において容易に操作することができる設計とする。

(2) 手順等

- a. 現場手動弁の色分け及び保守・点検作業に係る識別管理方法を定めるとともに、弁・機器の施錠管理方法を定め運用する。
- b. 中央制御室空調装置については、閉回路循環運転に関する運転手順を定め運用する。
- c. 防火・防災管理業務及び初期消火活動のための体制や運用方法等を定め運用する。
- d. 地震発生時は運転員机、制御盤の手摺にて身体の安全確保に努めるとともに、操作を中止し安全確保に努めるよう規定類に定め運用する。
- e. 適切な保守管理を行うとともに、故障時においては補修を行う。
- f. 識別管理、施錠管理に関する教育を実施する。また、換気空調設備、照明設備に関する運転操作及び保守管理についても教育を実施する。
- g. 消防訓練を実施し、初期消火活動要員としての資質の向上を図る。

1.1.1.10 避難通路、照明、通信連絡設備

原子炉施設には、標識を設置した安全避難通路、避難用及び事故対策用照明、通信連絡設備を設ける設計とする。

1.1.1.11 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 30 分間、原子炉を安全に停止し、かつ、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。

1.1.2 核分裂生成物放散の防止・抑制対策

(1) 放散防止の多重防護

燃料内で生成した核分裂生成物の発電所周辺への放散は、次の方法によって防止及び抑制する。

- a. 二酸化ウラン焼結ペレット及びガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットは、それ自体核分裂生成物を保持する能力を有しているのでペレット内で発生した核分裂生成物の大部分をペレット内に保持する。
- b. 二酸化ウラン焼結ペレット及びガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットから放出された核分裂生成物を、燃料被覆材により密封する。
- c. 燃料被覆材が損傷しても、漏えいした核分裂生成物を、1次冷却設備内に保持する。
- d. 1次冷却設備等の破損により核分裂生成物が放散される場合、原子炉格納容器、アニュラス部等からなる原子炉格納施設により、核分裂生成物を保持する。

(2) 放射性廃棄物の管理

発電所の運転に伴い発生する放射性廃棄物は、放射性廃棄物廃棄施設を設け、適切な処理及び管理を行うことにより周辺環境に対する放出放射性物質の濃度及び量を実用可能な限り低減する。

1.1.3 原子炉固有の安全性

軽水減速、軽水冷却、加圧水型原子炉は、低濃縮二酸化ウラン燃料及びガドリニア入り低濃縮二酸化ウラン燃料を使用しており、次の特性を有する。

- (1) 減速材温度係数は、高温出力運転状態では負であり、原子炉を安定に維持する性質が強い。
- (2) 低濃縮ウランは、ドップラ効果に基づく負の温度反応度係数を持っている。このため原子炉に急激に反応度が印加された場合でも出力の上昇があると、二酸化ウラン焼結ペレット及びガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットの熱伝導度が比較的低いこととあいまって、燃料材の温度が急上昇してドップラ効果が有効に働き、核的逸走は自動的に抑えられる。

1.1.4 核設計及び熱水力設計の基本方針

(1) 炉心の核設計

炉心は、それに関連する 1 次冷却系統、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あいまって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、「3.4 熱水力設計 3.4.2 設計方針」に定義する熱水力設計上の燃料の許容損傷限界並びに「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」に定める燃料エンタルピに関する燃料の許容損傷限界及び「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」に定める P C M I 破損しきい値のめやすを超えないような固有の出力抑制特性を有する設計を前提として、以下の設計とする。

炉心は、有効高さ対等価直径比約 1.1 の円柱形で、193 体の燃料体等で構成する。

燃料の濃縮度は、以下の現象による反応度変化を考慮し、所定の設備利用率及び取出し燃焼度を確保するように決定する。

- a. 燃焼に伴うウラン 235 等核分裂性物質質量の変化
- b. 減速材の温度上昇

- c. 燃料要素温度上昇
- d. キセノン、サマリウム等の中性子吸収物質の蓄積
- e. 中性子の漏えい

原子炉の反応度制御は、制御棒クラスタ及び1次冷却材中のほう素濃度調整によって行う。これらの制御方式に加えて、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用して過剰反応度を抑制し、良好な出力分布が得られるように炉心内に配置する。

また、燃料の装荷及び取替えに当たっては、次の取替えまでの期間中、最大反応度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、 $0.016 \Delta k/k$ の余裕を持って高温停止できる設計とする。さらに、化学体積制御設備のほう酸注入により、 $0.010 \Delta k/k$ の余裕を持って低温停止できる設計とする。

制御棒クラスタの最大添加反応度及び反応度添加率は、想定する事故時に原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を損なわず、炉内構造物が炉心冷却の機能を果たせるように制限する。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において熱的制限値を超えるような出力分布が起こらない設計とする。

また、炉心が負の反応度帰還効果を有するように、ドップラ係数は負であり、かつ、減速材温度係数は高温出力運転状態で負になる設計とする。さらに、出力分布振動に対し水平方向振動は固有の減衰特性を有し、軸方向振動に対しては抑制できる設計とする。

(2) 炉心の熱水力設計

熱水力設計は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料が破損しないよう、次の基準を満たすように行う。

- a. 最小限界熱流束比（以下「最小DNBR」という。）は、許容限界値以上
- b. 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点未満

具体的には、設計上仮定する厳しい出力分布状態においても上記の基準を満たすよう、1次冷却系統、計測制御系統、安全保護回路等の設計

を行うとともに、定格出力時に次の条件を満たすこととする。

最小DNBR	2.16
燃料要素最大線出力密度	43.1kW/m

1.1.5 計測制御系統施設設計の基本方針

1.1.5.1 原子炉制御設備

運転及び制御保護動作に必要な中性子束、温度、圧力等を測定する原子炉計装及びプロセス計装を設けるとともに、通常運転時に起こり得る設計負荷変化及び外乱に対して自動的に原子炉を制御する原子炉制御設備を設ける。

1.1.5.2 監視警報装置

通常運転時に異常、故障が発生した場合は、これを早期に検知し所要の対策が講じられるよう中性子束、温度、圧力、放射能等を常時自動的に監視し、警報を発する装置を設ける。

また、誤動作・誤操作による異常、故障の拡大を防止し事故への進展を確実に防止するようインターロックを設ける。

1.1.5.3 原子炉保護設備

炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることのないよう異常状態へ接近するのを検知し、原子炉トリップを行うために原子炉保護設備を設ける。原子炉保護設備は、必要な場合に確実に作動するように多重性及び独立性を備え、単一故障によって保護機能を喪失しない設計とするとともに、駆動源が喪失した場合には、最終的に安全な状態に落ち着く設計とする。

また、これら保護機能が喪失していないことを運転中に確認できるよう設計する。

1.1.5.4 工学的安全施設作動設備

1次冷却材喪失等の設計基準事故時に、炉心及び原子炉格納容器バウンダリを保護するため、工学的安全施設を作動させる工学的安全施設作

動設備を設ける。工学的安全施設作動設備は、原子炉保護設備と同様に高い信頼性が得られるよう設計する。

1.1.5.5 安全保護回路不正アクセス防止

安全保護回路への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。

1.1.5.6 安全保護回路共用禁止

安全保護回路は2基以上の原子炉施設間で共用しない設計とする。

1.1.6 工学的安全施設設計の基本方針

原子炉施設の損壊又は故障等による原子炉内の燃料体の破損等により、大量の放射性物質の放出のおそれがある場合に、これを抑制又は防止するための機能を有する施設として、非常用炉心冷却設備、原子炉格納施設、原子炉格納容器スプレイ設備、アニュラス空気浄化設備からなる工学的安全施設を設け、次の方針に基づき設計する。

1.1.6.1 外部電源喪失時の多重性又は多様性及び独立性

工学的安全施設の作動が必要となったときに、設計どおりの機能を発揮できるよう機器の単一故障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機能できるように、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える。

1.1.6.2 試験検査

工学的安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、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。

1.1.6.3 工学的安全施設的环境条件

工学的安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間

に想定されているすべての環境条件においてその機能が発揮できる設計とする。

1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針

原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心、使用済燃料ピット内の燃料体等及び運転停止中における原子炉の燃料体の著しい損傷を防止するために、また、重大事故が発生した場合においても、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な放出を防止するために必要な措置を講じた設計とする。

重大事故等対処設備については、種別として常設のものと可搬型のものがあるが、以下のとおり分類する。

(1) 重大事故等対処設備のうち常設のもの（常設重大事故等対処設備）

a. 常設重大事故防止設備

重大事故防止設備のうち常設のもの。

「1.5.2.2 重大事故等対処施設の設備分類」の(1)常設重大事故防止設備に同じ。

a-1. 常設耐震重要重大事故防止設備

a.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。

「1.5.2.2 重大事故等対処施設の設備分類」の(1)-a.の常設耐震重要重大事故防止設備に同じ。

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

a.であって a-1.以外のもの。

「1.5.2.2 重大事故等対処施設の設備分類」の(1)-b.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に同じ。

b. 常設重大事故緩和設備

重大事故緩和設備のうち常設のもの。「1.5.2.2 重大事故等対処施設の設備分類」の(2)常設重大事故緩和設備に同じ。

c. 常設重大事故等対処設備（防止・緩和以外）

常設重大事故等対処設備のうち a.、b.以外の常設設備で、防止又は

緩和の機能がないもの。

(2) 重大事故等対処設備のうち可搬型のもの

a. 可搬型重大事故等対処設備

重大事故等対処設備のうち持ち運びが可能な設備。

「1.5.2.2 重大事故等対処施設の設備分類」の(3)可搬型重大事故等対処設備に同じ。

第 1.1.7.1 表「重大事故等対処設備の設備分類等」に、重大事故等対処設備の種別、設備分類、重大事故等クラスを示す。

常設重大事故防止設備及び可搬型重大事故等対処設備のうち防止機能を持つものについては、重大事故等対処設備が代替する機能を有する設計基準事故対処設備とその耐震重要度分類をあわせて示す。

1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等

(1) 多様性、位置的分散

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

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

地震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「1.5.2 重大事故等対処施設の耐震設計」及び「1.6.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」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）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災（石油コンビナート等の施設の火災、発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）、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のテロリズムを考慮する。

なお、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、可搬型重大事故等対処設備にて考慮する。

設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備を内包する建屋並びに地中の配管トレンチについては、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷の防止が図られた設計とする。

重大事故緩和設備についても、重大事故防止設備と同様に可能な限り多様性を考慮する。

a. 常設重大事故等対処設備

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

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については、「1.1.7.3 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、積雪及び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。

地震及び地滑りに対して常設重大事故防止設備は、「1.2.7.1「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（平成 25 年 6 月 19 日制定）」に対する適合」に基づく地盤上に設置する。地震、津波及び火災に対して常設重大事故防止設備は、「1.5.2 重大事故等対処施設の耐震設計」、「1.6.2 重大事故等対

処施設の耐津波設計」及び「1.7.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に基づく設計とする。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の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備と位置的分散を図り、溢水量による溢水水位を考慮した高所に設置する。

風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、近隣工場等の火災（発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）、有毒ガス及び電磁的障害に対して屋内の常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置する。屋外の常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないように、設計基準事故対処設備を防護するとともに、設計基準事故対処設備と位置的分散を図り設置する。落雷に対して空冷式非常用発電装置は、避雷設備又は接地設備により防護する設計とする。生物学的事象のうち、ネズミ等の小動物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により安全機能が損なわれるおそれのない設計とする。生物学的事象のうち、くらげ等の海洋生物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、多重性を持つ設計とする。

高潮に対して常設重大事故防止設備は、津波に包絡されることから影響を受けない。

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

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、飛来物（航空機落下）については、防護設計の要否判断の基準を超えないとの理由により、ダムの崩壊、爆発及び石油コンビナート等の施設の火災については、立地的要因により、船舶の衝突については敷地配置より設計上考慮する必要はない。

常設重大事故緩和設備についても、可能な限り上記を考慮して多

様性及び位置的分散を図る設計とする。

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

b. 可搬型重大事故等対処設備

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

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

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「1.1.7.3 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、積雪及び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。

地震及び地滑りに対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、「1.2.7.1 「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（平成 25 年 6 月 19 日制定）」に対する適合」に基づき設置された建屋内に保管する。屋外の可搬型重大事故等対

処設備は地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に保管する。地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は、「1.5.2 重大事故等対処施設の耐震設計」及び「1.6.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」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、「1.7.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に基づく火災防護を行う。地震、津波、溢水及び火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故等対処設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないように、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所分散し、溢水量による溢水水位を考慮した高所に保管する。

風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、近隣工場等の火災（発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）、有毒ガス及び電磁的障害に対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に保管する。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の安全機能、使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故等対処設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないように、設計基準事故対処設備を防護するとともに、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所分散して保管する。生物学的事象のうち、くらげ等の海洋生物に対して屋外の可搬型重大事故等対処設備は、複数の取水箇所を選定できる設計とする。

高潮に対して可搬型重大事故等対処設備は、津波に包絡されることから影響を受けない。

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可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に保管するとともに、可能な限り設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備が設置されている原子炉周辺建屋及び制御建屋から 100m の離隔距離を確保するとともに、少なくとも 1 セットは、屋外の常設重大事故等対処設備からも 100m の離隔距離を確保した上で複数箇所に分散して保管、又は屋外の設計基準事故対処設備から 100m の離隔距離を確保した上で複数箇所に分散して保管する。

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

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、飛来物（航空機落下）については、防護設計の要否判断の基準を超えないとの理由により、ダムの崩壊、爆発及び石油コンビナート等の施設の火災については、立地的要因により、船舶の衝突については敷地配置より設計上考慮する必要はない。

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

c. 可搬型重大事故等対処設備と常設設備の接続口

可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する設備と、常設設備との接続口は、共通要因によって、接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合にお

ける温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能を確実に発揮できる設計とするとともに、屋内又は建屋面に設置する場合は、異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所、屋外に設置する場合は、接続口から建屋又は地中の配管トンネルまでの経路を含めて十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。重大事故等時の環境条件における健全性については「1.1.7.3 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、積雪及び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。

地震及び地滑りに対して屋内又は建屋面に設置する場合は、「1.2.7.1 「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（平成 25 年 6 月 19 日制定）」に対する適合」に基づく地盤上に、異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する。屋外に設置する場合は、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に設置するとともに、接続口から建屋又は地中の配管トンネルまでの経路を含めて十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。

地震、津波、溢水及び火災に対しては、「1.5.2 重大事故等対処施設の耐震設計」、「1.6.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」及び「1.7.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に基づく設計とし、溢水量による溢水水位を考慮した高所に設置する。屋内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複数箇所設置する。屋外に設置する場合は、接続口から建屋又は地中の配管トンネルまでの経路を含めて十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。

風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、近隣工場等の火災（発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）、有毒ガス及び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複数箇所設置する。屋外に設置する場合は、接続口から建屋又は地中の配管トンネルまでの経路を含めて十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外又は建屋面に設置する場合は、開口部の閉止により安全機能が損なわれるおそれのない設計とする。

高潮に対して接続口は、津波に包絡されることから影響を受けない。

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

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、飛来物（航空機落下）については、防護設計の要否判断の基準を超えないとの理由により、ダムの崩壊、爆発及び石油コンビナート等の施設の火災については、立地的要因により、船舶の衝突については敷地配置より設計上考慮する必要はない。

電磁的障害に対しては、計測制御回路がないことから影響を受けない。

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。大容量ポンプを用いた海水供給については、3号炉及び4号炉同時供給時においても、それぞれ独立した接続口、ホースにて供給できる設計とする。

(2) 悪影響の防止

重大事故等対処設備は原子炉施設（他号炉を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。）に対して悪影響を及ぼさないよう、以下の措置を講じた設計とする。

他の設備への悪影響としては、他設備への系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響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。

他設備への系統的な影響（電氣的な影響を含む。）に対しては、重大

事故等対処設備は、他の設備に悪影響を及ぼさないように、弁の閉止等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成及び系統隔離をすること、通常時の分離された状態から接続により重大事故等対処設備としての系統構成をすること、又は他の設備から独立して単独で使用可能なこと、並びに通常時の系統構成を變えることなく重大事故等対処設備としての系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。特に放射性物質又は海水を含む系統と、含まない系統を分離する場合は、通常時に確実に閉止し、使用時に通水できるようにディスタンスピースを、又は通常時に確実に取り外し、使用時に取り付けできるようにフレキシブルホースを設けることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

同一設備の機能的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、要求される機能が複数ある場合は、原則、同時に複数の機能で使用しない設計とする。ただし、可搬型重大事故等対処設備のうち、複数の機能を兼用することで、設置の効率化及び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あわせた容量とし、兼用できる設計とする。容量の設定根拠については「1.1.7.2 容量等」に記載する。

地震による影響に対しては、重大事故等対処設備は、地震により他設備に悪影響を及ぼさないように、また、地震による火災源及び溢水源とならないように、耐震設計を行うとともに、可搬型重大事故等対処設備は、設置場所での固縛又は固定が可能な設計とする。

地震に対する耐震設計については「1.5.2 重大事故等対処施設の耐震設計」に示す。

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、感知及び消火による火災防護を行う。

火災防護については「1.7.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に示す。

地震起因以外の溢水による影響に対しては、想定する重大事故等対処設備の破損等により生じる溢水により、他設備に悪影響を与えない

設計とする。放水砲による建屋への放水により、屋外の設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

風(台風)及び竜巻による影響については、重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置又は保管することで、他設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、屋外の重大事故等対処設備については、風荷重を考慮し、必要により当該設備の落下防止、転倒防止又は固縛の措置をとり、設計基準事故対処設備(防護対象施設)の他、当該設備と同じ機能を有する他の重大事故等対処設備に悪影響を及ぼさない設計とする(「1.1.7.3 環境条件等」)。

内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器、高速回転機器の破損、ガス爆発及び重量機器の落下を考慮する。重大事故等対処設備としては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器、爆発性ガスを内包する機器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。

(3) 共用の禁止

常設重大事故等対処設備の各機器については、2以上の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以上の原子炉施設と共用することによって、安全性が向上する場合であって、さらに同一の発電所内の他の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、非常用取水設備のうち貯水堰、号機間電力融通ケーブル、他号炉(3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。)のディーゼル発電機(燃料油貯蔵タンク及び重油タンクを含む。)、燃料油貯蔵タンク、重油タンク、中央制御室、中央制御室遮蔽、中央制御室空調装置、緊急時対策所及び通信連絡設備である。

非常用取水設備のうち貯水堰は、共用により自号炉だけでなく他号

炉（3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。）の海水取水箇所も使用することで、安全性の向上を図れることから、3号炉及び4号炉で共用する設計とする。

この設備は容量に制限がなく3号炉及び4号炉に必要な取水容量を十分に有しているが、共用により悪影響を及ぼさないよう引き波時においても貯水堰により3号炉及び4号炉に必要な海水を確保する設計とする。

号機間電力融通恒設ケーブル又は号機間電力融通予備ケーブルを使用した他号炉（3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。）のディーゼル発電機（燃料油貯蔵タンク及び重油タンクを含む。）からの号機間電力融通は、号機間電力融通ケーブルを手動で3号炉及び4号炉の非常用高圧母線へ接続し、遮断器を投入することにより、重大事故等の対応に必要な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、号機間電力融通恒設ケーブルを非常用高圧母線の遮断器から切り離し、遮断器を開放することにより、他号炉（3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。）と分離が可能な設計とする。

また、重大事故等時にタンクローリーを用いた燃料補給を行う場合の燃料油貯蔵タンク及び重油タンクは、補給作業時間の短縮を図り作業員の安全性の向上を図れることから、3号炉及び4号炉で共用する設計とする。3号炉及び4号炉の燃料油貯蔵タンク及び重油タンクは、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。

なお、ディーゼル発電機、燃料油貯蔵タンク及び重油タンクは、重大事故等時に号機間電力融通を行う場合及び、燃料油貯蔵タンク及び重油タンクは、重大事故等時にタンクローリーを用いて燃料補給を行う場合、3号炉及び4号炉共用とする。

中央制御室及び中央制御室遮蔽は、プラントの状況に応じた運転員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(事故対応を含む。)をすることで、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。

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

中央制御室空調装置は、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を電源復旧し使用するが、共用により自号炉の系統だけでなく他号炉(3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。)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。

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蔽、安全パラメータ表示システム(SPDS)、安全パラメータ伝送システム、SPDS表示装置及び通信連絡設備を設置又は保管する。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、安全性の向上を図れることから、3号炉及び4号炉で共用できる設計とする。

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、さらにプラントパラメータは、号炉ごとに表示及び監視できる設計とする。また、通信連絡設備は、3号炉及び4号炉各々に必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡できるよう設計されているため、共用により悪影響を及ぼさない。

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。

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。緊急時対策所は、緊急時対策所建屋内に設ける。

1.1.7.2 容量等

(1) 常設重大事故等対処設備の容量等

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、必要となる機器のポンプ流量、タンク容量、ピット容量、伝熱容量、弁放出流量及び発電機容量並びに計装設備の計測範囲及び作動信号の設定値とする。

事故対応手段の系統設計において、常設重大事故等対処設備のうち異なる目的を持つ設計基準事故対処設備の系統及び機器を使用するものについては、設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準事故対処設備の容量等の仕様と同仕様の設計とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準事故対処設備の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準事故対処設備の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段とあわせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準事故対処設備以外の系統及び機器を使用するものについては、常設重大事故等対処設備単独で、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

(2) 可搬型重大事故等対処設備の容量等

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、必要となる機器のポンプ流量、タンク容量、発電機容量、蓄電容量及びポンベ容量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の容量等は、系統の目的に応じて1セットで必要な容量等を有する設計とする。これを複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備のうち複数の機能を兼用することで、設置の効率化及び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あわせた容量等とし、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補助建屋の外から水又は電力を供給する電源設備及び注水設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備を1基当たり2セット以上持つことに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。また、可搬型重大事故等対処設備のうち、負荷に直接接続する可搬式整流器、可搬型バッテリー、可搬型ポンベ等は、1負荷当たり1セットに、発電所全体で故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた容量等を確保する。ただし、待機要求のない時期に保守点検を実施、又は保守点検が目視点検等であり保守点検中でも使用可能なものについては、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップを考慮する。

1.1.7.3 環境条件等

(1) 環境条件

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置（使用）・保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度及び使用温度）、放射線及び荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力及び湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁波による影響及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。荷重としては重大事故等が発生した場合における環境圧力を踏まえた圧力、温度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、「1.5.2 重大事故等対処施設の耐震設計」にて考慮する。

これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置(使用)・保管する場所に応じて、以下の設備分類ごとに、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。操作は中央制御室から可能な設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なうことのない設計とする。

原子炉補助建屋のうち制御建屋内及び原子炉周辺建屋内、原子炉格納施設のうちアニュラス部、緊急時対策所内及び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、機能を損なうことのない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止又は固縛の措置をとる。このうち、インターフェイスシステムLOCA時、蒸気発生器伝熱管破損＋破損蒸気発生器隔離失敗時又は使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用する設備については、これらの環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。特

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

に、使用済燃料ピット監視カメラは、使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用するため、その環境影響を考慮して、空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。操作は中央制御室、異なる区画（フロア）又は離れた場所から若しくは設置場所で可能な設計とする。

屋外の常設重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計又は設置場所で可能な設計とするか、人が携行して使用可能な設計とする。また、地震、積雪及び降下火砕物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、風（台風）及び竜巻による風荷重の影響に対しては、位置的分散を考慮した保管により、機能を損なわない設計とする。屋外の可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計又は設置場所で可能な設計とするか、人が携行して使用可能な設計とする。また、地震、積雪及び降下火砕物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、風（台風）及び竜巻による風荷重の影響に対しては、位置的分散を考慮した保管、又は風（台風）及び竜巻による風荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。また、必要により当該設備の落下防止、転倒防止又は固縛の措置をとる。

海水を通水する系統への影響に対しては、常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する。ただし、常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。使用時に海水を通水する又は淡水若しくは海水から選択可能な重大事故等対処設備は、海水影響を考慮した設計とする。また、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

電磁波による影響に対しては、重大事故等対処設備は、重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災及び溢水による波及的影響を考慮する。溢水に対しては、重大事故等対処設備が溢水によりその機能を喪失しないように、常設重大事故等対処設備は、想定される溢水水位よりも高所に設置し、可搬型重大事故等対処設備は、必要により想定される溢水水位よりも高所に保管する。

地震による荷重を含む耐震設計については、「1.5.2 重大事故等対処施設の耐震設計」に、火災防護については、「1.7.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に示す。

(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、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定し、設置場所で操作可能な設計とする。

放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮蔽の設置により設置場所で操作可能な設計とするか、放射線の影響を受けない異なる区画（フロア）又は離れた場所から遠隔で、若しくは中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。

可搬型重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置、及び常設設備との接続に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定するが、放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮蔽の設置により、当該設備の設置、及び常設設備との接続が可能な設計とする。

1.1.7.4 操作性及び試験・検査性

(1) 操作性の確保

a. 操作の確保

想定される重大事故等が発生した場合においても、重大事故等対

処設備を確実に操作できるように、手順書の整備並びに教育及び訓練による実操作及び模擬操作を行う。

手順に定めた操作を確実なものとするため、操作環境として、重大事故等時の環境条件に対し、操作場所での操作が可能な設計とする（「1.1.7.3 環境条件等」）。操作するすべての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて常設の足場を設置するか、操作台を近傍に常設又は配置できる設計とする。また、防護具、照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備する。

操作準備として、一般的に用いられる工具又は取付金具を用いて、確実に作業ができる設計とする。専用工具は、作業場所の近傍又は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の近傍に保管できる設計とする。可搬型重大事故等対処設備の運搬・設置が確実にできるように、人力又は車両等による運搬又は移動ができるとともに、設置場所にてアウトリガーの設置等により固定できる設計とする。

操作内容として、現場操作については、現場の操作スイッチは、運転員の操作性及び人間工学的観点から考慮した設計とし、現場での操作が可能な設計とする。また、電源操作は、感電防止のため電源の露出部への近接防止を考慮した設計とし、常設重大事故等対処設備の操作に際しては手順どおりの操作でなければ接続できない構造の設計とする。現場で操作を行う弁は、手動操作が可能な弁を設置する。現場での接続作業は、ボルト締めフランジ、コネクタ構造又はより簡便な接続規格等、接続規格を統一することにより、確実に接続ができる設計とする。ディスタンスピースはボルト締めフランジで取り付ける構造とする等操作が確実にできる設計とする。また、重大事故等に対処するために急速な手動操作を必要とする機器及び弁の操作は、要求時間内に達成できるように中央制御室設置の制御盤での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性及び人間工学的観点を考慮した設計とする。

b. 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つては、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る設計とする。

c. 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性

可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルは種別によって規格の統一を考慮したコネクタ又はより簡便な接続規格等を、配管は配管径や内部流体の圧力によって、高圧環境においてはフランジを、小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続規格等を用いる設計とする。また、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は同口径のフランジ接続とする等、複数の系統での規格の統一も考慮する。

d. 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の設計とする。

屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬又は移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

屋外及び屋内アクセスルートは、自然現象に対して地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、高潮及び森林火災を考慮し、外部人為事象に対して飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災（石油コンビナート等の施設の火災、発電所敷地内に存在する危険

物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響)、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び重大事故等時の高線量下を考慮する。

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

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、飛来物（航空機落下）については、防護設計の要否判断の基準を超えないとの理由により、ダムの崩壊、爆発及び石油コンビナート等の施設の火災については、立地的要因により、船舶の衝突については敷地配置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・通路面が直接影響を受けることはないことから、屋外及び屋内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（周辺建造物の倒壊、周辺機器の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり）、津波による影響、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、積雪及び降灰）を想定し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なルートを確認するため、障害物を除去可能なブルドーザ1台（予備1台）を保管及び使用する。また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上の自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確認する設計とする。

津波の影響については、防潮堤の中に早期に復旧可能なアクセスルートを確認する設計とする。想定を上回る万一のガレキ発生に対してはブルドーザにより速やかに撤去することにより対処する。また、高潮に対しては津波に包絡されることから影響を受けない。自然現象のうち凍結及び森林火災、外部人為事象のうち、近隣工場等の火災（発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）及び有毒ガスに対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。落雷に対しては避雷設備が必要

となる箇所にアクセスルートを設定しない設計とする。生物学的事象に対しては容易に排除可能なことから影響を受けない。

屋外アクセスルートは、基準地震動に対して耐震裕度の低い周辺斜面の崩壊に対しては、崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ブルドーザによる崩壊箇所の復旧を行い、通行性を確保する設計とする。

アクセスルートの地盤については、基準地震動による地震力に対して、耐震裕度を有する地盤に設定することで通行性を確保する設計とする。また、耐震裕度の低い地盤に設定する場合は、道路面のすべりによる崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ブルドーザによる崩壊箇所の復旧を行い、通行性を確保する設計とする。不等沈下に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を講じる設計とするとともに、段差が発生した場合には、ブルドーザによる段差発生箇所の復旧を行う設計とする。さらに、地下構造物の損壊が想定される箇所については、陥没対策を講じる設計とする。なお、想定を上回る段差が発生した場合は、複数のアクセスルートによる迂回やブルドーザによる段差解消対策により対処する。

屋外アクセスルートは、考慮すべき自然現象のうち、凍結及び積雪に対しては、車両へのオールシーズンタイヤ又はスタッドレスタイヤを配備することにより通行する。また、地震による薬品タンクからの溢水に対する薬品防護具の運用については「添付書類十 5.1 重大事故等対策」に示す。

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大規模損壊発生時の屋外アクセスルートの確保及び消火活動等については、「添付書類十 5.2 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」に示す。

屋外アクセスルートの地震発生時における、火災の発生防止策（可燃物収納容器の固縛による転倒防止及びボンベ口金の通常閉

運用)及び火災の拡大防止策(大量の可燃物を内包する変圧器、油計量タンク及び補助ボイラ燃料タンクの防油堤の設置)については、「火災防護計画」に定める。

屋内アクセスルートは、地震、津波、その他自然現象による影響(台風及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、降灰及び森林火災)及び外部人為事象(近隣工場等の火災(発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響)及び有毒ガス)に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。

屋内アクセスルートにおいては、溢水等に対して、アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具を着用する。また、地震時に資機材の転倒及び散乱により通行が阻害されないように火災の発生防止対策や、通行性確保対策として、撤去出来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又は転倒防止により支障をきたさない措置を講じる。屋外及び屋内アクセスルートにおいては、停電時及び夜間等の確実な運搬や移動のため可搬型照明装置を配備する。これらの運用については、「添付書類十 5.1 重大事故等対策」並びに「1.7.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に示す。

(2) 試験・検査等

重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査(「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」に準じた検査を含む。)を実施できるよう、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮した配置、必要な空間等を備える設計、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする設計とするとともに非破壊検査が必要な設備については、試験装置を設置できる設計とする。

これらの試験及び検査については、使用前検査、施設定期検査、定

期安全管理検査及び溶接安全管理検査の法定検査を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検及び日常点検の保守点検内容を考慮して設計するものとする。

機能・性能の確認においては、所要の系統機能を確認する設備について、原則、系統試験及び漏えい確認が可能な設計とする。系統試験においては、試験及び検査ができるテストライン等の設備を設置又は必要に応じて準備する。また、悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するため個別に確認を実施するものは、特性及び機能・性能確認が可能な設計とする。

原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とする。ただし、運転中の試験又は検査によって原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りとはしない設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあっては、その健全性並びに多様性及び多重性を確認するため、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。

運転中における安全保護系に準じる設備である、運転時の異常な過度変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）緩和設備においては、重大事故等対処設備としての多重性を有さないため、検査実施中に機能自体の維持はできないが、原則として運転中に定期的に健全性を確認するための試験ができる設計とするとともに、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しない設計とする。

代替電源設備及び可搬型のポンプを駆動するための電源は、系統の重要な部分として適切な定期的試験又は検査が可能な設計とする。

構造・強度を確認又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則分解・開放（非破壊検査を含む。）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。

1.1.7.5 各設備の基本設計方針

(1) 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、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(2) 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、原子炉格納容器及びアニュラス部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。

(3) 重大事故等の収束に必要な水の水の供給設備

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な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、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な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。

(4) 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、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。

(5) 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。

(6) 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、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。

(7) 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。

(8) 計装設備（重大事故等対処設備）

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により、検討した炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な原子炉施設の状態を把握するための設備を設置及び保管する。

(9) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

A T W S 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、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。

(10) 中央制御室(重大事故等時)

中央制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がと

どまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(11) 放射線管理設備（重大事故等時）

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。

(12) 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。

(13) 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。

(14) 原子炉格納容器下部の熔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、熔融し、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熔融炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び熔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。

(15) 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。

(16) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

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

(17) 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。

(18) 緊急時対策所（重大事故等時）

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重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じた設計とするとともに、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備及び発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する設計とする。また、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。緊急時対策所は、緊急時対策所建屋内に設ける。

(19) 通信連絡設備（重大事故等時）

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。

1.1.8 特定重大事故等対処施設に関する基本方針

特定重大事故等対処施設は、原子炉格納施設及び原子炉補助建屋（以下

「原子炉補助建屋等」という。)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く、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を有し、原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できる設計とする。

また、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、「10.13.1 特定重大事故等対処施設に係る意図的な大型航空機の衝突等の設計上の考慮事項」を考慮した設計とする。

加えて、特定重大事故等対処施設は、「1.2.11.1 「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（平成 25 年 6 月 19 日制定）」に対する適合」に基づく地盤上への設置並びに「1.5.3 特定重大事故等対処施設の耐震設計」及び「1.6.3 特定重大事故等対処施設の耐津波設計」を一の施設で満たす設計とする。

1.1.8.1 多重性又は多様性、独立性、位置的分散、悪影響防止等

(1) 多重性又は多様性、独立性、位置的分散

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

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

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、地すべり、火山の影響、生物学的事象、高潮及び森林火災を考慮する。

地震及び津波以外の自然現象の組合せについては、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを考慮する。地震又は津波を含む自然現象の組合せについては、それぞれ「1.5.3 特定重大事故等対処

施設の耐震設計」及び「1.6.3 特定重大事故等対処施設の耐津波設計」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）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災（石油コンビナート等の施設の火災、発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）、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のテロリズムを考慮する。

特定重大事故等対処施設を構成する設備を内包する建屋については、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷の防止が図られた設計又は設計基準事故対処設備の安全機能及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）の重大事故等に対処するための機能と同時にその機能が損なわれる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。

地中に埋設された 及び地中のトレンチについては、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷の防止が図られた設計とする。

建屋の地下部及び地中のトレンチについては、地下水によって特定重大事故等対処施設を構成する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。

環境条件については、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件を考慮する。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、「1.1.8.3 環境条件等」に記載する。

風（台風）、凍結、降水、積雪、火山の影響及び電磁的障害に対して、

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

特定重大事故等対処施設を構成する設備は、環境条件にて考慮し機能が損なわれることのない設計とする。

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

地震及び地すべりに対して、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、「1.2.11.1 「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（平成 25 年 6 月 19 日制定）」に対する適合」に基づく地盤上に設置する。

地震、津波及び火災に対して、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、「1.5.3 特定重大事故等対処施設の耐震設計」、「1.6.3 特定重大事故等対処施設の耐津波設計」及び「1.7.3 特定重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に基づく設計とする。

地震、津波、溢水及び火災に対して、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、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が損なわれるおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）と位置的分散を図り、溢水量による溢水水位を考慮した高所に設置する。

風（台風）、落雷、生物学的事象、森林火災、有毒ガス及び電磁的障害に対して、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、これらの自然現象等による損傷の防止が図られた [] に設置する。

竜巻及び近隣工場等の火災（発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）に対して、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた []

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

、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 に設置する。

高潮に対して、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、津波に包絡されることから影響を受けない。

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、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、「10.13.1 特定重大事故等対処施設に係る意図的な大型航空機の衝突等の設計上の考慮事項」を考慮して設置する。

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

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、飛来物（航空機落下）については、防護設計の要否判断の基準を超えないとの理由により、ダムの崩壊、爆発及び石油コンビナート等の施設の火災については、立地的要因により、船舶の衝突については、敷地配置により設計上考慮する必要はない。

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

(2) 悪影響の防止

特定重大事故等対処施設を構成する設備は原子炉施設（他号炉（3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。）を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び重大事故等対処設備（当該の特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。））に対して悪影響を及ぼさないよう、以下の措置を講じた設計とする。

他の設備への悪影響としては、系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響並びにター

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

ビンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮する。なお、号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（3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。）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（電氣的な影響を含む。）に対しては、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、弁の閉止等によって、通常時の系統構成から特定重大事故等対処施設を構成する設備としての系統構成及び系統隔離をすること、又は他の設備から独立して単独で使用可能なこと、並びに通常時の系統構成を変えることなく特定重大事故等対処施設を構成する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は、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、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は、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、地震により他の設備へ悪影響を及ぼさないように、また、地震による火災源及び溢水源とならないように、耐震設計を行う。

地震に対する耐震設計については「1.5.3 特定重大事故等対処施設の耐震設計」に示す。

地震起因以外の火災による影響に対しては、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、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「1.7.3 特定重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に示す。

地震起因以外の溢水による影響に対しては、特定重大事故等対処施設を構成する設備の破損等により生じる溢水により、他の設備へ悪影響を与えない設計とする。

風（台風）及び竜巻による影響については、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた

、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(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 [] [] 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(「1.1.8.3 環境条件等」)。

内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器、高速回転機器の破損、ガス爆発及び重量機器の落下を考慮する。特定重大事故等対処施設を構成する設備としては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器、爆発性ガスを内包する機器及び落下を考慮すべき重量機器はないが、高速回転機器については、飛散物とならない設計とする。

(3) 共用の禁止

特定重大事故等対処施設を構成する設備の各機器については、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以上の原子炉施設において共用しない設計とする。

ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件(原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能)を満たしつつ、2以上の原子炉施設と共用することによって、安全性が向上する場合であって、さらに同一の発電所内の他の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、 []、他号炉(3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。)の [] [] の換気空調系及び通信連絡設備である。

[] を使用した他号炉(3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。)の [] [] からの号機間電力融通は、遮断器を投入することにより [] を3号炉及び4号炉の [] へ接続すること及び連絡弁を開けて3号炉及び4号炉の [] 間を接続することで、原子炉補助建屋等への

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

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な電力の供給が可能となり、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機間電力融通を行う場合以外、
を遮断器を開放することによりから切り離すこと及び連絡弁を閉止することにより3号炉及び4号炉の
間を切り離すことで、他号炉（3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。）と分離が可能な設計とする。

なお、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号機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。

は、プラントの状況に応じた特定重大事故等対処施設を操作するために必要な要員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、特定重大事故等対処施設を操作するために必要な要員の対応状況等）を共有・考慮しながら、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時の総合的な対応をすることで、安全性の向上を図ることができるため、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、一方の号炉の監視操作中に、他方の号炉のプラント監視機能が喪失しない設計とする。

の換気空調系は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時において、共用により自号炉の系統だけでなく他号炉（3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。）の系統も使用することで、安全性の向上を図ることができるため、3号炉及び4号炉で共用する設計とする。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

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（相互のプラント状況、特定重大事故等対処施設を操作するために必要な要員の対応状況等）を共有・考慮しながら、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時の総合的な対応を行うことができ、安全性の向上を図ることができるため、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、
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。

1.1.8.2 容量等

特定重大事故等対処施設を構成する設備は、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。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。

特定重大事故等対処施設を構成する設備は、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、号炉ごとに必要な容量を有した設備を配備する設計とする。

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

特定重大事故等対処施設を構成する設備のうち設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）の系統及び機器を使用するものについては、設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）の容量等の仕様が、機能の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準事故対処設備又

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

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。

特定重大事故等対処施設を構成する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。

1.1.8.3 環境条件等

(1) 環境条件

特定重大事故等対処施設を構成する設備は、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発生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）、放射線及び荷重に加えて、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、電磁波による影響及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。荷重としては原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合における環境圧力を踏まえた圧力、温度及び機械的荷重に加えて自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響）による荷重を考慮する。

地震以外の自然現象の組合せについては、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを考慮する。地震を含む自然現象の組合せについては、「1.5.3 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

等対処施設の火災防護に関する基本方針」に示す。

(2) 特定重大事故等対処施設を構成する設備の設置場所

特定重大事故等対処施設を構成する設備のうち設置場所での操作及び復旧作業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及び復旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定し、設置場所で操作可能な設計とする。

その他の特定重大事故等対処施設を構成する設備は、放射線の影響を受けない [] から操作可能な設計とする。

1.1.8.4 操作性及び試験・検査性

(1) 操作性の確保

a. 操作の確保

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合においても、特定重大事故等対処施設を構成する設備を確実に操作できるように、手順書の整備並びに教育及び訓練による実操作及び模擬操作を行う。

手順に定めた操作を確実なものとするため、操作環境として、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時の環境条件に対し、操作場所での操作が可能な設計とする（「1.1.8.3 環境条件等」）。操作するすべての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて常設の足場を設置する。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発生時に迅速に使用できる場所に配備する。

操作準備として、一般的に用いられる工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。 [] に保管できる設計とする。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

操作内容として、現場で操作を行う弁は、手動操作が可能な弁を設置する。また、その他の操作を必要とする機器及び弁の操作は、での操作が可能な設計とする。の操作器は特定重大事故等対処施設を操作するために必要な要員の操作性を考慮した設計とし、確実な操作が可能な設計とする。

b. 系統の切替性

特定重大事故等対処施設を構成する設備のうち、本来の用途以外の用途として原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等に対処するために使用する設備を含めて通常時に使用する系統から系統構成を変更する必要がある設備は、速やかに切替操作可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。

(2) 試験・検査等

特定重大事故等対処施設を構成する設備は、健全性及び能力を確認するため、原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査（「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」に準じた検査を含む。）を実施できるよう、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮した配置、必要な空間等を備える設計、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする設計とするとともに非破壊検査が必要な設備については、試験装置を設置できる設計とする。

これらの試験及び検査については、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査及び溶接安全管理検査の法定検査を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検及び日常点検の保守点検内容を考慮して設計するものとする。

機能・性能の確認においては、所要の系統機能を確認する設備について、原則、系統試験及び漏えい確認が可能な設計とする。系統試験においては、試験及び検査ができるテストライン等の設備を設置又は必要に応じて準備する。また、悪影響防止の観点から他と区分する必

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

要があるもの又は単体で機能・性能を確認するため個別に確認を実施するものは、特性及び機能・性能確認が可能な設計とする。

原子炉の運転中に待機状態にある特定重大事故等対処施設を構成する設備は、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とする。ただし、運転中の試験又は検査によって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つては、その健全性並びに多重性又は多様性を確認するため、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。

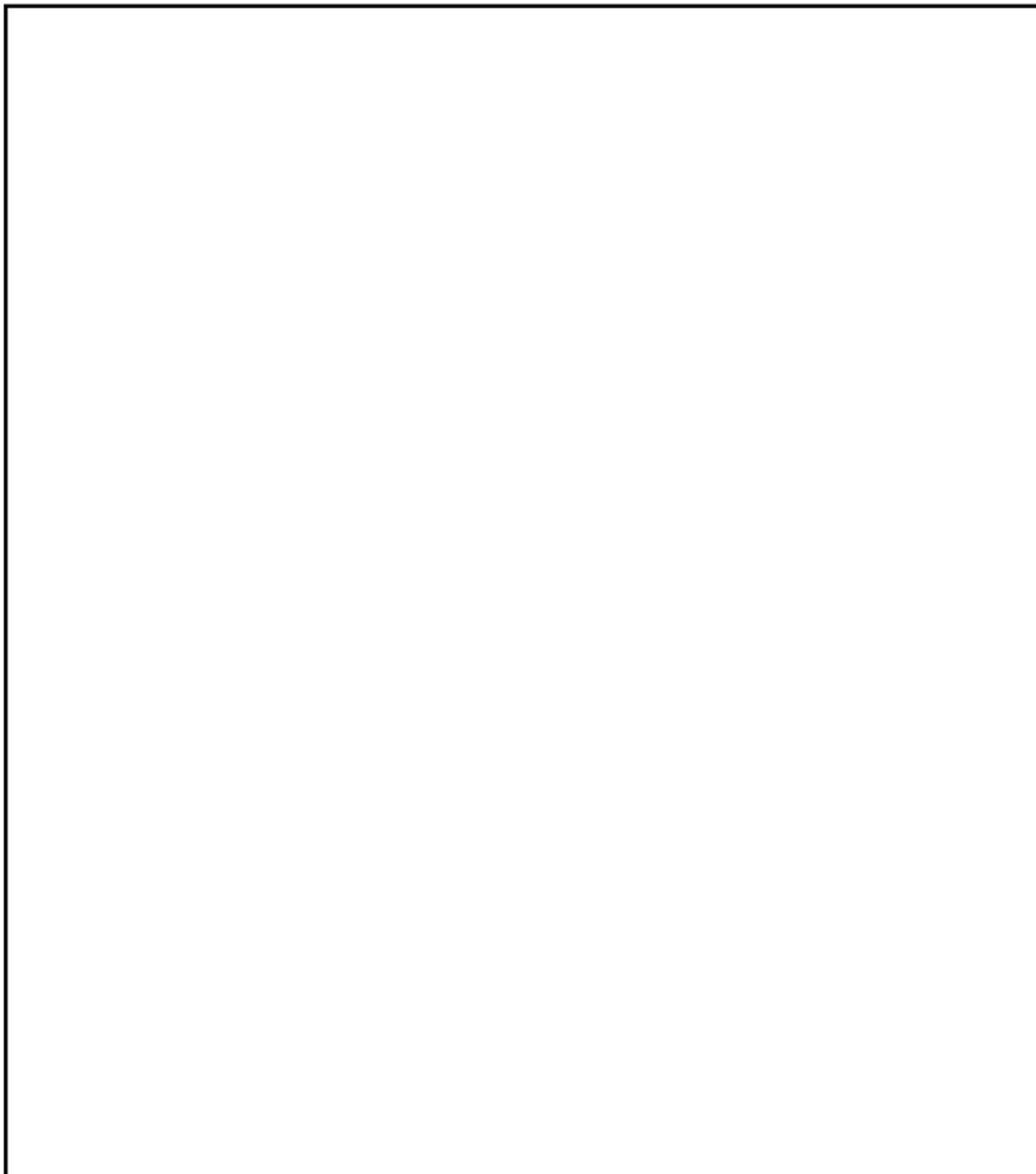
構造・強度を確認又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則、分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。

1.1.8.5 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(1)～(8)の機能を有する特定重大事故等対処施設を構成する設備を設置する。

- (1) 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能
- (2) 炉内の熔融炉心の冷却機能
- (3) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却機能
- (4) 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能
- (5) 原子炉格納容器の過圧破損防止機能
- (6) 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能
- (7) サポート機能（電源設備、計装設備、通信連絡設備）
- (8) 上記設備の関連機能（減圧弁、配管等）

また、(1)～(8)の機能を制御する緊急時制御室を設ける。



1.1.9 物理的分離及び電気的分離に関する基本方針

安全保護回路、工学的安全施設等の重要度の特に高い安全機能を有する系統で多重性又は多様性のある系統は、必要に応じて各系列は互いに機器、配管、ケーブル等を適切な離隔距離を取って分離配置、障壁の設置、電気的に分離する等によって、万一、1つの系列が火災や機器、配管、ケーブル等の破損等により運転不能になっても、他の系列にその影響が波及してその安全機能が喪失しないように、独立性を備えた設計とする。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

1.1.10 強度設計の基本方針

発電所の建物、構築物、機器、配管及びそれらの支持構造物は、自重、内圧、外圧、熱荷重、地震荷重等の条件に対し、十分な強度を有し、かつ、その機能を維持できるように設計する。

荷重の組合せと許容応力については、「建築基準法」、「日本建築学会各種構造設計及び計算規準」、「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」、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」等にしたがうものとする。

また、諸外国の規格、基準等を参考にする等、できるだけ新しい知見を取り入れて強度上十分安全な設計とする。

1.2 「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」に対する適合
原子炉施設は、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」
に十分適合するように設計する。各指針に対する適合のための設計方針は
次のとおりである。

ただし、本項において用いる用語の意義は、同指針Ⅲ「用語の定義」に
従いそれぞれ当該各号の定めるところによる。

指針1. 準拠規格及び基準

安全上重要な構築物、系統及び機器の設計、材料の選定、製作及び
検査については、安全上適切と認められる規格及び基準によるもので
あること。

適合のための設計方針

原子炉施設のうち安全上重要な構築物、系統及び機器の設計、材料選定、
製作及び検査については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」、
「核燃料物質の使用等に関する規則」、「実用発電用原子炉の設置、運転等
に関する規則の規定に基づく許容被ばく線量等を定める告示」等の法令、
規格及び基準に基づくとともに、原則として以下に示す国内の法令、規格、
基準に準拠するものとする。

- (1) 電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令
- (2) 電気設備に関する技術基準を定める省令
- (3) 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令
- (4) 建築基準法
- (5) 労働基準法
- (6) 労働安全衛生法
- (7) 消防法
- (8) 高圧ガス取締法
- (9) 日本工業規格（J I S）
- (10) 日本電機工業会規格（J E M）
- (11) 日本電気学会電気規格調査会標準規格（J E C）

- (12) 日本建築学会各種構造設計及び計算規準
- (13) 日本電気協会電気技術基準調査委員会電気技術規程及び指針
国内法令、規格及び基準において規定されないものについては、必要に応じて十分使用実績があり、信頼性の高い以下に示す国外の規格及び基準に準拠する。
- (14) A S M E (American Society of Mechanical Engineers) 規格
- (15) A N S I (American National Standard Institute) 基準
- (16) A S T M (American Society for Testing and Materials) 規格
- (17) I E E E (The Institute of Electrical and Electronics Engineers) 基準
- (18) M S S (Manufactures Standardization Society) 規格
- (19) N E M A (National Electrical Manufactures Association) 規格
事故の発生を防止し、その結果を抑制するため、安全上重要かつ必須の系及び機器として次のものがある。
- a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ
 - b. 格納容器バウンダリ
 - c. 工学的安全施設
 - d. 原子炉停止系
 - e. 上記に関連する電気施設
- これらの系及び機器は、上記の法令、規格、基準のいずれかに準拠しているが、その重要なものを次に示す。
- a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ

原子炉容器	(1)(3)(9)(13)(14)(16)
蒸気発生器	(1)(3)(9)(13)(14)(16)
加 圧 器	(1)(3)(9)(13)(14)(16)
1 次冷却材ポンプ	(3)(9)(13)(14)(15)(16)
配 管	(1)(3)(9)(13)(14)(15)(16)
弁	(3)(9)(13)(14)(15)(16)(18)
 - b. 格納容器バウンダリ

原子炉格納容器	(1)(3)(4)(9)(12)(13)(14)(16)
配 管	(1)(3)(9)(13)(14)(15)(16)

隔 離 弁	(3)(9)(13)(14)(15)(16)(18)
c. 工学的安全施設	
ポ ン プ	(3)(9)(13)(14)(15)(16)
電 動 機	(2)(9)(10)(11)
タンク及びピット	(1)(3)(4)(9)(13)(14)
配 管	(1)(3)(9)(13)(14)(15)(16)
弁	(3)(9)(13)(14)(15)(16)(18)
d. 原子炉停止系	
炉内構造物	(3)(9)(13)(14)
制御棒クラスタ及び駆動装置	(1)(3)(9)(13)(14)(16)
ポ ン プ	(3)(9)(13)(15)
タ ン ク	(1)(3)(9)(13)(14)
配 管	(1)(3)(9)(13)(14)(15)(16)
弁	(3)(9)(13)(14)(15)(16)(18)
e. 上記に関連する電気施設	
ディーゼル発電機	(2)(9)(10)(11)
ディーゼル機関	(9)(13)
蓄 電 池	(2)(9)(10)(11)
配電設備	(2)(9)(10)(11)
安全保護系設備	(2)(3)(9)(10)(11)(13)(17)

添付書類八の次の項目参照

1. 安全設計
3. 原子炉及び炉心
4. 1次冷却設備
5. 工学的安全施設
6. 原子炉補助施設
7. 計測制御系統施設
8. 電気施設
9. タービン及び付属設備

指針2. 自然現象に対する設計上の考慮

1. 安全上重要な構築物、系統及び機器は、地震により機能の喪失や破損を起こした場合の安全上の影響を考慮して、重要度により耐震設計上の区分がなされるとともに、敷地及び周辺地域における過去の記録、現地調査等を参照して、最も適切と考えられる設計地震動に十分耐える設計であること。
2. 安全上重要な構築物、系統及び機器は、地震以外の自然現象に対して、寿命期間を通じてそれらの安全機能を失うことなく、自然現象の影響に耐えるように、敷地及び周辺地域において過去の記録、現地調査等を参照して予想される自然現象のうち最も苛酷と考えられる自然力及びこれに事故荷重を適切に加えた力を考慮した設計であること。

適合のための設計方針

1. 地震に対する方針

建物・構築物、機器・配管類は、以下に示すA、B及びCの3クラスに分類し、それぞれに応じた耐震設計を行う。

Aクラス：自ら放射性物質を内蔵しているか又は内蔵している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放散する可能性のあるもの、及びこれらの事態を防止するために必要なもの並びにこれら事故発生の際に、外部に放散される放射性物質による影響を低減させるために必要なものであって、その影響、効果の大きいもの

Bクラス：上記において、影響、効果が比較的小さいもの

Cクラス：Aクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設と同等の安全性を保持すればよいもの

この原則に従って分類した各施設のうち、上位の分類に属するものは、下位の分類に属するものの破損によって波及的事故を起こさないように設計する。

(1) 前項のA、B及びCクラスの施設は、以下に示す層せん断力係数及び

震度に基づく地震力に対して安全であるように設計する。

a. 建物・構築物

水平地震力は、原子炉施設の重要度分類に応じて以下に述べる層せん断力係数に当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。

Aクラス 層せん断力係数 $3.0C_I$

Bクラス 層せん断力係数 $1.5C_I$

Cクラス 層せん断力係数 $1.0C_I$

ここに、層せん断力係数を算定する際の C_I は、標準せん断力係数を0.2とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

Aクラスの施設については、鉛直地震力をも考慮することとし、水平地震力と鉛直地震力は、同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度0.3を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

b. 機器・配管系

各クラスの地震力は、上記a.の層せん断力係数の値から求める水平震度及び上記a.の鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度より求めるものとする。

水平地震力と鉛直地震力とは同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。

ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

(2) Aクラスの施設は、敷地の解放基盤表面において定められる基準地震動 S_1 （設計用応答スペクトル及び最大速度振幅が16.3kineの設計用模擬震波で表わされる）に基づく動的解析から求められる地震力に対して耐えるように設計する。

更に、Aクラスの施設のうち原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系、原子炉格納容器、原子炉停止装置等の一部の施設を限定してAsクラスの施設と呼称し、これらの施設については、敷地の解放基盤表面において定められる基準地震動 S_2 （設計用応答スペクトル及び最

大速度振幅が24.4kineの設計用模擬地震波で表わされる)に基づく動的解析から求められる地震力に対して、その安全機能が保持できるよう設計する。

Aクラスの施設には、基準地震動から求まる水平地震力と同時に不利な方向の組合せで、基準地震動の最大加速度振幅の1/2の値を重力加速度で除した鉛直震度から求められる鉛直地震力が作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

2. 地震以外の自然現象に対する設計

(1) 風 (台風)

敷地付近で観測された最大瞬間風速は、舞鶴海洋気象台での観測記録(1947～1983年)によれば、51.1m/s(1959年9月26日)である。

風荷重に対する設計は、建築基準法に基づいて行う。

(2) 積雪

舞鶴海洋気象台の観測記録(1947～1983年)によれば、最大積雪量は60cm(1975年1月13日)である。積雪荷重に対する設計は、建築基準法に基づいて行う。

(3) 最低気温

舞鶴海洋気象台での観測記録(1947～1983年)によれば、最低気温は-8.8℃(1977年2月16日)であり、敦賀測候所の観測記録(1898～1980年)によれば、-10.9℃(1904年1月27日)である。屋外機器で凍結のおそれのあるものは必要に応じて上記の最低気温に適切な余裕を持った設計値で凍結防止対策を行う。

(4) 津波、高潮

敷地付近に関して、津波、高潮による被害の記録は見当たらない。

また、将来、津波が発生するとしても、水位上昇は小さい。

本地点の潮位は既往最高潮位(H.H.W.L.) EL.+0.99m、朔望平均満潮面(H.W.L.) EL.+0.40mであるが、これに対して敷地の整地レベルはEL.+9.3m以上とするので、異常高潮位による被害を受けるおそれはない。

(5) 洪水

敷地付近は、地形及び表流水の状況等から判断して、洪水による被害は考えられない。

(6) 雷

雷害防止対策として、原子炉格納施設等への避雷針の設置、接地網の布設による接地抵抗の低減等を行うとともに、安全保護系への雷サージ侵入の抑制を図る回路設計とする。

(7) 地すべり等

原子炉施設付近には、地すべり地形の存在は認められない。

また、原子炉施設付近の切取法面を含めた斜面は、すべり等に対し、原子炉施設が十分安全であるように設計する。

このような自然条件に対して、主要建屋の位置決定、整地レベルの選定を行い、建屋及び機器の設計条件を設定している。安全上重要な構築物、系統及び機器はこれらの自然条件に対して、寿命期間を通じ、その安全機能を失うことなく耐えるように設計する。

また、安全上重要な構築物、系統及び機器であって事故時にその影響を受け、事故時の使用条件がその設備の設計条件となるものについては、事故荷重（長期間継続するもの）が生じている状態で前述の自然力が発生する可能性があると考え、自然力と事故荷重を加えた力に対し、安全機能が維持できるように設計する。

添付書類六の次の項目参照

2. 気象 3. 地盤

4. 水理 5. 地震

添付書類八の次の項目参照

1. 安全設計

2. プラント配置

指針3. 人為事象に対する設計上の考慮

原子力発電所は、安全上重要な構築物、系統及び機器に対する第三者の不法な接近等の人為事象に対し、これを防護するための適切な措置を講じた設計であること。

適合のための設計方針

安全上重要な構築物、系統及び機器に対する第三者の不法な接近等の人為事象に対し、これを防護するため、以下の措置を講じた設計とする。

- (1) 安全上重要な構築物、系統及び機器を含む区域を設定し、それを取り囲むフェンス等の物的障壁を持つ防護された区域を設けて、これらの区域への接近管理、出入管理を行える設計とする。
- (2) 探知施設を設け、警報、映像監視等集中監視する設計とする。
- (3) 外部との通信連絡設備として、加入電話、電力保安通信用電話設備等を設ける。

添付書類八の次の項目参照

2. プラント配置

8. 電気施設

指針4. 環境条件に対する設計上の考慮

安全上重要な構築物、系統及び機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、それら環境条件に適合できる設計であること。

適合のための設計方針

安全上重要な構築物、系統及び機器の設計条件を設定するに当たっては通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に予想又は想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の条件を考慮し十分安全側の条件を与えるとともに、必要に応じてそれらの変動時間、繰り返し回数等の過渡条件を設定し、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なように設計する。また、原子炉格納容器内に設置している安全上重要な機器で1次冷却材喪失時に必要なものは事故時の環境条件に適合する設計とする。

添付書類八の次の項目参照

4. 1次冷却設備
7. 計測制御系統施設
8. 電気施設
11. 放射線管理施設

添付書類十の次の項目参照

2. 運転時の異常な過渡変化の解析
3. 事故解析

指針5. 飛来物等に対する設計上の考慮

安全上重要な構築物、系統及び機器は、想定される飛来物、配管のむち打ち又は流出流体の影響等から生じるおそれのある動的影響、熱的影響又は溢水によって原子炉の安全を損うことのない設計であること。

適合のための設計方針

想定される飛来物及び配管破断に伴う影響により原子炉の安全を損なうことのないよう以下の方針に基づいて設計を行う。

- (1) 高温高圧の流体を内包する1次冷却材管、主蒸気管、主給水管等については、配管のターミナルエンド（配管固定部）及びターミナルエンド間で、内圧、熱、地震力等による応力の合計値が相対的に高い箇所で配管の瞬時破断を想定する。

この想定破断による配管のむち打ち、流出流体のジェット力、雰囲気の変化及び溢水により、安全上重要な施設の機能が損なわれることのないように、次の対策を講じる。

- a. 破断想定箇所と防護対象機器は、十分な離隔距離をとる。
- b. 破断想定箇所又は防護対象機器を障壁で囲む。
- c. 上記のいずれかの対策がとれない場合、破断の影響に十分耐える配管ホイップレストレイント、ジェットバリア等を設ける。

また、防護対象機器は、配管破断による雰囲気変化による機能が損なわれないように設計するとともに、配管破断による溢水に対しては配置上の配慮を行う。

- (2) タービンミサイルについては、タービン発電機の異常振動防止、過速度防止装置の多重化、品質保証活動等により破損事故の発生確率を小さくするとともに、ミサイルの発生を仮想しても原子炉冷却材圧力バウンダリ及び使用済燃料ピットに到達する確率が小さくなるよう配置等の配慮を行うことによって、原子炉の安全を損なう可能性が極めて低くなるように設計する。

- (3) フライホイールを有する1次冷却材ポンプは、品質管理、供用期間中

検査、軸振動の常時監視等によりミサイルとならないように設計する。

(4) 航空機落下については、発電所近くに飛行場がなく、かつ、発電所上空には航空路はない。したがって、航空機落下は考慮する必要はない。

(5) 本発電所敷地周辺の社会環境からみて、発電所周辺での爆発及びそれに起因する飛来物により原子炉の安全を損なうことはない。

添付書類六の次の項目参照

6. 社会環境

添付書類八の次の項目参照

2. プラント配置

4. 1次冷却設備

7. 計測制御系統施設

9. タービン及び付属設備

指針6. 火災に対する設計上の考慮

安全上重要な構築物、系統及び機器は、適切な配置、防火壁の設置をする等、火災に対する防護上の配慮がなされるとともに、これらは実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する設計であること。

また、これらの構築物、系統及び機器に対して、適切な火災検出装置及び消火装置を設置し、これらの装置の破損又は不測の作動があっても、構築物、系統及び機器は、それらの安全機能を失うことのない設計であること。

適合のための設計方針

火災により原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するために、「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針」に基づき、

- a. 火災発生防止
- b. 火災検知及び消火
- c. 火災の影響の軽減

の3つの原則の適切な組合せで設計するという、いわゆる「火災についての多重防護」の設計思想に従うこととし、具体的には以下により火災防護の設計を行う。

(1) 火災の発生防止

a. 予防措置

発火性又は引火性の材料を内包する系統は、漏えい防止等の予防措置を講じ、また、電気系統は地絡、短絡等に起因する過電流による過熱の防止を図ることにより、その運転時はもとより故障時にも火災の発生を未然に防止するように設計する。

b. 材 料

安全上重要な構築物、系統及び機器は、実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する。

安全上重要な構築物、系統及び機器を設置している区域で使用する油のような可燃性材料の貯蔵量は運転上要求される量とする。

c. 自然事象による火災発生防止

原子炉施設内の構築物、系統及び機器は、落雷、地震等の自然事象による火災発生を防護した設計とする。

(2) 火災検知及び消火

a. 火災検出装置及び消火装置

(a) 火災検出装置及び消火装置は、安全上重要な構築物、系統及び機器に対する火災の悪影響を限定し、早期消火を行えるように設計する。

(b) 火災検出装置は、常用電源が喪失した場合には装置内蔵の蓄電池に自動的に切り替わり、その機能を失わない設計とする。

(c) 消火装置として、消火栓設備、固定式水消火設備、固定式二酸化炭素消火設備等を適切に選定して設置する。

b. 消火装置の破損、誤動作及び誤操作対策

消火措置は、その破損、誤動作又は誤操作によって安全上重要な構築物、系統及び機器の安全機能を失わないように設計する。

c. 自然事象に対する消火装置の性能維持

消火装置は、火災と同時に有意に起こると考えられる自然事象によっても、その性能が著しく阻害されることがないように設計する。

(3) 火災の影響の軽減

a. 火災の影響軽減対策

安全上重要な構築物、系統及び機器を含む区域は、その重要度に応じ、耐火壁もしくは耐火壁・隔壁・間隔及び消火装置の組合せにより、隣接区域の火災による影響を含めて火災の影響を軽減するよう設計する。

耐火壁を使用する場合にはその耐火壁の貫通部には耐火シールを行い、耐火壁の開口部には防火扉及び防火ダンパを取り付ける。

b. 原子炉の安全確保

(a) 原子炉施設内のいかなる場所の想定される火災に対しても、この火災により原子炉施設に外乱が及び、かつ、安全系の作動を要求される場合には、その安全系に単一故障を仮定しても、原子炉を高温停止できる設計とする。

- (b) 低温停止に必要な系統は、原子炉施設内のいかなる場所の想定される火災によっても、その機能を失わない設計とする。
- (c) 火災等により中央制御室にとどまることができない場合には、中央制御室外から原子炉を高温停止でき、また、適切な手順を用いて低温停止状態に導くことができるよう設計する。

添付書類八の次の項目参照

2. プラント配置
7. 計測制御系統施設
8. 電気施設
12. 発電所補助施設

指針7. 共用の禁止

安全上重要な構築物、系統及び機器は、共用によって安全機能を失うおそれのある場合、原子炉施設間で共用しない設計であること。

適合のための設計方針

安全上重要な構築物、系統及び機器は、原子炉施設間で共用しない設計とする。ただし、安全上重要な構築物、系統及び機器で原子炉施設間で共用する計画のものは、中央制御室並びに海水取水及び放水施設、外部電源系及び放射性廃棄物処理系の一部である。しかし、これらはその機能、構造等から判断して、共用によって原子炉の安全性に支障を来たすことはない。なお、その他に原子炉施設間で共用する計画のものは、固体廃棄物貯蔵庫並びに放射線管理施設及び発電所補助施設の一部などがある。

添付書類八の次の項目参照

2. プラント配置
5. 工学的安全施設
7. 計測制御系統施設
8. 電気施設

指針8. 系統の単一故障

安全上重要な系統は、非常用所内電源系のみでの運転下又は外部電源系のみでの運転下で、単一故障を仮定しても、その系統の安全機能を失うことのない設計であること。

適合のための設計方針

3, 4号炉の所内動力用電源は外部電源として電力系統に接続される500kV送電線4回線のほかに、非常用所内電源系としてディーゼル発電機設備2系統を設け、安全上重要な系統が要求される機能を果たすために必要な容量を持つ設計とする。

安全上重要な系統は、本指針に規定された条件のもとで事故後の短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、また、事故後の長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、所定の安全機能を果たし得るように、原則として独立な2系統を設け、系統相互間は離隔距離をとるか、必要に応じて障壁を設ける等により物理的に分離する設計とする。また、独立な2系統を設けていない設備の場合にも動的機器に多重性を持たせる等によりその安全機能を失うことのない設計とする。

単一故障に関連するという事故後の短期間とは、原則として事故発生後あるいは原子炉停止後24時間の運転期間を、また、事故後の長期間とは、その後の運転期間をいうものとするが、1次冷却材喪失事故を想定する場合、非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備については、事故後の短期間は1次冷却材喪失事故発生から注入モード終了までの運転期間、また、事故後の長期間は再循環モード以降の運転期間とする。

上記の長期間において、静的機器の単一故障を想定する場合、系統の運転温度、圧力が低く（たとえば換気空調設備）故障発生頻度が小さいか、あるいは発生しても短時間に修復ないし除去が可能であるものは除く。

添付書類八の次の項目参照

5. 工学的安全施設
6. 原子炉補助施設
7. 計測制御系統施設
8. 電気施設
9. タービン及び付属設備
12. 発電所補助施設

添付書類十の次の項目参照

2. 運転時の異常な過渡変化の解析
3. 事故解析

指針9. 電源喪失に対する設計上の考慮

原子力発電所は、短時間の全動力電源喪失に対して、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後の冷却を確保できる設計であること。

ただし、高度の信頼度が期待できる電源設備の機能喪失を同時に考慮する必要はない。

適合のための設計方針

発電所の所内動力用源電としては、電力系統に強固に接続された外部電源系のほかに非常用所内電源系として、ディーゼル発電機設備2系統を設けているので、短時間といえども電源が喪失することは極めて少ないと考えられるが、万一、短時間の全動力電源喪失が発生した場合でも、安全保護系及び制御棒クラスタによる原子炉停止系の動作により原子炉は安全に停止でき、停止後の原子炉の崩壊熱及びその他の残留熱も、1次冷却系においては1次冷却材の自然循環、2次冷却系においてはタービン動補助給水ポンプ及び主蒸気安全弁の動作により30分程度の期間冷却ができる。

安全保護系及びタービン動補助給水系の動作に必要な電源は、全動力電源喪失時にも原子炉の安全を確保できるよう高度の信頼性のある蓄電池から給電する。

添付書類八の次の項目参照

7. 計測制御系統施設
8. 電気施設
9. タービン及び付属設備

指針10. 試験可能性に対する設計上の考慮

安全上重要な構築物、系統及び機器は、それらの健全性及び能力を確保するために、その重要度に応じ、原子炉の運転中に試験及び検査ができるか、又は原子炉の定期点検停止時若しくは燃料取替停止中に適切な方法により試験及び検査ができる設計であること。

適合のための設計方針

- (1) 原子炉冷却材圧力バウンダリとなる系統及び機器については供用期間中検査を可能とするため接近の可能性を配慮した設計とする。
- (2) 非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備はテストラインを用いて定期的に作動試験ができるように設計する。
- (3) アニュラス空気浄化設備のアニュラス部の負圧達成、維持能力の確認試験が定期的にできるように設計する。
- (4) 原子炉格納容器漏えい率試験、貫通部漏えい又は漏えい率試験、隔離弁作動試験ができるよう、試験に必要な器具の取付け等を考慮した設計とする。
- (5) ディーゼル発電機は定期的に起動試験を行うことができるように設計する。
- (6) 安全保護系の試験可能性については指針33.の適合のための設計方針で述べる。

これらの試験及び検査は、安全上の重要度、必要性及びプラントに与える影響を考慮して、原子炉の運転中又は定期点検停止中若しくは燃料取替停止中に行うことができるように設計する。

添付書類八の次の項目参照

3. 原子炉及び炉心
4. 1次冷却設備
5. 工学的安全施設
6. 原子炉補助施設
8. 電気施設
9. タービン及び付属設備
10. 放射性廃棄物廃棄施設
11. 放射線管理施設
12. 発電所補助施設

指針11. 避難通路に対する設計上の考慮

原子力発電所は、通常の照明用電源喪失時においても、その機能を失うことのない照明を設備し、かつ、単純、明確、永続性のある標識のついた安全避難通路を有する設計であること。

適合のための設計方針

原子炉施設の建屋内には数箇所避難階段を設置し、それに通じる避難通路を設ける。また、中央制御室、避難通路等には必要に応じて、標識並びに非常灯及び誘導灯を設ける。非常灯及び誘導灯は灯具に蓄電池を内蔵し、通常の照明用電源喪失時にその機能を失うことがないようにし、容易に避難できる設計とする。

添付書類八の次の項目参照

- 2. プラント配置
- 8. 電気施設

指針12. 通信連絡設備に対する設計上の考慮

原子力発電所は、適切な警報系統及び通信連絡設備を備え、事故時に発電所内にいるすべての人々に対し、少なくとも1つの中央位置から指示ができるとともに、発電所と所外必要箇所との通信連絡設備は、多重性を有する設計であること。

適合のための設計方針

事故時又は必要時に発電所内にいるすべての人々に対し、中央制御室から指示できるように運転指令設備を設けるとともに、発電所と関係官庁等の所外必要箇所との通信連絡は、加入電話、電力保安通信用電話設備等によるものとする。

添付書類八の次の項目参照

8. 電気施設

指針13. 原子炉設計

原子炉の炉心及びそれに関連する原子炉冷却系、計測制御系並びに安全保護系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることなく、それぞれの機能を果たし得る設計であること。

適合のための設計方針

原子炉の炉心は、燃料集合体、制御棒等で構成し、これらは既設の加圧水型原子炉の運転経験、試験、実験の結果等に基づき、十分安全な機械構造上の設計とする。燃料棒は核分裂生成物の放出に対し、第一の障壁となっていることを考慮し、高い信頼度を持つように設計する。

1次冷却系、計測制御系及び安全保護系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料を確実に冷却する炉心流量を確保し、炉内出力分布を監視し、プロセス量がある制限値に達したときには、決められた安全保護動作を開始するように設計する。

燃料の健全性を確保するため、燃料の許容設計限界を定め、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、この限界値を超えないようにする。

- (1) 最小DNBRは許容限界値以上であること。
- (2) 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン又はガドリニア入り二酸化ウランの溶融点未満であること。

更に、燃料中心最高温度が二酸化ウランの溶融点を超えるか又は最小DNBRが許容限界値を下まわるおそれのある場合には、安全保護系の動作により原子炉を自動的に停止するよう設計する。

添付書類八の次の項目参照

3. 原子炉及び炉心
4. 1次冷却設備
7. 計測制御系統施設

添付書類十の次の項目参照

2. 運転時の異常な過渡変化の解析

指針14. 燃料設計

1. 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中を通じ、他の炉心構造物との関係を含め、その健全性を失うことがなく、炉心の性能を十分に発揮し得る設計であること。
2. 燃料集合体は、燃料棒の内外圧差、燃料及び他の材料の照射、負荷の変化により起こる圧力・温度の変化、化学的効果、静的及び動的荷重、変形又は化学的変化の結果起こり得る熱伝達挙動の変化等を考慮した設計であること。
3. 燃料集合体は、輸送及び取扱い中に燃料棒の変形等による過度の寸法変化を生じない設計であること。

適合のための設計方針

1. 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中を通じ、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において加わる荷重に対して、各構成要素が十分な強度を有し、その機能が保持されるように設計する。

また、制御棒と制御棒案内シンプルとの間に十分な間げきを設け、容易に挿入・引抜きができるように設計する等、燃料集合体が他の炉心構成部品の機能に影響を与えないように設計する。

燃料集合体の構成部品に生じる応力、荷重等は原則としてASME Sec. IIIの規格に準拠して評価する。

2. 燃料集合体は、燃料材料、使用温度、照射効果等を考慮して設計する。

また、燃料棒は、核分裂生成ガスの生成・放出・ペレットのスウェリング、熱膨脹、被覆管の照射成長等の原子炉運転中に生じる諸現象を考慮して健全性が確保されるように設計する。

このため、燃料棒は使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、以下の基準を満足するように設計する。

- (1) 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン又はガドリニア入り二酸化ウランの溶融点未満であること。
- (2) 燃料棒内圧は、通常運転時において、被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えないこと。

- (3) 燃料被覆管応力は、ジルカロイ-4の耐力以下であること。
 - (4) 燃料被覆管に生じる円周方向引張歪の変化量は、各過渡変化に対して1%以下であること。
 - (5) 累積疲労サイクルは、設計疲労寿命以下であること。
3. 燃料集合体、輸送及び取扱い中に、燃料集合体に加わる荷重を、設計上軸方向について6G、また、横方向についても各支持格子部固定の条件で6Gと設定し、構成部品がこの荷重に対して十分な強度を有し、燃料集合体としての機能を阻害することのないように設計する。
- また、輸送及び取扱いに当たっては、過度の外力がかからないよう十分な配慮をするとともに、現地搬入後、健全性を確認する。

〔 添付書類八の次の項目参照 〕
3. 原子炉及び炉心

指針15. 原子炉の固有な特性

原子炉の炉心及びそれに関連する原子炉冷却系は、すべての運転範囲で急速な固有の負の反応度フィードバック特性を有する設計であること。

適合のための設計方針

低濃縮二酸化ウラン・軽水減速・加圧水型の本原子炉はドップラ係数、減速材温度係数、減速材ボイド係数及び圧力係数による固有の負の反応度フィードバック特性を有する。

ドップラ係数は、燃料実効温度の変化に対する反応度変化の割合であり、急激な反応度増加があった場合でも十分な出力抑制効果を有するよう常に負になるよう設計する。減速材温度係数、減速材ボイド係数及び圧力係数はそれぞれ温度、ボイド及び圧力に対する減速材密度の変化を介して得られる反応度変化の割合であり、通常、密度変化への寄与はボイドあるいは圧力に比べ温度の効果が大きく減速材温度変化に対し高温出力運転状態で負の反応度フィードバック効果を有するよう設計する。

このように原子炉は、ドップラ係数、減速材温度係数、減速材ボイド係数及び圧力係数を総合した固有の負の反応度フィードバック特性の効果により、急激な反応度増加を伴う運転時の異常な過渡変化及び事故時の場合にしても、十分な出力抑制効果を有する設計とする。

添付書類八の次の項目参照

3. 原子炉及び炉心

添付書類十の次の項目参照

2. 運転時の異常な過渡変化の解析

3. 事故解析

指針16. 出力振動の抑制

原子炉の炉心及びそれに関連する原子炉冷却系、計測制御系並びに安全保護系は、燃料の許容設計限界を超える状態となる出力振動が生じないように十分な減衰特性を持たせる設計であるか、又はたとえ出力振動が生じてもそれを確実に、かつ、容易に検出して抑制できる設計であること。

適合のための設計方針

原子炉は負のドップラ係数及び高温出力運転状態での負の減速材温度係数を有しており、設計負荷変化及び外乱に起因する反応度変化に対し固有の自己制御性と原子炉制御設備により原子炉出力の振動が十分な減衰特性を持つよう設計する。

炉心に負の反応度フィードバック特性を持たせることにより、キセノンによる出力分布の空間振動のうち、水平方向振動は減衰特性を持つ。

また、軸方向振動は、炉外核計装設備で軸方向中性子束偏差を計測することにより、確実かつ容易に検出でき、出力制御用の制御棒クラスタを操作して、アキシヤルオフセットをある範囲に維持することによって出力振動を抑制できる設計とする。

また、アキシヤルオフセットがある範囲を超えた場合には、原子炉制御設備又は原子炉保護設備が働き、出力低下あるいは原子炉トリップを行うことにより、燃料許容設計限界を超えない設計とする。

添付書類八の次の項目参照

3. 原子炉及び炉心
7. 計測制御系統施設

指針17. 計測制御系

1. 計測制御系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、次の事項を十分考慮した設計であること。
 - (1) 原子炉の炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器バウンダリ並びにそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータは、適切な予想範囲に維持制御されること。
 - (2) 上記のパラメータについては、予想変動範囲内での監視が可能であること。
2. 計測制御系は、事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを監視できる設計であること。

適合のための設計方針

1. 計測制御系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において炉心中性子束、制御棒位置、1次冷却材の圧力、温度及び流量、加圧器水位、蒸気発生器2次側圧力及び水位、原子炉格納容器内圧力及び温度等の重要なパラメータを適切な範囲に維持制御し監視できる設計とする。
2. 計測制御系は、事故時において事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータである原子炉格納容器内圧力及び温度、1次冷却材の圧力及び温度、高圧及び低圧注入流量、補助給水流量等を連続監視できる設計とする。また、1次冷却材の放射性物質の濃度、原子炉格納容器内水素ガス濃度及び放射性物質の濃度等については、事故時においてもサンプリングにより測定し、監視できる設計とする。

また、原子炉の停止状態及び炉心の冷却状態は、2種類以上のパラメータにより監視あるいは推定できる設計とする。

添付書類八の次の項目参照

6. 原子炉補助施設
7. 計測制御系統施設
11. 放射線管理施設

指針18. 電気系統

1. 安全上重要な構築物、系統及び機器の安全機能を確保するために電源を必要とする場合には、必要な電源として外部電源系及び非常用所内電源系を有する設計であること。
2. 外部電源系は、2回線以上の送電線により電力系統に接続される設計であること。
3. 非常用所内電源系は、十分独立な系統とし、外部電源系の機能喪失時に、1つの系統が作動しないと仮定しても、次の事項を確実にを行うのに十分な容量及び機能を有する設計であること。
 - (1) 運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく原子炉を停止し冷却すること。
 - (2) 冷却材喪失等の事故時の炉心冷却を行い、かつ、格納容器の健全性並びにその他の安全上重要な系統及び機器の機能を確保すること。
4. 安全上重要な電気系統は、系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査ができる設計であること。

適合のための設計方針

1. 安全上重要な構築物、系統及び機器の安全機能を確保するため外部電源系は、500kV 4回線で構成する。更に、非常用所内電源系としてディーゼル発電機 2台及び蓄電池 2組を設置する。
2. 外部電源系は、次に示す方法により、2回線以上の送電線により電力系統に接続する設計とする。
 - (1) 常時は500kV送電線 2回線から予備変圧器を通して受電する。
 - (2) 500kV送電線 2回線が停電の場合には、他の500kV送電線から予備変圧器又は主変圧器、所内変圧器を通して受電する。
3. 非常用所内電源系は、電氣的及び物理的に独立な 2系統で構成し、1系統の故障が他系統に影響を及ぼすことのない設計とする。

また、1系統が作動しないと仮定しても、他の 1系統で燃料の許容設計

限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく原子炉を停止・冷却でき、あるいは、1次冷却材喪失等の事故時の炉心冷却を行い、かつ、原子炉格納容器の健全性並びにその他の安全上重要な機器又は系統の機能を確保できる容量及び機能を有する設計とする。

4. ディーゼル発電機は、定期的に起動試験を行って電圧確立時間や負荷を印加して運転状況を確認するなど、その運転可能性を確認できるように設計する。

また、蓄電池は、定期的に巡視点検を行うことにより機器の健全性や浮動充電状況にあること等を確認できるように設計する。

〔 添付書類八の次の項目参照
8. 電気施設 〕

指針19. 制御室

制御室は、事故時にも、従事者が制御室に接近し、又は留まり、事故対策操作が可能であるように不燃設計、遮蔽設計及び換気設計がされ、かつ、事故によって放出することがあり得る有毒ガスに対し適切な防護がなされた設計であること。

適合のための設計方針

原子炉の事故対策操作に必要な各種指示計並びに原子炉を安全に停止するために必要な原子炉保護設備及び工学的安全施設関係の操作盤は、中央制御室に集中して設ける。

中央制御室において火災が発生する可能性を極力抑えるように、中央制御室内の主要ケーブル、制御盤等は実用上可能な限り不燃性又は難燃性の材料を使用する。

万一、事故が発生した際にも、次のような対策により運転員等が中央制御室に接近可能であり、また、中央制御室内の運転員に対し、過度の放射線被ばくがないように考慮し、中央制御室内にとどまり、事故対策に必要な各種の操作を行うことができるように設計する。

- (1) 中央制御室に対しては、想定される最もか酷な事故時においても、室内にとどまる運転員等の被ばく線量が「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく許容被ばく線量等を定める告示」に定められた緊急作業に係る許容被ばく線量を、十分下回るように遮へいを設ける。
- (2) 中央制御室空調装置は、事故時には外気との連絡口を遮断し、よう素フィルタを通る閉回路循環方式とし、運転員等を放射線被ばくから防護するように設計する。
また、外気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、外気をよう素フィルタで浄化しながら取り入れることができる設計とする。
- (3) 事故時に備えて、放射線防護等に必要な防護衣、呼吸器、防護マスク等の防護用機器を備える。

万一、中央制御室外で有毒ガスが発生したと仮定した場合には、中央制御室空調装置の外気取入れを手動で遮断し、閉回路循環方式に切り換えることにより運転員等の安全を守ることができる設計とする。

添付書類八の次の項目参照

- 7. 計測制御系統施設
- 11. 放射線管理施設
- 12. 発電所補助施設

指針20. 制御室外からの停止機能

原子炉は、制御室外の適切な場所から停止することができるように、次の機能を有する設計であること。

- (1) 原子炉施設を安全な状態に維持するために必要な計測制御機能を含め、原子炉の急速な高温停止ができること。
- (2) 適切な手順を用いて原子炉を引続き低温停止できること。

適合のための設計方針

何らかの原因により、中央制御室にとどまることができない場合に、中央制御室以外の適切な場所から原子炉を急速に停止し、原子炉の崩壊熱及びその他の残留熱の除去手段を確保して高温停止状態を維持するため、次のような設計とする。

- (1) 原子炉は制御棒駆動装置電源室の原子炉トリップ遮断器を開くか、現場でタービンをトリップさせることにより、急速に停止できる設計とする。
- (2) 中央制御室外の適切な場所に制御盤を設け、原子炉の高温停止時に操作頻度が高いか、原子炉トリップ後短時間に操作が必要とされる機器の操作及び必要最小限のパラメータの監視が行える設計とする。

また、その他必要な機器の操作は現場において行えるようにする。更に、必要があれば、適切な手順を用いて原子炉を低温停止状態に導くことができる設計とする。

添付書類八の次の項目参照

7. 計測制御系統施設
9. タービン及び付属設備

指針21. 原子炉停止系の独立性

原子炉停止系は、高温待機状態又は高温運転状態から、燃料の許容設計限界を超えることなく炉心を臨界未満にでき、かつ、高温状態で臨界未満を維持できる少なくとも2つの独立した系を有する設計であること。

適合のための設計方針

原子炉停止系としては、制御棒制御系による制御棒クラスタ挿入と、化学体積制御設備によるほう酸注入の原理の異なる2つの独立した系を設ける。

制御棒クラスタで制御すべき最大過剰反応度は、 $0.037 \Delta k/k$ である。

これに対して、制御棒による反応度制御能力は、最大反応度値を持つ制御棒クラスタ1本が全引抜位置のまま挿入できない場合でも、 $0.053 \Delta k/k$ 以上とするので、炉心を高温未臨界にできる。

化学体積制御設備は、燃料の燃焼、キセノン濃度変化、高温から低温までの温度変化等による比較的ゆっくりした反応度変化の調節に使用するが、制御棒クラスタが挿入できない場合でも、炉心を高温出力運転状態から高温未臨界の状態にし、その状態を維持できるように設計する。

添付書類八の次の項目参照

3. 原子炉及び炉心
6. 原子炉補助施設

も十分臨界未満に維持できるように設計する。

添付書類八の次の項目参照

3. 原子炉及び炉心
6. 原子炉補助施設
7. 計測制御系統施設

添付書類十の次の項目参照

2. 運転時の異常な過渡変化の解析

指針23. 原子炉停止系の反応度停止余裕

制御棒による原子炉停止系は、高温状態及び低温状態において、反応度効果の最も大きい制御棒が完全に炉心の外に引抜かれ固着して挿入できない時でも、炉心を臨界未満にできる設計であること。

適合のための設計方針

制御棒クラスタは、最も反応度価値の大きい制御棒クラスタ1本が、全引抜位置のまま固着して挿入できないときでも、高温停止状態で $0.016 \Delta k/k$ の反応度停止余裕を持つように設計する。

更に、低温停止状態でも化学体積制御設備によるほう酸注入により、十分な反応度停止余裕を維持できる設計とする。

添付書類八の次の項目参照

3. 原子炉及び炉心
6. 原子炉補助施設
7. 計測制御系統施設

指針24. 原子炉停止系の事故時の維持能力

原子炉停止系の少なくとも1つは、事故時において、炉心を臨界未満にでき、また、原子炉停止系の少なくとも1つは、炉心を臨界未満に維持できる設計であること。

適合のための設計方針

想定される事故時において、原子炉トリップ信号による制御棒クラスタの挿入により高温状態において炉心を臨界未満にできるように設計する。

また、キセノン濃度変化及び1次冷却材温度変化による反応度変化がある場合には、化学体積制御設備のほう酸注入により炉心を臨界未満に維持できるように設計する。

なお、主蒸気管破断事故のように炉心が冷却されるような事故時には、原子炉トリップ信号による制御棒クラスタの挿入に加えて、非常用炉心冷却設備によるほう酸注入により炉心を臨界未満にでき、かつ、事故後において臨界未満を維持できるように設計する。

添付書類八の次の項目参照

3. 原子炉及び炉心
5. 工学的安全施設
6. 原子炉補助施設

添付書類十の次の項目参照

3. 事故解析

指針25. 制御棒の最大反応度価値

制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度事故に対して原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、また炉心冷却を損うような炉心、炉心支持構造物及び圧力容器内部構造物の破壊を生じない設計であること。

適合のための設計方針

大きく、かつ、急激な反応度添加は、制御棒駆動装置圧力ハウジングの破断を想定した場合に制御棒クラスタの飛出しによって起こるが、零出力から全出力までの制御棒クラスタの挿入限界を設定することにより、制御棒クラスタの挿入を制限し、制御棒クラスタが飛び出した場合でも過大な反応度が添加されないような設計とする。

また、急激な反応度添加は、制御棒クラスタバンクの連続引抜きによっても起こるが、この場合には制御棒クラスタの引抜き最大速度を約114cm/minに制限することにより、最大反応度添加率を $7.5 \times 10^{-4} (\Delta k/k)/s$ 以下となるよう設計する。

更に、これら反応度事故に対しては「中性子束高」等の信号を設け、燃料の最大エンタルピや原子炉圧力が顕著に上昇する以前に、原子炉を自動的に停止し、過渡状態を早く終結させ、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び炉内構造物の破損に至ることがないよう設計する。

添付書類八の次の項目参照

3. 原子炉及び炉心
7. 計測制御系統施設

添付書類十の次の項目参照

2. 運転時の異常な過渡変化の解析
3. 事故解析

指針26. 反応度制御系の安全機能

反応度制御系は、負荷変動、キセノン濃度変化、高温から低温までの温度変化、燃料の燃焼等によって生じることが予想される反応度変化を調整し、所要の運転状態に維持し得る設計であること。

適合のための設計方針

炉心の反応度制御系としては、制御棒クラスタの挿入度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、冷却材中のほう素濃度を制御することによって反応度を制御する化学体積制御設備との2つの独立した系を設け、十分な反応度制御能力を有するよう設計する。制御棒制御系は、主として負荷変動及び零出力から全出力までの反応度変化の調整を行い、化学体積制御設備はキセノン濃度変化、高温状態から低温状態までの1次冷却材温度変化及び燃料の燃焼に伴う反応度変化の調整を行う設計とし、両者の組合せによって所要の運転状態に維持できるよう設計する。

添付書類八の次の項目参照

3. 原子炉及び炉心
6. 原子炉補助施設

指針27. 安全保護系の過渡時の機能

1. 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常状態を検知し、原子炉停止系を含む適切な系の作動を自動的に開始させ、燃料の許容設計限界を超えないように考慮した設計であること。
2. 安全保護系は、偶発的な制御棒の引抜きのような原子炉停止系のいかなる単一の誤動作に対しても、燃料の許容設計限界を超えないように考慮した設計であること。

適合のための設計方針

1. 安全保護系には、予想される各種の運転時の異常な過渡変化に対処し得る複数の原子炉トリップ信号及び工学的安全施設作動信号を設け、運転時の異常な過渡変化時に、原子炉の過出力状態や出力の急激な上昇等の異常状態を検知した場合には、原子炉停止系を作動させて原子炉を自動的に停止させるとともに、必要に応じて工学的安全施設作動設備により非常用炉心冷却設備を自動的に作動させ、燃料の許容設計限界を超えることがないよう設計する。
2. 安全保護系には、制御棒クラスタバンクの連続引抜きのような原子炉停止系の単一の誤動作に対し、炉心を過出力から保護するための「中性子束高」信号及び「過大出力 ΔT 高」信号を設けるほか、燃料被覆管の焼損を防止するための「過大温度 ΔT 高」信号等を設け、これらの信号によって原子炉を自動的に停止させ燃料の許容設計限界を超えない設計とする。

添付書類八の次の項目参照

7. 計測制御系統施設

添付書類十の次の項目参照

2. 運転時の異常な過渡変化の解析

指針28. 安全保護系の事故時の機能

安全保護系は、事故時にあっては、直ちにこれを検知し、原子炉停止系及び工学的安全施設の作動を自動的に開始させる設計であること。

適合のための設計方針

安全保護系は、事故時に異常状態を検知し、原子炉保護設備の動作により原子炉を自動的に停止させる。また、自動的に非常用炉心冷却設備の起動、格納容器隔離弁の閉鎖、原子炉格納容器スプレイ設備の起動を行わせる等の安全保護機能を有する設計とする。

添付書類八の次の項目参照

7. 計測制御系統施設

添付書類十の次の項目参照

3. 事故解析

指針29. 安全保護系の多重性

安全保護系は、その系を構成するいかなる機器またはチャンネルの単一故障が起こっても、あるいは使用状態からの単一の取り外しを行っても、安全保護機能を失うことにならないような多重性を有する設計であること。

適合のための設計方針

安全保護系は以下に示す設計方針に基づき多重性を有するチャンネル構成とし、チャンネルの単一故障が起こっても、あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても、安全保護機能を果たす設計とする。

- (1) 安全保護系は使用状態からの単一の取外し、あるいは運転時の異常な過渡変化時及び事故時においてチャンネルの単一故障を想定しても、安全保護機能を失うことがなく、かつ、誤信号発生等による誤動作を防止するため原則として“2 out of 4”構成とする。
- (2) プラント起動時等、その安全保護機能を必要とする期間が短期間に限られる場合は、その短期間でのチャンネルの故障確率が小さいことから“1 out of 2”構成とする。

〔 添付書類八の次の項目参照 〕

7. 計測制御系統施設

指針30. 安全保護系の独立性

安全保護系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時及び事故時において、その保護機能が喪失しないように、その系を構成するチャンネル相互を分離し、重複したそれぞれのチャンネル間の独立性を実用上可能な限り考慮した設計であること。

適合のための設計方針

安全保護系を構成するチャンネルに対しては、各チャンネル相互を実用上可能な限り物理的、電氣的に分離し独立性を図る設計とする。

具体例は次のとおりである。

- (1) 計装用配管は、格納容器貫通部を含めて可能な限りチャンネルごとに分離、独立した設計とする。
- (2) 各チャンネルごとに専用のケーブルトレイ、計器ラック等を設けるとともに、安全保護系の論理回路はトレインごとに独立した設計とする。
- (3) 各チャンネルの電源は、無停電電源装置の4母線から独立に供給する設計とする。

添付書類八の次の項目参照

7. 計測制御系統施設

指針31. 安全保護系の故障時の機能

安全保護系は、駆動源の喪失、系の遮断及びその他の不利な状況になっても、最終的に安全な状態に落ち着くような設計であること。

適合のための設計方針

安全保護系の双安定回路、原子炉トリップ遮断器の不足電圧コイル等は、駆動源の喪失、系の遮断に対して、原子炉をトリップさせる方向に作動するよう設計する。

その他の安全保護回路は、駆動源の喪失、系の遮断に対して安全保護動作が作動するか又はそのまま現在の状態を維持する。この現状維持の場合でも多重化された他の回路が保護動作を行い、安全上支障がないような設計とする。

添付書類八の次の項目参照

7. 計測制御系統施設

指針32. 安全保護系と計測制御系との分離

安全保護系は、計測制御系との部分的共用によって、安全保護系の機能を失わないように、計測制御系から分離されている設計であること。

適合のための設計方針

安全保護系は、計測制御系から分離した設計とする。安全保護系の一部から計測制御系への信号を取り出す場合には、信号の分岐箇所に絶縁増幅器等を使用し、出力側（計測制御系）で回路の短絡、開放等の故障が生じても入力側（安全保護系）へ影響を与えない設計とする。

添付書類八の次の項目参照

7. 計測制御系統施設

指針33. 安全保護系の試験可能性

安全保護系は、原則としてその機能を原子炉の運転中に、定期的に試験できるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること。

適合のための設計方針

- (1) 安全保護系のプロセス計装は原則として、4チャンネルで構成し、運転中、任意の1チャンネルについて検出器の出力信号回路に模擬入力を印加し、設定値確認を行うことができる。

この場合、残りのチャンネルの信号により論理回路を作動し、安全保護機能（原子炉トリップ、非常用炉心冷却設備作動等）を果たせるよう設計する。

- (2) 原子炉保護回路は4トレインで構成し、運転中、任意の1トレインについてテストスイッチ操作により論理回路の作動確認を行うことができる。

この場合、残りのトレインの信号により安全保護機能（原子炉トリップ）を果たせるよう設計する。

- (3) 原子炉トリップ遮断器は4トレインで構成し、運転中任意の1トレインについてテストスイッチ操作によりトリップ遮断器が開放することを確認することができる。

この場合、残りのトレインのトリップ遮断器により安全保護機能（原子炉トリップ）を果たせるよう設計する。

- (4) 工学的安全施設作動回路は、2トレインで構成し、運転中、任意の1トレインについてテストスイッチ操作により論理回路の作動確認を行うことができる。

この場合、残りのトレインの信号により安全保護機能（非常用炉心冷却設備作動等）を果たせるよう設計する。

添付書類八の次の項目参照

7. 計測制御系統施設

指針34. 原子炉冷却材圧力バウンダリの機能

原子炉冷却材圧力バウンダリは、異常な冷却材の漏洩、又は破損の発生する可能性が極めて小さくなるよう考慮された設計であること。

適合のための設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリは、異常な冷却材の漏えい又は破損の発生する可能性が極めて小さくなるよう材料選定、耐震設計、過圧防止等に考慮を払うとともに、原子炉の運転開始後、運転上重要な部分や機器が完全にその機能を遂行し、安全上問題がないことを確認するために、燃料取替え時あるいはその他の原子炉停止期間中に、原子炉冷却材圧力バウンダリの供用期間中検査を行えるように設計する。

添付書類八の次の項目参照

4. 1次冷却材設備

指針35. 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性

原子炉冷却系及びその関連補助系、計測制御系並びに安全保護系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる設計であること。

適合のための設計方針

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力及び温度変化は、1次冷却設備、工学的安全施設、原子炉補助施設、計測制御系統施設等の作動により、許容される範囲内に制御できるよう設計する。

負荷の喪失などの運転時の異常な過渡変化時において、原子炉圧力高原子炉トリップなどの安全保護回路を設け、また、加圧器安全弁、主蒸気安全弁を設けることなどにより、原子炉冷却材圧力バウンダリがその最高使用圧力である175kg/cm²Gの1.1倍の圧力192.5kg/cm²Gを超えない設計とする。

事故時において原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となる可能性があるものとして、1次冷却材ポンプ軸固着事故等がある。これについては1次冷却材流量低原子炉トリップなどの安全保護回路を設け、加圧器安全弁などの作動と相まって事故時の原子炉冷却材圧力バウンダリに顕著な圧力上昇をもたらさない設計とする。

詳細設計において、原子炉容器、加圧器、蒸気発生器等の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器については、想定されるそれぞれの過渡状態条件下において、十分な強度を有することを解析により確認する。

添付書類八の次の項目参照

3. 原子炉及び炉心
4. 1次冷却設備
5. 工学的安全施設
6. 原子炉補助施設
7. 計測制御系統施設
9. タービン及び付属設備

添付書類十の次の項目参照

2. 運転時の異常な過渡変化の解析
3. 事故解析

指針36. 原子炉冷却材圧力バウンダリの漏洩検出

原子炉冷却材圧力バウンダリは、冷却材の漏洩があった場合、その漏洩を速やかに、かつ、確実に検出できる設計であること。

適合のための設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリからの1次冷却材の漏えいの早期検出用として、原子炉格納容器内への漏えいに対しては、格納容器ガスモニタ、格納容器じんあいモニタ、格納容器サンプル水位上昇率測定装置及び凝縮液量測定装置からなる漏えい監視設備を設け、これにより約3.8ℓ/minの漏えいを1時間以内に検出できるよう設計する。

また、1次冷却材の2次冷却系への漏えいに対しては、蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器空気抽出器ガスモニタ及び主蒸気管モニタを設ける。

これらの検出装置が異常を検知した場合は中央制御室に警報を発するよう設計する。

添付書類八の次の項目参照

- 4. 1次冷却設備
- 11. 放射線管理施設

指針37. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破壊防止

原子炉冷却材圧力バウンダリは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時及び事故時において、脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破断を生じない設計であること。

適合のための設計方針

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時及び事故時において、原子炉冷却材圧力バウンダリは、脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破断を生じないように、フェライト系鋼材で製作する機器に対しては、破壊じん性を考慮した材料の選択、設計、製作及び運転に留意するものとする。

また、1次冷却系の加熱時又は冷却時の運転に対しては、適切な加熱又は冷却率（55℃/h以下）を設け、運転を制限する。

原子炉容器、蒸気発生器水室、加圧器等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ものとする。

原子炉容器は中性子照射によって破壊じん性が低下するので、カプセルに収容した試験片を熱遮へい体と原子炉容器との間に挿入して照射し、計画的に取り出し、破壊じん性を確認する。

添付書類八の次の項目参照

4. 1次冷却設備

指針38. 原子炉冷却材補給系

原子炉冷却材補給系は、原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏洩及び原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する小さな配管の破断又は小さな機器の損傷による冷却材の漏洩があった場合でも、燃料の許容設計限界を超えないように、十分に給水できる能力を有する設計であること。

適合のための設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリからの1次冷却材の漏えい及び原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する小口径配管の破断又は小さな機器の損傷による1次冷却材の漏えいに対しては、内径9.5mm配管の破断相当の漏えいまで化学体積制御設備のうず巻式充てんポンプを用いて、1次冷却材を補給することができ、1次冷却材喪失事故に至らない設計とする。

充てんポンプは3台設置し、外部電源が喪失した場合でもディーゼル発電機からの給電によって運転可能な設計とする。

添付書類八の次の項目参照

6. 原子炉補助施設

指針39. 残留熱除去系

残留熱除去系は、原子炉の停止時に、燃料の許容設計限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えないように、原子炉の炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を除去できる設計であること。

適合のための設計方針

原子炉の炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱は、原子炉停止初期の段階においては蒸気発生器により除去し、発生蒸気は復水器又は大気放出により処理する設計とする。また、1次冷却材の圧力及び温度が所定の値以下に低下した後の段階においては、余熱除去設備により残留熱の除去を行うことができるような設計とする。

余熱除去設備は、2系列運転の場合、原子炉停止後約20時間で1次冷却材温度を60℃まで下げることができるように設計する。

また、冷却速度は原子炉冷却材圧力バウンダリの冷却速度の制限（55℃/h）を超えないように調節することができるように設計する。

なお、事故の態様により、蒸気発生器による炉心冷却を期待する場合、1次冷却材の強制循環又は自然循環により蒸気発生器を介して炉心の熱を2次冷却系に伝熱し、補助給水系による給水と主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁からの蒸気除去によって、必要な除熱ができるよう設計する。

これらの残留熱を除去する設備は、各段階に応じた残留熱を安全に除去するため多重性を有する系統構成とし、更に、電動補助給水ポンプ、余熱除去ポンプ等は非常用母線より給電する設計とする。

添付書類八の次の項目参照

- 6. 原子炉補助施設
- 9. タービン及び付属設備

指針40. 非常用炉心冷却系

1. 非常用炉心冷却系は、想定される配管破断による冷却材喪失事故に対して、燃料及び燃料被覆の重大な損傷を防止でき、かつ、燃料被覆の金属と水との反応を十分小さな量に制限できる設計であること。
2. 非常用炉心冷却系は、非常用所内電源系のみでの運転下で単一故障を仮定しても、系統の安全機能が達成できるように、独立性を有する設計であること。
3. 非常用炉心冷却系は、定期的に試験及び検査ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各系統の試験及び検査ができる設計であること。

適合のための設計方針

1. 非常用炉心冷却設備としては、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系を設ける。このうち蓄圧注入系は、外部駆動源を必要とせず、1次冷却材喪失事故に伴って1次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下に低下すると、逆止弁の自動開放によって、自動的に注入を開始する設計とする。また、高圧注入系及び低圧注入系は、非常用炉心冷却設備作動信号によって自動的に起動し、外部電源喪失時にもディーゼル発電機からの給電によって駆動できるように設計する。

非常用炉心冷却設備は、想定されるいかなる配管破断による1次冷却材喪失事故に対しても、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」を十分満足するように設計する。

2. 蓄圧注入系については各1次冷却材回路に1系統ずつ設置する。

高圧注入系及び低圧注入系については、事故発生から注入モード終了までの期間、すなわち燃料取替用水ピット内のほう酸水を高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプにより炉心に注入している期間には、動的機器の単一故障を仮定しても所要の安全機能を満足するよう、この期間に必要なポンプ、弁等の動的機器を2系統ずつ設け、独立2系統の母線及びディーゼル発電機にそれぞれ接続する設計とする。また、再循環モード以降の期間、すなわち、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプの水源を格納容器再循環サンプに

切り替えて炉心に注入している期間には動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、所要の安全機能を満足するよう、この期間に必要な冷却器、配管等の静的機器についても、2系統ずつ設置する。

以上述べたように多重性、独立性を有する設計とすることにより、非常用所内電源系のみでの運転下で単一故障を仮定しても、系統の安全機能を達成できる。

3. 非常用炉心冷却設備の大部分は、原子炉格納容器外に設け、常に点検、検査等が可能なようにするとともに、原子炉格納容器内にある蓄圧タンク等についても、停止中あるいは運転中に点検、検査等を行うことができるように設計する。

また、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ（低圧注入用）は、ミニマムフローライン又はテストラインを用いて必要に応じて作動試験を行うことができるようにする。その際、一方の系統の試験あるいは検査が、他方の系統へ影響を与えないよう、独立性を有する設計とする。

非常用炉心冷却設備作動の信号回路は、作動信号を模擬することによって運転中に試験を行えるようにするが、その際、プラントの運転を阻害することのない限り、非常用炉心冷却設備の実作動による試験が可能な設計とする。

添付書類八の次の項目参照

5. 工学的安全施設

7. 計測制御系統施設

添付書類十の次の項目参照

3. 事故解析

指針41. 冷却水系

冷却水系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、安全上重要な構築物、系統及び機器の全熱負荷を最終的な熱の逃がし場に確実に伝達できる設計であること。

適合のための設計方針

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、原子炉で発生した熱は、以下のように最終的な熱の逃がし場である海、又は大気へ確実に伝達できるように設計する。

通常運転時において原子炉で発生した熱は復水器を経て海へ伝えられる。また、原子炉停止時は、タービンバイパス弁から復水器を経て海へ、又は主蒸気逃がし弁からの放出蒸気により大気に伝えられ、更に、1次冷却材の温度、圧力が十分低下した後は、余熱除去設備、原子炉補機冷却水設備、原子炉補機冷却海水設備を経て海に伝えられる。

運転時の異常な過渡変化時及び事故時において原子炉で発生した熱は、主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁からの放出蒸気により大気に伝えられる。

1次冷却材喪失事故時には非常用炉心冷却設備により炉心が再冠水された後は、余熱除去設備、原子炉補機冷却水設備、原子炉補機冷却海水設備を経て海に伝えられる。

原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備は、多重性を持たせるとともに非常用母線より給電して、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において十分その機能を果たせるように設計する。

添付書類八の次の項目参照

4. 1次冷却設備
6. 原子炉補助施設
9. タービン及び付属設備

指針42. 格納容器の機能

1. 格納容器は、想定される配管破断による冷却材喪失事故に際して、事故後の想定される最大エネルギー放出によって生じる圧力と温度に耐え、かつ、出入口及び貫通部を含めて所定の漏洩率を超えることがないような設計であること。
2. 格納容器は、定期的に所定の圧力で格納容器全体の漏洩率試験ができる設計であること。
3. 格納容器は、電源、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏洩率試験及び検査ができる設計であること。

適合のための設計方針

1. 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次冷却材管の最もか酷な破断を想定し、これにより放出される1次冷却材のエネルギーによる事故時の圧力及び温度に耐えるように設計する。

また、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）に保ち、格納容器バウンダリの健全性を保つように設計する。

2. 原子炉格納容器は、全体漏えい率が設計値を超えないことを確認するため、必要なときに漏えい率試験が行えるように設計する。
3. 原子炉格納容器の貫通部のうち、ベローズを用いてシールする配管、電線、エアロック等の貫通部は、個々に、あるいは小群にまとめて漏えい又は漏えい率試験ができるように設計する。

添付書類八の次の項目参照

5. 工学的安全施設

添付書類十の次の項目参照

3. 事故解析

指針43. 格納容器熱除去系

格納容器熱除去系は、想定される配管破断による冷却材喪失事故に際して、事故後の想定される最大エネルギー放出によって生じる格納容器内の圧力及び温度を低下させるために十分な機能を有する設計であること。

適合のための設計方針

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次冷却材管の最も酷な破断を想定した場合でも、放出されるエネルギーによる事故時の原子炉格納容器内圧力、温度が最高使用圧力（4.0kg/cm²G）、最高使用温度（144℃）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。

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

添付書類八の次の項目参照

5. 工学的安全施設

添付書類十の次の項目参照

3. 事故解析

指針44. 格納施設雰囲気浄化系

格納施設雰囲気浄化系は、冷却材喪失事故時等において、環境に放出される核分裂生成物及びその他の物質の濃度を減少させる機能を有する設計であること。

適合のための設計方針

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

アニュラス空気浄化設備は、1次冷却材喪失事故時に想定する原子炉格納容器からの漏えい気体中に含まれるよう素を除去し、環境に放出される核分裂生成物の濃度を減少させるように設計する。本設備のよう素除去効率は、95%以上となるように設計する。

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

原子炉格納容器スプレイ設備は、1次冷却材喪失事故時にヒドラジンを含むほう酸水をスプレイすることにより原子炉格納容器内の熱除去を行うとともに、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。

添付書類八の次の項目参照

5. 工学的安全施設

添付書類十の次の項目参照

3. 事故解析

指針45. 可燃性ガス濃度制御系

可燃性ガス濃度制御系は、格納施設の健全性を維持するため、冷却材喪失事故後の格納施設内に存在する水素又は酸素の濃度を抑制することができる機能を有する設計であること。

適合のための設計方針

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、制御用空気設備及びアニュラス空気浄化設備を利用して、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が、水素再結合器の設置も可能なように設計上考慮する。

添付書類八の次の項目参照

5. 工学的安全施設

添付書類十の次の項目参照

3. 事故解析

指針46. 格納容器バウンダリの破壊防止

格納容器バウンダリは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、
保守時、試験時及び事故時において、脆性的挙動を示さず、かつ、急
速な伝播型破断を生じない設計であること。

適合のための設計方針

原子炉格納容器はプレストレストコンクリート造で、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、保守時、試験時及び事故時の各荷重に対し健全性を維持する。

また、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、通商産業省令等に基づき、最低使用温度（ -11°C ）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。

添付書類八の次の項目参照

5. 工学的安全施設

指針47. 格納容器を貫通する配管系

1. 格納容器を貫通する配管系は、格納容器の機能を確保するために必要な隔離能力を有するとともに、ベローを有する配管貫通部は、漏洩検出又は漏洩試験ができる設計であること。
2. 格納容器を貫通する配管に設けられる隔離弁は、定期的な動作試験が可能であり、かつ、弁の漏洩率が許容限界内にあることを確認できる設計であること

適合のための設計方針

1. 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。
ベローズを用いてシールする配管貫通部はテストタップを取り付け、個々に又は小群にまとめて漏えい又は漏えい率試験ができるように設計する。
2. 原子炉格納容器を貫通する配管系の隔離弁は、定期的な動作試験を実施できるものとし、また、弁の漏えい率が許容限界内にあることを確認するため漏えい率試験が実施できるようにテストタップを設ける。

添付書類八の次の項目参照

5. 工学的安全施設

指針48. 格納容器を貫通する系及び閉じた系の隔離弁

1. 原子炉冷却材圧力バウンダリに連絡するか、又は格納容器内に開口し、原子炉格納容器を貫通している各配管は、冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測配管のような特殊な細管を除いて、次の事項を満足する隔離弁を有する設計であること。
 - (1) 原則として格納容器の内側に1個、外側に1個の自動隔離弁を設けること。
 - (2) 格納容器の自動隔離弁は、実用上可能な限り格納容器に接近して設けること。
 - (3) 上記の自動隔離弁の駆動動力源は、その多重性を十分考慮し、駆動動力源の単一故障によって上記の自動隔離弁が同時に隔離機能を喪失することのないこと。
2. 格納容器内側又は外側において閉じた系は、少なくとも1個の自動隔離弁を実用上可能な限り格納容器に接近して設ける設計であること。

適合のための設計方針

原子炉格納容器を貫通する配管には以下に示す方針で隔離弁を設ける。

1. 原子炉冷却材圧力バウンダリに連絡しているか、原子炉格納容器内に開口部を有するか又は1次冷却系統に係る配管の損壊の際に損壊する可能性のある配管については、原子炉格納容器内外に各1個の隔離弁を設ける。

隔離弁は、

 - (1) 自動隔離弁又はロック付閉鎖弁とする。
 - (2) 外側隔離弁には原則として逆止弁は用いない。用いる場合には事故時に十分な隔離機能を発揮し得る設計のものとする。
 - (3) 実用上可能な限り原子炉格納容器に近接した箇所を設置する。
 - (4) 2箇の自動隔離弁を必要とする配管系の弁駆動は、駆動動力源の単一故障で両方の弁を閉鎖する能力を損なわないようにし、電動機駆動の自動隔離弁は、それぞれ異なる電源から供給する。
2. 原子炉格納容器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。

隔離弁は、

- (1) 自動隔離弁又はロック付閉鎖弁とする。
 - (2) 外側隔離弁には原則として逆止弁は用いない。
 - (3) 実用上可能な限り原子炉格納容器に近接した箇所に設置する。
3. 事故時の炉心冷却並びに原子炉格納容器の冷却及び浄化のために使用される配管には、必要に応じてこれを隔離できるように隔離弁を設ける。
4. 原子炉格納容器を貫通する計装配管のような小口径配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。

添付書類八の次の項目参照

5. 工学的安全施設

指針49. 核燃料の貯蔵及び取扱い

1. 新燃料及び使用済燃料の貯蔵設備及び取扱い設備は、次の事項を満足する設計であること。
 - (1) 安全上重要な機器の適切な定期的試験及び検査ができること。
 - (2) 貯蔵設備は、適切な格納系及び空気浄化系を有すること。
 - (3) 貯蔵設備は、適切な貯蔵容量を有すること。
 - (4) 取扱い設備は、移送操作中の燃料集合体の落下を防止できること。
2. 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱い設備は、前項の事項のほか、次の事項を満足する設計であること。
 - (1) 放射線防護のための適切な遮蔽を有すること。
 - (2) 貯蔵設備は、残留熱を十分に除去できる冷却水系及びその浄化系を有すること。
 - (3) 貯蔵設備の冷却水保有量が著しく減少することを防止し、適切な漏洩検知を行うことができること。
 - (4) 貯蔵設備は、燃料集合体の取扱い中の想定される落下時にも、損傷するおそれがないこと。

適合のための設計方針

1. 燃料の貯蔵設備及び取扱い設備は、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの貯蔵及び取扱いを安全かつ確実に行うことができるように次の方針により設計する。
 - (1) 新燃料及び使用済燃料の貯蔵設備及び取扱い設備のうち、安全上重要な燃料取扱い設備等は、定期的な試験及び検査ができるような設計とする。
 - (2) 貯蔵設備は、適切な格納性と空気浄化系を有する区画として設計する。
 - (3) 新燃料の貯蔵容量は、1回の燃料取替相当数に十分余裕を持たせて全炉心燃料の約75%とする。また、使用済燃料の貯蔵容量は、全炉心及び1回の燃料取替え分の燃料集合体数に十分余裕を持たせて全炉心燃料の約500%とする。
 - (4) 燃料取扱い設備は、インターロックや2重のワイヤを設けて移送操作中の燃料集合体の落下を防止できるように設計する。

2. 使用済燃料貯蔵設備及び取扱設備は、以下のように設計する。

(1) 使用済燃料ピットの壁面及び底部は、コンクリート壁による遮へいを施すとともに、使用済燃料の上部は十分な水深を持たせて遮へいする設計とする。

(2) 使用済燃料ピットには使用済燃料ピット水浄化冷却設備を設け、使用済燃料ピット水を冷却し、ピットに貯蔵した使用済燃料からの残留熱を十分除去できるように設計する。また、使用済燃料ピット水に含まれる固形状及びイオン状不純物を除去し、ピット水からの放射線量が十分低くなるように設計する。

(3) 使用済燃料ピットは、ピット冷却水の保有量が著しく減少することを防止するために、内面はステンレス鋼で内張りし、ピット水の減少を引き起こす可能性のあるドレン配管等を設けない設計とするとともに、十分耐震性を有する設計とする。

更に、ピット内張りからの漏えい検知のための装置及びピット水位監視のための水位低警報を有する設計とする。

(4) 貯蔵設備は、燃料集合体の取扱い中の想定される落下時にも著しいピット水の減少を引き起こすような損傷を避けるように設計する。

添付書類八の次の項目参照

- 6. 原子炉補助施設
- 11. 放射線管理施設
- 12. 発電所補助施設

指針50. 核燃料の臨界防止

核燃料の貯蔵設備及び取扱い設備は、幾何学的な安全配置、又は他の適切な手段により、想定されているいかなる場合でも、臨界を防止する設計であること。

適合のための設計方針

核燃料の貯蔵設備としては、新燃料貯蔵庫及び使用済燃料ピットを設ける。

新燃料貯蔵庫の新燃料ラックは、燃料集合体間に間隔をとって、空气中で新燃料を貯蔵する。新燃料貯蔵庫は浸水することがないような設計とするが、万一純水で満たされたとしても実効増倍率が0.95（解析上の不確定さを含む。以下同じ。）以下になるように設計する。更に、いかなる密度の水分雰囲気で満たされたと仮定しても、臨界未満であることを確認する。

使用済燃料ピット中の使用済燃料ラックは、燃料集合体間に間隔をとって、ほう素濃度約2,500ppmのほう酸水中で燃料を貯蔵し、定期的にほう素濃度を分析する。また、設備容量分の燃料収容時に純水で満たされた場合を想定しても、実効増倍率は0.98（解析上の不確定さを含む。以下同じ。）以下であるように設計する。燃料取扱設備は、燃料集合体を1体ずつ取り扱うこととし、臨界を防止する設計とする。

添付書類八の次の項目参照

6. 原子炉補助施設

指針51 核燃料取扱い場所のモニタリング

核燃料の取扱い場所は、残留熱の除去能力の喪失に至る状態及び過度の放射線レベルが検出できるとともに、その事態を適切に従事者に伝えるか、又は自動的に対処できる設計であること。

適合のための設計方針

使用済燃料ピットには使用済燃料ピット水漏えい監視のため、漏えい検知装置を設ける。

また、使用済燃料ピット水位監視のため、水位低警報を設け、中央制御室に警報を発する設計とする。

使用済燃料ピット水浄化冷却設備の運転状況は、現場及び中央制御室で監視できるようにする。

使用済燃料ピットエリアには、エリアモニタを設け、過度の放射線レベルに達したとき中央制御室に警報を発する設計とする。

添付書類八の次の項目参照

- 6. 原子炉補助施設
- 11. 放射線管理施設

指針52. 放射性気体廃棄物の処理

原子力発電所の運転に伴い発生する放射性気体廃棄物の処理施設は、適切なるろ過、貯留、減衰及び管理等を行うことにより、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を実用可能な限り低減できる設計であること。

適合のための設計方針

放射性気体廃棄物処理設備の設計に際しては、原子力発電所の運転に伴い周辺環境に放出する放射性気体廃棄物による発電所周辺の一般公衆の被ばく線量を実用可能な限り低く保つ設計とし、「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」を満足するように、次のようにろ過、貯留、減衰、管理等を行い、濃度及び量を低減できる設計とする。

- (1) 窒素をカバーガスとする各タンクからのベントガス等の窒素廃ガス及び体積制御タンクからパージされる水素廃ガスを、活性炭式希ガスホールドアップ装置に通し、廃ガス中の放射性物質の濃度及び量を低減する設計とする。
- (2) 排気空気は微粒子フィルタ等を通した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出できる設計とする。

添付書類八の次の項目参照

10. 放射性廃棄物廃棄施設
12. 発電所補助施設

添付書類九の次の項目参照

4. 放射性廃棄物処理

指針53. 放射性液体廃棄物の処理

原子力発電所の運転に伴い発生する放射性液体廃棄物の処理施設は、適切なるろ過、蒸発処理、イオン交換、貯留、減衰及び管理等を行うことにより、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。

適合のための設計方針

放射性液体廃棄物処理設備の設計に際しては、原子力発電所の運転に伴い周辺環境に放出する放射性液体廃棄物による発電所周辺の一般公衆の受ける線量当量を合理的に達成できる限り低く保つ設計とし、「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」を満足するように、次のようにろ過、蒸発処理、イオン交換、貯留、減衰、管理等を行い、濃度及び量を低減できる設計とする。

放射性液体廃棄物は、原則としてフィルタ、蒸発器、脱塩塔等で処理することにより合理的に達成できる限り放射性物質の濃度を低減できる設計とする。蒸留水等は再使用するか又は試料採取分析を行い、放射性物質の濃度が十分低いことを確認した後、放射性物質の濃度を監視しながら放出する設計とする。

また、その際に発生する濃縮廃液は、乾燥造粒後固化材（セメントガラス）とともにドラム詰めを行い、放射性固体廃棄物として取り扱う設計とする。

液体状の放射性廃棄物を取り扱う系統及びこれに関する施設は、これらの施設からの放射性廃液の漏えいの防止及び敷地外への管理されない放出の防止を考慮した設計とする。

添付書類八の次の項目参照

10. 放射性廃棄物廃棄施設

添付書類九の次の項目参照

4. 放射性廃棄物処理

指針54. 放射性固体廃棄物の処理

原子力発電所の運転に伴い発生する放射性固体廃棄物の処理施設は、遮蔽、遠隔操作等によって、放射線業務従事者の線量当量を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。

適合のための設計方針

放射性固体廃棄物処理設備の設計に際しては、放射線業務従事者の放射線被ばくを合理的に達成できる限り少なくするように、しゃへい及び遠隔操作を考慮し、次のような手順で、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管ができる設計とする。

- (1) 濃縮廃液は、乾燥造粒後固化材（セメントガラス）とともにドラム詰めを行い、貯蔵保管する。
- (2) 使用済液体用フィルタは、必要に応じてコンクリート等で内張りしたドラム缶に詰めて貯蔵保管する。
- (3) 布、紙等の雑固体廃棄物は、圧縮又は焼却により減容してドラム詰めし、貯蔵保管する。ドラム詰めが不可能なものについては、こん包し、貯蔵保管する。

使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵する。

また、使用済の制御棒等の放射化された機器は、放射能を減衰させるため、使用済燃料ピットに貯蔵保管する。

添付書類八の次の項目参照

10. 放射性廃棄物廃棄施設

添付書類九の次の項目参照

4. 放射性廃棄物処理

指針55. 固体廃棄物貯蔵施設

固体廃棄物貯蔵施設は、原子力発電所の運転に伴い発生する固体廃棄物を貯蔵する容量が十分であるとともに、固体廃棄物の貯蔵による敷地周辺の空間線量率を実用可能な限り低減できる設計であること。

適合のための設計方針

固体廃棄物貯蔵施設としては、固体廃棄物貯蔵庫、使用済樹脂貯蔵タンクがある。固体廃棄物貯蔵庫は4号炉運転開始後2000ドラム缶約16,000本相当を貯蔵保管できる設計とするが、必要がある場合には増設を考慮する。

固体廃棄物貯蔵庫は、設備容量分のドラム缶を貯蔵保管した場合でも敷地周辺の被ばく線量が十分低くなるように遮へい設計を行い、管理する。

また、使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵する。使用済樹脂貯蔵タンクの容量は約150m³とするが、必要がある場合には増設を考慮する。

添付書類八の次の項目参照

10. 放射性廃棄物廃棄施設

指針56. 放射線防護

原子力発電所は、従事者の作業性等を考慮して、従事者が立入場所において不必要な放射線被曝を受けないように、遮蔽、機器の配置、放射性物質の漏洩防止、換気等所要の放射線防護上の措置を講じた設計であること。

適合のための設計方針

- (1) 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において従事者等の被曝を低く抑えるために原子炉1次遮へい、原子炉2次遮へい、外部遮へい、補助遮へい、燃料取扱遮へい等を設ける設計とする。
- (2) 高放射性物質を内包するタンク、熱交換器等は、原則として1基1室設計とし、運転中の機器に隣接する機器の保守が安全に行えるよう設計する。操作又は監視頻度の高い制御盤等は、管理区域内の低放射線区域又は管理区域外に配置し、従事者等の被ばく低減を図る。放射線防護上必要な機器の操作は極力自動又は遠隔操作で行う。
- (3) 1次冷却材等の放射性物質の濃度が高い流体は、可能な限り系外へ漏えいしない設計とする。また、万一漏えいが生じた場合でも、汚染が拡大しないよう機器を独立した区画内に配置し、周辺にせきを設けるなどの対策を施し、汚染の拡大防止が可能な設計とする。
- (4) 換気系は、汚染の拡大を防止し、各区域及び各室の換気を行えるように設計する。換気回数は1回/h以上を確保するように設計する。

添付書類八の次の項目参照

10. 放射性廃棄物廃棄施設
11. 放射線管理施設
12. 発電所補助施設

指針57. 放射線管理施設

原子力発電所は、従事者を放射線から防護するために、放射線被曝を十分に監視及び管理するための放射線管理施設を設けた設計であること。

また、これらの管理施設は必要な情報を制御室又は適当な管理場所に通報できる設計であること。

適合のための設計方針

従事者等の個人被ばく管理のため出入管理設備及び個人管理関係設備（警報付デジタル線量計、フィルムバッジ等）を設けるほか、人の退出及び物品の搬出に伴う汚染の管理を行うために汚染管理設備を設ける。

発電所内の放射線の監視のため、エリアモニタを設け、中央制御室内で指示又は記録を行い、放射線レベルが設定値を超えたときは警報を発するようにする。また、従事者等が特に頻繁に立ち入る箇所については、定期的及び必要の都度、サーベイメータによる外部放射線量率、サンプリング等による空気中の放射性物質濃度及び表面の放射性物質の密度の測定を行う。

添付書類八の次の項目参照

11. 放射線管理施設

指針58. 放射線監視

原子力発電所は、敷地周辺の放射線を監視するため、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、少なくとも次の場所を適切にモニタリングできる設計であること。

- (1) 格納容器雰囲気
- (2) 放射性物質の放出経路
- (3) 原子力発電所の周辺

適合のための設計方針

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において一般公衆の放射線被ばくの監視のために、プロセスモニタリング設備及び周辺モニタリング設備を設置し必要箇所をモニタリングできる設計とする。

また、事故時に必要な放射線監視設備は、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に適合する設計とする。

- (1) 原子炉格納容器雰囲気のモニタリングは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時には格納容器じんあいモニタ及び格納容器ガスモニタによって連続的に行い、事故時には、格納容器内放射線量率を格納容器エリアモニタによって連続的に、また、放射性物質濃度を原子炉格納容器内の空気及び1次冷却材のサンプリングによって知ることができる設計とする。
- (2) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時の放射性物質の放出経路となる排気筒及び廃棄物処理設備排水ライン等の放出ライン並びに事故時の放出経路となる排気筒及び主蒸気管にはモニタを設置するとともに、必要箇所はサンプリングできる設計とする。
- (3) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に周辺監視区域境界付近の外部放射線量率及び外部放射線量を測定するためにモニタリングステーション、モニタリングポスト及びモニタリングポイントを設置している。
なお、環境試料の放射能の測定は、環境放射能測定センターが行う。
また、事故時にはモニタリングステーション、モニタリングポストにより、外部放射線量率を、移動式放射能測定装置（モニタ車）により外

部放射線量率及び空気中の放射性物質の濃度を測定する。

添付書類八の次の項目参照

11. 放射線管理施設

添付書類九の次の項目参照

3. 周辺監視区域境界及び
周辺地域の放射線監視

1.2.1 原子炉設置変更許可申請（平成6年10月11日申請分）に係り、追加する安全設計の方針

1.2.1.1 安全設計の基本方針

今回の原子炉設置変更許可申請に係る原子炉施設は、「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）、「電気事業法」等の関係法令の要求を満足するとともに、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」等に適合する構造とする。

1.2.1.2 「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成2年8月30日改訂）」に対する適合

今回の原子炉設置変更許可申請に係る原子炉施設は、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成2年8月30日改訂）」のうち以下の指針に十分適合するように設計する。各指針に対する適合のための設計方針は、次のとおりである。

ただし、本項において用いる用語の意義は、同指針「用語の定義」に従いそれぞれ該当各号の定めるところによる。

指針1. 準拠規格及び基準

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、設計、材料の選定、製作及び検査について、それらが果たすべき安全機能の重要度を考慮して適切と認められる規格及び基準によるものであること。

適合のための設計方針

燃料体の設計、材料選定、製作及び検査については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」、「核燃料物質の使用等に関する規則」、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量当量限度等を定める告示」等の法令、規格及び基準に基づくとともに、原則として以下に示す法令、規格、基準に準拠するものとする。

- (1) 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令
- (2) 日本工業規格（J I S）
- (3) A S M E（American Society of Mechanical Engineers）規格

指針7. 共用に関する設計上の考慮

安全機能を有する構築物、系統及び機器が2基以上の原子炉施設間で共用される場合には、原子炉の安全性を損なうことのない設計であること。

適合のための設計方針

燃料取扱設備の一部及び使用済燃料設備について1号、2号及び3号炉共用並びに1号、2号及び4号炉共用とするが、共用によって原子炉の安全性を損なうことのない設計とする。共用する燃料取扱設備及び使用済燃料貯蔵設備は、以下のとおりである。

- a. 使用済燃料ピット
- b. 使用済燃料ラック
- c. 使用済燃料ピット水浄化冷却設備
- d. 除染場ピット
- e. 原子炉補助建屋内キャナル
- f. 使用済燃料ピットクレーン
- g. 補助建屋クレーン

指針9. 信頼性に関する設計上の考慮

1. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計であること。

適合のための設計方針

燃料集合体は、その安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計とする。

指針11. 炉心設計

1. 炉心は、それに関する原子炉冷却系、原子炉停止系、計測制御系及び安全保護系の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることのない設計であること。

適合のための設計方針

炉心は、それに関連する1次冷却設備、原子炉停止系、計測制御系及び安全保護系等の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料の許容設計限界を超えないように次の方針を満足するように設計する。

- (1) 最小DNBRは、許容限界値以上であるように設計する。
- (2) 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン又はガドリニア入り二酸化ウランの溶融点未満であるように設計する。

すなわち、炉心設計においては、炉内出力分布が平坦になるような燃料装荷法及び燃料取替方式を採用するほか、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り燃料を使用する。

また、反応度制御には制御棒クラスタとほう素濃度調整を併用し、出力運転中は、制御棒クラスタをなるべく炉心に挿入しないようにして、炉内出力分布の平坦化を図る。

さらに、燃料中心最高温度が二酸化ウラン又はガドリニア入り二酸化ウランの溶融点を超えるか又は、最小DNBRが許容限界値を下まわるおそれのある場合には、安全保護系の動作により原子炉を自動的に停止するよう設計する。

指針12. 燃料設計

1. 燃料集合体は、原子炉内における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であること。
2. 燃料集合体は、輸送及び取扱い中に過度の変形を生じない設計であること。

適合のための設計方針

1. 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中を通じ、燃料棒の内外圧差、燃料棒及び他の材料の照射、負荷の変化により起こる圧力・温度の変化、化学的効果、静的・動的荷重、燃料ペレットの変形、燃料棒内封入ガスの組成の変化等を考慮して、各構成要素が十分な強度を有し、その機能が保持されるように設計する。

このため、燃料棒は使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、以下の基準を満足するように設計する。

- (1) 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン又はガドリニア入り二酸化ウランの溶融点未満であること。
- (2) 燃料棒内圧は、通常運転時において被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えないこと。
- (3) 被覆管応力は、ジルカロイ-4の耐力以下であること。
- (4) 被覆管に生じる円周方向引張歪の変化量は、各過渡変化に対して1%以下であること。
- (5) 累積疲労サイクルは、設計疲労寿命以下であること。

2. 燃料集合体は、輸送及び取扱い中に燃料集合体に加わる荷重に対して構成部品が十分な強度を有し、燃料集合体としての機能を阻害することのないように設計する。

また、輸送及び取扱いに当たっては、過度な外力がかからないよう十分な配慮をするとともに、現地搬入後、健全性を確認する。

指針13. 原子炉の特性

炉心及びそれに関連する系統は、固有の出力抑制特性を有し、また、出力振動が生じてもそれを容易に抑制できる設計であること。

適合のための設計方針

低濃縮二酸化ウラン、軽水減速、加圧水型の本原子炉はドップラ係数、減速材温度係数、減速材ボイド係数及び圧力係数による固有の出力抑制特性を有する。

ドップラ係数は、燃料実効温度の変化に対する反応度変化の割合であり、急激な反応度増加があった場合でも十分な出力抑制効果を有するよう常に負になるよう設計する。減速材温度係数、減速材ボイド係数及び圧力係数はそれぞれ温度、ボイド及び圧力に対する減速材密度の変化を介して得られる反応度変化の割合であり、通常、密度変化への寄与はボイドあるいは圧力に比べ温度の効果が大きく減速材温度変化に対し高温出力運転状態で負の反応度フィードバック効果を有するよう設計する。

このように原子炉は、ドップラ係数、減速材温度係数、減速材ボイド係数及び圧力係数を総合した固有の負の反応度フィードバック特性の効果により、急激な反応度増加を伴う運転時の異常な過渡変化の場合に対しても、十分な出力抑制効果を有する設計とする。

また、原子炉は負のドップラ係数及び高温出力運転状態での負の減速材温度係数を有しており、設計負荷変化及び外乱に起因する反応度変化に対し固有の自己制御性と原子炉制御設備により原子炉出力の振動が十分な減衰特性を持つよう設計する。

炉心に負の反応度フィードバック特性を持たせることにより、キセノンによる出力分布の空間振動のうち、水平方向振動は減衰特性を持つ。

また、軸方向振動は、炉外核計装設備で軸方向中性子束偏差を計測することにより、確実かつ容易に検出でき、出力制御用の制御棒クラスタを操作して、アキシヤルオフセットをある範囲に維持することによって出力振動を抑制できる設計とする。

また、アキシヤルオフセットがある範囲を超えた場合には、原子炉制御

設備又は原子炉保護設備が働き、出力低下あるいは原子炉トリップを行うことにより、燃料許容設計限界を超えない設計とする。

指針14. 反応度制御系

1. 反応度制御系は、通常運転時に生じることが予想される反応度変化を調整し、所要の運転状態に維持し得る設計であること。
2. 制御棒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、また、炉心冷却を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の破壊を生じない設計であること。

適合のための設計方針

1. 炉心の反応度制御系としては、制御棒クラスタの挿入度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、冷却材中のほう素濃度を制御することによって反応度を制御する化学体積制御設備との二つの独立した系を設け、通常運転時に生じることが予想される反応度変化を調整するのに十分な反応度制御能力を有するよう設計する。制御棒制御系は、主として負荷変動及び零出力から全出力までの反応度変化の調整を行い、化学体積制御設備はキセノン濃度変化、高温状態から低温状態までの1次冷却材温度変化及び燃料の燃焼に伴う反応度変化の調整を行う設計とし、両者の組み合わせによって所要の運転状態に維持できるよう設計する。
2. 大きく、かつ急激な反応度添加は、制御棒駆動装置圧力ハウジングの破断を想定した場合に制御棒クラスタの飛び出しによって起こるが、零出力から全出力までの制御棒クラスタ挿入限界を設定することにより、制御棒クラスタの挿入を制限し、制御棒クラスタが飛び出した場合でも過大な反応度が添加されないような設計とする。

また、急激な反応度添加は、制御棒クラスタバンクの連続引き抜きによっても起こるが、この場合には制御棒クラスタの引き抜き最大速度を制限することにより過度の反応度添加率とならないよう設計する。

さらに、これら反応度投入事象に対しては「中性子束高原子炉トリップ」等の信号を設け、燃料の最大エンタルピや原子炉圧力が顕著に上昇する以前に、原子炉を自動的に停止し、過渡状態を早く終結させ、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び炉内構造物の破損に至ることがないように設計する。

指針15. 原子炉停止系の独立性及び試験可能性

原子炉停止系は、高温待機状態又は高温運転状態から、炉心を臨界未満にでき、かつ、高温状態で臨界未満を維持できる少なくとも二つの独立した系を有するとともに、試験可能性を備えた設計であること。

適合のための設計方針

原子炉停止系としては、制御棒制御系による制御棒クラスタ挿入と、化学体積制御設備によるほう酸注入の原理の異なる二つの独立した系を設け、かつ、それらは作動試験ができるように設計する。

制御棒クラスタを挿入すれば、最大反応度効果を持つ制御棒クラスタ1本が完全引抜位置のまま挿入できない場合でも、十分な反応度停止余裕をもつように設計する。すなわち、制御棒クラスタを挿入することにより、高温待機状態又は高温出力運転状態から燃料の許容設計限界を超えることなく、速やかに炉心を高温未臨界の状態にすることができる設計とする。

化学体積制御設備は、燃料の燃焼、キセノン濃度変化、高温から低温までの温度変化等による比較的ゆっくりした反応度変化の調節に使用するが、制御棒クラスタが挿入できない場合でも、炉心を高温出力運転状態から高温未臨界の状態にし、その状態を維持できるように設計する。

指針16. 制御棒による原子炉の停止余裕

原子炉停止系のうち制御棒による系は、高温状態及び低温状態において、反応度価値の最も大きい制御棒1本が完全に炉心の外に引き抜かれ、挿入できないときでも、炉心を臨界未満にできる設計であること。

適合のための設計方針

制御棒クラスタは、最も反応度効果の大きい制御棒クラスタ1本が、完全引抜き位置のまま挿入できない時でも、高温停止状態で十分な反応度停止余裕を持つように設計する。さらに、低温停止状態でも化学体積制御設備によるほう酸注入により、十分な反応度停止余裕を維持できる設計とする。

指針17. 原子炉停止系の停止能力

1. 原子炉停止系に含まれる独立した系のうち少なくとも一つは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることなく、高温状態で炉心を臨界未満にでき、かつ、高温状態で臨界未満を維持できる設計であること。
2. 原子炉停止系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、低温状態で炉心を臨界未満にでき、かつ、低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。

適合のための設計方針

1. 原子炉停止系に含まれる独立した系の一つである制御棒による反応度制御は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、制御棒クラスタを挿入することにより、燃料の許容設計限界を超えることなく、炉心を高温未臨界にできるよう設計する。また、化学体積制御設備のほう酸注入で、キセノン濃度変化に対しても十分高温未臨界を維持できるように設計する。

通常運転時は、所要の反応度停止余裕を確保するため、制御棒クラスタの挿入限界を監視する。

2. 原子炉停止系に含まれる独立した系の一つである化学体積制御設備からのほう酸注入による反応度制御は、高温状態から低温状態までの反応度変化を制御し、低温状態で炉心を臨界未満にでき、かつ、キセノン濃度変化に対しても十分臨界未満に維持できるように設計する。

指針18. 原子炉停止系の事故時の能力

事故時において、原子炉停止系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、炉心を臨界未満にでき、また、原子炉停止系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、炉心を臨界未満に維持できる設計であること。

適合のための設計方針

原子炉停止系に含まれる独立した系の一つである制御棒は想定される事故時において、原子炉トリップ信号による制御棒クラスタの挿入により高温状態において炉心を臨界未満にできるように設計する。

また、原子炉停止系に含まれる独立した系の一つである化学体積制御設備はキセノン濃度変化及び1次冷却材温度変化による反応度変化がある場合には、化学体積制御設備のほう酸注入により炉心を臨界未満に維持できるように設計する。

なお、主蒸気管配断事故のように炉心が冷却されるような事故時には、原子炉トリップ信号による制御棒クラスタの挿入に加えて、非常用炉心冷却設備によるほう酸注入により炉心を臨界未満にでき、かつ、事故後において臨界未満を維持できるよう設計する。

指針49. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備

1. 新燃料及び使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。
 - (1) 貯蔵設備は、適切な貯蔵能力を有すること。
2. 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、前項の各号に掲げる事項のほか、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。
 - (1) 貯蔵設備は、崩壊熱を十分に除去し、最終的な熱の逃がし場へ輸送できる系統及びその浄化系を有すること。

適合のための設計方針

1. 燃料の貯蔵設備は、使用済燃料の搬出までの取扱を安全かつ確実に行うことができるように次の方針により設計する。
 - (1) 使用済燃料の貯蔵設備は、燃料取替時に取出される燃料及び通常運転時に炉心に装荷されている燃料を貯蔵することができる全炉心燃料の約130%相当分以上の容量を有するように設計する。
2. 使用済燃料の貯蔵設備は、以下のように設計する。
 - (1) 貯蔵設備は、浄化冷却系を有する設計とし、冷却系は使用済燃料ピット水を冷却してピットに貯蔵した使用済燃料からの崩壊熱を十分除去できる設計とする。

1.2.2 原子炉設置変更許可申請（平成8年7月29日申請分）に係る安全設計の方針

1.2.2.1 安全設計の基本方針

今回の原子炉設置変更許可申請に係る原子炉施設は、「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。）、「電気事業法」等の関係法令の要求を満足するとともに、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」等に適合する構造とする。

1.2.2.2 「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成2年8月30日改訂）」に対する適合

今回の原子炉設置変更許可申請に係る原子炉施設は、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成2年8月30日改訂）」のうち以下の指針に十分適合するように設計する。各指針に対する適合のための設計方針は次のとおりである。

指針54. 放射性固体廃棄物の処理施設

原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物の処理施設は、廃棄物の破砕、圧縮、焼却、固化等の処理過程における放射性物質の散逸等の防止を考慮した設計であること。

適合のための設計方針

雑固体廃棄物のうち、不燃物は必要に応じて圧縮減容後ドラム詰め等を行うか、又は必要に応じて圧縮減容後固型化材（モルタル）を充てんしてドラム詰めを行い貯蔵保管する。

雑固体廃棄物の固型化処理については、これらの処理過程において放射性物質の散逸等の防止を考慮した設計とする。

指針55. 固体廃棄物貯蔵施設

固体廃棄物貯蔵施設は、原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物を貯蔵する容量が十分であるとともに、廃棄物による汚染の拡大防止を考慮した設計であること。

適合のための設計方針

雑固体廃棄物の固型化処理により、固体廃棄物の発生量が増加することはないため、固体廃棄物貯蔵庫の貯蔵保管能力は十分確保される。

固体廃棄物貯蔵施設は、廃棄物による汚染の拡大防止を考慮した設計とする。

指針57. 放射線業務従事者の放射線防護

1. 原子炉施設は、放射線業務従事者の立入場所における線量当量を合理的に達成できる限り低減できるように、放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮へい、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計であること。

適合のための設計方針

1.について

雑固体廃棄物の固型化処理については、放射線業務従事者の線量当量を合理的に達成できる限り低減できるように遠隔化、自動化等放射線防護上の措置を講じた設計とする。

1.2.3 原子炉設置変更許可申請（平成9年8月1日申請分）に係る安全設計の方針

1.2.3.1 安全設計の基本方針

今回の原子炉設置変更許可申請に係る原子炉施設は、「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。）、「電気事業法」等の関係法令の要求を満足するとともに、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」等に適合する構造とする。

1.2.3.2 「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成2年8月30日改訂）」に対する適合

今回の原子炉設置変更許可申請に係る原子炉施設は、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成2年8月30日改訂）」のうち以下の指針に十分適合するように設計する。各指針に対する適合のための設計方針は次のとおりである。

指針1. 準拠規格及び基準

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、設計、材料の選定、製作及び検査について、それらが果たすべき安全機能の重要度を考慮して適切と認められる規格及び基準によるものであること。

適合のための設計方針

使用済燃料ピット水浄化冷却設備及び使用済燃料貯蔵設備の設計、材料選定、製作及び検査については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量当量限度等を定める告示」等の法令、規格及び基準に基づくとともに、原則として以下に示す法令、規格、基準に準拠するものとする。

- (1) 電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令
- (2) 発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令
- (3) 日本工業規格（J I S）
- (4) 日本電気協会電気技術基準調査委員会電気技術規程及び指針

指針2. 自然現象に対する設計上の考慮

1. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度及び地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響を考慮して、耐震設計上の区分がなされるとともに、適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計であること。

適合のための設計方針

1. 地震に対する設計

使用済燃料ピット及び使用済燃料ラックは耐震設計Aクラスとし、それに適用される地震力に耐えるように設計する。

さらにこれらの施設は、設計用基準地震動 S_2 に基づく地震力に対してもその安全機能が保持できるように設計する。

指針4. 内部発生飛来物に対する設計上の考慮

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、原子炉施設内部で発生が想定される飛来物に対し、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計であること。

適合のための設計方針

使用済燃料貯蔵設備は、タービンミサイルの発生を仮に想定しても使用済燃料ピットに到達する確率が極めて小さくなるように配置等の配慮を行うことによって、その安全機能を損なう可能性が極めて低くなるように設計する。

指針7. 共用に関する設計上の考慮

安全機能を有する構築物、系統及び機器が2基以上の原子炉施設間で共用される場合には、原子炉の安全性を損なうことのない設計であること。

適合のための設計方針

使用済燃料ピット水浄化冷却設備及び使用済燃料貯蔵設備について1号、2号及び3号炉共用並びに1号、2号及び4号炉共用とするが、共用によって原子炉の安全性を損なうことのない設計とする。共用する使用済燃料ピット水浄化冷却設備及び使用済燃料貯蔵設備は、以下のとおりである。

a. 使用済燃料ピット水浄化冷却設備

使用済燃料ピット冷却器、使用済燃料ピットポンプ、使用済燃料ピット脱塩塔、使用済燃料ピットフィルタ等

b. 使用済燃料貯蔵設備

使用済燃料ピット、使用済燃料ラック等

指針9. 信頼性に関する設計上の考慮

1. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計であること。

適合のための設計方針

使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、その安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計とする。

指針49. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備

1. 新燃料及び使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。
 - (1) 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査ができること。
 - (2) 貯蔵設備は、適切な格納系及び空気浄化系を有すること。
 - (3) 貯蔵設備は、適切な貯蔵能力を有すること。
 - (4) 取扱設備は、移送操作中の燃料集合体の落下を防止できること。
2. 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、前項の各号に掲げる事項のほか、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。
 - (1) 放射線防護のための適切な遮へいを有すること。
 - (2) 貯蔵設備は、崩壊熱を十分に除去し、最終的な熱の逃がし場へ輸送できる系統及びその浄化系を有すること。
 - (3) 貯蔵設備の冷却水保有量が著しく減少することを防止し、適切な漏えい検知を行うことができること。
 - (4) 貯蔵設備は、燃料集合体の取扱い中に想定される落下時においても、その安全機能が損なわれるおそれがないこと。

適合のための設計方針

1. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いを安全かつ確実に行うことができるように次の方針により設計する。
 - (1) 燃料の貯蔵設備及び取扱設備のうち安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査ができるように設計する。
 - (2) 貯蔵設備は、適切な格納性と空気浄化系を有する区画として設計する。
 - (3) 使用済燃料の貯蔵設備は、燃料取替え時に取出される燃料及び通常運転時の炉心に装荷されている燃料を貯蔵することができる3号炉及び4号炉おのおの全炉心燃料の約130%相当分以上の容量を有するように設計する。
 - (4) 燃料取扱設備は、移送操作中の燃料集合体の落下を防止するために、

適切な保持装置を有するように設計する。

2. 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、以下のように設計する。

(1) 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、放射線業務従事者の被ばくを合理的に達成できる限り低くするように設計する。

(2) 貯蔵設備は、浄化冷却系を有する設計とし、冷却系は使用済燃料ピット水を冷却してピットに貯蔵した使用済燃料からの崩壊熱を十分除去できる設計とする。冷却系で除去した熱は、原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備を経て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。

また、浄化系は、使用済燃料ピット水を適切な水質に維持できる設計とする。

(3) 使用済燃料ピットは、冷却用のピット水の保有量が著しく減少することを防止するために、ピット水の減少を引き起こす可能性のあるドレン配管等は設けない設計とするとともに、十分耐震性を有する設計とする。

さらに、ピット内張りからの漏えい検知のための装置及びピット水位監視のための水位低警報を有する設計とする。

(4) 貯蔵設備は、燃料集合体の取り扱い中に想定される落下時にも著しいピット水の減少を引き起こすような損傷を避けるように設計する。

指針50. 燃料の臨界防止

燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、幾何学的な安全配置又はその他の適切な手段により、想定されるいかなる場合でも、臨界を防止できる設計であること。

適合のための設計方針

燃料の貯蔵設備としては、新燃料貯蔵庫及び使用済燃料ピットを設ける。

使用済燃料ピット中の使用済燃料ラックは、燃料集合体の間隔を十分にとり、設備容量分の燃料を収容しても実効増倍率は、0.98（解析上の不確定さを含む。以下同じ。）以下であるように設計する。

指針51. 燃料取扱場所のモニタリング

燃料取扱場所は、崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態及び過度の放射線レベルを検出できるとともに、これを適切に従事者に伝えるか、又はこれに対して自動的に対処できる設計であること。

適合のための設計方針

使用済燃料ピットには使用済燃料ピット水漏えい監視のための、漏えい検知装置を設ける。また、使用済燃料ピットには水位及び温度の監視のため、水位低及び温度高の警報を設け、中央制御室に警報を発する設計とする。

使用済燃料ピット水浄化冷却設備の運転状況は、現場及び中央制御室で監視できるようにする。

使用済燃料ピットエリアの放射線監視はエリアモニタ及び排気筒モニタで行い、過度の放射線レベルに達した時は中央制御室に警報を発する設計とする。

1.2.4 原子炉設置変更許可申請（平成14年8月21日申請分）に係る安全設計の方針

1.2.4.1 安全設計の基本方針

今回の原子炉設置変更許可申請に係る原子炉施設は、「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。）、「電気事業法」等の関係法令の要求を満足するとともに、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」等に適合する構造とする。

1.2.4.2 「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成13年3月29日改訂）」に対する適合

今回の原子炉設置変更許可申請に係る原子炉施設は、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成13年3月29日改訂）」のうち以下の指針に十分適合するように設計する。各指針に対する適合のための設計方針は次のとおりである。

指針1. 準拠規格及び基準

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、設計、材料の選定、製作及び検査について、それらが果たすべき安全機能の重要度を考慮して適切と認められる規格及び基準によるものであること。

適合のための設計方針

燃料集合体の設計、材料選定、製作及び検査については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」、「核燃料物質の使用等に関する規則」、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」等の法令、規格及び基準に基づくとともに、原則として以下に示す法令、規格、基準に準拠するものとする。

- (1) 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令
- (2) 発電用核燃料物質に関する技術基準を定める省令
- (3) 日本工業規格（J I S）
- (4) 日本電気協会で規定する電気技術規程及び指針（J E A C、J E A G）
- (5) A S M E（American Society of Mechanical Engineers）規格
- (6) A S T M（American Society of Testing and Materials）規格

指針9. 信頼性に関する設計上の考慮

1. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計であること。

適合のための設計方針

1.について

燃料集合体は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に基づき、それが果たす安全機能の性質に応じて分類し、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計とする。

指針11. 炉心設計

1. 炉心は、それに関連する原子炉冷却系、原子炉停止系、計測制御系及び安全保護系の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることのない設計であること。

適合のための設計方針

1. について

(1) 炉心は、それに関連する1次冷却設備、原子炉停止系、計測制御系、安全保護系等の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えないように以下の基準を満足する設計とする。

a. 最小DNBRは、許容限界値以上であること。

b. 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点未満であること。

すなわち、炉心設計においては、炉内出力分布が平坦になるような燃料取替方式を採用するほか、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用する。

また、計測制御系により、原子炉運転中の炉内出力分布が監視できる設計とする。

さらに、燃料中心最高温度が二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点を超えるか、又は最小DNBRが許容限界値を下回るおそれがある場合には、安全保護系の作動により原子炉を自動的に停止できる設計とする。

(2) 想定される反応度投入過渡事象（原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き）時においては「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」に定める燃料エンタルピに関する燃料の許容設計限界及び「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」に定めるPCMI破損しきい値のめやすを超えることのない設計とする。

指針12. 燃料設計

1. 燃料集合体は、原子炉内における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であること。
2. 燃料集合体は、輸送及び取扱い中に過度の変形を生じない設計であること。

適合のための設計方針

1. について

燃料集合体は、原子炉内における使用期間中を通じ、燃料棒の内外圧差、燃料棒及び他の材料の照射、負荷の変化により起こる圧力・温度の変化、化学的効果、静的・動的荷重、燃料ペレットの変形、燃料棒内封入ガスの組成の変化等を考慮して、各構成要素が十分な強度を有し、その機能を保持できる設計とする。

このため、燃料棒は使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、以下の基準を満足できる設計とする。

- (1) 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点未満であること。
- (2) 燃料棒内圧は、通常運転時において、被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えないこと。
- (3) 被覆管応力は、被覆材の耐力以下であること。
- (4) 被覆管に生じる円周方向引張歪の変化量は、各過渡変化に対して1%以下であること。
- (5) 累積疲労サイクルは、設計疲労寿命以下であること。

2. について

燃料集合体は、輸送及び取扱い中に燃料集合体に加わる荷重に対して構成部品が十分な強度を有し、燃料集合体としての機能を阻害することのない設計とする。

また、輸送及び取扱いに当たっては、過度な外力がかからないよう十分な配慮をするとともに、発電所へ搬入後、健全性を確認する。

指針13. 原子炉の特性

炉心及びそれに関連する系統は、固有の出力抑制特性を有し、また、出力振動が生じてもそれを容易に制御できる設計であること。

適合のための設計方針

濃縮ウラン燃料、軽水減速、軽水冷却、加圧水型の本原子炉は、低濃縮二酸化ウラン燃料及びガドリニア入り低濃縮二酸化ウラン燃料を使用し、ドップラ係数、減速材温度係数、減速材ボイド係数及び圧力係数を総合した固有の負の反応度フィードバック特性を持たせることにより、固有の出力抑制特性を有する設計とする。

具体的には、原子炉は、高温状態以外で臨界としない設計とする。ドップラ係数は、急激な反応度増加があった場合でも十分な出力抑制効果を有するように、常に負になる設計とする。減速材温度係数は、高温出力運転状態で負になる設計とする。減速材ボイド係数及び圧力係数は、減速材温度係数と同様減速材密度の変化に基づく反応度係数であるが、通常、温度の効果に比べ小さい。

これらにより、設計負荷変化及び外乱に起因する反応度変化に対しては、固有の出力抑制特性と原子炉制御設備により原子炉出力の振動が十分な減衰特性を有する設計とするとともに、急激な反応度増加に対しても、固有の出力抑制特性により十分な出力抑制効果を有する設計とする。

原子炉に固有の負の反応度フィードバック特性を持たせることにより、キセノンによる原子炉出力分布の空間振動のうち水平方向振動は減衰特性を有する設計とする。軸方向振動は、炉外核計装で軸方向中性子束偏差を計測することにより確実かつ容易に検出でき、制御棒クラスタを操作して、アキシヤルオフセットを適正な範囲に維持することによって出力振動を抑制できる設計とする。

また、アキシヤルオフセットが運転目標値から大きく逸脱した場合には、原子炉制御設備又は原子炉保護設備が作動し、出力低下あるいは原子炉トリップを行うことにより、燃料の許容設計限界を超えない設計とする。

指針14. 反応度制御系

1. 反応度制御系は、通常運転時に生じることが予想される反応度変化を調整し、所要の運転状態に維持し得る設計であること。
2. 制御棒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、また、炉心冷却を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の破壊を生じない設計であること。

適合のための設計方針

1.について

炉心の反応度制御系としては、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二つの系を設け、通常運転時に生じることが予想される反応度変化を制御するのに十分な反応度制御能力を有する設計とする。

制御棒制御系は、主として負荷変動及び零出力から全出力までの反応度変化を制御し、化学体積制御設備はキセノン濃度変化、高温状態から低温状態までの1次冷却材温度変化及び燃料の燃焼に伴う反応度変化を制御する設計とし、両者の組み合わせによって所要の運転状態に維持できる設計とする。

2.について

反応度が大きく、かつ急激に投入される事象として制御棒飛び出しがあるが、零出力から全出力間の制御棒クラスタの挿入限界を設定することにより、制御棒クラスタの位置を制限し、制御棒クラスタ1本が飛び出した場合でも過大な反応度が添加されない設計とする。

また、反応度が急激に投入される事象として原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜きがあるが、この場合には制御棒クラスタの引き抜き最大速度を制限することにより、過度の反応度添加率とならない設計とする。

さらに、これら反応度投入事象に対しては「出力領域中性子束高」等による原子炉トリップ信号を設け、燃料の最大エンタルピや原子炉圧力が顕

著に上昇する前に、原子炉を自動的に停止し、過渡状態を早く終結させることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、また、炉心冷却を損なうような炉心及び炉内構造物の破壊を生じない設計とする。

指針15. 原子炉停止系の独立性及び試験可能性

原子炉停止系は、高温待機状態又は高温運転状態から、炉心を臨界未満にでき、かつ、高温状態で臨界未満を維持できる少なくとも二つの独立した系を有するとともに、試験可能性を備えた設計であること。

適合のための設計方針

原子炉停止系としては、制御棒制御系による制御棒クラスタの炉心への挿入と、化学体積制御設備による1次冷却材中へのほう酸注入の原理の異なる二つの独立した系を設け、かつ、それらは試験可能性を備えた設計とする。

制御棒制御系は、制御棒クラスタの炉心への挿入により、高温運転状態から速やかに炉心を高温状態で臨界未満にすることができる設計とする。

化学体積制御設備は、燃料の燃焼、キセノン濃度変化、高温状態から低温状態までの温度変化等による比較的緩やかな反応度変化の制御に使用するが、全制御棒クラスタが挿入不能の場合でも、炉心を高温運転状態から高温状態で臨界未満にし、その状態を維持できる設計とする。

指針16. 制御棒による原子炉の停止余裕

原子炉停止系のうち制御棒による系は、高温状態及び低温状態において、反応度価値の最も大きい制御棒1本が完全に炉心の外に引き抜かれ、挿入できないときでも、炉心を臨界未満にできる設計であること。

適合のための設計方針

制御棒クラスタは、最も反応度価値の大きい制御棒クラスタ1本が、全引き抜き位置のまま挿入できないときでも、高温状態で十分な反応度停止余裕を持って炉心を臨界未満にできる設計とする。さらに、低温状態でも化学体積制御設備によるほう酸注入により、十分な反応度停止余裕を持って炉心を臨界未満に維持できる設計とする。

指針17. 原子炉停止系の停止能力

1. 原子炉停止系に含まれる独立した系のうち少なくとも一つは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることなく、高温状態で炉心を臨界未満にでき、かつ、高温状態で臨界未満を維持できる設計であること。
2. 原子炉停止系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、低温状態で炉心を臨界未満にでき、かつ、低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。

適合のための設計方針

1. について

原子炉停止系に含まれる独立した系の一つである制御棒制御系による反応度制御は、制御棒クラスタの炉心への挿入により、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることなく、高温状態で炉心を臨界未満にできる設計とする。

また、化学体積制御設備による反応度制御は、1次冷却材中へのほう酸注入により、キセノン濃度変化に対しても高温状態で十分臨界未満を維持できる設計とする。

原子炉運転中は、所要の反応度停止余裕を確保するため、制御棒クラスタの位置が挿入限界を超えないことを監視する。

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臨界未満にでき、かつ、運転時の異常な過渡変化後において臨界未満を維持できる設計とする。

2. について

原子炉停止系に含まれる独立した系の一つである化学体積制御設備による反応度制御は、1次冷却材中へのほう酸注入により、キセノン濃度変化に伴う反応度変化及び高温状態から低温状態までの反応度変化を制御し、低温状態で炉心を臨界未満に維持できる設計とする。

指針18. 原子炉停止系の事故時の能力

事故時において、原子炉停止系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、炉心を臨界未満にでき、また、原子炉停止系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、炉心を臨界未満に維持できる設計であること。

適合のための設計方針

原子炉停止系に含まれる独立した系の一つである制御棒制御系は、想定される事故時において、原子炉トリップ信号により制御棒クラスタを炉心に挿入することにより、高温状態において炉心を臨界未満にできる設計とする。

また、原子炉停止系に含まれる独立した系の一つである化学体積制御設備はキセノン濃度変化及び1次冷却材温度変化による反応度変化がある場合には、1次冷却材中へのほう酸注入により炉心を臨界未満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臨界未満にでき、かつ、事故後において臨界未満を維持できる設計とする。

指針49. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備

1. 新燃料及び使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。
 - (3) 貯蔵設備は、適切な貯蔵能力を有すること。
 - (4) 取扱設備は、移送操作中の燃料集合体の落下を防止できること。
2. 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、前項の各号に掲げる事項のほか、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。
 - (1) 放射線防護のための適切な遮へいを有すること。
 - (2) 貯蔵設備は、崩壊熱を十分に除去し、最終的な熱の逃がし場へ輸送できる系統及びその浄化系を有すること。
 - (4) 貯蔵設備は、燃料集合体の取扱い中に想定される落下時においても、その安全機能が損なわれるおそれがないこと。

適合のための設計方針

1. について

燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いを安全かつ確実に行うことができるように、次の方針により設計する。

- (3) 使用済燃料の貯蔵設備は、燃料取替え時に取出される燃料及び通常運転時に炉心に装荷されている燃料を貯蔵することができる全炉心燃料の約130%相当分以上の容量を有するように設計する。
- (4) 燃料取扱設備は、移送操作中の燃料集合体の落下を防止するために、適切な保持装置を有するように設計する。

2. について

使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、以下のように設計する。

- (1) 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、放射線業務従事者の受ける線量を合理的に達成できる限り低くするように設計する。
- (2) 使用済燃料の貯蔵設備は、使用済燃料ピット浄化冷却設備を有する設計とする。使用済燃料ピット浄化冷却設備は、使用済燃料ピット水を冷却して、使用済燃料ピットに貯蔵した使用済燃料からの崩壊熱を十分除

去できる設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備で除去した熱は、原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備を経て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。

- (4) 貯蔵設備は、燃料集合体の取扱い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さないように設計する。

指針50. 燃料の臨界防止

燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、幾何学的な安全配置又はその他の適切な手段により、想定されるいかなる場合でも、臨界を防止できる設計であること。

適合のための設計方針

新燃料貯蔵庫中の新燃料ラックは、燃料集合体の間隔を十分にとり、設備容量分の燃料を収容しても実効増倍率は、**0.95**（解析上の不確定さを含む。以下同じ。）以下であるように設計する。

使用済燃料ピット中の使用済燃料ラックは、燃料集合体の間隔を十分にとり、設備容量分の燃料を収容しても実効増倍率は、**0.98**（解析上の不確定さを含む。以下同じ。）以下であるように設計する。

1.2.5 原子炉設置変更許可申請（平成17年4月8日申請分）に係る安全設計の方針

1.2.5.1 安全設計の基本方針

今回の原子炉設置変更許可申請に係る原子炉施設は、「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。）、「電気事業法」等の関係法令の要求を満足するとともに、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」等に適合する構造とする。

1.2.5.2 「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成13年3月29日改訂）」に対する適合

今回の原子炉設置変更許可申請に係る原子炉施設は、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成13年3月29日改訂）」のうち以下の指針に十分適合するように設計する。各指針に対する適合のための設計方針は次のとおりである。

指針7. 共用に関する設計上の考慮

安全機能を有する構築物、系統及び機器が2基以上の原子炉施設間で共用される場合には、原子炉の安全性を損なうことのない設計であること。

適合のための設計方針

固体廃棄物処理設備の蒸気発生器保管庫（1号及び2号炉共用）は1号、2号、3号及び4号炉の共用とするが、当該設備の故障により同時に2基以上の原子炉の事故をもたらすものではない。

指針55. 固体廃棄物貯蔵施設

固体廃棄物貯蔵施設は、原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物を貯蔵する容量が十分であるとともに、廃棄物による汚染の拡大防止を考慮した設計であること。

適合のための設計方針

蒸気発生器保管庫は、1号炉及び2号炉の蒸気発生器取替えに伴い取り外した蒸気発生器8基等並びに1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の原子炉容器上部ふた取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた4基等を貯蔵保管できる能力を有する。

固体廃棄物貯蔵施設は、廃棄物による汚染の拡大防止を考慮した設計とする。

指針56. 周辺の放射線防護

原子炉施設は、通常運転時において原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。

適合のための設計方針

原子炉容器上部ふた取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた等を貯蔵保管した蒸気発生器保管庫の寄与を含め、原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り小さい値になるように、施設を設計する。

1.2.6 原子炉設置変更許可申請（平成19年6月14日申請分）に係る安全設計の方針

1.2.6.1 安全設計の基本方針

今回の原子炉設置変更許可申請に係る原子炉施設は、「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。）、「電気事業法」等の関係法令の要求を満足するとともに、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」等に適合する構造とする。

1.2.6.2 「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成13年3月29日改訂）」に対する適合

今回の原子炉設置変更許可申請に係る原子炉施設は、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成13年3月29日改訂）」のうち以下の指針に十分適合するように設計する。各指針に対する適合のための設計方針は次のとおりである。

指針1. 準拠規格及び基準

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、設計、材料の選定、製作及び検査について、それらが果たすべき安全機能の重要度を考慮して適切と認められる規格及び基準によるものであること。

適合のための設計方針

液体廃棄物の廃棄設備のうち、洗たく排水処理設備設置に係る機器等に関する設計、材料選定、製作及び検査については、原子炉等規制法等の法令、規則及び基準に基づくとともに、原則として以下に示す法令、規格、基準等に準拠するものとする。

- (1) 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令
- (2) 日本工業規格（JIS）
- (3) 日本機械学会発電用原子力設備規格
- (4) 社団法人日本電気協会で規定する電気技術指針（JEAG）
- (5) ANSI（American National Standard Institute）基準

指針7. 共用に関する設計上の考慮

安全機能を有する構築物、系統及び機器が2基以上の原子炉施設間で共用される場合には、原子炉の安全性を損なうことのない設計であること。

適合のための設計方針

液体廃棄物の廃棄設備のうち、洗たく排水処理設備の設置に係る機器については、3号及び4号炉共用とするが、共用によって原子炉の安全性を損なうことのない設計とする。

指針8. 運転員操作に対する設計上の考慮

原子炉施設は、運転員の誤操作を防止するための適切な措置を講じた設計であること。

適合のための設計方針

液体廃棄物の廃棄設備のうち、洗たく排水処理設備の設置に係る機器については、運転員の誤操作を防止するため、盤の配置及び操作器具等の操作性に留意するとともに、状態表示及び警報表示において原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握できるよう留意した設計とする。また、保守点検において誤りを生じにくいように留意した設計とする。

指針9. 信頼性に関する設計上の考慮

1. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計であること。

適合のための設計方針

液体廃棄物の廃棄設備のうち、洗たく排水処理設備の設置に係る機器については、その安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計とする。

指針10. 試験可能性に関する設計上の考慮

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、それら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、適切な方法により、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であること。

適合のための設計方針

液体廃棄物の廃棄設備のうち、洗たく排水処理設備の設置に係る機器については、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、適切な方法により、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。

指針53. 放射性液体廃棄物の処理施設

1. 原子炉施設の運転に伴い発生する放射性液体廃棄物の処理施設は、適切なる過、蒸発処理、イオン交換、貯留、減衰、管理等により、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。
2. 放射性液体廃棄物の処理施設及びこれに関連する施設は、これらの施設からの液体状の放射性物質の漏えいの防止及び敷地外への管理されない放出の防止を考慮した設計であること。

適合のための設計方針

1. について

洗たく排水処理系は、周辺公衆の受ける線量を合理的に達成できる限り低く保つ設計とし、原子力安全委員会の「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。

液体廃棄物の廃棄設備は、液体廃棄物の性状によってそれぞれ専用の処理系で処理できる設計とする。放射性物質濃度が低い洗たく排水については、原則として洗たく排水処理系にて処理する設計とする。

洗たく排水処理系から発生する処理水は、放出管理を行い、環境への放射性物質の放出量を合理的に達成できる限り低減できる設計とする。

2. について

洗たく排水処理系は、これらの施設からの液体状の放射性物質の漏えい防止及び敷地外への管理されない放出を防止するため、次の各項を考慮した設計とする。

- (1) 漏えいの発生を防止するため、処理施設には適切な材料を使用するとともに、適切な計測制御設備を設ける。
- (2) 液体状の放射性物質が漏えいした場合には、漏えいを早期に検出し、中央制御室等に警報を発する。

また、処理施設は独立した区画内に設けるか周辺に堰等を設け、漏えいの拡大防止対策を講じる。

指針57. 放射線業務従事者の放射線防護

1. 原子炉施設は、放射線業務従事者の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように、放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮へい、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計であること。

適合のための設計方針

1. について

洗たく排水処理設備は、放射線業務従事者の受ける線量を合理的に達成できる限り低減できるように遮へい壁、迷路の設置、機器の配置等放射線防護上の措置を講じた設計とする。

また、操作盤は放射線レベルの低い場所に設置し、装置の遠隔操作が可能なように設計する。

1.2.7 原子炉設置変更許可申請（平成25年7月8日申請分）に係る安全設計の方針

1.2.7.1 「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（平成25年6月19日制定）」に対する適合

第一条 適用範囲

この規則は、実用発電用原子炉及びその附属施設について適用する。

適合のための設計方針

設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の設計及び材料の選定に当たっては、工事計画の認可、使用前検査及び施設定期検査等にも配慮して、原則として現行国内法規に基づく規格及び基準によるものとする。ただし、外国の規格及び基準による場合又は規格及び基準で一般的でないものを適用する場合には、それらの規格及び基準の適用の根拠、国内法規に基づく規格及び基準との対比並びに適用の妥当性を明らかにする。

第二条 定義

- 1 この規則において使用する用語は、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「法」という。）において使用する用語の例による。
- 2 この規則において、次に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。
 - 一 「放射線」とは、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和五十三年通商産業省令第七十七号。以下「実用炉規則」という。）第二条第二項第一号に規定する放射線をいう。
 - 二 「通常運転」とは、設計基準対象施設において計画的に行われる発電用原子炉の起動、停止、出力運転、高温待機、燃料体の取替えその他の発電用原子炉の計画的に行われる運転に必要な活動をいう。
 - 三 「運転時の異常な過渡変化」とは、通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には発電用原子炉の炉心（以下単に「炉心」という。）又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう。
 - 四 「設計基準事故」とは、発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう。
 - 五 「安全機能」とは、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な機能であって、次に掲げるものをいう。
 - イ その機能の喪失により発電用原子炉施設に運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、これにより公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある機能

ロ 発電用原子炉施設の運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の拡大を防止し、又は速やかにその事故を収束させることにより、公衆又は従事者に及ぼすおそれがある放射線障害を防止し、及び放射性物質が発電用原子炉を設置する工場又は事業所（以下「工場等」という。）外へ放出されることを抑制し、又は防止する機能

六 「安全機能の重要度」とは、発電用原子炉施設の安全性の確保のために必要な安全機能の重要性の程度をいう。

七 「設計基準対象施設」とは、発電用原子炉施設のうち、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をいう。

八 「安全施設」とは、設計基準対象施設のうち、安全機能を有するものをいう。

九 「重要安全施設」とは、安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものをいう。

十 「工学的安全施設」とは、発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常による発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷又は炉心の著しい損傷により多量の放射性物質の放出のおそれがある場合に、これを抑制し、又は防止するための機能を有する設計基準対象施設をいう。

十一 「重大事故等対処施設」とは、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。以下同じ。）又は重大事故（以下「重大事故等」と総称する。）に対処するための機能を有する施設をいう。

十二 「特定重大事故等対処施設」とは、重大事故等対処施設のうち、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炉心の著しい損傷が発生するおそれがある場合又は炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損による工場等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ものをいう。

- 十三 「設計基準事故対処設備」とは、設計基準事故に対処するための安全機能を有する設備をいう。
- 十四 「重大事故等対処設備」とは、重大事故等に対処するための機能を有する設備をいう。
- 十五 「重大事故防止設備」とは、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をいう。
- 十六 「重大事故緩和設備」とは、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をいう。
- 十七 「多重性」とは、同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性質を有する二以上の系統又は機器が同一の発電用原子炉施設に存在することをいう。
- 十八 「多様性」とは、同一の機能を有する二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因（二以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因をいう。以下同じ。）又は従属要因（単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因をいう。以下同じ。）によって同時にその機能が損なわれないことをいう。
- 十九 「独立性」とは、二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。
- 二十 「管理区域」とは、実用炉規則第二条第二項第四号に規定する

- 管理区域をいう。
- 二十一 「周辺監視区域」とは、実用炉規則第二条第二項第六号に規定する周辺監視区域をいう。
- 二十二 「燃料材」とは、熱を発生させるために成形された核燃料物質をいう。
- 二十三 「燃料被覆材」とは、原子核分裂生成物の飛散を防ぎ、かつ、一次冷却材による侵食を防ぐために燃料材を覆う金属管をいう。
- 二十四 「燃料要素」とは、燃料材、燃料被覆材及び端栓からなる炉心の構成要素であって、構造上独立の最小単位であるものをいう。
- 二十五 「燃料要素の許容損傷限界」とは、燃料被覆材の損傷の程度であって、安全設計上許容される範囲内で、かつ、発電用原子炉を安全に運転することができる限界をいう。
- 二十六 「原子炉停止系統」とは、発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持するために発電用原子炉を停止する系統をいう。
- 二十七 「反応度制御系統」とは、通常運転時に反応度を調整する系統をいう。
- 二十八 「反応度価値」とは、制御棒の挿入又は引き抜き、液体制御材の注入その他の発電用原子炉の運転に伴う発電用原子炉の反応度の変化量をいう。
- 二十九 「制御棒の最大反応度価値」とは、発電用原子炉が臨界（臨界近傍を含む。）にある場合において、制御棒を一本引き抜くことにより炉心に生ずる反応度価値の最大値をいう。
- 三十 「反応度添加率」とは、発電用原子炉の反応度を調整することにより炉心に添加される単位時間当たりの反応度の量をいう。
- 三十一 「一次冷却材」とは、炉心において発生した熱を発電用原子炉から直接に取り出すことを主たる目的とする流体をいう。
- 三十二 「二次冷却材」とは、一次冷却材の熱を熱交換器により取り出すための流体であって、蒸気タービンを駆動させることを主たる

目的とする流体をいう。

三十三 「一次冷却系統」とは、炉心を直接冷却する冷却材が循環する回路をいう。

三十四 「最終ヒートシンク」とは、発電用原子炉施設において発生した熱を最終的に除去するために必要な熱の逃がし場をいう。

三十五 「原子炉冷却材圧力バウンダリ」とは、発電用原子炉施設のうち、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、圧力障壁となる部分をいう。

三十六 「原子炉格納容器」とは、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の容器内の機械又は器具から放出される放射性物質の漏えいを防止するために設けられる容器をいう。

三十七 「原子炉格納容器バウンダリ」とは、発電用原子炉施設のうち、原子炉格納容器において想定される事象が発生した場合において、圧力障壁及び放射性物質の放出の障壁となる部分をいう。

三十八 「最高使用圧力」とは、対象とする機器又は炉心支持構造物がその主たる機能を果たすべき運転状態において受ける最高の圧力以上の圧力であって、設計上定めるものをいう。

三十九 「最高使用温度」とは、対象とする機器、支持構造物又は炉心支持構造物がその主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度以上の温度であって、設計上定めるものをいう。

四十 「安全保護回路」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を検知し、これらの事象が発生した場合において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備をいう。

本申請書において用いる用語の定義は、上記当該各号の定めるところによる。

第三条 設計基準対象施設の地盤

- 1 設計基準対象施設は、次条第二項の規定により算定する地震力（設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの（以下「耐震重要施設」という。）にあっては、同条第三項に規定する基準地震動による地震力を含む。）が作用した場合においても当該設計基準対象施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。
- 2 耐震重要施設は、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。
- 3 耐震重要施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

耐震重要施設については、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。

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

第2項について

耐震重要施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。

第3項について

耐震重要施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。

第四条 地震による損傷の防止

- 1 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。
- 2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設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に応じて算定しなければならない。
- 3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力(以下「基準地震動による地震力」という。)に対して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。
- 4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して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。

適合のための設計方針

第1項について

設計基準対象施設は、耐震重要度分類を定め、それぞれに応じて設定した地震力に対しておおむね弾性範囲の設計を行う。

なお、耐震重要度分類及び地震力については、「第2項について」に示すとおりである。

第2項について

設計基準対象施設は、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失(地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。)及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度に応じて、以下のとおり、耐震重要度分類を定め、それぞれに応じた地震力を算定する。

(1) 耐震重要度分類

Sクラス：地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉

を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいもの

Bクラス：安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラスの施設と比べ小さい施設

Cクラス：Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設

(2) 地震力

上記(1)のSクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物を除く。）、Bクラス及びCクラスの施設に適用する地震力は以下のとおり算定する。

なお、Sクラスの施設については、弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力を適用する。

a. 静的地震力

静的地震力は、Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし、それぞれ耐震重要度分類に応じて次の地震層せん断力係数 C_i 及び震度に基づき算定する。

(a) 建物・構築物

水平地震力は、地震層せん断力係数 C_i に、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。

Sクラス 3.0

Bクラス 1.5

Cクラス 1.0

ここで、地震層せん断力係数 C_i は、標準せん断力係数 C_0 を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度0.3以上を基準とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

(b) 機器・配管系

耐震重要度分類の各クラスの地震力は、上記(a)に示す地震層せん断力係数 C_i に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度とし、当該水平震度及び上記(a)の鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度より求めるものとする。

なお、Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

b. 弾性設計用地震動 S_d による地震力

弾性設計用地震動 S_d による地震力は、Sクラスの施設に適用する。

弾性設計用地震動 S_d は、「添付書類六 5. 地震」に示す基準地震動 S_s に工学的判断から求められる係数を乗じて設定する。

また、弾性設計用地震動 S_d 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たものとして算定する。

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 S_d 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。当該地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。

第3項について

耐震重要施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物を除く。）については、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切な地震動、すなわち「添付書類六 5. 地震」に示す基準地震動 S_s による地震力に対して、安全機能が損なわれない設計とする。

また、屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については、基準地震動 S_s 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。

基準地震動 S_s による地震力は、基準地震動 S_s を用いて、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定する。

なお、耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、その安全機能を損なわない設計とする。

第4項について

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

第五条 津波による損傷の防止

設計基準対象施設は、その供用中に当該設計基準対象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。

適合のための設計方針

基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造、地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものとして策定する。

入力津波（施設の津波に対する設計を行うために、津波の伝播特性、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。）は基準津波の波源から各施設・設備の設置位置において算定される時刻歴波形として設定する。

耐津波設計としては、以下の方針とする。

- (1) 設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路、放水路等から施設へ流入させない設計とする。
- (2) 取水・放水施設、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。
- (3) (1)(2)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浸水対策を施す設計とする。

- (4) 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止する設計とする。そのため、海水ポンプについては、基準津波による水位の低下に対して、海水ポンプ取水可能水位を下回る可能性があるため、貯水堰の設置により海水ポンプが機能保持でき、かつ冷却に必要な海水が確保できる設計とする。また、基準津波による水位変動に伴う砂の移動・堆積及び漂流物に対して取水路、貯水堰から海水ポンプ室まで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。
- (5) 津波防護施設及び浸水防止設備については、入力津波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。
- (6) 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及び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。なお、風荷重及び積雪荷重については、施設の設置場所、構造等を考慮して、組み合わせる。
- (7) 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。

第六条 外部からの衝撃による損傷の防止

- 1 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。
- 2 重要安全施設は、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ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。
- 3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定され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。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

安全施設は、発電所敷地で想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なうことのない設計とする。ここで、発電所敷地で想定される自然現象に対して、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。また、発電所敷地で想定される自然現象又はその組合せに遭遇した場合において、自然現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を考慮する。

自然現象を網羅的に抽出するために、国内外の基準等や文献^{(1)~(9)}に基づき事象を収集し、海外の選定基準⁽⁵⁾も考慮の上、敷地又はその周辺の自然環境を基に、発電所敷地で想定される自然現象を選定する。

発電所敷地で想定される自然現象は、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、森林火災又は高潮である。また、これらの自然現象による影響は、関連して発生する可能性がある自然現象及び敷地周辺地域で得られる過去の記録等を考慮し決定する。

以下にこれら自然現象に対する設計方針を示す。

(1) 洪水

大飯発電所周辺地域における河川としては、敷地から南方向7kmのところには佐分利川があるが、発電所が立地している大島半島にはない。

敷地の地形及び表流水の状況から判断して、敷地が洪水による被害を受けることはない。

(2) 風（台風）

敷地付近で観測された最大瞬間風速は、舞鶴特別地域気象観測所での観測記録（1947年～2012年）によれば、51.9m/s（2004年10月20日）である。

安全施設は、風荷重を建築基準法に基づき設定し、それに対し機械的強度を有することにより、安全機能を損なうことのない設計とする。

(3) 竜巻

安全施設は、最大風速100m/sの竜巻が発生した場合においても、竜巻による風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重等に対して安全機能を損なわないために、飛来物の発生防止対策及び竜巻防護対策を行う。

a. 飛来物の発生防止対策

竜巻により発電所構内の資機材等が飛来物となり、竜巻防護施設が安全機能を損なわないために、以下の対策を行う。

- ・飛来物となる可能性のあるものを固縛、建屋内収納又は撤去する。
- ・車両の入構の制限、竜巻の襲来が予想される場合の車両の退避又は固縛を行う。

b. 竜巻防護対策

固縛等による飛来物の発生防止対策ができないものが飛来し、安全施設が安全機能を損なわないために、以下の対策を行う。

- ・竜巻防護施設を内包する施設及び竜巻飛来物防護対策設備により、竜巻防護施設を防護し構造健全性を維持し安全機能を損なうことのない設計とする。
- ・竜巻防護施設の構造健全性が維持できない場合には、代替設備又は予備品の確保、損傷した場合の取替又は補修が可能な設計と

することにより安全機能を損なうことのない設計とする。

竜巻の発生に伴い、雹の発生が考えられるが、雹による影響は竜巻防護設計にて想定している設計飛来物の影響に包絡される。

さらに、竜巻の発生に伴い、雷の発生も考えられるが、雷は電氣的影響を及ぼす一方、竜巻は機械的影響を及ぼすものであり、竜巻と雷が同時に発生するとしても個別に考えられる影響と変わらないことから、各々の事象に対して安全施設が安全機能を損なうことのない設計とする。

(4) 凍結

敷地付近で観測された最低気温は、舞鶴特別地域気象観測所での観測記録（1947年～2012年）によれば、 -8.8°C （1977年2月16日）である。

安全施設は、凍結に対して、上記最低気温を考慮し、屋外機器で凍結のおそれのあるものに保温等の凍結防止対策を行うことにより、安全機能を損なうことのない設計とする。

(5) 降水

敷地付近で観測された日最大1時間降水量は、舞鶴特別地域気象観測所での観測記録（1947年～2012年）によれば、80.2mm（1957年7月16日）である。

安全施設は、森林法に基づき観測記録を上回る降雨強度86mm/hを設定し、敷地内に構内排水施設を設けて海域に排水することにより、安全機能を損なうことのない設計とする。

(6) 積雪

敷地付近で観測された積雪の深さの月最大値は、舞鶴特別地域気象観測所での観測記録（1947年～2012年）によれば、87cm（2012年2月2日）である。

安全施設は、積雪荷重を建築基準法に基づき設定し、それに対し機械的強度を有することにより、安全機能を損なうことのない設計とする。

(7) 落雷

安全施設は、発電所の雷害防止対策として、建屋等に避雷設備を設

け、接地網の布設による接地抵抗の低減等の対策を行うことにより、安全機能を損なうことのない設計とする。

(8) 地滑り

地すべり地形分布図（独立行政法人防災科学技術研究所発行）及び土砂災害危険箇所図（国土交通省国土政策局発行）によると、大飯発電所周辺の地滑り地形は第1.2.7.1図に示すとおりであり、この地滑り地形の地滑りに対して、安全施設の安全機能を損なうことのない設計とする。

大飯発電所において、土石流危険区域及び地すべり地形が複数設定されており、西側の土石流危険区域に重要安全施設を内包する原子炉補助建屋があり、安全機能に影響を及ぼす可能性がある。このため、地滑り防護対策として、当該土石流危険区域に土石流が流れ込むことを防止するための堰堤を土石流危険溪流に設置する。

堰堤の設計において、溪流の計画流出量は、砂防基本計画策定指針（土石流・流木編）解説（国土交通省国土技術政策総合研究所）を用いた調査結果から算出したものに保守性を加えた容量（15,000 m³）を捕捉できる設計とする。加えて、土石流発生時の土石流流体力に対し堰堤の健全性を確保する設計とする。

また、土石流発生後、堰堤の健全性を確保できる堆積制限位以下になるように、土砂撤去を行う手順等を整備し、堆積制限位以下にできないと判断した場合にはプラントを停止する手順等を整備し、的確に実施する。

その他の地滑り箇所については、特高開閉所があるが、損傷してもディーゼル発電機による電源供給が可能であること及び別系統による外部電源の確保が可能であることから、安全機能に影響を与えるおそれはない。

(9) 火山の影響

安全施設は、火山事象が発生した場合においても安全機能を損なうことのない設計とする。

将来の活動可能性が否定できない火山について、運用期間中の噴火

規模を考慮し、発電所の安全機能に影響を及ぼし得る火山事象を抽出した結果、「添付書類六 8. 火山」に示すとおり該当する火山事象は降下火砕物のみであり、地質調査結果に文献調査結果も参考にして、大飯発電所の敷地において考慮する火山事象としては、最大層厚10cm、粒径1mm以下、密度0.7g/cm³（乾燥状態）～1.5g/cm³（湿潤状態）の降下火砕物を考慮する。

降下火砕物による直接的影響及び間接的影響のそれぞれに対し、安全機能を損なわないよう以下の設計とする。

a. 直接的影響に対する設計

安全施設は、直接的影響である降下火砕物の構造物への静的負荷に対して安全裕度を有する設計とすること、水循環系の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及び換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（磨耗）に対して磨耗しにくい設計とすること、構造物の化学的影響（腐食）、水循環系の化学的影響（腐食）及び換気系、電気系及び計装制御系に対する化学的影響（腐食）に対して短期での腐食が発生しない設計とすること、発電所周辺の大気汚染に対して中央制御室の換気空調系は降下火砕物が侵入しにくく、さらに外気を遮断できる設計とすること、絶縁低下に対して空気を取り込む機構を有する計装盤の設置場所の換気空調系は降下火砕物が侵入しにくく、さらに外気を遮断できる設計とすることにより、安全機能を損なうことのない設計とする。

また、安全施設は、降下火砕物の除去や換気空調設備外気取入口のフィルタの点検、清掃や取替、ストレーナの洗浄、換気空調系の閉回路循環運転等、必要な保守管理等により安全機能を損なうことのない設計とする。

b. 間接的影響に対する設計

安全施設は、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、原子炉の

停止、並びに停止後の原子炉及び使用済燃料ピットの冷却に係る機能を担うために必要となる電源の供給が燃料油貯蔵タンク及び重油タンクからの燃料供給（タンクローリーによる重油タンクから燃料油貯蔵タンクへの燃料供給を含む。）、並びにディーゼル発電機により継続でき、安全機能を損なうことのない設計とする。

(10) 生物学的事象

生物学的事象に対して、クラゲ等の海生生物の発生、小動物の侵入を考慮する。

安全施設は、クラゲ等の海生生物の発生に対して、原子炉補機冷却海水設備に除塵装置を設け、また、小動物の侵入に対して、屋外装置の端子箱貫通部等にシールを行うことにより、安全機能を損なうことのない設計とする。

除塵装置を通過する貝等の海生生物については、海水ストレーナや復水器細管洗浄装置により、原子炉補機冷却水冷却器や復水器等への影響を防止する。さらに、定期的な開放点検、清掃をできるように点検口等を設ける設計とする。

(11) 森林火災

森林火災については、過去10年間の気象条件を調査し、発電所から直線距離で10kmの間に発火点を設定し、F A R S I T Eを用いて影響評価を実施し、評価上必要とされる防火帯幅16.2mに対し、18m以上の防火帯幅を確保すること等により安全施設が安全機能を損なうことのない設計とする。

また、ばい煙発生時の二次的影響に対して、外気を取り入れる空調系、外気を設備内に取り込む機器及び室内の空気を取り込む機器に分類し、影響評価を行い、必要な場合は対策を実施することで安全施設が安全機能を損なうことのない設計とする。

(12) 高潮

舞鶴検潮所における観測記録（1969年～2011年）によれば、過去最高潮位はT.P.（東京湾平均海面）+0.93m（1998年9月22日；台風7号）である。

安全施設は、敷地高さ（T.P.+9.7m以上）に設置し、高潮により安全機能を損なうことのない設計とする。なお、海水ポンプ室についてはT.P.+8.0mの防護壁及び敷地で囲うことにより、安全機能を損なうことのない設計とする。

自然現象の組合せについては、発電所敷地で想定される自然現象（地震及び津波を除く。）から、敷地の地形等から判断して被害を受けないと評価した洪水及び津波に包絡される高潮を除いた事象に、地震及び津波を加え、網羅的に組み合わせる。

組合せの評価に当たっては、各々の自然現象の設計に包絡されること、同時に発生するとは考えられないこと、又は与える影響が自然現象を重ね合わせることで各々の自然現象が与える影響より緩和されることといった観点から評価する。

なお、発生頻度が高い風（台風）、積雪、降水又は凍結については、降水及び積雪、並びに降水及び凍結の組合せは同時に発生するとは考えられない、又は各々の影響より緩和されることを考慮し、風（台風）及び降水の組合せ、並びに風（台風）、積雪及び凍結の組合せをあらかじめ想定する。また、組合せの評価のうち、「第四条 地震による損傷の防止」及び「第五条 津波による損傷の防止」において考慮する事項は、各々の条項で考慮する。

上記の考えを基に組合せの評価を行った結果、考慮が必要とされた風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重の組合せに対しては、安全施設の安全機能を損なうことのない設計とする。また、地滑りの影響を受ける堰堤については、風（台風）、積雪及び地滑りの荷重の組合せに対して、健全性を確保する設計とする。その他の組合せに対しては、安全施設の安全機能を損なうことがないことを確認した。

第2項について

重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を、それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して、

適切に組み合わせて設計する。

なお、過去の記録及び現地調査の結果を参考にして、必要のある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとする。

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は、第1項において選定した自然現象に含まれる。また、重要安全施設を含む安全施設は、第1項において選定した自然現象又はその組合せにより、安全機能を損なうことのない設計とする。安全機能が損なわれなければ設計基準事故に至らないため、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又はその組合せと設計基準事故に因果関係はない。

したがって、因果関係の観点からは、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重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を組み合わせる必要はなく、重要安全施設は、各々の事象に対して、安全機能を損なうことのない設計とする。

また、重要安全施設は、設計基準事故の影響が及ぶ期間に発生すると考えられる自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を適切に考慮する設計とする。

第3項について

安全施設は、発電所敷地又はその周辺において想定される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うことのない設計とする。

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

想定される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を網羅的に抽出するために国内外の基準等や文献^{(1)~(12)}に基づき事象を収集し、海外の選定基準⁽⁵⁾も考慮の上、敷地及

び敷地周辺の状況を基に、設計上考慮すべき事象を選定する。

発電所敷地又はその周辺で想定される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は、飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害である。

(1) 飛来物（航空機落下）

原子炉施設への航空機落下確率については「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」(平成14・07・29原院第4号(平成14年7月30日原子力安全・保安院制定))等に基づき評価した結果、3号炉は約 3.0×10^{-8} 回/炉・年、4号炉は約 3.0×10^{-8} 回/炉・年であり、防護設計の要否を判断する基準である 10^{-7} 回/炉・年を超えない。

したがって、航空機落下による機械的荷重を考慮する必要はなく、航空機落下により安全施設が安全機能を損なうことはない。

(2) ダムの崩壊

発電所の近くには、崩壊により発電所に影響を及ぼすようなダムはないため、ダムの崩壊による安全施設への影響については考慮する必要はない。

(3) 爆発

発電所の近くには、爆発により安全施設に影響を及ぼすような石油コンビナート施設はないため、爆発による安全施設への影響については考慮する必要はない。

また、発電所敷地外10km以内の範囲において、石油コンビナート施設以外の主な産業施設があるが、その敷地面積等から想定すると、石油コンビナート等に相当する施設はない。これらの産業施設と発電所の間には山林（標高100m以上）があり、また、これらの産業施設から外部火災防護施設までの離隔距離を確保していることから、爆発による爆風圧及び飛来物の影響を受けるおそれはない。

(4) 近隣工場等の火災

a. 石油コンビナート等の施設の火災

発電所の近くには、火災により安全施設に影響を及ぼすような石

油コンビナート施設はないため、石油コンビナート施設の火災による安全施設への影響については考慮する必要はない。

また、発電所敷地外10km以内の範囲において、石油コンビナート施設以外の主な産業施設があるが、その敷地面積等から想定すると、石油コンビナート等に相当する施設はない。これらの産業施設と発電所の間には山林（標高100m以上）があり、また、これらの産業施設から外部火災防護施設までの離隔距離を確保していることから、火災時の輻射熱の影響を受けるおそれはない。

b. 発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災

発電所敷地内に存在する危険物タンク火災発生時の輻射熱による外部火災防護施設の建屋表面温度等を許容温度以下とすることにより、安全施設が安全機能を損なうことのない設計とする。

c. 航空機墜落による火災

発電所敷地内への航空機墜落に伴う火災発生時の輻射熱による外部火災防護施設の建屋表面温度等を許容温度以下とすることにより、安全施設が安全機能を損なうことのない設計とする。

d. 発電所港湾内に入港する船舶の火災

発電所港湾内に入港する船舶の火災発生時の輻射熱による外部火災防護施設の建屋表面温度等を許容温度以下とすることにより、安全施設が安全機能を損なうことのない設計とする。

e. 二次的影響（ばい煙等）

発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災、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伴うばい煙等発生時の二次的影響に対して、外気を取り入れる空調系、外気を設備内に取り込む機器及び室内の空気を取り込む機器に分類し、影響評価を行い、必要な場合は対策を実施することで、安全施設が安全機能を損なうことのない設計とする。

(5) 有毒ガス

発電所の敷地及び敷地周辺の状況をもとに、想定される外部人為事象のうち外部火災により発生する有毒ガスの影響については、適切な

防護対策を講じることで安全施設が安全機能を損なうことのない設計とする。

外部火災による有毒ガス発生時には、居住空間へ影響を及ぼさないように外気取入ダンパを閉操作等する。又は、閉回路循環運転により、建屋内への有毒ガスの侵入を阻止することで、安全施設が安全機能を損なうことのない設計とする。

幹線道路、鉄道路線、船舶航路及び石油コンビナート等の施設による有毒ガスの影響については、発電所から離隔距離を確保することで、安全施設が安全機能を損なうことのない設計とする。

(6) 船舶の衝突

大飯発電所周辺海域の船舶の航路としては、発電所沖合の約18km以遠に舞鶴から小樽（北海道）までのフェリー航路があり、また、小浜湾には発電所から東方向約3kmに景勝地蘇洞門めぐりの遊覧船と小浜湾を周遊する観光船の定期航路がある。

フェリーについては、発電所と航路までの距離が離れており、発電所がその航路の針路上にないことから、取水路に船舶が漂着するおそれはない。遊覧船及び観光船については、小浜湾口部での流向は四季を通して南方向の流れと北方向の流れが卓越しており、仮に漂流したとしても取水路に船舶が漂着する可能性は低い。

また、取水路付近での漁業操業は行われていないことから、小型船舶が漂流し、取水路に侵入する可能性は極めて低い。仮に取水路に侵入し、3，4号海水ポンプ室前面に到達したとしても防護壁があり、海水ポンプの取水に影響を与えるおそれはない。

さらに、日本海航行中の大型タンカー等が座礁し、重油が流出した場合は、取水機能に影響を与えないようオイルフェンスを設置する。

したがって、安全施設は、船舶の衝突によって取水路が閉塞することなく安全機能を損なうことはない。

(7) 電磁的障害

安全機能を有する原子炉保護設備は、原子炉施設で発生する電磁干渉や無線電波干渉等により機能が喪失しないよう、計測制御回路を構

成する原子炉安全保護計装盤及びケーブルは、日本工業規格（J I S）等に基づき、ラインフィルタや絶縁回路の設置により、サージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計としているため、電磁的障害により安全施設が安全機能を損なうことはない。

第七条 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止

工場等には、発電用原子炉施設への人の不法な侵入、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が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成十一年法律第百二十八号）第二条第四項に規定する不正アクセス行為をいう。第二十四条第六号において同じ。）を防止するための設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

原子炉施設への人の不法な侵入を防止するための区域を設定し、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って防護して、点検、確認等を行うことにより、接近管理及び出入管理を行える設計とする。また、探知施設を設け、警報、映像監視等、集中監視するとともに、外部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、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。

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、持込み点検を行うことができる設計とする。

不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を防止するため、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。

第八条 火災による損傷の防止

- 1 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が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。
- 2 消火設備（安全施設に属するものに限る。）は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

設計基準対象施設は、火災により原子炉施設の安全性を損なうことのないよう、火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災の影響軽減の措置を講じるものとする。

(1) 火災発生防止

潤滑油等の発火性又は引火性物質を内包する機器は、漏えいを防止する構造とする。万一、潤滑油等が漏えいした場合に、漏えいの拡大を防止する堰等を設ける設計とする。

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものである場合若しくは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が講じられている場合を除き、不燃性材料又は難燃性材料を使用した設計とする。

電気系統については、必要に応じて、過電流継電器等の保護装置と遮断器の組合せ等により、過電流による過熱、焼損の防止を図るとともに、必要な電気設備に接地を施す設計とする。

落雷や地震により火災が発生する可能性を低減するため、避雷設備を設けるとともに、安全上の重要度に応じた耐震設計を行う。

(2) 火災感知及び消火

安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する火災の影響を限定し、早期の火災感知及び消火を行えるように異なる種類の感知器を設置する設計とする。

消火設備は、消火器及び消火栓を設置するとともに、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器が設置される火災区域又は火災区画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、系統及び機器が設置される火災区域であって、火災発生時に煙の充満、放射線の影響により消火活動が困難なところには、自動消火設備又は中央制御室で手動操作可能な固定式消火設備を設置する設計とする。

原子炉の高温停止及び低温停止に係る安全機能を有する構築物、系統及び機器相互の系統分離を行うために設けられた火災区域又は火災区画に設置する自動消火設備は、系統分離に応じた独立性を備えた設計とする。

火災区域又は火災区画の火災感知設備及び消火設備は、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。

(3) 火災の影響軽減

火災防護対象機器等については、以下に示す火災の影響軽減のための対策を講じた設計とする。

原子炉の高温停止及び低温停止に係る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については、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁として、3時間耐火に設計上必要なコンクリート壁厚である150mm⁽¹³⁾以上の壁厚を有するコンクリート壁又は火災耐久試験により3時間以上の耐火能力を有することを確認した耐火壁によって他の火災区域から分離する設計とする。

火災防護対象機器等は、以下に示すいずれかの要件を満たす設計とする。

- a. 互いに相違する系列の火災防護対象機器等について、互いの系列間が3時間以上の耐火能力を有する隔壁等で分離されていること。

- b. 互いに相違する系列の火災防護対象機器等について、互いの系列間の水平距離が 6m 以上あり、かつ、火災感知設備及び自動消火設備が当該火災区域又は火災区画に設置されていること。この場合、水平距離間には仮置きするものを含め可燃性物質が存在しないこと。
- c. 互いに相違する系列の火災防護対象機器等について、互いの系列間が 1 時間の耐火能力を有する隔壁等で分離されており、かつ、火災感知設備及び自動消火設備が当該火災区画に設置されていること。
放射性物質の貯蔵、かつ、閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器が設置される火災区域については、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁によって他の火災区域から分離された設計とする。

第 2 項について

消火設備の破損、誤動作又は誤操作が起きた場合においても、消火設備の消火方法、消火設備の配置を考慮した設計等を行うことにより、原子炉を安全に停止させるための機能を損なうことのない設計とする。

第九条 溢水による損傷の防止等

- 1 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ものでなければならない。
- 2 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又は配管の破損によって当該容器又は配管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ものでなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

安全施設は、原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なうことのない設計とする。

そのために、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。

なお、原子炉施設内における溢水として、原子炉施設内に設置された機器、配管の破損（地震起因を含む。）、消火水系（スプリンクラーを含む。）等の動作又は使用済燃料ピットのスロッシングにより発生した溢水を考慮する。

第2項について

設計基準対象施設は、原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管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。

第十条 誤操作の防止

- 1 設計基準対象施設は、誤操作を防止するための措置を講じたものでなければならない。
- 2 安全施設は、容易に操作することができるものでなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

運転員の誤操作を防止するため、盤の配置、操作器具等の操作性に留意するとともに、状態表示及び警報表示により原子炉施設の状態が正確、かつ迅速に把握できる設計とする。また、保守管理において誤りが生じにくいよう留意した設計とする。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故発生後、ある時間までは運転員の操作を期待しなくとも必要な安全機能が確保される設計とする。

第2項について

原子炉施設の事故の対応操作に必要な各種指示計、原子炉を安全に停止するために必要な原子炉保護設備及び工学的安全施設関係の操作盤は、中央制御室に集中して設ける設計とする。

また、中央制御盤は盤面機器（操作器、指示計、警報表示）をシステムごとにグループ化した配列及び色分けによる識別や操作器のコード化（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）等を行うことで、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止するとともに容易に操作することができる設計とする。

当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失及び外部火災に伴うばい煙や有毒ガス、降下火砕物）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中央制御室において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設計基準事故時に操作が必要な箇所は環境条件を想定し、容易に操

作することができる設計とする。

(地震)

中央制御室及び中央制御盤は、原子炉補助建屋（耐震Sクラス）内に設置し、基準地震動による地震力に対し必要となる機能が喪失しない設計とする。また、中央制御室内に設置する制御盤等は床等に固定することにより、運転操作に影響を与えず容易に操作できる設計とする。さらに、運転員机、制御盤に手摺を設置し、地震発生時における運転員の安全確保及び制御盤上の操作器への誤接触を防止できる設計とする。

現場操作については、操作対象設備が基準地震動による地震力に対して機能喪失せず、現場操作場所へのアクセスルートも確保される設計とする。

(内部火災)

中央制御室に消火器を設置するとともに、火災が発生した場合の運転員の対応を規定類に定め、運転員による速やかな消火を行うことで運転操作に影響を与えず容易に操作することができる設計とする。また、中央制御室盤内に固定式のエアロゾル消火設備を設置するとともに、火災が発生した場合には高感度煙感知器により火災を感知し、固定式のエアロゾル消火設備により消火を行うことを規定類に定めることで速やかな消火を可能とし、容易に操作することができる設計とする。

現場操作が必要となる対象設備は、「1.7.1 設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針」による設計とすることで、火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災の影響軽減の措置を講じ、容易に操作することができる設計とする。

(内部溢水)

中央制御室周りには、地震時に溢水源となる機器を設けない設計とする。なお、中央制御室周りの消火作業については、中央制御室に影響を与えない消火方法とすることにより、溢水による影響を与えず、中央制御室にて容易に操作することができる設計とする。

現場操作が必要となる対象設備は、「1.8 溢水防護に関する基本方針」による設計とすることで、溢水が発生した場合においても安全機能を損なわず、容易に操作することができる設計とする。

(外部電源喪失)

地震、竜巻・風（台風）、積雪、落雷、外部火災、降下火砕物の降下に伴い外部電源が喪失した場合には、ディーゼル発電機が起動することにより操作に必要な照明用電源を確保し、容易に操作することができる設計とする。また、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間においても、蓄電池内蔵の照明設備又は可搬型の作業用照明により中央制御室における運転操作に必要な照明を確保し、容易に操作することができる設計とする。

現場操作が必要となる対象設備は、「10.11 安全避難通路等」による設計とすることで必要な照明を確保し、容易に操作することができる設計とする。

(ばい煙等による操作環境の悪化)

外部火災によるばい煙や有毒ガス及び降下火砕物による中央制御室内の操作環境の悪化に対しては、中央制御室の空調系を閉回路循環運転とし、外気を遮断することにより運転操作に影響を与えず容易に操作することができる設計とする。

建屋内の現場操作に対しては、換気空調設備を停止すること等により外気を遮断し、運転操作に影響を与えず容易に操作することができる設計とする。

さらに、その他の安全施設の操作等についても、プラントの安全上重要な機能に障害をきたすおそれのある機器・弁や外部環境に影響を与えるおそれのある現場弁等に対して、色分けによる識別管理を行い、操作を容易にするとともに、施錠管理により誤操作を防止する設計とする。

第十一条 安全避難通路等

- 発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。
- 一 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
 - 二 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の照明
 - 三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源

適合のための設計方針

第1項第1号について

原子炉施設の建屋内には数箇所避難階段を設置し、それらに通じる避難通路を設ける。また、中央制御室、避難通路等には必要に応じて、標識並びに非常灯及び誘導灯を設け、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設計とする。

第1項第2号について

非常灯及び誘導灯は、灯具に蓄電池を内蔵し、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設計とする。

第1項第3号について

設計基準事故が発生した場合に用いる照明として、避難用の照明とは別に作業用照明を設置する設計とする。

作業用照明は、外部電源喪失時及び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から開始されるまでの間においても点灯できるよう、専用の内蔵電池を備える。この作業用照明は、プラント停止・冷却操作、監視等の操作が必要となる中央制御室、中央制御室退避時に必要な操作を行う中央制御室外原子炉停止盤、設計基準事故が発生した場合に現場操作の可能性のある主蒸気・主給水管室、全交流動力電源喪失発生時に復旧対応が必要となる安全補機開閉器室等及び

これらへのアクセスルート（以下「中央制御室、主蒸気・主給水管室及びアクセスルート等」という。）に設置することにより、昼夜、場所を問わず作業が可能な設計とする。

設計基準事故に対応するための操作が必要な場所は、作業用照明が設置されており作業が可能である。なお、現場作業の緊急性との関連において、仮設照明の準備に時間的猶予がある場合の対応を考慮し、初動操作に対応する運転員が常時滞在している中央制御室等に懐中電灯等の可搬型照明を配備する。

外部電源喪失時、ディーゼル発電機が長時間連続運転を行う場合において、夜間におけるタンクローリーによるディーゼル発電機燃料の輸送を実施する場合、ヘッドライト等の可搬型照明、タンクローリーの前照灯等を使用する。これらの可搬型照明は、発電所構内の所定の場所に保管し、輸送開始が必要となる時間（3日以内）までに十分準備できるものとする。

第十二条 安全施設

- 1 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。
- 2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。
- 3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。
- 4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、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ものでなければならない。
- 5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。
- 6 重要安全施設は、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りでない。
- 7 安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、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ものでなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

安全施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する

る審査指針」に基づき、それが果たす安全機能の性質に応じて分類し、十分な信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とする。

第2項について

安全機能を有する系統のうち、重要度が特に高い安全機能を有する系統については、その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮し、原則として多重性のある独立した系列又は多様性のある独立した系列を設け、各系列又は各系列相互間は、離隔距離を取るか必要に応じ障壁を設ける等により、物理的に分離し、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合を仮定しても所定の安全機能を達成できる設計とする。

また、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時間にわたって機能が要求される静的機器のうち、アニュラス空気浄化設備のダクトの一部、原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイリング及び試料採取設備のうち事故時に1次冷却材をサンプリングする設備については単一設計とする。

アニュラス空気浄化設備のダクトの一部については、当該設備に要求される格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が喪失する単一故障として、想定される最も過酷な条件となる全周破断を想定する。単一故障発生時において、単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、安全上支障のない期間に故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。設計に当たっては、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。

安全上支障のない期間については、設計基準事故時に、ダクトの全周破断に伴う放射性物質の漏えいを考慮しても、周辺の公衆に対する放射線被ばくのリスクが「添付書類十 3.4 環境への放射性物質の異常な放出」の評価結果と同程度であり、また、修復作業に係る被ばくが緊急時作業に係る線量限度以下とできる期間として、3日間とする。

原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイリングについては、当該設備に要求される格納容器の冷却機能に最も影響を与える単一故障を仮

定しても、所定の安全機能を達成できる設計とする。動的機器の単一故障として原子炉格納容器スプレイ設備 1 系列の不動作又はディーゼル発電機 1 台の不動作を、静的機器の単一故障として配管 1 箇所 of 全周破断を仮定し、静的機器の単一故障を仮定した場合でも、動的機器の単一故障を仮定した場合と同等の格納容器の冷却機能を達成できるよう、スプレイ流量を確保するための逆止弁を設置する。

試料採取設備のうち事故時に 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って喪失しても、他の系統を用いてその機能を代替できる設計とし、当該設備に対する多重性の要求は適用しない。設計に当たっては、格納容器再循環サンプル水位の確認により、事故時の再循環水のほう素濃度が未臨界ほう素濃度以上であることを確認でき、原子炉が停止状態にあることを把握できる設計とする。

また、各号炉において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及びダクトの一部については、容易に補修が可能であることに加え、3 号炉及び 4 号炉共用とすることにより、当該設備の多重性を確保できる設計とする。

なお、単一設計とするアニュラス空気浄化設備のダクトの一部については、劣化モードに対する適切な保守管理を実施し、故障の発生を低く抑える。

第 3 項について

安全施設の設計条件を設定するに当たっては、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予想又は想定される圧力、温度、放射線量等各種の条件を考慮し十分安全側の条件を与えるとともに、必要に応じてそれらの変動時間、繰り返し回数等の過渡条件を設定し、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な設計とする。なお、原子炉格納容器内に設置している安全上重要な機器で原子炉冷却材喪失時に必要なものは設計基準事故時の環境条件に適合する設計とする。

第 4 項について

安全施設は、それらの健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、必要性及びプラントに与える影響を考慮して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。

試験又は検査が可能な設計とする対象設備を表に示す。

表 試験又は検査が可能な設計とする対象設備

構築物、系統及び機器	設計上の考慮
反応度制御系、原子炉停止系統	試験のできる設計とする。
原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉の供用期間中に試験及び検査ができる設計とする。
残留熱を除去する系統	試験のできる設計とする。
非常用炉心冷却系統	定期的に試験及び検査できるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各系の試験及び検査ができる設計とする。
最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	試験のできる設計とする。
原子炉格納容器	定期的に、所定の圧力により原子炉格納容器全体の漏えい率測定ができる設計とする。 電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができる設計とする。
隔離弁	隔離弁は定期的な動作試験が可能であり、かつ、重要な弁については漏えい試験ができる設計とする。
原子炉格納容器熱除去系	試験のできる設計とする。
原子炉格納施設雰囲気制御する系統	試験のできる設計とする。
安全保護系	原則として原子炉の運転中に、定期的に試験ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計とする。
電気系統	重要度の高い安全機能に関連する電気系統は、系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査が可能な設計とする。
燃料の貯蔵設備及び取扱設備	安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査ができる設計とする。

第5項について

原子炉施設内部においては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断並びに高速回転機器の破損による飛来物が想定される。

発電所内の施設についていえば、タービン・発電機等の大型回転機器に対して、その損壊によりプラントの安全を損なうおそれのある飛散物が発生する可能性を十分低く抑えるよう、機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払う。

さらに、万タービンの破損を想定した場合でも、タービン羽根、T-Gカップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

高温高圧の流体を内包する1次冷却材管、主蒸気管、主給水管については、その破断が安全上重要な施設の機能維持に影響を与えるおそれがあるため、材料選定、強度設計、品質管理に十分な考慮を払う。

さらに、これに加えて安全性を高めるために、上記配管については仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力、周辺雰囲気の変化又は溢水等により、安全施設の機能が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うとともに、それらの影響を低減させるための手段として、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設ける。

以上の考慮により、安全施設は安全性を損なうことのない設計とする。

第6項について

重要安全施設は、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。

重要安全施設のうち、2以上の原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものは中央制御室及び中央制御室空調装置である。

中央制御室は、共用することにより、プラントの状況に応じた運転員の相互融通を図ることができ、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有しながら、事故処置を含む総合的な運転管理を図るこ

とができる等、安全性が向上するため、居住性に配慮した設計とする。また、重要安全施設に該当する中央制御室空調装置は、各号炉独立に設置し、片系列単独で中央制御室の居住性が維持できるが、共用することにより、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多重性を有し、安全性が向上する設計とするとともに、中央制御室遮蔽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。

第7項について

安全施設（重要安全施設を除く。）を共用又は相互接続する場合には、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。

安全施設（重要安全施設を除く。）のうち、2以上の原子炉施設と共用するものとして、77kV送電線、No. 1予備変圧器用遮断器、No. 1予備変圧器、電源車（緊急時対策所用）（DB）並びに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が抽出される。

77kV送電線、No. 1予備変圧器用遮断器及びNo. 1予備変圧器は、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉共用として設計し、500kV送電線とは独立した電源系として構成する。また、非常用母線へ必要な電力を供給できる容量を有することで、原子炉施設の安全性を損なうことなく、非常用母線の単一故障においても受電遮断器を開放することで、共用しても号炉間で悪影響を及ぼすことがない設計とする。

電源車（緊急時対策所用）（DB）は3号炉及び4号炉共用として設計するとともに、モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置は1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉共用として設計し、非常用所内電源系から独立した電源系として構成する。また、電源車（緊急時対策所用）（DB）は、設計基準事故時に緊急時対策所並びにモニタリングステーション及びモニタリングポストに必要な電力を供給できる容量を有するとともに、モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置は、設計基準事故時に電源車（緊急時対策所用）（DB）からの電力供給とあいまってモニタリングステーション及びモニタリングポストの機能を維持するのに必要な電力を供給できる容量を有することで、

原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。

安全施設（重要安全施設を除く。）のうち、2以上の原子炉施設を相互に接続するものとして、補助蒸気連絡ラインが抽出される。

補助蒸気連絡ラインのうち、1号炉及び2号炉共用配管と3号炉及び4号炉共用配管については、相互接続するものの、通常は連絡弁の閉操作を行うことで1号炉及び2号炉共用配管と3号炉及び4号炉共用配管は分離されることから、悪影響を及ぼすことはなく、連絡時においても、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の補助蒸気の圧力等は同じとし、また、十分な供給容量を有することで、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。3号炉及び4号炉の補助蒸気配管については、相互接続し、連絡する場合は、連絡弁の開操作により連絡するものの、各号炉の補助蒸気の圧力等は同じとし、また、十分な供給容量を有することで、原子炉施設の安全性を損なうことがなく、連絡しない場合は、連絡弁の閉操作により3号炉及び4号炉の補助蒸気配管を分離することで悪影響を及ぼすことがない設計とする。

第十三条 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、次に掲げる要件を満たすものでなければならない。

一 運転時の異常な過渡変化時において次に掲げる要件を満たすものであること。

イ 最小限界熱流束比(燃料被覆材から冷却材への熱伝達が低下し、燃料被覆材の温度が急上昇し始める時の熱流束(単位時間及び単位面積当たりの熱量をいう。以下同じ。)と運転時の熱流束との比の最小値をいう。)又は最小限界出力比(燃料体に沸騰遷移が発生した時の燃料体の出力と運転時の燃料体の出力との比の最小値をいう。)が許容限界値以上であること。

ロ 燃料被覆材が破損しないものであること。

ハ 燃料材のエンタルピーが燃料要素の許容損傷限界を超えないこと。

ニ 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の一・一倍以下となること。

二 設計基準事故時において次に掲げる要件を満たすものであること。

イ 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。

ロ 燃料材のエンタルピーが炉心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の制限値を超えないこと。

ハ 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の一・二倍以下となること。

ニ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び原子炉格納容器バウンダリにおける温度が最高使用圧力及び最高使用温度以下となること。

ホ 設計基準対象施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

適合のための設計方針

設計基準対象施設は固有の安全性及び安全確保のために設計した設備により安全に運転できることを示すために、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」（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定）及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定）等に基づき実施し、要件を満足する設計とする。

第十四条 全交流動力電源喪失対策設備

発電用原子炉施設には、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その他の設計基準事故に対処するための電源設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

適合のための設計方針

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 30 分間、原子炉停止系の動作により原子炉を安全に停止し、1 次冷却系においては 1 次冷却材の自然循環、2 次冷却系においてはタービン動補助給水ポンプ及び主蒸気安全弁の動作により一定時間冷却を行えるとともに原子炉格納容器の健全性を確保するための工学的安全施設が動作することができるよう、制御電源の確保等これらの設備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。

第十五条 炉心等

- 1 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ものでなければならない。
- 2 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ものでなければならない。
- 3 燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、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ものでなければならない。
- 4 燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二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一次冷却材又は二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ものでなければならない。
- 5 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ものでなければならない。
- 6 燃料体は、次に掲げるものでなければならない。
 - 一 通常運転時における発電用原子炉内の最高使用圧力、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する。
 - 二 輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じないものとする。

適合のための設計方針

第1項について

濃縮ウラン燃料、軽水減速、軽水冷却、加圧水型の本原子炉は、低濃縮二酸化ウラン燃料及びガドリニア入り低濃縮二酸化ウラン燃料を使用し、ドップラ係数、減速材温度係数、減速材ボイド係数及び圧力係数を総合した固有の負の反応度帰還効果を持たせることにより、固有の出力抑制特性を有する設計とする。

具体的には、原子炉は、高温状態以外で臨界としない設計とする。ドップラ係数は、急激な反応度増加があった場合でも十分な出力抑制効果を有するように、常に負になる設計とする。減速材温度係数は、高温出力運転状態で負になる設計とする。減速材ボイド係数及び圧力係数は、減速材温度係数と同様減速材密度の変化に基づく反応度係数であるが、これらによる反応度が炉心に与える効果は、通常、減速材温度の効果に比べ小さい。

これらにより、設計負荷変化及び外乱に起因する反応度変化に対しては、固有の出力抑制特性と原子炉制御設備により原子炉出力の振動が十分な減衰特性を有する設計とするとともに、急激な反応度増加に対しても、固有の出力抑制特性により十分な出力抑制効果を有する設計とする。

原子炉に固有の負の反応度帰還効果を持たせることにより、キセノンによる原子炉出力分布の空間振動のうち水平方向振動は減衰特性を有する設計とする。軸方向振動は、炉外核計装で軸方向中性子束偏差を計測することにより確実かつ容易に検出でき、制御棒クラスタを操作して、アキシヤルオフセットを適正な範囲に維持することによって出力振動を抑制できる設計とする。

また、アキシヤルオフセットが運転目標値から大きく逸脱した場合には、原子炉制御設備又は原子炉保護設備が作動し、出力低下あるいは原子炉トリップを行うことにより、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。

第2項について

- (1) 炉心は、それに関連する1次冷却系統、反応度制御系統、原子炉停止系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料要素の許容損傷限界を超えないように以下の基準を満足する設計とする。

- a. 最小DNBRは、許容限界値以上であること。
- b. 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点未満であること。

すなわち、炉心設計においては、炉内出力分布が平坦になるような燃料取替方式を採用するほか、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用する。

また、計測制御システムにより、原子炉運転中の炉内出力分布を監視できる設計とする。

さらに、燃料中心最高温度が二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点を超えるか又は最小DNBRが許容限界値を下回るおそれがある場合には、安全保護回路の作動により原子炉を自動的に停止できる設計とする。

- (2) 想定される反応度投入過渡事象（原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き）時においては「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」に定める燃料材のエンタルピに関する燃料要素の許容損傷限界及び「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」に定めるPCMI破損しきい値のめやすを超えることのない設計とする。

第3項について

炉心を構成する燃料要素以外の燃料体の構成要素及び原子炉容器内で炉心近辺に位置する燃料体以外の構成要素は、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想定される荷重の組合せに対し、原子炉の安全停止及び炉心の冷却を確保するために必要な構造及び強度を維持し得る設計とする。

第4項について

燃料体は、1次冷却材の挙動により生ずる流体振動により損傷を受けない設計とする。

炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに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、沸騰等により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合等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。

第5項及び第6項第1号について

燃料体は、通常運転時における燃料要素の内外圧差、燃料要素及び他の材料の照射、負荷の変化により起こる圧力及び温度の変化、化学的効果、静的及び動的荷重、燃料材の変形、燃料要素内封入ガスの組成の変化等を考慮して、各構成要素が十分な強度を有し、その機能を保持できる設計とし、通常運転時における原子炉内の最高使用圧力、自重、附加荷重、核分裂生成物の蓄積による燃料被覆材の内圧上昇、熱応力等の荷重に耐える設計とする。

このため、燃料要素は所要の運転期間において、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、以下の基準を満足できる設計とする。

- (1) 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点未満であること。
- (2) 燃料要素内圧は、通常運転時において、燃料被覆材の外向きのクリープ変形により燃料材と燃料被覆材のギャップが増加する圧力を超えないこと。
- (3) 燃料被覆材応力は、燃料被覆材の耐力以下であること。
- (4) 燃料被覆材に生じる円周方向引張歪の変化量は、各過渡変化に対して1%以下であること。
- (5) 累積疲労サイクルは、設計疲労寿命以下であること。

第6項第2号について

燃料体は、輸送及び取扱中に燃料体に加わる荷重に対して構成部品が十

分な強度を有し、燃料体としての機能を阻害することのない設計とする。

また、輸送及び取扱いに当たっては、過度な外力がかからないよう十分な配慮をするとともに、発電所へ搬入後、健全性を確認する。

第十六条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

- 1 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）の取扱施設（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。
 - 一 燃料体等を取り扱う能力を有するものとする事。
 - 二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする事。
 - 三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする事。
 - 四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする事。
 - 五 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ものとする事。
- 2 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。以下この項において同じ。）を設けなければならない。
 - 一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものである事。
 - イ 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納するもの及び放射性物質の放出を低減するものとする事。
 - ロ 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ものとする事。
 - ハ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする事。
 - 二 使用済燃料の貯蔵施設（使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク（以下「キャスク」という。）を除く。）にあつては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものである事。
 - イ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする事。

- ロ 貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであって、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有するものとする。
 - ハ 使用済燃料貯蔵槽（安全施設に属するものに限る。以下この項及び次項において同じ。）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、使用済燃料貯蔵槽から水が漏れ出した場合において水の漏れを検知することができるものとする。
 - ニ 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ものとする。
- 3 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備を設けなければならない。
- 一 使用済燃料貯蔵槽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、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとする。
 - 二 外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視することができるものとする。

適合のための設計方針

第1項について

3号炉原子炉周辺建屋内1号、2号及び3号炉共用、及び4号炉原子炉周辺建屋内1号、2号及び4号炉共用の燃料体等の取扱設備は、燃料体等の搬入から搬出までの取扱いを安全かつ確実に行うことができるように、次の方針により設計する。

第1項第1号について

燃料取扱設備は、燃料体等の搬入から搬出までの取扱いにおいて、燃料

取替クレーン、燃料移送装置、使用済燃料ピットクレーン等を連携し、当該燃料を搬入、搬出又は保管できる設計とする。

第1項第2号について

燃料取扱設備は、燃料体等を一体ずつ取り扱う構造とし、臨界を防止する設計とする。

第1項第3号について

燃料体等（新燃料を除く。）の移送は、すべて水中で行い、崩壊熱により溶融しない設計とする。

第1項第4号について

使用済燃料の取扱設備は、取扱い時において、十分な水遮蔽深さが確保される設計とする。

第1項第5号について

燃料取扱設備は、移送操作中の燃料体等の落下を防止するため、十分な考慮を払った設計とする。また、クレーンはワイヤ2重化、フック部外れ止め及び動力電源喪失時保持機能を有し、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を防止できる設計とする。

第2項第1号について

3号炉原子炉周辺建屋内1号、2号及び3号炉共用、及び4号炉原子炉周辺建屋内1号、2号及び4号炉共用の燃料体等の貯蔵設備は、以下のよう
に設計する。

イ 燃料の貯蔵設備は、独立の原子炉周辺建屋に設け、原子炉周辺建屋内の独立の区画に新燃料貯蔵庫を設ける。

原子炉周辺建屋内の使用済燃料ピット水面には、補助建屋給気系統により外気を供給し、使用済燃料ピット水面から上昇する気体が建屋内に拡散するのを防止するとともに、使用済燃料ピット区域からの排

気は補助建屋排気系統より排気筒へ排出することで、放射性物質の放出を低減する設計とする。また、燃料体等の落下により放射性物質が放出された場合は、使用済燃料ピット付近のエリアモニタで検知し、警報を発信する設計とする。

加えて、使用済燃料ピットには、使用済燃料ピット水浄化冷却設備を設け、使用済燃料ピット水に含まれる固形分及びイオン性不純物を除去し、ピット水からの放射線量が十分低くなるように設計する。

ロ 新燃料の貯蔵設備は、燃料取替時に必要とする燃料を貯蔵することができる1/3炉心分以上の容量を有し、使用済燃料の貯蔵設備は、燃料取替時に取り出される燃料及び通常運転時に炉心に装荷されている燃料を貯蔵することができる3号炉及び4号炉のおのおの全炉心燃料の約130%相当分以上の容量を有する設計とする。

ハ 3号炉原子炉周辺建屋内1号、2号及び3号炉共用、及び4号炉原子炉周辺建屋内1号、2号及び4号炉共用の使用済燃料ピット中の使用済燃料ラックは、燃料集合体との間隔を十分にとり、設備容量分の燃料を収容しても実効増倍率は0.98（解析上の不確定さを含む。）以下となる設計とする。

新燃料貯蔵庫中の新燃料ラックは、燃料集合体の間隔を十分にとり、設備容量分の燃料を収容しても実効増倍率は、0.95（解析上の不確定さを含む。）以下となる設計とする。

第2項第2号について

3号炉原子炉周辺建屋内1号、2号及び3号炉共用、及び4号炉原子炉周辺建屋内1号、2号及び4号炉共用の使用済燃料の貯蔵設備は、以下のように設計する。

イ 使用済燃料ピットの壁面及び底部は、コンクリート壁による遮蔽を有し、使用済燃料の上部は十分な水深を持たせた遮蔽により、放射線業務従事者の受ける線量を合理的に達成できる限り低くする設計とする。

ロ 使用済燃料の貯蔵設備は、使用済燃料ピット水浄化冷却設備を有する設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、使用済燃料ピッ

ト水を冷却して、使用済燃料ピットに貯蔵した使用済燃料からの崩壊熱を十分除去できる設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備で除去した熱は、原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備を経て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。

また、使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、使用済燃料ピット水を適切な水質に維持できる設計とする。

ハ 使用済燃料ピットは、冷却水の喪失を防止するため基準地震動に対して機能を維持する設計とするとともに、冷却水の喪失を引き起こす可能性のあるドレン配管等は設けない設計とする。また、内面はステンレス鋼でライニングし、漏えいを防止する。

さらに、使用済燃料ピットに接続する配管には、サイフォン現象により冷却水の喪失を招かないよう必要な個所にはサイフォンブレーカを設ける。

また、使用済燃料ピット内張りからの漏えい検知のための装置及び使用済燃料ピット水位監視のための水位低及び水位高の警報を有する設計とする。

ニ 使用済燃料ピットは、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を損うことのない設計とする。

また、使用済燃料ピットクレーン本体等の重量物については、使用済燃料ピットに落下しない設計とする。

第3項第1号について

使用済燃料ピットには使用済燃料ピット水漏えい監視のため、漏えい検知装置を設ける。

また、使用済燃料ピットの水位及び水温監視のため、水位低及び水位高並びに温度高の警報を設け、中央制御室に警報を発信する設計とする。

燃料取扱場所の放射線監視のため、エリアモニタ及び排気筒モニタを設け、放射線量の異常を検知した時は中央制御室に警報を発信する設計とする。

第3項第2号について

使用済燃料ピットの水位及び温度並びに燃料取扱場所の放射線量の計測設備は、非常用所内電源より給電し、外部電源が利用できない場合においても、監視できる設計とする。

第十七条 原子炉冷却材圧力バウンダリ

発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、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。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 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ものとする事。
- 二 原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとする事。
- 三 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時的破壊が生じないように、十分な破壊じん性を有するものとする事。
- 四 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ものとする事。

適合のための設計方針

第1項第1号及び第1項第2号について

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力及び温度変化は、1次冷却設備、工学的安全施設、原子炉補助施設、計測制御系統施設等の機能により、許容される範囲内に制御できる設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、1次冷却材の喪失を停止させるため、配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、適切な隔離弁を設けた設計とする。

なお、原子炉冷却材圧力バウンダリは、次の範囲の機器及び配管とし、設計上考慮する。

- (1) 原子炉容器及びその付属物（本体に直接付けられるもの及び制御棒駆動機構ハウジング等）
- (2) 1次冷却系を構成する機器及び配管（1次冷却材ポンプ、蒸気発生

器の水室・管板・管、加圧器、1次冷却系配管、弁等)

(3) 接続配管

- a. 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。
- b. 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余熱除去系入口ラインは、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲とする。
- c. 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち、b.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。
- d. 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 a.に準ずる。
- e. 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。

なお、通常時閉及び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c.に該当することから、1個の隔離弁を設けるものとする。

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲(以下「拡大範囲」という。)となる余熱除去系入口ラインについては、従来クラス2機器としていたが、上記b.に該当することから原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲としてクラス1機器における要求を満足していることを確認する。

拡大範囲については、クラス1機器供用期間中検査を行うとともに、拡大範囲のうち配管と管台の溶接継手に対して追加の非破壊検査(浸透探傷検査)を検査間隔にて全数(100%)継続的に行い健全性を確認する。

第1項第3号について

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時及び事故時において、原子炉冷却材圧力バウンダリは、脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破断を生じないように、フェライト系鋼材で製作する機器に対しては、破壊じん性を考慮した材料の選択、設計、製作及び運転に留意す

るものとする。

原子炉容器、蒸気発生器水室、加圧器等は、非延性破壊防止の観点から破壊じん性を確認し、適切な温度で使用するものとする。

原子炉容器は中性子照射によって破壊じん性が低下するので、カプセルに収容した試験片を熱遮蔽材と原子炉容器との間に挿入して照射し、計画的に取り出し、破壊じん性を確認する。

鋼板（フェライト系）としては、圧力容器用調質型マンガンモリブデン鋼及びマンガンモリブデンニッケル鋼鋼板相当品を、鍛鋼（フェライト系）としては、圧力容器用調質型合金鋼鍛鋼品相当品を使用する。

第1項第4号について

原子炉冷却材圧力バウンダリからの1次冷却材の漏えいの早期検出用として、原子炉格納容器内への漏えいに対しては、格納容器ガスモニタ、格納容器じんあいモニタ、格納容器サンプル水位上昇率測定装置、凝縮液量測定装置及び炉内計装用シングル配管室ドレンピット漏えい検出装置からなる漏えい監視設備を設ける。

また、1次冷却材の2次冷却系への漏えいに対しては、蒸気発生器ブロウダウン水モニタ、復水器空気抽出器ガスモニタ及び高感度型主蒸気管モニタを設ける。

これらの検出装置が異常を検知した場合は中央制御室に警報を発するよう設計する。

第十八条 蒸気タービン

- 1 蒸気タービン（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）は、当該蒸気タービンが損壊し、又は故障した場合においても、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。
- 2 蒸気タービンには、当該蒸気タービンが損壊し、又は故障した場合においても発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、その運転状態を監視できる設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

第1項及び第2項について

蒸気タービンについては、安全施設に属するものではないが、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、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。

第十九条 非常用炉心冷却設備

発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、非常用炉心冷却設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

- 一 一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熔融又は燃料体の著しい損傷を生ずる温度を超えて上昇することを防止できるものとする。
- 二 一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ものとする。

適合のための設計方針

非常用炉心冷却設備としては、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系を設ける。このうち蓄圧注入系は、外部駆動源を必要とせず、事故に伴って1次冷却材圧力が蓄圧タンク圧力以下に低下すると、逆止弁の自動開放によって自動的に注水を開始する設計とする。

また、高圧注入系、低圧注入系は、非常用炉心冷却設備作動信号によって自動的に起動し、外部電源喪失時にもディーゼル発電機からの給電によって駆動できるように設計する。

想定される配管破断による冷却材喪失事故に対し、最高燃料被覆管温度、ジルコニウム－水反応量ともに「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」を十分満足するように設計する。

第二十条 一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、通常運転時又は一次冷却材の小規模漏えい時に発生した一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。）を設けなければならない。

適合のための設計方針

原子炉冷却材喪失事故に至らない原子炉冷却材圧力バウンダリからの小さな漏えい及びバウンダリに接続する小口径配管、小さな機器の破断又は損傷による一次冷却材の漏えいに対しては化学体積制御設備の充てんポンプを用いてこれを補給することができる設計とする。

充てんポンプは計 3 台設置し仮に外部電源が喪失した場合でもディーゼル発電機からの給電によって運転可能とする。

第二十一条 残留熱を除去することができる設備

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

適合のための設計方針

原子炉の炉心からの核分裂生成物崩壊熱と他の残留熱は、原子炉停止後初期の段階においては蒸気発生器により除去し、発生蒸気は復水器又は大気放出により処理し、原子炉冷却系統の圧力、温度が所定の値以下に低下した後の段階においては余熱除去設備により残留熱の除去を行う。余熱除去設備は、2系列運転の場合、原子炉停止後約20時間で1次冷却材温度を60℃まで下げることができるように設計する。

これら残留熱を除去する設備は、各段階に応じた残留熱を安全に除去するため設備は多重性を有する系統構成とし、さらに補助給水ポンプ、余熱除去ポンプ等は非常用母線より給電する。

第二十二條 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備

発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

- 一 原子炉圧力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ものとする。
- 二 津波、溢水又は工場等内若しくはその周辺におけ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に対して安全性を損なわないものとする。

適合のための設計方針

第1項第1号について

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時、原子炉で発生した熱は、復水器を経て最終的な熱の逃し場である海へ放出されるか、又は、大気へ放出される。

その他の安全上重要な構築物、系統及び機器の冷却水系としては、閉ループを構成する原子炉補機冷却水設備及び開ループの原子炉補機冷却海水設備がある。

原子炉補機冷却水設備は、余熱除去冷却器、格納容器スプレイ冷却器等の安全上重要な機器からの熱を除去する。

原子炉補機冷却海水設備は原子炉補機冷却水冷却器、ディーゼル発電機等の安全上重要な機器からの熱を除去し最終的な熱の逃がし場である海水に熱を放出する。

これらの冷却水系は、多重性を持たせ、また、非常用母線より給電して、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に十分その機能を果たせるように設計する。

第1項第2号について

最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備（原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備）は、津波、溢水又はその周辺における

原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対して安全性を損なうことのない設計とする。

(1) 津波

第五条の適合のための設計方針に示すとおり、基準津波に対して、安全機能を損なうことのない設計とする。

(2) 内部溢水

第九条の適合のための設計方針に示すとおり、原子炉施設内で想定される溢水に対して、安全機能を損なうことのない設計とする。

(3) 外部人為事象

第六条の適合のための設計方針に示すとおり、想定される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、安全機能を損なうことのない設計とする。

第七条の適合のための設計方針に示すとおり、原子炉施設への人の不法な侵入等を防止するため、適切な措置を講じる設計とする。

第二十三条 計測制御系統施設

発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、計測制御系統施設を設けなければならない。

- 一 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連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は、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ものとする。
- 二 前号のパラメータは、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で監視できるものとする。
- 三 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ものとする。
- 四 前号のパラメータのうち、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二種類以上監視し、又は推定することができるものとする。
- 五 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ものとする。

適合のための設計方針

第1項について

原子炉施設における計測制御設備は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、次の事項を考慮した設計とする。

第1項第1号及び第1項第2号について

計測制御系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において炉心中性子束、制御棒クラスタ位置、1次冷却材圧力、温度、流量及び水位、蒸気発生器2次側圧力及び水位、原子炉格納容器内圧力及び温度等の重要

なパラメータを適切な範囲に維持制御し監視できる設計とする。

第1項第3号について

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、原子炉格納容器内圧力、温度、1次冷却材圧力、1次冷却材温度、高圧及び低圧安全注入流量、補給水流量、原子炉格納容器内水素ガス濃度等のパラメータは、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連続監視、記録できる設計とする。

第1項第4号について

前号のパラメータのうち、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加圧器水位、1次冷却材圧力・温度及びサブクール度により監視し、又は推定することができる設計とする。

第1項第5号について

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態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、確実に記録及び保存できる設計とする。

第二十四条 安全保護回路

発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 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ようにできるものとする。
- 二 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ものとする。
- 三 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、多重性を確保するものとする。
- 四 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に独立性を確保するものとする。
- 五 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ものとする。
- 六 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ものとする。
- 七 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、その安全保護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されたものとする。

適合のための設計方針

第1項第1号について

安全保護系には予想される各種の運転時の異常な過渡変化に対処し得る複数の原子炉トリップ信号及び工学的安全施設作動信号を設け、運転時の異常な過渡変化時に、原子炉の過出力状態や出力の急激な上昇等の異常状態を検知した場合には、原子炉停止系統を作動させて原子炉を自動的に停止させるとともに、必要に応じて工学的安全施設作動設備により非常用炉心冷却設備を作動させ、燃料要素の許容損傷限界を超えることがない設計とする。

また、制御棒クラスタの連続引抜きのような原子炉停止系統の単一の誤動作に対し、炉心を過出力状態から保護するための「中性子束高原子炉トリップ」信号、「過大出力 ΔT 高原子炉トリップ」信号を設けるほか、燃料被覆管の損傷を防止するための「過大温度 ΔT 高原子炉トリップ」信号等を設け、これらの信号によって原子炉を自動的に停止させ、燃料要素の許容損傷限界を超えることがない設計とする。

第1項第2号について

安全保護系は、設計基準事故時に対処し得る複数の原子炉トリップ信号及び工学的安全施設作動信号を設け、1次冷却材喪失事故等の事故を検知した場合には、原子炉保護設備の動作により原子炉を自動的に停止させるとともに、必要に応じて工学的安全施設作動設備が動作して非常用炉心冷却設備、原子炉格納容器隔離弁あるいは原子炉格納容器スプレイ設備等の工学的安全施設を自動的に動作させる設計とする。

第1項第3号について

安全保護系は、多重性を有するチャンネル構成とし、チャンネルの単一故障又は使用状態からの単一の取り外しを考慮しても、安全保護機能を果たす設計とする。

- (1) 安全保護系は、使用状態からの単一の取り外し、あるいは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チャンネルの単一故障

を想定しても安全保護機能を失うことがなく、かつ、偽の信号発生等による誤動作を防止するため、「2 out of 3」又は「2 out of 4」構成とする。

(2) 例外として、プラント起動時等、その安全保護機能を必要とする期間が短期間に限られる場合は、その短期間でのチャンネルの故障確率が小さいことから「1 out of 2」構成とする。

第1項第4号について

安全保護回路を構成するチャンネルは、チャンネル毎に専用のケーブルトレイ、計装盤等を設けるとともに、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に物理的、電氣的に分離し、独立性を図る設計とする。

また、各チャンネルの電源も無停電電源4母線から独立に供給する設計とする。

第1項第5号について

原子炉保護系の演算処理装置、原子炉トリップ遮断器の不足電圧コイル等は、駆動源の喪失、系の遮断に対して、原子炉をトリップさせる方向に作動するよう設計する。

その他の安全保護回路は、多重化し、物理的にも分離することによって、計測チャンネル又は論理回路トレインに単一故障が生じても安全側に落着くか、又は、そのままの状態にとどまって安全上支障がない状態を維持できるよう設計する。

第1項第6号について

安全保護系のデジタル計算機は、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ことができる設計とする。

(1) 安全保護系のデジタル計算機は、これが収納された盤の施錠等により、ハードウェアを直接接続させないことで物理的に分離し、外部ネ

ットワークへのデータ伝送の必要がある場合は、ゲートウェイを介して一方向通信（送信のみ）にすることにより送信のみに制限することで機能的に分離する設計とする。

- (2) 安全保護系のデジタル計算機は、外部からの不正アクセスを防止するため、計算機固有のプログラム及び言語を使用し、一般的なコンピュータウィルスが動作しない環境となる設計とする。
- (3) 安全保護系のデジタル計算機の設計、製作、試験及び変更管理の各段階において、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程（JEAC4620-2008）」及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針（JEAG4609-2008）」に準じて、検証及び妥当性確認（コンピュータウィルスの混入防止を含む。）がなされたソフトウェアを使用する設計とする。
- (4) 不正な変更等による承認されていない動作や変更を防ぐため、発電所出入管理により、物理的アクセスを制限するとともに、安全保護系のデジタル計算機のパスワード管理により、電氣的アクセスを制限する設計とする。

第1項第7号について

安全保護系は、計測制御系から分離した設計とする。安全保護系の一部から計測制御系への信号を取り出す場合には、信号の分岐箇所には光変換カード又は絶縁増幅器を使用し、計測制御系で回路の短絡、開放等の故障が生じて安全保護系への影響を与えない設計とする。

また、安全保護系と計測制御系の盤、ケーブル、ケーブルトレイ等は原則として物理的に分離した配置とする。

第二十五条 反応度制御系統及び原子炉停止系統

- 1 発電用原子炉施設には、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。次項において同じ。）を設けなければならない。
- 2 反応度制御系統は、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し、かつ、次に掲げるものでなければならない。
 - 一 制御棒、液体制御材その他反応度を制御するものによる二以上の独立した系統を有するものとする。
 - 二 通常運転時の高温状態において、二以上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、及び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一つは、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、及び未臨界を維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備その他の発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合に作動する設備の作動に伴って注入される液体制御材による反応度価値を加えることができる。
 - 三 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一つは、発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。
 - 四 一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一つは、発電用原子炉を未臨界へ移行することができ、かつ、少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界に維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備その他の発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合に作動する設備の作動に伴って注入される液体制御材による反応度価値を加えることができる。
 - 五 制御棒を用いる場合にあつては、反応度価値の最も大きな制御棒

一本が固着した場合においても第二号から第四号までの規定に適合すること。

3 制御棒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（発電用原子炉に反応度が異常に投入される事象をいう。）に対して原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の損壊を起こさないものでなければならない。

4 制御棒、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するものでなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

反応度制御系統としては、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系の原理の異なる2つの系統を設け、通常運転時に生じることが予想される反応度変化を制御するのに十分な反応度制御能力を有する設計とする。

第2項について

反応度制御系統のうち、制御棒制御系は主として負荷変動及び零出力から全出力までの反応度変化を制御し、化学体積制御設備はキセノン濃度変化、高温状態から低温状態までの1次冷却材温度変化及び燃料の燃焼に伴う反応度変化を制御する設計とし、両者の組合せによって所要の運転状態に維持できる設計とする。

制御棒制御系は、制御棒クラスタの炉心への挿入により、高温運転状態から速やかに炉心を高温状態で未臨界に移行し、キセノン崩壊により反応度が添加されるまでの期間、未臨界を維持できる設計とする。

化学体積制御設備は、燃料の燃焼、キセノン濃度変化、高温状態から低温状態までの温度変化等による比較的緩やかな反応度変化の制御に使用す

るが、全制御棒クラスタが挿入不能の場合でも、炉心を高温運転状態から高温状態で未臨界にし、その状態を維持できる設計とする。

反応度制御系統は、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。さらに、反応度制御系統は以下の能力を有する設計とする。

第2項第1号について

反応度制御系統は、制御棒制御系による制御棒クラスタの炉心への挿入と、化学体積制御設備による1次冷却材中へのほう酸注入の原理の異なる2つの独立した系統を設ける。

第2項第2号について

反応度制御系統に含まれる独立した系統の1つである制御棒制御系による反応度制御は、制御棒クラスタの炉心への挿入により、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料要素の許容損傷限界を超えることなく、高温状態で炉心を未臨界に移行し、キセノン崩壊により反応度が添加されるまでの期間、未臨界を維持できる設計とする。また、化学体積制御設備による反応度制御は、1次冷却材中へのほう酸注入により、キセノン濃度変化に対しても高温状態で十分未臨界を維持できる設計とする。

原子炉運転中は、所要の反応度停止余裕を確保するため、制御棒クラスタの位置が挿入限界を超えないことを監視する。

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を維持できる設計とする。

第2項第3号について

反応度制御系統に含まれる独立した系統の1つである化学体積制御設備による反応度制御は、1次冷却材中へのほう酸注入により、キセノン濃度

変化に伴う反応度変化及び高温状態から低温状態までの反応度変化を制御し、低温状態で炉心を未臨界に維持できる設計とする。

第2項第4号について

反応度制御系統に含まれる独立した系統の1つである制御棒制御系は、1次冷却材の喪失その他の設計基準事故時において、原子炉トリップ信号により制御棒クラスタを炉心に挿入することにより、高温状態において炉心を未臨界に移行し、キセノン崩壊により反応度が添加されるまでの期間、未臨界を維持できる設計とする。

また、反応度制御系統に含まれる独立した系統の1つである化学体積制御設備は、キセノン濃度変化及び1次冷却材温度変化による反応度変化がある場合には、1次冷却材中へのほう酸注入により炉心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。

第2項第5号について

制御棒クラスタは、最も反応度価値の大きい制御棒クラスタ1本が、全引抜位置のまま挿入できないときでも、高温状態で十分な反応度停止余裕を有して炉心を未臨界に移行し、キセノン崩壊により反応度が添加されるまでの期間、未臨界を維持できる設計とする。

さらに、低温状態でも化学体積制御設備によるほう酸注入により、十分な反応度停止余裕を有して炉心を未臨界に維持できる設計とする。

第3項について

反応度が大きく、かつ、急激に投入される事象として「制御棒飛び出し」があるが、零出力から全出力間の制御棒クラスタの挿入限界を設定することにより、制御棒クラスタの位置を制限し、制御棒クラスタ1本が飛び出

した場合でも過大な反応度が添加されない設計とする。

また、反応度が急激に投入される事象として「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」があるが、この場合には制御棒クラスタの引抜最大速度を制限することにより、過度の反応度添加率とならない設計とする。

さらに、これら反応度投入事象に対しては「出力領域中性子束高」等による原子炉トリップ信号を設け、燃料材の最大エンタルピーや原子炉圧力が顕著に上昇する前に、原子炉を自動的に停止し、過渡状態を早く終結させることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、また、炉心冷却を損なうような炉心及び炉内構造物の破壊を生じない設計とする。

第4項について

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、必要な耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質、耐食性及び化学的安定性を保持する設計とする。

第二十六条 原子炉制御室等

- 1 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。
 - 一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。
 - 二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする。
 - 三 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ものとする。
- 2 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉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なければならない。
- 3 原子炉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原子炉制御室に出入りするための区域は、一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、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼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なければならない。

適合のための設計方針

第1項第1号及び第1項第3号について

中央制御室は、原子炉及び主要な関連設備の運転状況並びに主要なパラメータが監視できるとともに、安全性を確保するために急速な手動操作を

要する場合には、これを行うことができる設計とする。

- (1) 原子炉及び主要な関連設備の運転状況の監視及び操作を行うことができる設計とする。
- (2) 炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリ及びそれらの関連する系統の健全性を確保するため、炉心中性子束、制御棒位置、1次冷却材の圧力・温度・流量、加圧器水位、原子炉格納容器内圧力・温度等の主要なパラメータの監視が可能な設計とする。
- (3) 事故時において、事故の状態を知り対策を講ずるために必要なパラメータである原子炉格納容器内の圧力・温度等の監視が可能な設計とする。

第1項第2号について

原子炉施設に影響を及ぼす可能性があると思定される自然現象等に加え、発電所構内の状況（海側、山側）を、屋外に設置した暗視機能等を持った監視カメラを遠隔操作することにより中央制御室にて昼夜にわたり把握することができる設計とする。

また、津波、竜巻等による発電所構内の状況の把握に有効なパラメータは、気象観測設備等にて測定し中央制御室にて確認できる設計とする。

さらに、中央制御室にFAX等も設置し、公的機関からの地震、津波、竜巻情報等を入手できる設計とする。

第2項について

火災その他の異常な事態により、中央制御室内で原子炉停止操作が行えない場合でも、中央制御室以外の適切な場所から原子炉を急速に停止するとともに低温停止状態を維持できる設計とする。

- (1) 原子炉は制御棒駆動装置電源室の原子炉トリップしゃ断器を開くか、現場でタービンをトリップすることにより、急速に停止できる設計とする。
- (2) 中央制御室外の適切な場所に制御盤を設け、原子炉の高温停止時に操作頻度が高い機器及び原子炉トリップ後短時間に操作が必要とされ

る機器の操作並びに必要な最小限のパラメータの監視を行うことができる設計とする。

また、その他必要な機器の操作は現場において行うことができるようにする。さらに必要があれば、適切な手順を用いて原子炉を低温停止状態に導くことができる設計とする。

第3項について

原子炉の事故対策操作に必要な各種指示計、並びに原子炉を安全に停止するために必要な原子炉保護設備及び工学的安全施設関係の操作盤は、中央制御室に集中して設ける設計とする。

中央制御室において火災が発生する可能性を極力抑えるように、中央制御室内の主要ケーブル、制御盤は不燃性、難燃性の材料を使用する。なお、通信機器等については実用上可能な限り不燃性、難燃性の材料を使用する。

万一事故が発生した際には、次のような対策により運転員が中央制御室に接近可能であり、中央制御室内の運転員に対し、過度の放射線被ばくがないように考慮し、運転員が中央制御室内にとどまり、事故対策に必要な各種の操作を行うことができる設計とする。

- (1) 想定される最も過酷な事故時においても、「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。）に定められた緊急作業に係る許容被ばく線量を十分下回るように遮蔽を設けた設計とする。
- (2) 中央制御室空調装置は、事故時には外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を内部被ばくから防護するように設計する。

中央制御室外で有毒ガスが発生した場合にも、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により運転員の安全を守ることができる設計とする。
- (3) 中央制御室は、中央制御室外の火災により発生するばい煙や有毒ガス及び降下火砕物を想定しても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により、運転員を外部からの自然現象等から防護できる設計とする。

なお、事故時において、中央制御室への外気取入れを一時停止した場合に、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

第二十七条 放射性廃棄物の処理施設

工場等には、次に掲げるところにより、通常運転時において放射性廃棄物（実用炉規則第二条第二項第二号に規定する放射性廃棄物をいう。以下同じ。）を処理する施設（安全施設に係るものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 周辺監視区域の外の空气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するものとする。
- 二 液体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、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、及び工場等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るものとする。
- 三 固体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、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ものとする。

適合のための設計方針

第1項第1号について

気体廃棄物処理設備の設計に際しては、原子力発電所の運転に伴い周辺環境に放出する放射性気体廃棄物による発電所周辺の一般公衆の受ける線量が「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」（昭和50年5月13日原子力安全委員会決定）において定める線量目標値（50マイクロシーベルト／年）を達成できるように、次のようにろ過、貯留、減衰及び管理等により、周辺監視区域の外の空气中の放射性物質の濃度を十分に低減できる設計とする。

窒素をカバーガスとする各タンクからのベントガス等の窒素廃ガス及び体積制御タンクからパージされる水素廃ガスは、活性炭式希ガスホールドアップ装置に通し、廃ガス中の放射性物質の濃度及び量を低減させた後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。

換気空気は、微粒子フィルタ等を通した後、放射性物質の濃度を監視し

ながら排気筒から放出する。

また、液体廃棄物処理設備の設計に際しては、原子力発電所の運転に伴い周辺環境に放出する放射性液体廃棄物による発電所周辺の一般公衆の受ける線量が「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」（昭和50年5月13日原子力安全委員会決定）において定める線量目標値（50マイクロシーベルト／年）を達成できるように、次のようなろ過、蒸発処理、イオン交換、貯留、減衰及び管理等により、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設計とする。

放射性液体廃棄物は、原則として、フィルタ、蒸発器、脱塩塔等で処理した後、必要期間貯留し、蒸留水等は再使用するか、又は試料採取分析を行い、放射性物質の濃度が十分低いことを確認した後、放射性物質の濃度を監視しながら放出する。

また、その際に発生する濃縮廃液等は、放射性固体廃棄物として処理する。

第1項第2号について

液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設は、これらの処理施設から液体状の放射性物質が漏えいすることを防止し、敷地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る設計とする。具体的には次の通りとする。

- (1) 液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設は、適切な材料を使用し、かつ適切な計測制御設備を有し、漏えいの発生を防止できる設計とする。
- (2) 液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設は、タンク等から漏えいが生じたとき、漏えいを早期に検出し、中央制御室等に警報を発信する設計とする。

また、液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設は、建屋の床及び壁面に漏えいし難い対策を行い、独立した区画内に設けるかあるいは周辺に堰等を設け漏えいの拡大防止の対策を講ずることにより、放射性液体廃棄物が万一漏えいした場合は、適切に措置できる設計とする。

- (3) 建屋からの漏えいに対して、建屋外に通じる出入口等には漏えいすることを防止するための堰等を設け、かつ、床及び壁面は建屋外へ漏えいし難い対策を行う設計とする。
- (4) 管理されない排水が流れる排水路を通じて放射性液体廃棄物が敷地外へ放出されることのない設計とする。

第1項第3号について

固体廃棄物処理設備は、廃棄物の圧縮、焼却、固化等の処理過程において放射性物質が散逸し難い設計とする。具体的には次のとおりとする。

- (1) 濃縮廃液及び強酸ドレンは、遮蔽装置、遠隔操作等により、乾燥造粒装置にて乾燥粉体化及び造粒化し、固化材（セメントガラス）とともにドラム詰めできる設計とする。
- (2) 脱塩塔使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵保管するとともに、また、脱塩塔使用済樹脂の一部は、雑固体廃棄物として取り扱い、焼却できる設計とする。
- (3) 雑固体廃棄物のうち、可燃物は必要に応じて圧縮又は焼却により減容してドラム詰め等を行うか、又は焼却処理後造粒し固化材（セメントガラス）とともにドラム詰めできる設計とする。また、不燃物は必要に応じて圧縮により減容してドラム詰め等を行うか、又は必要に応じて圧縮により減容し、3号炉及び4号炉の原子炉補助建屋内の固型化処理エリアで遠隔操作・自動操作等により固型化材（モルタル）を充てんしてドラム詰めできる設計とする。
- (4) 雑固体廃棄物のうち使用済液体用フィルタは、必要に応じてコンクリート等で内張りしたドラム缶に遠隔操作により詰めることができる設計とする。
- (5) 雑固体廃棄物のうち使用済換気用フィルタは、圧縮若しくは焼却により減容してドラム詰めするか、又は放射性物質が飛散しないようにこん包する。

第二十八条 放射性廃棄物の貯蔵施設

工場等には、次に掲げるところにより、発電用原子炉施設において発生する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。）を設けなければならない。

- 一 放射性廃棄物が漏えいし難いものとする事。
- 二 固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備を設けるものにあつては、放射性廃棄物による汚染が広がらないものとする事。

適合のための設計方針

放射性廃棄物を貯蔵する施設は、放射性廃棄物が漏えいし難い設計とするとともに、固体状の放射性物質を貯蔵する設備を設けるものにあつては、放射性廃棄物による汚染が広がらない設計とする。具体的には以下の通りとする。

固体廃棄物貯蔵庫は、ドラム缶等の容器に封入した固体廃棄物を貯蔵することにより放射性物質による汚染の拡大防止を考慮した設計とする。

蒸気発生器保管庫は、容器等に封入した蒸気発生器及び原子炉容器ふた等を貯蔵することにより放射性物質による汚染の拡大防止を考慮した設計とする。

使用済樹脂貯蔵タンクは、独立した区画内に設け、漏えいを検出できる設計とすることにより、放射性物質による汚染の拡大防止を考慮した設計とする。

第二十九条 工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護

設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による工場等周辺の空間線量率が十分に低減できるものでなければならない。

適合のための設計方針

通常運転時において原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による敷地周辺の空間線量率が、十分に低減（空気カーマで1年間当たり50マイクログレイ以下となるように）できる設計とする。

第三十条 放射線からの放射線業務従事者の防護

- 1 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、次に掲げるものでなければならない。
 - 一 放射線業務従事者（実用炉規則第二条第二項第七号に規定する放射線業務従事者をいう。以下同じ。）が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとする。
 - 二 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ものとする。
- 2 工場等には、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なければならない。
- 3 放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報を原子炉制御室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（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

適合のための設計方針

第1項第1号について

外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、放射線業務従事者が業務に従事する場所における放射線量を低減でき、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために必要な操作ができる設計とする。具体的には以下の通りとする。

- (1) 原子炉施設は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」に基づいて管理区域を定めるとともに通常運転時、保守時等において放射線業務従事者が受ける線量が「線量限度等を定める告示」に定められた線量限度を超えないようにし、さらに、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合理的に達成できる限り低減できるように、遮蔽及び機器の配置を行うとともに空間線量率の高い区域に設置する弁等は可能な限り遠隔操作可能な設計とする。

なお、遮蔽設計に当たっては、放射線業務従事者の立入り頻度、滞在時間等を考慮して外部放射線に係る設計基準線量率を設け、これを

満足するようにする。

- (2) 1次冷却材等の放射性物質濃度の高い流体は可能な限り系外へ漏えいしない設計とするが、ベント、ドレン及びリークオフのようにやむを得ない場合はサンプ等へ導く等の対策を講ずることによって、汚染の拡大を防止する設計とする。

また、万一漏えいが生じた場合でも、汚染が拡大しないように機器を独立した区画内に配置したり、周辺に堰を設ける等の対策を施し漏えいの拡大を防止し、早期発見が可能な設計とする。

- (3) 換気空調設備は、適切な換気風量を確保して、建屋内の環境の浄化を行う設計とする。

第1項第2号について

中央制御室は設計基準事故時においても中央制御室内にとどまり各種の操作を行う運転員が「線量限度等を定める告示」に定められた限度を超える被ばくを受けないように、遮蔽を設ける等の放射線防護措置を講じた設計とする。

第2項について

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。具体的には以下の通りとする。

放射線から放射線業務従事者を防護するため、放射線被ばくを監視及び管理するためのエリアモニタリング設備、プロセスモニタリング設備、放射線サーベイ設備、個人被ばく管理関係設備を備えるほか、管理区域内への立入り及び物品の搬出入を管理するための出入管理設備及び汚染管理設備を設ける。

第3項について

エリアモニタリング設備は中央制御室及び管理区域内の主要箇所的空間

線量率を、また、プロセスモニタリング設備は、主要系統の放射能レベルを連続監視し、異常時には中央制御室及びその他必要な箇所に警報を発する設計とする。

また、放射線業務従事者が特に頻繁に立入る箇所については定期的及び必要の都度、サーベイメータによる外部放射線に係る線量当量率、サンプリング等による空气中放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度の測定を行う。

第三十一条 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原子炉制御室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（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

適合のための設計方針

(1) 原子炉格納容器内雰囲気モニタリングは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時には格納容器じんあいモニタ及び格納容器ガスモニタによって、設計基準事故時には格納容器内線量当量率を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）によって連続的に行い、中央制御室で監視できる設計とする。また、設計基準事故時には原子炉格納容器内の空気をサンプリングすることによって放射性物質の濃度等を把握することができる設計とする。

(2) 原子炉施設内の放射性物質の濃度は、原子炉補機冷却水モニタ、高感度型主蒸気管モニタ、復水器空気抽出器ガスモニタ等のプロセスモニタリング設備にて連続的にモニタリングし、中央制御室で監視できる設計とする。これらのプロセスモニタリング設備は、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに警報を発信し、原子炉施設からの放射性物質の放出を制限するための適切な措置が行える設計とする。

放射性物質の放出経路については、下記の場所にモニタを設置し、中央制御室で監視できる設計とする。また、必要箇所はサンプリングができるようにしてプラントのすべての状態においてモニタリングできる設計とする。

- (a) 排気筒
- (b) 復水器排気ライン
- (c) 廃棄物処理設備排水ライン等の排水放出ライン

(3) 発電所の周辺には、モニタリングステーション、モニタリングポスト及びモニタリングポイントを設置し、さらに移動式放射能測定装置（モニタ車）により放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定を行う。

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置により電源の供給を可能とするとともに、緊急時対策所を經由して電源車（緊急時対策所用）（DB）からも電源の供給が可能とすることにより、電源復旧までの期間を担保できる設計とする。また、モニタリングステーション及びモニタリングポストから中央制御室までのデータ伝送系及び緊急時対策所までのデータ伝送系は、有線及び無線により、多様性を有し、指示値は中央制御室及び緊急時対策所で監視できる設計とする。モニタリングステーション及びモニタリングポストは、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。また、放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のため、発電所敷地内で気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を測定及び記録できる設計とする。

上記により、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、発電所及び発電所周辺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把握できる設計とする。

第三十二条 原子炉格納施設

- 1 原子炉格納容器は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した場合において漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、想定される最大の圧力、最高の温度及び適切な地震力に十分に耐えることができ、かつ、適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないものでなければならない。
- 2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備は、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瞬時的破壊が生じないように、十分な破壊じん性を有するものでなければならない。
- 3 原子炉格納容器を貫通する配管には、隔離弁（安全施設に属するものに限る。次項及び第五項において同じ。）を設けなければならない。ただし、計測装置又は制御棒駆動装置に関連する配管であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものについては、この限りでない。
- 4 主要な配管（事故の収束に必要な系統の配管を除く。）に設ける隔離弁は、設計基準事故時に隔離機能の確保が必要となる場合において、自動的、かつ、確実に閉止される機能を有するものでなければならない。
- 5 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより隔離弁を設けなければならない。
 - 一 原子炉格納容器に近接した箇所に設置するものとする。
 - 二 原子炉格納容器内に開口部がある配管又は原子炉冷却材圧力バウンダリに接続している配管のうち、原子炉格納容器の外側で閉じていないものにあつては、原子炉格納容器の内側及び外側にそれぞれ一個の隔離弁を設けるものとする。ただし、その一方の側の設置箇所における配管の隔離弁の機能が、湿気その他隔離弁の機能に影響を与える環境条件によって著しく低下するおそれがあると認められるときは、貫通箇所の外側であつて近接した箇所に二個の隔離

弁を設けることをもって、これに代えることができる。

三 原子炉格納容器を貫通し、貫通箇所の内側又は外側において閉じている配管にあつては、原子炉格納容器の外側に一個の隔離弁を設けるものとする。ただし、当該格納容器の外側に隔離弁を設けることが困難である場合においては、原子炉格納容器の内側に一個の隔離弁を適切に設けることをもって、これに代えることができる。

四 前二号の規定にかかわらず、配管に圧力開放板を適切に設けるときは、原子炉格納容器の内側又は外側に通常時において閉止された一個の隔離弁を設けることをもって、前二号の規定による隔離弁の設置に代えることができる。

五 閉止後において駆動動力源が喪失した場合においても隔離機能が失われないものとする。

6 発電用原子炉施設には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した際に生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の健全性に支障が生ずることを防止するため、原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

7 発電用原子炉施設には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、放射性物質の濃度を低減させるため、原子炉格納施設内の雰囲気浄化系（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。

8 発電用原子炉施設には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した際に生ずる水素及び酸素により原子炉格納容器の健全性を損なうおそれがある場合は、水素及び酸素の濃度を抑制するため、可燃性ガス濃度制御系（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

原子炉格納容器は、原子炉格納容器スプレイ設備とあいまって1次冷却材管の最も過酷な破断を想定し、これにより放出される1次冷却材のエネルギー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、原子炉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、内圧及び温度を速やかに下げ、出入口及び貫通部を含めた原子炉格納容器全体の漏えい率を許容値以下に保ち原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つように設計する。

第2項について

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉格納容器バウンダリが脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破断を生じないように、フェライト系鋼材で製作する部分に対しては、切欠じん性を考慮した材料の選択、設計、製作及び運転に留意するものとする。

原子炉格納容器の鋼製内張り部、貫通部等は、最低使用温度より17℃以上低い温度で衝撃試験又は落重試験を行い規定値を満足した材料を使用する。

耐圧部材料のうち、板材は JIS-G-3118 中・常温圧力容器用炭素鋼鋼板を、管材は JIS-G-3455 高圧配管用炭素鋼鋼管又は JIS-G-3202 圧力容器炭素鋼鍛鋼品を使用する。

第3項について

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。

第4項について

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

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

第5項第1号について

自動隔離弁は、原子炉格納容器に近接した箇所に設置する。

第5項第2号について

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、原子炉冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計装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個の隔離弁を設ける設計とする。

第5項第3号について

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、次の方針で隔離弁を設置する。

- (1) 原子炉格納容器の内側又は外側に少なくとも1個の自動隔離弁を設ける。
- (2) 自動隔離弁は原子炉格納容器に近接した箇所に設置する。

第5項第4号について

該当なし

第5項第5号について

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。

第6項について

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

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

第7項について

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、原子炉冷却材喪失事故時に想定する原子炉格納容器からの漏えい気体中に含まれるよう素を除去し、環境に放出される核分裂生成物の濃度を減少させるような設計とする。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ように設計する。

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

第8項について

原子炉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

合はきわめて緩慢である。原子炉格納容器の健全性を維持するのに必要な処置は、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。

第三十三条 保安電源設備

- 1 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ものでなければならない。
- 2 発電用原子炉施設には、非常用電源設備（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。
- 3 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に、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。
- 4 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、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ものでなければならない。
- 5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、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ものでなければならない。
- 6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二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、いずれの二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ものでなければならない。
- 7 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ものでなければならない。
- 8 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ものでなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

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、500kV送電線（大飯幹線及び第二大飯幹線）2ルート4回線及び77kV送電線（大飯支線）1ルート1回線で電力系統に連系した設計とする。

第2項について

原子炉施設に、非常用電源設備としてディーゼル発電機及び蓄電池（安全防護系用）を設ける設計とする。また、それらに必要な燃料等を備える設計とする。

第3項について

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、原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用発電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に、発電機、外部電源系、非常用電源系、その他の関連する電気系統機器の短絡や地絡又は母線の低電圧や過電流等を保護継電器にて検知できる設計とする。また、故障を検知した場合は、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により故障箇所を隔離することにより、故障による影響を局所化できるとともに他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

また、変圧器1次側において3相のうち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により）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。なお、1相開放故障事象の知見を手順書に反映し、運転員に対して定期的に教育を実施するとともに、変圧器等の巡視点検を1日1回実施することや手動による受電切替え時に、変圧器等の巡視点検を実施することで、可能な限り異常の早期検知に努める。

また、保安電源設備は、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の供給が停止することがないように、以下の設計とする。

- ・送電線の回線数と開閉所の母線数は、供給信頼度の整合が図れた設計とし、500kV母線は2母線、77kV母線は1母線で構成する。500kV送電線及び77kV送電線は、それぞれNo. 2予備変圧器及びNo. 1予備変圧器を介し原子炉施設へ給電する設計とするとともに発電機からの発生電力は、所内変圧器を介し原子炉施設へ給電する設計とする。非常用母線を2母線確保する構成とすることで、多重性を損なうことなく、系統分離を考慮して母線を構成する設計とする。
- ・電気系統を構成する送電線、母線、変圧器、非常用電源系、その他関連する機器については、電気学会電気規格調査会にて定められた規格（JEC）又は日本工業規格（JIS）等で定められた適切な仕様を選定することにより信頼性の高い設計とする。
- ・非常用所内電源系からの受電時等の母線切替えは、故障を検知した場合、自動切替え及び容易に手動で切り替わる設計とする。

第4項について

設計基準対象施設は、送受電可能な回線として、500kV送電線（大飯幹線及び第二大飯幹線）2ルート4回線及び受電専用の回線として77kV送電線（大飯支線）1ルート1回線の合計3ルート5回線にて、電力系統に接続する。

500kV送電線のうち2回線（大飯幹線）は、約70km離れた西京都変電所に連系し、他の2回線（第二大飯幹線）は、約50km離れた京北開閉所に連系する。また、77kV送電線1回線（大飯支線）は、約26km離れた小浜変電所に連系する。これらの変電所は、その電力系統における上流側の接続先において異なる変電所に連系し、1つの変電所が停止することによって、当該原子力施設に接続された送電線がすべて停止する事態に至らない設計とする。

第5項について

設計基準対象施設に連系する500kV送電線（大飯幹線及び第二大飯幹線）4回線と77kV送電線（大飯支線）1回線は、同一の送電鉄塔に架線しないよう、それぞれに送電鉄塔を備える設計とする。

また、送電線は、大規模な盛土の崩壊、大規模な地すべり、急傾斜の崩壊による被害の最小化を図るため、鉄塔基礎の安定性を確保することで、鉄塔の倒壊を防止するとともに、台風等による強風発生時の事故防止対策を図ることにより、外部電源系からの電力供給が同時に停止することのない設計とする。

さらに、500kV送電線（大飯幹線及び第二大飯幹線）と77kV送電線（大飯支線及び小浜線）の交差箇所の離隔距離については、必要な絶縁距離を確保する設計とする。

これらにより、設計基準対象施設に連系する送電線は、互いに物理的に分離した設計とする。

第6項について

設計基準対象施設に連系する送電線は、500kV送電線4回線と77kV送電線1回線で構成する。

これらの送電線は1回線で3号炉及び4号炉の停止に必要な電力を供給し得る容量とし、いずれの2回線が喪失しても、原子炉施設が同時に外部電源喪失に至らない構成とする。

なお、大飯発電所の500kV送電線は、母線連絡遮断器を介し、連絡ラインにより3号炉及び4号炉に接続するとともに、77kV送電線は、No.1予備変圧器を介し、3号炉及び4号炉へ接続する設計とする。

当該開閉所から主発電機側の送受電設備は、十分な支持性能をもつ地盤に設置するとともに、碍子は可とう性のある懸垂碍子を使用し、遮断器等は重心の低いガス絶縁開閉装置を採用する等、耐震性の高いものを使用する。さらに津波の影響を受けない敷地高さに設置するとともに、塩害を考慮し、碍子に対しては、碍子洗浄装置を設置し、遮断器等に対しては、電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を採用する。

第7項について

ディーゼル発電機及びその附属設備は、多重性及び独立性を考慮して、必要な容量のものを各々別の場所に2台備え、共通要因により機能喪失しない設計とするとともに、各々非常用高圧母線に接続する。

蓄電池は、非常用2系統を各々別の場所に設置し、多重性及び独立性を確保し共通要因により機能が喪失しない設計とする。

これらにより、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にも、機能が確保される設計とする。

また、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と重油タンクに分けて貯蔵し、重油タンクから燃料油貯蔵タンクに燃料を輸送する際はタンクローリーを使用する設計とする。

外部電源喪失時、ディーゼル発電機が長時間連続運転を行う場合において、夜間におけるタンクローリーによるディーゼル発電機燃料の輸送を実施する場合、ヘッドライト等の可搬型照明、タンクローリーの前照灯等を使用する。これらの可搬型照明は、発電所構内の所定の場所に保管し、輸送開始が必要となる時間（少なくとも3日以内）までに十分準備可能な設計とする。

タンクローリーについては、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する。

具体的には、地震時においても保管場所及び輸送ルートの健全性が確保できる場所を少なくとも4箇所選定し、各々1台を配備するとともに、竜巻時においては、竜巻注意情報等が発表され、公的機関により竜巻発生確度等を確認した場合、発電所内に24時間待機している緊急安全対策要員によりトンネル内にタンクローリーを4台退避させる運用とする。

あわせて保管場所及び輸送ルートの選定に当たっては、津波の影響を受