

島根原子力発電所 原子炉施設保安規定

平成29年10月

中国電力株式会社

目 次

第1編 運転段階の発電用原子炉施設編（2号炉および3号炉に係る保安措置）

第1章 総則

- 第1条 目的・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 第1章-1
- 第2条 基本方針・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 第1章-1
- 第2条の2 関係法令および保安規定の遵守・・・・・・・・ 第1章-1
- 第2条の3 安全文化の醸成・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 第1章-1

第2章 品質保証

- 第3条 品質保証計画・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 第2章-1

第3章 体制および評価

第1節 保安管理体制

- 第4条 保安に関する組織・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 第3章-1
- 第5条 保安に関する職務・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 第3章-2
- 第6条 原子力発電保安委員会・・・・・・・・・・・・・・・・ 第3章-4
- 第7条 原子力発電保安運営委員会・・・・・・・・・・・・ 第3章-4
- 第8条 原子炉主任技術者の選任・・・・・・・・・・・・ 第3章-5
- 第8条の2 電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者の選任・・・ 第3章-5
- 第9条 原子炉主任技術者の職務等・・・・・・・・・・・・ 第3章-5
- 第9条の2 電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者の職務等・・・ 第3章-9
- 第9条の3 原子炉主任技術者，電気主任技術者および
ボイラー・タービン主任技術者の情報共有・・・ 第3章-9

第2節 原子炉施設の定期的な評価

- 第10条 原子炉施設の定期的な評価・・・・・・・・・・・・ 第3章-10

第4章 運転管理

第1節 通則

- 第11条 構成および定義・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 第4章-1
- 第11条の2 原子炉の運転期間・・・・・・・・・・・・ 第4章-3
- 第12条 原子炉の運転員の確保・・・・・・・・・・・・ 第4章-3
- 第13条 巡視点検・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 第4章-4
- 第14条 規定類の作成・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 第4章-4
- 第15条 引継および周知・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 第4章-4
- 第16条 原子炉起動前の確認事項・・・・・・・・・・・・ 第4章-5
- 第17条 地震・火災等発生時の対応・・・・・・・・・・・・ 第4章-6
- 第17条の2 電源機能等喪失時の体制の整備・・・・・・・・ 第4章-7

第2節 運転上の留意事項

- 第18条 水質管理・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 第4章-8

第3節 運転上の制限

- 第19条 停止余裕・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 第4章-9
- 第20条 反応度監視・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 第4章-11
- 第21条 制御棒の動作確認〔2号炉〕・・・・・・・・・・・・ 第4章-12

第 21 条の 2	制御棒の動作確認〔3号炉〕	第 4 章-14
第 22 条	制御棒のスクラム機能	第 4 章-16
第 23 条	制御棒の操作	第 4 章-18
第 24 条	ほう酸水注入系	第 4 章-19
第 25 条	原子炉熱的制限値	第 4 章-23
第 26 条	原子炉熱出力および炉心流量	第 4 章-24
第 27 条	計測および制御設備〔2号炉〕	第 4 章-26
表 27-1		第 4 章-26
表 27-2	2号炉 原子炉保護系計装	第 4 章-28
表 27-2	2号炉 中性子源領域計装	第 4 章-32
表 27-2	2号炉 非常用炉心冷却系計装	第 4 章-33
表 27-2	2号炉 格納容器隔離系計装	第 4 章-35
表 27-2	2号炉 その他の計装	第 4 章-39
表 27-3	2号炉 原子炉保護系計装	第 4 章-44
表 27-3	2号炉 中性子源領域計装	第 4 章-46
表 27-3	2号炉 非常用炉心冷却系計装	第 4 章-47
表 27-3	2号炉 格納容器隔離系計装	第 4 章-53
表 27-3	2号炉 その他の計装	第 4 章-60
第 27 条の 2	計測および制御設備〔3号炉〕	第 4 章-73
表 27 の 2-1		第 4 章-73
表 27 の 2-2	3号炉 原子炉緊急停止系計装	第 4 章-76
表 27 の 2-2	3号炉 起動領域モニタ計装	第 4 章-79
表 27 の 2-2	3号炉 非常用炉心冷却系計装	第 4 章-80
表 27 の 2-2	3号炉 原子炉格納容器隔離系計装	第 4 章-82
表 27 の 2-2	3号炉 その他の計装	第 4 章-86
表 27 の 2-3	3号炉 原子炉緊急停止系計装	第 4 章-92
表 27 の 2-3	3号炉 起動領域モニタ計装	第 4 章-96
表 27 の 2-3	3号炉 非常用炉心冷却系計装	第 4 章-97
表 27 の 2-3	3号炉 原子炉格納容器隔離系計装	第 4 章-104
表 27 の 2-3	3号炉 その他の計装	第 4 章-122
第 28 条	原子炉再循環ポンプ〔2号炉〕	第 4 章-134
第 28 条の 2	原子炉再循環ポンプ〔3号炉〕	第 4 章-136
第 29 条	ジェットポンプ〔2号炉〕	第 4 章-137
第 30 条	主蒸気逃がし安全弁	第 4 章-138
第 31 条	格納容器内の原子炉冷却材漏えい率	第 4 章-140
第 32 条	非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の系統圧力監視	第 4 章-143
第 33 条	原子炉冷却材中のよう素 131 濃度	第 4 章-144
第 34 条	残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその 1	第 4 章-145
第 35 条	残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその 2	第 4 章-147
第 36 条	残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその 3	第 4 章-148
第 37 条	原子炉冷却材温度および原子炉冷却材温度変化率	第 4 章-149
第 38 条	原子炉圧力	第 4 章-151
第 39 条	非常用炉心冷却系その 1〔2号炉〕	第 4 章-152
第 39 条の 2	非常用炉心冷却系その 1〔3号炉〕	第 4 章-156
第 40 条	非常用炉心冷却系その 2	第 4 章-161
第 41 条	原子炉隔離時冷却系〔2号炉〕	第 4 章-164

第 42 条	主蒸気隔離弁	第 4 章-166
第 43 条	格納容器および格納容器隔離弁	第 4 章-167
第 44 条	サプレッションチェンバからドライウエルへの真空破壊弁	第 4 章-174
第 45 条	サプレッションチェンバの平均水温	第 4 章-175
第 46 条	サプレッションチェンバの水位	第 4 章-176
第 47 条	可燃性ガス濃度制御系	第 4 章-177
第 48 条	格納容器内の酸素濃度	第 4 章-178
第 49 条	原子炉棟	第 4 章-179
第 50 条	原子炉棟給排気隔離弁	第 4 章-180
第 51 条	非常用ガス処理系	第 4 章-182
第 52 条	原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系	第 4 章-184
第 53 条	高圧炉心スプレイ補機冷却水系および 高圧炉心スプレイ補機海水系	第 4 章-186
第 54 条	燃料プールの水位および水温	第 4 章-188
第 55 条	燃料または制御棒を移動するときの原子炉水位	第 4 章-189
第 56 条	中央制御室非常用循環系	第 4 章-190
第 57 条	外部電源その 1	第 4 章-192
第 58 条	外部電源その 2	第 4 章-195
第 59 条	非常用ディーゼル発電機その 1	第 4 章-196
第 60 条	非常用ディーゼル発電機その 2	第 4 章-199
第 61 条	非常用ディーゼル燃料油等	第 4 章-201
第 62 条	直流電源その 1	第 4 章-203
第 63 条	直流電源その 2	第 4 章-205
第 64 条	所内電源系統その 1	第 4 章-206
第 65 条	所内電源系統その 2	第 4 章-209
第 66 条	原子炉停止中の制御棒 1 本の引き抜き	第 4 章-210
第 67 条	単一制御棒駆動機構の取り外し	第 4 章-213
第 68 条	複数の制御棒引き抜きを伴う検査	第 4 章-214
第 69 条	原子炉の昇温を伴う検査	第 4 章-218
第 70 条	原子炉モードスイッチの切替を伴う検査	第 4 章-219
第 71 条	運転上の制限の確認	第 4 章-220
第 72 条	運転上の制限を満足しない場合	第 4 章-221
第 73 条	予防保全を目的とした点検・保守を実施する場合	第 4 章-227
第 74 条	運転上の制限に関する記録	第 4 章-228

第 4 節 異常時の措置

第 75 条	異常発生時の基本的な対応	第 4 章-229
第 76 条	異常時の措置	第 4 章-229
第 77 条	異常収束後の措置	第 4 章-230

第 5 章 燃料管理

第 78 条	新燃料の運搬	第 5 章-1
第 79 条	新燃料の貯蔵	第 5 章-1
第 80 条	燃料の検査	第 5 章-2
第 81 条	燃料の取替実施計画	第 5 章-2
第 82 条	燃料移動手順	第 5 章-3

第 83 条	燃料移動	第 5 章-4
第 84 条	使用済燃料の貯蔵	第 5 章-7
第 85 条	使用済燃料の運搬	第 5 章-8
第 6 章 放射性廃棄物管理		
第 86 条	放射性固体廃棄物の管理	第 6 章-1
第 86 条の 2	放射性廃棄物でない廃棄物の管理	第 6 章-2
第 86 条の 3	事故由来放射性物質の降下物の影響確認	第 6 章-3
第 87 条	放射性液体廃棄物の管理	第 6 章-4
第 88 条	放射性気体廃棄物の管理	第 6 章-5
第 89 条	放出管理用計測器の管理	第 6 章-6
第 90 条	頻度の定義	第 6 章-6
第 7 章 放射線管理		
第 91 条	管理区域の設定および解除	第 7 章-1
第 92 条	管理区域内における区域区分	第 7 章-2
第 93 条	管理区域内における特別措置	第 7 章-2
第 94 条	管理区域への出入管理	第 7 章-3
第 95 条	管理区域出入者の遵守事項	第 7 章-3
第 96 条	保全区域	第 7 章-3
第 97 条	周辺監視区域	第 7 章-4
第 98 条	線量の評価	第 7 章-5
第 99 条	床、壁等の除染	第 7 章-5
第 100 条	外部放射線に係る線量当量率等の測定	第 7 章-6
第 101 条	放射線計測器類の管理	第 7 章-8
第 102 条	管理区域外等への搬出および運搬	第 7 章-9
第 103 条	発電所外への運搬	第 7 章-9
第 104 条	協力会社の放射線防護	第 7 章-9
第 105 条	頻度の定義	第 7 章-10
第 8 章 保守管理		
第 106 条	保守管理計画	第 8 章-1
第 106 条の 2	溶接事業者検査および定期事業者検査の実施	第 8 章-8
第 106 条の 3	原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価 および長期保守管理方針	第 8 章-8
第 9 章 緊急時の措置		
第 107 条	原子力防災組織	第 9 章-1
第 108 条	原子力防災組織の要員	第 9 章-1
第 108 条の 2	緊急作業従事者の選定	第 9 章-1
第 109 条	原子力防災資機材等の整備	第 9 章-2
第 110 条	通報経路	第 9 章-2
第 111 条	緊急時訓練	第 9 章-2
第 112 条	通報	第 9 章-2
第 113 条	緊急時体制の発令	第 9 章-2
第 114 条	応急措置	第 9 章-2

第 115 条 緊急時における活動	第 9 章-2
第 115 条の 2 緊急作業従事者の線量管理等	第 9 章-3
第 116 条 緊急時体制の解除	第 9 章-3

第 10 章 保安教育

第 117 条 所員への保安教育	第 10 章-1
第 118 条 協力会社従業員への保安教育	第 10 章-2

第 11 章 記録および報告

第 119 条 記録	第 11 章-1
第 120 条 報告	第 11 章-8

第2編 廃止措置段階の原子炉施設編（1号炉に係る保安措置）

第1章 総則

第121条 目的	第1章-1
第122条 基本方針	第1章-1
第123条 関係法令および保安規定の遵守	第1章-1
第124条 安全文化の醸成	第1章-1

第2章 品質保証

第125条 品質保証計画	第2章-1
--------------	-------

第3章 保安管理体制

第126条 保安に関する組織	第3章-1
第127条 保安に関する職務	第3章-2
第128条 原子力発電保安委員会	第3章-4
第129条 原子力発電保安運営委員会	第3章-5
第130条 廃止措置主任者の選任	第3章-6
第131条 廃止措置主任者の職務等	第3章-7

第4章 廃止措置管理

第1節 通則

第132条 構成および定義	第4章-1
第133条 運転員の確保	第4章-2
第134条 巡視	第4章-2
第135条 規定類の作成	第4章-2
第136条 引継	第4章-2
第137条 原子炉の運転停止に関する恒久的な措置	第4章-3
第138条 地震・火災等発生時の対応	第4章-4
第139条 電源機能喪失時等の体制の整備	第4章-5

第2節 廃止措置管理

第140条 安全貯蔵措置	第4章-6
第141条 工事の計画および実施	第4章-6
第142条 工事完了の報告	第4章-6

第3節 施設運用上の基準

第143条 使用済燃料プールの水位および水温	第4章-7
第144条 施設運用上の基準の確認	第4章-8
第145条 施設運用上の基準を満足しない場合	第4章-9
第146条 施設運用上の基準に関する記録	第4章-10

第5章 燃料管理

第147条 新燃料の運搬	第5章-1
第148条 新燃料の貯蔵	第5章-1
第149条 使用済燃料の貯蔵	第5章-2
第150条 使用済燃料の運搬	第5章-2

第6章 放射性廃棄物管理

第151条	放射性固体廃棄物の管理	第6章-1
第152条	放射性廃棄物でない廃棄物の管理	第6章-3
第153条	事故由来放射性物質の降下物の影響確認	第6章-3
第154条	放射性液体廃棄物の管理	第6章-4
第155条	放射性気体廃棄物の管理	第6章-5
第156条	放出管理用計測器の管理	第6章-6
第157条	頻度の定義	第6章-6

第7章 放射線管理

第158条	管理区域の設定および解除	第7章-1
第159条	管理区域内における区域区分	第7章-2
第160条	管理区域内における特別措置	第7章-2
第161条	管理区域への出入管理	第7章-3
第162条	管理区域出入者の遵守事項	第7章-3
第163条	保全区域	第7章-3
第164条	周辺監視区域	第7章-4
第165条	線量の評価	第7章-5
第166条	床、壁等の除染	第7章-5
第167条	外部放射線に係る線量当量率等の測定	第7章-6
第168条	放射線計測器類の管理	第7章-8
第169条	管理区域外等への搬出および運搬	第7章-9
第170条	発電所外への運搬	第7章-9
第171条	協力会社の放射線防護	第7章-9
第172条	頻度の定義	第7章-10

第8章 保守管理

第173条	保守管理計画	第8章-1
第174条	溶接事業者検査の実施	第8章-6

第9章 緊急時の措置

第175条	原子力防災組織	第9章-1
第176条	原子力防災組織の要員	第9章-1
第177条	緊急作業従事者の選定	第9章-1
第178条	原子力防災資機材等の整備	第9章-2
第179条	通報経路	第9章-2
第180条	緊急時訓練	第9章-2
第181条	通報	第9章-2
第182条	緊急時体制の発令	第9章-2
第183条	応急措置	第9章-2
第184条	緊急時における活動	第9章-2
第185条	緊急作業従事者の線量管理等	第9章-3
第186条	緊急時体制の解除	第9章-3

第 10 章 保安教育	
第 187 条 所員への保安教育	第 10 章-1
第 188 条 協力会社従業員への保安教育	第 10 章-2
第 11 章 記録および報告	
第 189 条 記録	第 11 章-1
第 190 条 報告	第 11 章-8
附則	附則-1
添 付	
添付 1 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準（第 76 条関連）	
添付 2 管理区域図（第 91 条，第 92 条関連）	
添付 3 保全区域図（第 96 条関連）	
添付 4 管理区域図（第 158 条，第 159 条関連）	
添付 5 保全区域図（第 163 条関連）	

第 1 編

運転段階の発電用原子炉施設編

(2号炉および3号炉に係る保安措置)

運転段階とは、原子力発電所の運転を始める前に、新燃料を搬入する時点から、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の3第2項の規定に基づき認可を受け、廃止措置を実施する前までの段階をいう。

第1章 総則

(目的)

第1条 この規定第1編は、「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。）」第43条の3の24第1項の規定に基づき、運転段階の島根原子力発電所2号炉および3号炉発電用原子炉施設（本編において、以下「原子炉施設」という。）の保安のために必要な措置（本編において、以下「保安活動」という。）を定め、核燃料物質もしくは核燃料物質によって汚染された物（以下「核燃料物質等」という。）または発電用原子炉（以下「原子炉」という。）による災害の防止を図ることを目的とする。

(基本方針)

第2条 島根原子力発電所（以下「発電所」という。）における保安活動は、安全文化を基礎とし、放射線および放射性物質の放出による従業員および公衆の被ばくを、定められた限度以下であって、かつ合理的に達成可能な限りの低い水準に保つとともに、災害の防止のために、適切な品質保証活動に基づき実施する。

(関係法令および保安規定の遵守)

第2条の2 第2条（基本方針）に係る保安活動を実施するにあたり、関係法令および保安規定の遵守を確実にを行うため、以下の活動を実施する。

- (1) 社長は、関係法令および保安規定の遵守を確実に行うことをコミットメントするとともに関係法令および保安規定の遵守が行われる体制を確実にする。また、必要な場合は、コミットメントの内容について変更する。
- (2) 電源事業本部長は、「原子力安全文化醸成基本要領」を定め、関係法令および保安規定の遵守を確実に行うための活動を統括する。
- (3) 第4条（保安に関する組織）に定める組織は、社長のコミットメントを受け、「原子力安全文化醸成基本要領」に基づき、関係法令および保安規定を遵守する意識を定着させる活動の計画を年度毎に策定し、活動計画に基づき活動を実施し、評価を行う。
- (4) 電源事業本部長は、活動の実施状況およびその評価結果をまとめ、社長へ報告し、指示を受け、活動計画へ反映する。

(安全文化の醸成)

第2条の3 第2条（基本方針）に係る保安活動を実施するにあたり、原子力安全を最優先に位置付けた保安活動とするために以下の安全文化を醸成する活動を行う。

- (1) 社長は、安全文化を醸成することをコミットメントするとともに安全文化を醸成する活動が行われる体制を確実にする。また、必要な場合は、コミットメントの内容を見直す。
- (2) 社長は、第三者の視点から安全文化醸成活動に対する提言を受けるため、社外有識者を中心とした「原子力安全文化有識者会議」（以下「有識者会議」という。）を設置する。また、安全文化醸成等に関する課題への対応業務を分掌する「原子力強化プロジェクト」を設置する。「原子力強化プロジェクト」の業務分掌、職位および職務権限を「組織規程」に定める。
- (3) 電源事業本部長は、「原子力安全文化醸成基本要領」を定め、安全文化醸成を推進するための活動を統括する。
- (4) 原子力強化プロジェクト長は、安全文化醸成に関する課題への対応業務を統括する。ま

た、「原子力安全文化有識者会議運営要領」を定め、有識者会議から安全文化醸成活動に対する提言を受ける。

- (5) 原子力強化プロジェクト長は、安全文化醸成に関する課題への対応状況を適宜有識者会議に報告し、提言を受ける。有識者会議からの提言を社長へ報告し、社長の意見を踏まえて部所長（第5条（保安に関する職務）第3項から第11項に定める職位）へ安全文化醸成活動に反映することを指示するとともに電源事業本部長へ指示の内容を通知する。
- (6) 原子力強化プロジェクト長は、安全文化醸成に関する課題への対応の有効性評価を行い、評価結果を踏まえた次年度の活動計画について有識者会議へ報告して提言を受け、有識者会議からの提言を踏まえ社長へ報告する。社長の意見を踏まえた次年度の活動計画について電源事業本部長へ指示する。
- (7) 第4条（保安に関する組織）に定める組織は、社長のコミットメントを受け、「原子力安全文化醸成基本要領」に基づき安全文化醸成のための活動計画を年度毎に策定し、活動計画に基づき活動を実施し、評価を行う。
- (8) 電源事業本部長は、活動の実施状況およびその評価結果をまとめ、社長へ報告し、指示を受け、（6）の原子力強化プロジェクト長からの指示を含め活動計画へ反映する。

第2章 品質保証

(品質保証計画)

第3条 第2条に係る保安活動のための品質保証活動を実施するにあたり、以下の品質保証計画を定める。

【品質保証計画】

1. 目的

本品質保証計画は、発電所の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）」（以下「JEAC4111」という。）および関係法令に基づく品質マネジメントシステム（安全文化を醸成するための活動を行う仕組みを含む。以下「品質マネジメントシステム」という。）を確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。

2. 適用範囲

本品質保証計画は、発電所の保安活動に適用する。

3. 定義

本品質保証計画における用語の定義は、下記に定めるものの他 JEAC4111 に従う。

(1) 原子炉施設

原子力発電所を構成する構造物、系統および機器等の総称のことをいう。（以下、本条において同じ。）

(2) 原子力施設情報公開ライブラリー

原子力施設の事故または故障等の情報ならびに信頼性に関する情報を共有し活用することにより、事故および故障等の未然防止を図ることを目的として、一般社団法人原子力安全推進協会が運営するデータベースのことをいう。（以下、「ニューシア」という。）

(3) BWR事業者協議会

国内BWRプラントの安全性および信頼性を向上させるために、電力会社とプラントメーカーとの間で情報を共有し、必要な技術的検討を行う協議会のことをいう。（以下、本条および第106条において同じ。）

4. 品質マネジメントシステム

4. 1 一般要求事項

(1) 第4条（保安に関する組織）に定める発電所の保安に関する組織（本編において、以下「組織」という。）は、本品質保証計画に従って、品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、維持する。また、その品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

(2) 組織は、次の事項を実施する。

a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスおよびそれらの組織への適用を「原子力品質保証規程」、「原子力品質保証細則」、「原子力安全管理監査細則」および4.2.1c)、d)に示す規定類で明確にする。

b) これらのプロセスの順序および相互関係を「図1 品質マネジメントシステムにおけるプロセス間の相互関係」に示す。

c) これらのプロセスの運用および管理のいずれもが効果的であることを確実にするた

- めに必要な判断基準および方法を明確にする。
- d) これらのプロセスの運用および監視を支援するために必要な資源および情報を利用できることを確実にする。
 - e) これらのプロセスを監視し、適用可能な場合には測定し、分析する。
 - f) これらのプロセスについて、計画どおりの結果を得るため、かつ、継続的改善を達成するために必要な処置をとる。
 - g) これらのプロセスおよび組織を品質マネジメントシステムと整合がとれたものにする。
 - h) 社会科学および行動科学の知見を踏まえて、品質マネジメントシステムの運用を促進する。
- (3) 組織は、品質マネジメントシステムの運用において、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（以下「重要度分類指針」という。）に基づく重要性に応じて、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度について、グレード分けを行う。また、これに基づき資源の適切な配分を行う。なお、グレード分けの決定に際しては、重要度分類指針に基づく重要性に加えて以下の事項を考慮する。
- a) プロセスおよび原子炉施設の複雑性、独自性、または斬新性の程度
 - b) プロセスおよび原子炉施設の標準化の程度や記録のトレーサビリティの程度
 - c) 検査または試験による原子力安全に対する要求事項への適合性の検証可能性の程度
 - d) 作業または製造プロセス、要員、要領、および装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度
 - e) 運転開始後の原子炉施設に対する保守、供用期間中検査および取替えの難易度
- (4) 組織は、これらのプロセスを、本品質保証計画に従って運営管理する。
- (5) 原子力安全の達成に影響を与えるプロセスをアウトソースすることを組織が決めた場合には、組織はアウトソースしたプロセスに関して管理を確実にする。これらのアウトソースしたプロセスに適用される管理の方式および程度は、「7. 4 調達」の中で定める。

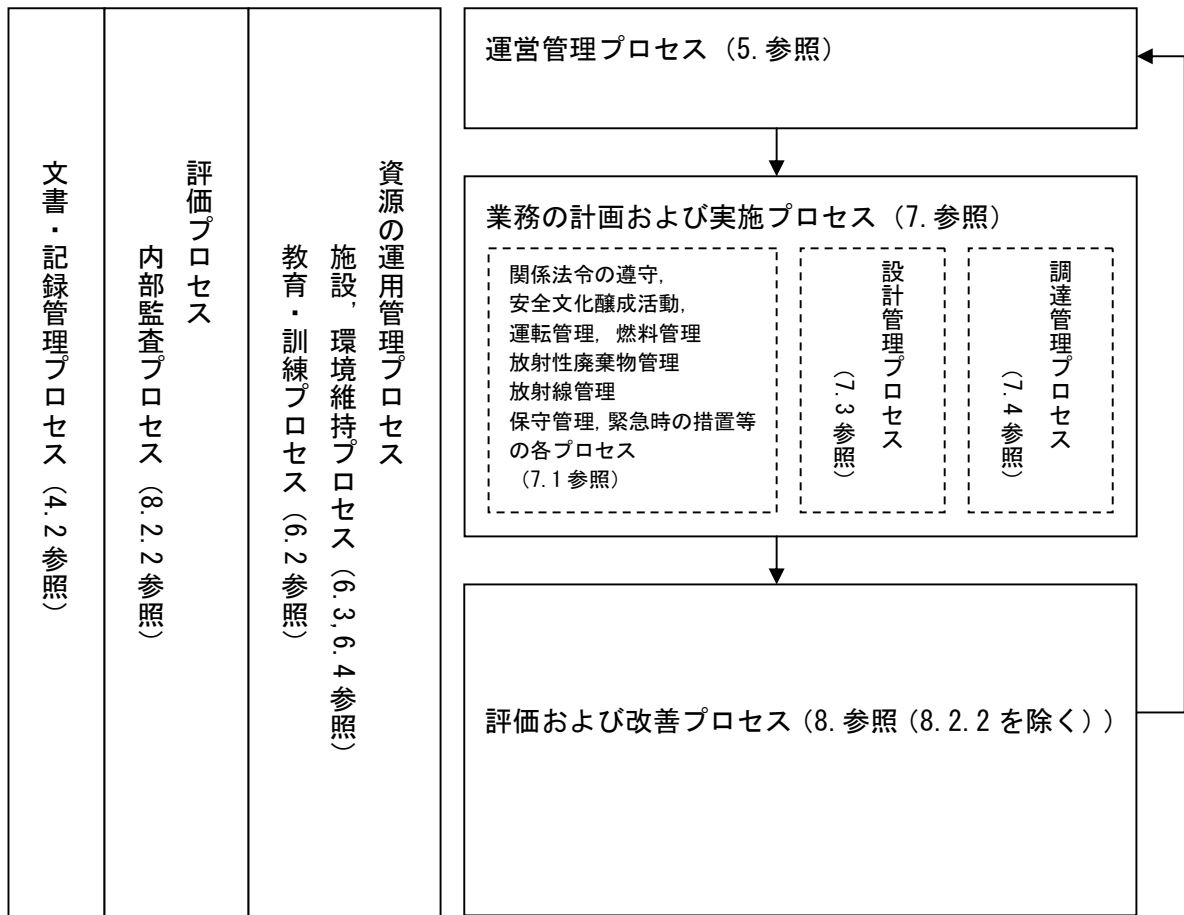


図1 品質マネジメントシステムにおけるプロセス間の相互関係

4. 2 文書化に関する要求事項

4. 2. 1 一般

品質マネジメントシステムの文書には、次の事項を含める。また、これらの文書体系を「図2 品質マネジメントシステム文書体系図」に、規定類と保安規定各条文との関連をb)、c)およびd)の表に示す。

なお、c)、d)の記録は、適正※に作成する。

※適正とは、不正行為がなされていないことをいう。

a) 文書化した、品質方針および品質目標の表明

b) 品質マニュアル

品質マニュアルである一次文書を以下の表に示す。

一次文書名 (関連条文)	制定者
本品質保証計画	社長
原子力品質保証規程 (第3条)	社長
原子力品質保証細則 (第3条)	電源事業本部長
原子力安全管理監査細則 (第3条)	考査部門長

c) JEAC4111 が要求する“文書化された手順”および記録

このうち、JEAC4111 が要求する“文書化された手順”である二次文書を以下の表に示す。

関連条項 ・項目	実施部門			監査部門			
	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者	
4.2.3 文書管理	原子力 品質保証 規程	原子力 品質保証 細則	文書・記録管理基本要領 (第3条)	原子力 品質保証 規程	原子力 安全 管理 監査 細則	原子力安全 管理監査要領 (第3条)	考査部門部長 (原子力監査)
4.2.4 記録の管理			実施部門内部 監査基本要領 (第3条)				
8.2.2 内部監査			不適合管理・ 是正処置基本 要領 (第3条)				
8.3 不適合管理 8.5.2 是正処置			予防処置基本 要領 (第3条)				
8.5.3 予防処置							

d) 組織内のプロセスの効果的な計画、運用および管理を確実に実施するために、組織が必要と決定した記録を含む文書

このうち、組織が必要と決定した二次文書を以下の表に示す。

関連条項 ・項目	実施部門			監査部門			
	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者	
5.4.1 品質目標	原子力品質保証規程	原子力品質保証細則	マネジメントレビュー基本要領 (第3条)			電源事業本部長	
5.5.1 責任および権限			主任技術者の選任・解任および職務等に関する基本要領 (第8条, 第8条の2, 第9条, 第9条の2, 第9条の3)				電源事業本部長
5.5.4 内部コミュニケーション			内部コミュニケーション基本要領 (第3条, 6条, 7条)	原子力品質保証規程	原子力安全管理監査細則		電源事業本部長
5.6 マネジメントレビュー			マネジメントレビュー基本要領 (第3条)			原子力安全管理監査要領 (第3条)	電源事業本部長
6.2 人的資源			力量および教育訓練基本要領 (第3条, 117条, 118条)				電源事業本部長
7.1 業務の計画			電源事業本部保安業務要領 (第78条, 81条, 85条, 86条)				電源事業本部長 (原子力管理)
			原子炉施設の定期的な評価基本要領 (第106条の3)				電源事業本部長
			運転管理要領 (第11条から77条)				島根原子力発電所長
			燃料管理要領 (第78条から85条)				島根原子力発電所長
			放射性廃棄物管理要領 (第86条から90条)				島根原子力発電所長

関連条項 ・項目	実施部門			監査部門						
	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者				
7.1 業務の計画 (つづき)	原子力品質保証規程	原子力品質保証細則	放射線管理要領(第91条から105条)	島根原子力発電所長						
			保守管理要領(第106条, 第106条の2)	島根原子力発電所長						
			異常事象発生時の対応要領(第17条, 第17条の2, 第107条から116条, 120条)	島根原子力発電所長						
			原子力安全文化醸成基本要領(第2条の2, 第2条の3)	電源事業本部長						
7.2.3 外部とのコミュニケーション			外部コミュニケーション基本要領(第3条)	電源事業本部長						
7.3 設計・開発			設計・開発管理基本要領(第3条)	電源事業本部長						
7.4 調達			調達管理基本要領(第3条)	電源事業本部長						
8.2.1 原子力安全の達成			外部コミュニケーション基本要領(第3条)	電源事業本部長						
8.2.4 検査および試験	検査および試験管理基本要領(第3条)	電源事業本部長								
8.4 データの分析	マネジメントレビュー基本要領(第3条)	電源事業本部長	原子力品質保証規程	原子力安全管理監査細則	原子力安全管理監査要領(第3条)	考査部門部長(原子力監査)				
	原子炉施設の定期的な評価基本要領(第10条)	電源事業本部長								

また、一次文書、二次文書以外の組織が必要と決定した文書は、本規定を遵守するために、b)、c)、d)の文書の中で、文書名または作成し管理することを記載することにより、本規定上の位置付けを明確にする。

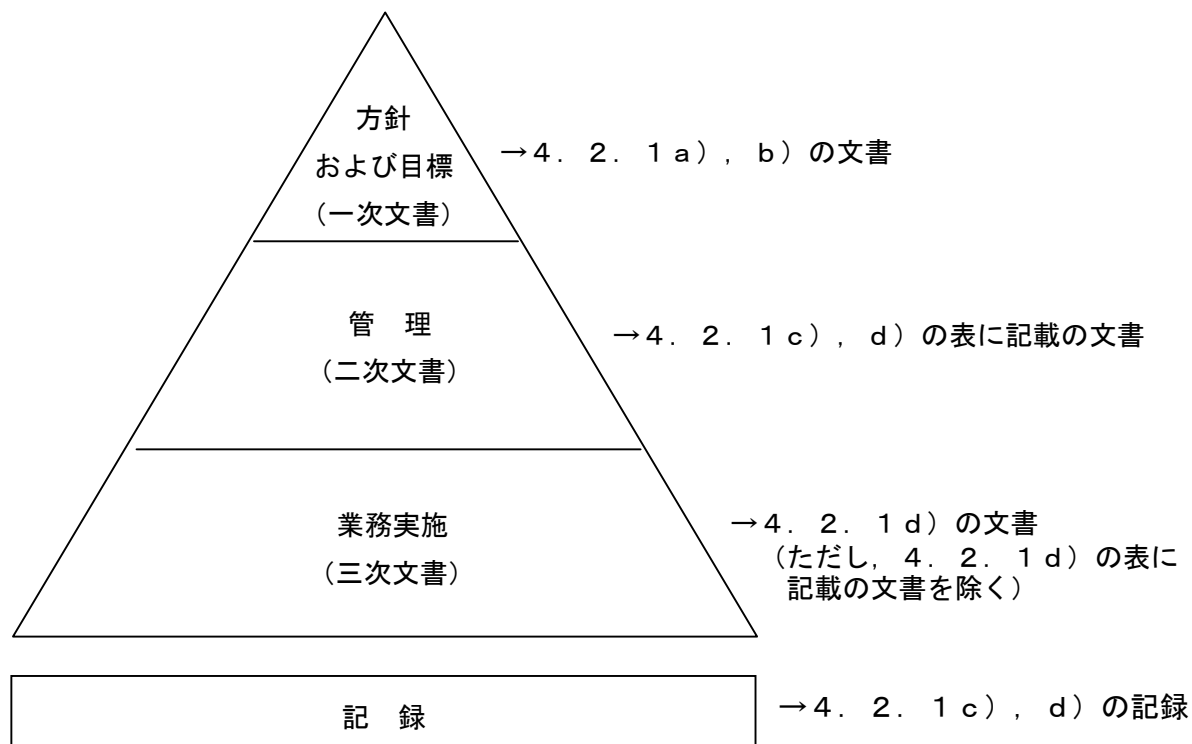


図2 品質マネジメントシステム文書体系図

4. 2. 2 品質マニュアル

- (1) 組織は、品質マニュアルとして、次の文書を作成し、維持する。
 - a) 本品質保証計画
 - b) 原子力品質保証規程
当社の品質マネジメントシステムとして本品質保証計画を含め社長がこれを定める。
 - c) 原子力品質保証細則
「原子力品質保証規程」に基づき、電源事業本部長が実施部門の細部事項を定める。
 - d) 原子力安全管理監査細則
「原子力品質保証規程」に基づき、考査部門長が監査部門の細部事項を定める。
- (2) 組織は、品質マニュアルに、次の事項を含める。
 - a) 品質マネジメントシステムの適用範囲
 - b) 品質マネジメントシステムについて確立された“文書化された手順”またはそれらを参照できる情報
 - c) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係に関する記述

4. 2. 3 文書管理

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を遵守するために、規定類に基づき、保安規定上の位置付けを明確にし、保安活動の重要度に応じて管理する。ただし、記録は文書の一つではあるが、4. 2. 4に規定する要求事項に従って管理する。
- (2) 組織は、次の活動に必要な管理を規定するために、文書管理に関する社内規定を確立する。
 - a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書をレビューし、承認する。
 - b) 文書をレビューする。また、必要に応じて更新し、再承認する。
 - c) 文書の変更の識別および現在有効な版の識別を確実にする。
 - d) 該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。
 - e) 文書は、読みやすかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。
 - f) 品質マネジメントシステムの計画および運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。
 - g) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切な識別をする。

4. 2. 4 記録の管理

- (1) 要求事項への適合および品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために適正に作成する記録の対象を明確にし、管理する。
- (2) 組織は、記録の識別、保管、保護、検索、保管期間および廃棄に関して必要な管理を規定するために、記録の管理に関する社内規定を確立する。
- (3) 記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。

5. 経営者の責任

5. 1 経営者のコミットメント

社長は、品質マネジメントシステムの構築および実施、ならびにその有効性を継続的に改善することに対するコミットメントの証拠を、次の事項によって示す。

- a) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして、原子力安全の重要性を組織内に周知する。
- b) 品質方針を設定する。
- c) 品質目標が設定されることを確実にする。
- d) マネジメントレビューを実施する。
- e) 資源が使用できることを確実にする。
- f) 安全文化を醸成するための活動を促進する。

5. 2 原子力安全の重視

社長は、原子力安全を最優先に位置付け、業務・原子炉施設に対する要求事項が決定され、満たされていることを確実にする（7. 2. 1および8. 2. 1参照）。

5. 3 品質方針

社長は、品質方針について、次の事項を確実にする。

- a) 組織の目的に対して適切である。
- b) 要求事項への適合および品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。
- c) 品質目標の設定およびレビューのための枠組みを与える。
- d) 組織全体に伝達され、理解される。
- e) 適切性の持続のためにレビューされる。
- f) 組織運営に関する方針と整合がとれている。

5. 4 計画

5. 4. 1 品質目標

(1) 社長は、組織内のしかるべき部門および階層で、業務・原子炉施設に対する要求事項を満たすために必要なものを含む品質目標（7. 1 (3) a) 参照）が設定されていることを確実にする。

なお、組織は、品質目標に関する社内規定を定める。

(2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合がとれていること。

5. 4. 2 品質マネジメントシステムの計画

社長は、次の事項を確実にする。

- a) 品質目標に加えて4. 1に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持についての計画を策定する。
- b) 品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合性がとれている。

5. 5 責任・権限およびコミュニケーション

5. 5. 1 責任および権限

社長は、保安活動を実施するための責任（保安活動の内容について説明する責任を含む。）および権限を第5条（保安に関する職務）、第9条（原子炉主任技術者の職務等）および第9条の2（電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者の職務等）に定め、組織全体に

周知されていることを確実にする。

5. 5. 2 管理責任者

(1) 社長は、実施部門の管理責任者として電源事業本部長、監査部門の管理責任者として審査部門長を任命する。

(2) 管理責任者は、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す責任および権限をもつ。

- a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施および維持を確実にする。
- b) 品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況および改善の必要性の有無について、社長に報告する。
- c) 組織全体にわたって、関係法令の遵守および原子力安全についての認識を高めることを確実にする。

5. 5. 3 プロセス責任者

社長は、プロセス責任者に対し、所掌する業務に関して、次に示す責任および権限を与えることを確実にする。

- a) プロセスが確立され、実施されるとともに、有効性を継続的に改善する。
- b) 業務に従事する要員の、業務・原子炉施設に対する要求事項についての認識を高める。
- c) 成果を含む実施状況について評価する（5. 4. 1 および 8. 2. 3 参照）。
- d) 安全文化を醸成するための活動を促進する。

5. 5. 4 内部コミュニケーション

社長は、組織内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にする。また、品質マネジメントシステムの有効性に関しての情報交換が行われることを確実にする。

なお、組織は、内部コミュニケーションに関する社内規定を定める。

5. 6 マネジメントレビュー

5. 6. 1 一般

(1) 社長は、組織の品質マネジメントシステムが、引き続き、適切、妥当かつ有効であることを確実にするために、社内規定に基づき、あらかじめ定めた間隔で品質マネジメントシステムをレビューする。

(2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、ならびに品質方針および品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。

(3) マネジメントレビューの結果の記録は、維持する（4. 2. 4 参照）。

5. 6. 2 マネジメントレビューへのインプット

マネジメントレビューへのインプットには、次の情報を含める。

- a) 監査の結果
- b) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方
- c) プロセスの成果を含む実施状況（品質目標の達成状況を含む。）ならびに検査および試験の結果
- d) 予防処置および是正処置の状況
- e) 安全文化を醸成するための活動の実施状況
- f) 関係法令の遵守状況
- g) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ

- h) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更
- i) 改善のための提案

5. 6. 3 マネジメントレビューからのアウトプット

マネジメントレビューからのアウトプットには、次の事項に関する決定および処置すべてを含める。

- a) 品質マネジメントシステムおよびそのプロセスの有効性の改善
- b) 業務の計画および実施にかかわる改善
- c) 資源の必要性

6. 資源の運用管理

6. 1 資源の提供

組織は、原子力安全に必要な資源を明確にし、提供する。

6. 2 人的資源

6. 2. 1 一般

原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員は、適切な教育、訓練、技能および経験を判断の根拠として力量を有していること。

6. 2. 2 力量、教育・訓練および認識

組織は、力量、教育・訓練および認識に関する社内規定に基づき、次の事項を実施する。

- a) 原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。
- b) 該当する場合には（必要な力量が不足している場合には）、その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を行うか、または他の処置をとる。
- c) 教育・訓練または他の処置の有効性を評価する。
- d) 組織の要員が、自らの活動のもつ意味および重要性を認識し、品質目標の達成に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にする。
- e) 教育、訓練、技能および経験について該当する記録を維持する（4. 2. 4 参照）。

6. 3 原子炉施設およびインフラストラクチャー

組織は、原子力安全の達成のために必要な原子炉施設を明確にし、維持管理する。また、原子力安全の達成のために必要なインフラストラクチャーを明確にし、維持する。

6. 4 作業環境

組織は、原子力安全の達成のために必要な作業環境を明確にし、運営管理する。

7. 業務の計画および実施

7. 1 業務の計画

- (1) 組織は、社内規定に基づき、保安活動に関する業務（以下「7. 業務の計画および実施」「8. 評価および改善」ではこれらを「業務」という。）に必要なプロセスを計画し、構築する。
- (2) 業務の計画は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合がとれていること（4. 1参照）。
- (3) 組織は、業務の計画にあたって、次の各事項について適切に明確化する。
 - a) 業務・原子炉施設に対する品質目標および要求事項
 - b) 業務・原子炉施設に特有な、プロセスおよび文書の確立の必要性、ならびに資源の提供の必要性
 - c) その業務・原子炉施設のための検証、妥当性確認、監視、測定、検査および試験活動、ならびにこれらの合否判定基準
 - d) 業務・原子炉施設のプロセスおよびその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録（4. 2. 4参照）
- (4) この計画のアウトプットは、組織の運営方法に適した形式にする。

7. 2 業務・原子炉施設に対する要求事項に関するプロセス

7. 2. 1 業務・原子炉施設に対する要求事項の明確化

- (1) 組織は、次の事項を業務の計画（7. 1参照）で明確にする。
 - a) 業務・原子炉施設に適用される法令・規制要求事項
 - b) 明示されていないが、業務・原子炉施設に不可欠な要求事項
 - c) 組織が必要と判断する追加要求事項すべて
- (2) 組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項を確実に業務の計画に反映させるため、電源事業本部部長（原子力管理）を主査とする「原子力部門戦略会議」において原子力の重要課題を統括し、業務運営の改善を図る計画を検討する。計画の策定にあたっては、規制動向および現状の保安活動における課題・問題点を把握し、その適切な処置について検討を行う。また、「原子力部門戦略会議」の運営方法を「原子力部門戦略会議運営手順書」に定める。

なお、電源事業本部部長（原子力管理）は、「原子力部門戦略会議」の活動状況を電源事業本部部長に報告する。電源事業本部部長は、課題の重要性に応じ、社長へ報告し、社長からの指示を計画の検討に反映させるよう電源事業本部部長（原子力管理）へ指示する。

7. 2. 2 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビュー

- (1) 組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。
- (2) レビューでは、次の事項を確実にする。
 - a) 業務・原子炉施設に対する要求事項が定められている。
 - b) 業務・原子炉施設に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。
 - c) 組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。
- (3) このレビューの結果の記録、およびそのレビューを受けてとられた処置の記録を維持する（4. 2. 4参照）。
- (4) 業務・原子炉施設に対する要求事項が書面で示されない場合には、組織はその要求事項を適用する前に確認する。
- (5) 業務・原子炉施設に対する要求事項が変更された場合には、組織は、関連する文書を修

正する。また、変更後の要求事項が、関連する要員に理解されていることを確実にする。

7. 2. 3 外部とのコミュニケーション

- (1) 組織は、原子力安全に関して外部とのコミュニケーションを図るための効果的な方法を社内規定にて明確にし、実施する。
- (2) 組織は、保安活動に関する制度変更に対し、「原子力安全情報検討会」において、発電所を含めた組織としての適切な全体計画を作成するとともに、発電所が十分に実行可能で合理的な手順を確立する。また、「原子力安全情報検討会」の活動状況は、定期的に「原子力部門戦略会議」に報告する。なお、「原子力安全情報検討会」の運営方法を「原子力安全情報処理手順書」に定める。

7. 3 設計・開発

組織は、設計・開発に関する社内規定に基づき、設計・開発を管理する。

7. 3. 1 設計・開発の計画

- (1) 原子炉施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。
- (2) 設計・開発の計画において、次の事項を明確にする。
 - a) 設計・開発の段階
 - b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証および妥当性確認
 - c) 設計・開発に関する責任（保安活動の内容について説明する責任を含む。）および権限
- (3) 効果的なコミュニケーションならびに責任および権限の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与するグループ間のインタフェースを運営管理する。
- (4) 設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に更新する。

7. 3. 2 設計・開発へのインプット

- (1) 原子炉施設の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を維持する（4. 2. 4 参照）。インプットには、次の事項を含める。
 - a) 機能および性能に関する要求事項
 - b) 適用される法令・規制要求事項
 - c) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報
 - d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項
- (2) 原子炉施設の要求事項に関連するインプットについては、その適切性をレビューし、承認する。要求事項は、漏れがなく、曖昧でなく、相反することがないこと。

7. 3. 3 設計・開発からのアウトプット

- (1) 設計・開発からのアウトプットは、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式とする。また、リリースの前に、承認を受ける。
- (2) 設計・開発からのアウトプットは、次の状態とする。
 - a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。
 - b) 調達、業務の実施（原子炉施設の使用を含む。）に対して適切な情報を提供する。
 - c) 関係する検査および試験の合否判定基準を含むか、またはそれを参照している。
 - d) 安全な使用および適正な使用に不可欠な原子炉施設の特性を明確にする。

7. 3. 4 設計・開発のレビュー

- (1) 設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに（7.

3. 1 参照) 体系的なレビューを行う。

- a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。
- b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。

(2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部門を代表する者および当該設計・開発に係る専門家を含める。このレビューの結果の記録、および必要な処置があればその記録を維持する(4. 2. 4 参照)。

7. 3. 5 設計・開発の検証

(1) 設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに(7. 3. 1 参照) 検証を実施する。この検証の結果の記録、および必要な処置があればその記録を維持する(4. 2. 4 参照)。

(2) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者またはグループが実施する。

7. 3. 6 設計・開発の妥当性確認

(1) 結果として得られる原子炉施設が、指定された用途または意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法(7. 3. 1 参照)に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。

(2) 実行可能な場合にはいつでも、原子炉施設の使用前に、妥当性確認を完了する。

(3) 妥当性確認の結果の記録、および必要な処置があればその記録を維持する(4. 2. 4 参照)。

7. 3. 7 設計・開発の変更管理

(1) 設計・開発の変更を明確にし、記録を維持する(4. 2. 4 参照)。

(2) 変更に対して、レビュー、検証および妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。

(3) 設計・開発の変更のレビューには、その変更が、当該の原子炉施設を構成する要素および関連する原子炉施設に及ぼす影響の評価を含める。

(4) 変更のレビューの結果の記録、および必要な処置があればその記録を維持する(4. 2. 4 参照)。

7. 4 調達

組織は、調達に関する社内規定に基づき、調達を実施する。

7. 4. 1 調達プロセス

(1) 規定された調達要求事項に、調達製品が適合することを確実にする。

(2) 供給者および調達製品に対する管理の方式および程度は、調達製品が、原子力安全に及ぼす影響に応じて定める。

(3) 供給者が組織の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。選定、評価および再評価の基準を定める。

(4) 評価の結果の記録、および評価によって必要とされた処置があればその記録を維持する(4. 2. 4 参照)。

(5) 調達製品の調達後における、維持または運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法およびそれらを他の原子炉設置者と共有する場合に必要な措置に関する方法を定める。

7. 4. 2 調達要求事項

- (1) 調達要求事項では調達製品に関する要求事項を明確にし、次の事項のうち該当するものを含める。
 - a) 製品、手順、プロセスおよび設備の承認に関する要求事項
 - b) 要員の適格性確認に関する要求事項
 - c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項
 - d) 不適合の報告および処理に関する要求事項
 - e) 安全文化を醸成するための活動に関する必要な要求事項
- (2) 供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。
- (3) 組織は、調達製品を受領する場合には、調達製品の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。

7. 4. 3 調達製品の検証

- (1) 調達製品が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査またはその他の活動を定めて、実施する。
- (2) 組織が、供給者先で検証を実施することにした場合には、その検証の要領および調達製品のリリースの方法を調達要求事項の中で明確にする。

7. 5 業務の実施

7. 5. 1 業務の管理

組織は、業務の計画（7. 1 参照）に基づき、業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含める。

- a) 原子力安全との係わりを述べた情報が利用できる。
- b) 必要に応じて、作業手順が利用できる。
- c) 適切な設備を使用している。
- d) 監視機器および測定機器が利用でき、使用している。
- e) 監視および測定が実施されている。
- f) 業務のリリースが実施されている。

7. 5. 2 業務の実施に関するプロセスの妥当性確認

- (1) 業務の実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視または測定で検証することが不可能で、その結果、業務が実施された後でしか不具合が顕在化しない場合には、組織は、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。
- (2) 妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。
- (3) 組織は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立する。
 - a) プロセスのレビューおよび承認のための明確な基準
 - b) 設備の承認および要員の適格性確認
 - c) 所定の方法および手順の適用
 - d) 記録に関する要求事項（4. 2. 4 参照）
 - e) 妥当性の再確認

7. 5. 3 識別およびトレーサビリティ

- (1) 必要な場合には、組織は、業務の計画および実施の全過程において適切な手段で業務・原子炉施設を識別する。
- (2) 組織は、業務の計画および実施の全過程において、監視および測定の要求事項に関連し

て、業務・原子炉施設の状態を識別する。

- (3) トレーサビリティが要求事項となっている場合には、組織は、業務・原子炉施設について一意の識別を管理し、記録を維持する(4. 2. 4参照)。

7. 5. 4 組織外の所有物

組織は、組織外の所有物について、それが組織の管理下にある間、注意を払い、必要に応じて記録を維持する(4. 2. 4参照)。

7. 5. 5 調達製品の保存

組織は、調達製品の検証後、受入から据付(使用)までの間、要求事項への適合を維持するように調達製品を保存する。この保存には、該当する場合、識別、取扱い、包装、保管および保護を含める。保存は、取替品、予備品にも適用する。

7. 6 監視機器および測定機器の管理

- (1) 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合性を実証するために、組織は、実施すべき監視および測定を業務の計画(7. 1参照)に明確にする。また、そのために必要な監視機器および測定機器を明確にする。

- (2) 組織は、監視および測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視および測定が実施できることを確実にするプロセスを確立する。

- (3) 測定値の正当性が保証されなければならない場合には、測定機器に関し、次の事項を満たす。

a) 定められた間隔または使用前に、国際または国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正もしくは検証、またはその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には、校正または検証に用いた基準を記録する(4. 2. 4参照)。

b) 機器の調整をする、または必要に応じて再調整する。

c) 校正の状態を明確にするために識別を行う。

d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。

e) 取扱い、保守および保管において、損傷および劣化しないように保護する。

さらに、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、組織は、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する(4. 2. 4参照)。組織は、その機器、および影響を受けた業務・原子炉施設すべてに対して、適切な処置をとる。校正および検証の結果の記録を維持する(4. 2. 4参照)。

- (4) 規定要求事項にかかわる監視および測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアによって意図した監視および測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。また、必要に応じて再確認する。

8. 評価および改善

8. 1 一般

- (1) 組織は、次の事項のために必要となる監視、測定、分析および改善のプロセスを計画し、実施する。
 - a) 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合を実証する。
 - b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。
 - c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。
- (2) これには、統計的手法を含め、適用可能な方法、およびその使用の程度を決定することを含める。

8. 2 監視および測定

8. 2. 1 原子力安全の達成

組織は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を監視する。この情報の入手および使用の方法を社内規定に定める。

8. 2. 2 内部監査

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために、あらかじめ定められた間隔で社内規定に基づき、客観的な評価を行う部門による内部監査を実施する。
 - a) 品質マネジメントシステムが、業務の計画（7. 1 参照）に適合しているか、JEAC4111の要求事項に適合しているか、および組織が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。
 - b) 品質マネジメントシステムが効果的に実施され、維持されているか。
- (2) 組織は、監査の対象となるプロセスおよび領域の状態および重要性、ならびにこれまでの監査結果を考慮して、監査プログラムを策定する。監査の基準、範囲、頻度および方法を規定する。監査員の選定および監査の実施においては、監査プロセスの客観性および公平性を確保する。監査員は、自らの業務を監査しない。
- (3) 監査の計画および実施、記録の作成および結果の報告に関する責任および権限、ならびに要求事項を規定するために、内部監査に関する社内規定を確立する。
- (4) 監査およびその結果の記録を維持する（4. 2. 4 参照）。
- (5) 監査された領域に責任をもつ管理者は、検出された不適合およびその原因を除去するために遅滞なく、必要な修正および是正処置すべてがとられることを確実にする。フォローアップには、とられた処置の検証および検証結果の報告を含める（8. 5. 2 参照）。

8. 2. 3 プロセスの監視および測定

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視、および適用可能な場合に行う測定には、適切な方法を適用する。
- (2) これらの方法は、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。
- (3) 計画どおりの結果が達成できない場合には、適切に、修正および是正処置をとる。

8. 2. 4 検査および試験

- (1) 組織は、原子炉施設の要求事項が満たされていることを検証するために、検査および試験に関する社内規定に基づき、原子炉施設を検査および試験する。検査および試験は、業務の計画（7. 1 参照）に従って、適切な段階で実施する。検査および試験の合否判定基

準への適合の証拠を維持する（4. 2. 4 参照）。

- (2) 検査および試験要員の独立の程度を定める。
- (3) リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人を、記録する（4. 2. 4 参照）。
- (4) 業務の計画（7. 1 参照）で決めた検査および試験が完了するまでは、当該原子炉施設を据え付けたり、運転したりしない。ただし、当該の権限をもつ者が承認したときは、この限りではない。

8. 3 不適合管理

- (1) 組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。
- (2) 不適合の処理に関する管理およびそれに関連する責任および権限を規定するために、不適合管理に関する社内規定を確立する。
- (3) 発電所長は、不適合管理を適切に実施するため、不適合と思われる情報の収集および不適合管理グレードの決定等を次のとおり実施させる。
 - a) 発電所の要員は、不適合と思われる事象が発生した場合、その情報を課長（品質保証）に提出する。
 - b) 課長（品質保証）は、不適合と思われる情報を収集・整理し、「不適合判定検討会」へインプットする。
 - c) 品質保証部長は、「不適合判定検討会」の主査として、不適合と思われる情報について、不適合管理グレードの決定および処置方法の検討を実施する。
- (4) 該当する場合には、組織は、次の一つまたはそれ以上の方法で、不適合を処理する。
 - a) 検出された不適合を除去するための処置をとる。
 - b) 当該の権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース、または合格と判定することを正式に許可する。
 - c) 本来の意図された使用または適用ができないような処置をとる。
 - d) 外部への引渡し後または業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響または起こり得る影響に対して適切な処置をとる。
- (5) 不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合を実証するための再検証を行う。
- (6) 不適合の性質の記録、および不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を維持する（4. 2. 4 参照）。
- (7) 組織は、原子力施設の保安の向上に役立たせる観点から、社内規定に定める公開基準に従い、不適合の内容をニューシアへ登録することにより、情報の公開を行う。

8. 4 データの分析

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムの適切性および有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために、社内規定に基づき、適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視および測定の結果から得られたデータならびにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。
- (2) データの分析によって、次の事項に関連する情報を提供する。
 - a) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方（8. 2. 1 参照）
 - b) 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合（8. 2. 3 および 8. 2. 4 参照）
 - c) 予防処置の機会を得ることを含む、プロセスおよび原子炉施設の、特性および傾向（8. 2. 3 および 8. 2. 4 参照）
 - d) 供給者の能力（7. 4 参照）

8. 5 改善

8. 5. 1 継続的改善

組織は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、予防処置およびマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

8. 5. 2 是正処置

- (1) 組織は、再発防止のため、社内規定に基づき、不適合の原因を除去する処置をとる。
- (2) 是正処置は、検出された不適合のもつ影響に応じたものとする。
- (3) 次の事項に関する要求事項（J E A C 4 1 1 1 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を規定するために、是正処置に関する社内規定を確立する。
 - a) 不適合のレビュー
 - b) 不適合の原因の特定
 - c) 不適合の再発防止を確実にするための処置の必要性の評価
 - d) 必要な処置の決定および実施
 - e) とった処置の結果の記録（4. 2. 4 参照）
 - f) とった是正処置の有効性のレビュー

8. 5. 3 予防処置

- (1) 組織は、起こり得る不適合が発生することを防止するために、保安活動の実施によって得られた知見（良好事例を含む。）および他の施設から得られた知見（BWR事業者協議会で取り扱う技術情報およびニューシア登録情報を含む。）の活用を含め、社内規定に基づき、その原因を除去する処置を決める。
- (2) 予防処置は、起こり得る問題の影響に応じたものとする。
- (3) 次の事項に関する要求事項（J E A C 4 1 1 1 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を規定するために、予防処置に関する社内規定を確立する。
 - a) 起こり得る不適合およびその原因の特定
 - b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価
 - c) 必要な処置の決定および実施
 - d) とった処置の結果の記録（4. 2. 4 参照）
 - e) とった予防処置の有効性のレビュー

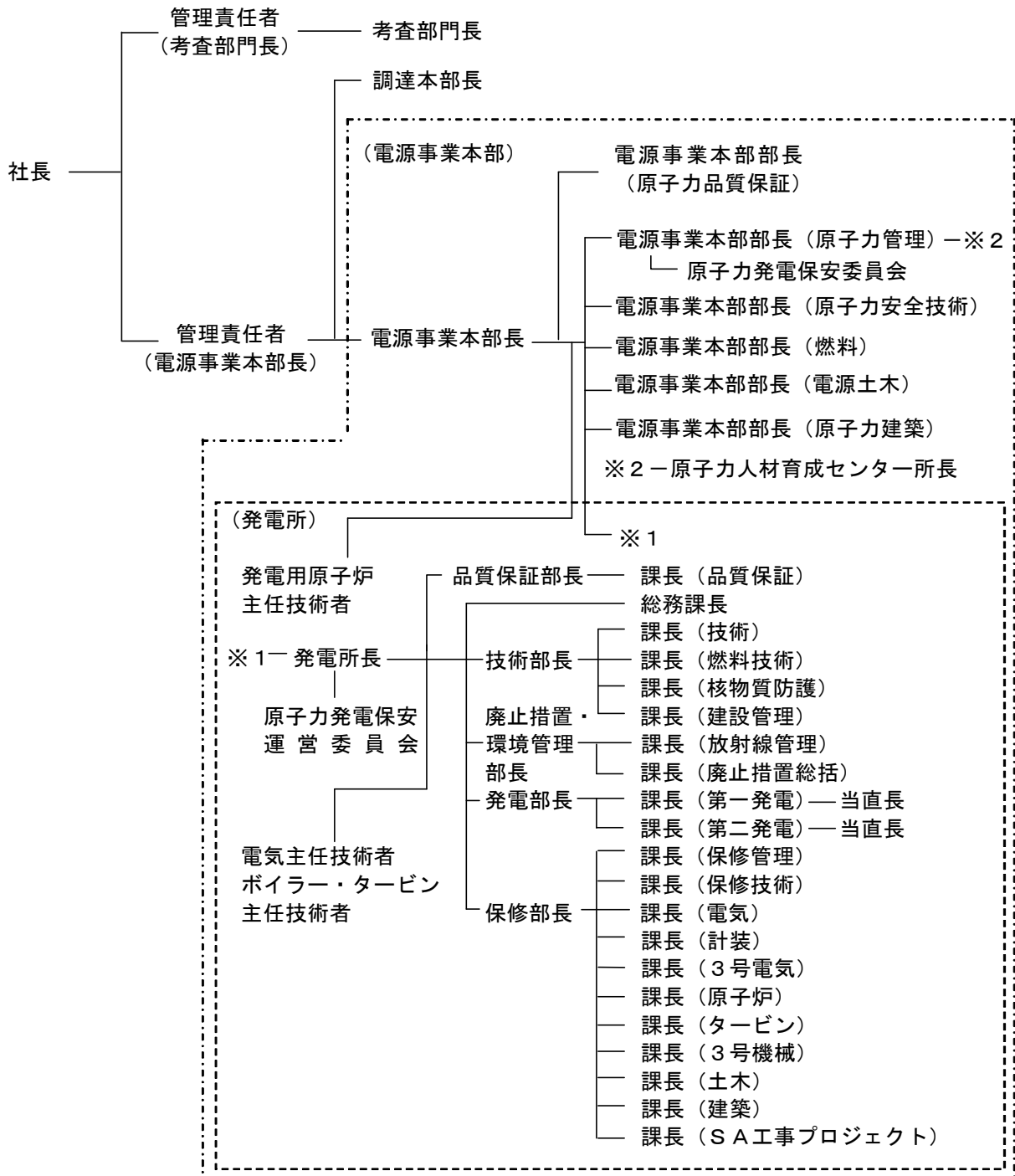
第3章 体制および評価

第1節 保安管理体制

(保安に関する組織)

第4条 発電所の保安に関する組織は、図4のとおりとする。

図4



(保安に関する職務)

第5条 社長は、発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステムの構築、実施、維持および改善を統括する。保安に関する組織（発電用原子炉主任技術者（以下、「原子炉主任技術者」という。）を含む。）から報告を受けた場合、「トラブル等の報告に関する社長対応指針」に基づき原子力安全を最優先し必要な指示を行う。また、第2条の2（関係法令および保安規定の遵守）および第2条の3（安全文化の醸成）に関する活動として、関係法令および保安規定の遵守を確実にすることならびに安全文化を醸成することをコミットメントするとともに、これらの活動が行われる体制を確実にする。

2. 電源事業本部長は、品質保証活動（独立監査業務を除く。）の実施に係る管理責任者として、品質マネジメントシステムの具体的活動を統括する。また、第2条の2（関係法令および保安規定の遵守）および第2条の3（安全文化の醸成）に関する活動として、保安に関する組織における関係法令および保安規定の遵守を確実にするための活動ならびに安全文化を醸成する活動を統括する。
3. 考査部門長は、独立監査業務に係る管理責任者として、品質マネジメントシステムにおける監査業務を統括する。
4. 調達本部長は、調達に関する業務を統括する。
5. 電源事業本部部長（原子力品質保証）は、品質保証活動（独立監査業務を除く。）の総括に関する業務を行う。
6. 電源事業本部部長（原子力管理）は、電源事業本部（原子力管理）が実施する発電所の保安に関する業務（発電所における保安に関する業務のうち保安教育の総括に関する業務を含む。）を統括する。
7. 電源事業本部部長（原子力安全技術）は、電源事業本部（原子力安全技術）が実施する発電所の保安に関する業務を統括する。
8. 電源事業本部部長（燃料）は、電源事業本部（燃料）が実施する原子燃料の調達に関する業務を統括する。
9. 電源事業本部部長（電源土木）は、原子力発電設備に関する土木業務を統括する。
10. 電源事業本部部長（原子力建築）は、原子力発電設備に関する建築業務を統括する。
11. 発電所長（以下「所長」という。）は、発電所における保安に関する業務（保安教育の総括に関する業務を除く。）を統括する。
12. 原子力人材育成センター所長は、教育訓練の総括（保安教育の総括に関する業務を含む。）に関する業務を行う。
13. 品質保証部長は、課長（品質保証）の所管する業務を統括する。
14. 技術部長は、課長（技術）、課長（燃料技術）、課長（核物質防護）および課長（建設管理）の所管する業務を統括する。
15. 廃止措置・環境管理部長は、課長（放射線管理）および課長（廃止措置総括）の所管する業務を統括する。
16. 発電部長は、課長（第一発電）および課長（第二発電）の所管する業務を統括する。
17. 保修部長は、課長（保修管理）、課長（保修技術）、課長（電気）、課長（計装）、課長（3号電気）、課長（原子炉）、課長（タービン）、課長（3号機械）、課長（土木）、課長（建築）および課長（SA工事プロジェクト）の所管する業務を統括する。
18. 課長（品質保証）は、発電所における品質保証活動の総括および定期事業者検査の総括に関する業務を行う。
19. 総務課長は、調達に関する業務、文書管理に関する業務を行う。
20. 課長（技術）は、異常時・緊急時の措置のための体制整備に関する業務を行う。
21. 課長（燃料技術）は、原子炉の安全管理および燃料の管理に関する業務を行う。
22. 課長（核物質防護）は保全区域および周辺監視区域の管理に関する業務を行う。

23. 課長（放射線管理）は、放射線管理、化学管理、放射性廃棄物管理、管理区域の出入管理および環境放射能測定に関する業務を行う。
24. 課長（建設管理）は、3号炉原子炉施設の試運転に関する業務の計画・管理に係る業務を行う。
25. 課長（第一発電）は、2号炉原子炉施設の運転管理に関する業務および燃料の取替に関する業務を行う。
26. 課長（第二発電）は、3号炉原子炉施設の運転管理に関する業務および燃料の取替に関する業務を行う。
27. 当直長は、業務を所管している課長（第一発電）または課長（第二発電）（以下「課長（発電）」という。）のもとで原子炉施設の運転操作等に関する当直業務を行う。
28. 課長（保修管理）は、原子炉施設の改造工事および保修に関する業務のうち計画・管理に係る業務ならびに初期消火活動のための体制の整備に関する業務を行う。
29. 課長（保修技術）は、原子炉施設の改造工事および保修に関する業務のうち高経年化対策に係る業務および保全計画に関する業務を行う。
30. 課長（電気）は、2号炉原子炉施設のうち電気設備の改造工事および保修に関する業務を行う。
31. 課長（計装）は、2号炉原子炉施設のうち計測制御設備の改造工事および保修に関する業務を行う。
32. 課長（3号電気）は、3号炉原子炉施設のうち電気・計測制御設備の改造工事および保修に関する業務を行う。
33. 課長（原子炉）は、2号炉原子炉施設のうち原子炉、放射性廃棄物処理設備および空調換気設備の改造工事および保修に関する業務を行う。
34. 課長（タービン）は、2号炉原子炉施設のうちタービンおよび弁・配管設備の改造工事および保修に関する業務を行う。
35. 課長（3号機械）は、3号炉原子炉施設のうち機械設備の改造工事および保修に関する業務を行う。
36. 課長（土木）は、原子炉施設のうち土木関係設備の改造工事および保修に関する業務を行う。
37. 課長（建築）は、原子炉施設のうち建築関係設備の改造工事および保修に関する業務を行う。
38. 課長（SA工事プロジェクト）は、重大事故等対策工事に関する業務を行う。
39. 第18項から第38項に定める職位（第27項の当直長を除く。）（以下「各課長」という。）、当直長および原子力人材育成センター所長は、所管業務に基づき緊急時の措置、保安教育ならびに記録および報告を行う。また、課長（廃止措置総括）は第2編第127条（保安に関する職務）の所管業務に基づき緊急時の措置を行う。
40. 各課長、当直長および原子力人材育成センター所長は、第12項および第18項から第39項に定める業務の遂行にあたって、所属員を指示・指導し、品質保証活動を行う。また、所属員は各課長、当直長および原子力人材育成センター所長の指示・指導に従い業務を実施する。
41. 電源事業本部部長（原子力管理）および所長は、発電所における保安に関する業務を統括する際には、原子炉主任技術者の意見を尊重する。
42. その他関連する組織は、「組織規程」に基づき業務を行う。

(原子力発電保安委員会)

第6条 電源事業本部に原子力発電保安委員会（以下「保安委員会」という。）を設置する。

2. 保安委員会は、原子炉施設の保安に関する次の事項を審議し、確認する。
 - (1) 原子炉設置（変更）許可申請書本文に記載の構築物、系統および機器の変更
 - (2) 原子炉施設保安規定の変更
 - (3) 原子炉施設の定期的な評価の結果
 - (4) 保安教育実施計画の策定（第117条）に関する事項
 - (5) その他保安委員会で定めた審議事項
3. 電源事業本部部長（原子力管理）を委員長とする。
4. 保安委員会は、委員長、電源事業本部部長（原子力安全技術）、所長、原子炉主任技術者、各部長（品質保証部長、技術部長、廃止措置・環境管理部長、発電部長および保修部長）、電源事業本部（原子力管理）マネージャー、原子力人材育成センター所長および電源事業本部（原子力安全技術）マネージャーに加え、委員長が指名した者で構成する。
5. 委員長は、審議結果を定期的に社長へ報告する。

(原子力発電保安運営委員会)

第7条 発電所に原子力発電保安運営委員会（以下「運営委員会」という。）を設置する。

2. 運営委員会は、発電所における原子炉施設の保安運営に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、あらかじめ運営委員会にて定めた軽微な事項は審議事項に該当しない。
 - (1) 運転管理に関する規定類の制定および改正
 - ・ 運転員の構成人員に関する事項
 - ・ 当直の引継方法に関する事項
 - ・ 原子炉の起動および停止操作に関する事項
 - ・ 巡視点検に関する事項
 - ・ 異常時の操作に関する事項
 - ・ 警報発生時の措置に関する事項
 - ・ 原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項
 - ・ 定期試験に関する事項
 - (2) 燃料管理に関する規定類の制定および改正
 - ・ 新燃料および使用済燃料の運搬に関する事項
 - ・ 新燃料および使用済燃料の貯蔵に関する事項
 - ・ 燃料の検査および取替に関する事項
 - (3) 放射性廃棄物管理に関する規定類の制定および改正
 - ・ 放射性固体廃棄物の保管および運搬に関する事項
 - ・ 放射性液体廃棄物の放出管理に関する事項
 - ・ 放射性気体廃棄物の放出管理に関する事項
 - ・ 放出管理用計測器の点検・校正に関する事項
 - (4) 放射線管理に関する規定類の制定および改正
 - ・ 管理区域の設定、区域区分および特別措置を要する区域に関する事項
 - ・ 管理区域の出入管理および遵守事項に関する事項
 - ・ 保全区域に関する事項
 - ・ 周辺監視区域に関する事項
 - ・ 線量の評価に関する事項
 - ・ 除染に関する事項
 - ・ 外部放射線に係る線量当量率等の測定に関する事項

- ・放射線計測器類の点検・校正に関する事項
 - ・管理区域内で使用した物品の搬出および運搬に関する事項
- (5) 保守管理に関する規定類の制定および改正ならびに保全・保守管理の有効性評価に関する事項
 - (6) 改造の実施に関する事項
 - (7) 緊急時における運転操作に関する規定類の制定および改正（第109条）
 - (8) 事故・故障の水平展開の実施状況に関する事項
3. 所長を委員長とする。
 4. 運営委員会は、委員長、原子炉主任技術者および各部長（品質保証部長、技術部長、廃止措置・環境管理部長、発電部長および保修部長）に加え、委員長が指名した者で構成する。

（原子炉主任技術者の選任）

- 第8条 電源事業本部長は、原子炉主任技術者および代行者を、原子炉主任技術者免状を有する者から選任する。
2. 原子炉主任技術者は、原子炉毎に選任し、同一型式（沸騰水型）の原子炉では兼任させることができる。
 3. 原子炉主任技術者は、電源事業本部参事以上とし、第9条（原子炉主任技術者の職務等）に定める職務を専任する。
 4. 代行者の職位は、課長以上とする。
 5. 原子炉主任技術者が職務を遂行できない場合は、代行者と交代する。ただし、職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は別の原子炉主任技術者を選任する。

（電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者の選任）

- 第8条の2 所長は、電気主任技術者および代行者を、第一種電気主任技術者免状を有する者の中から、ボイラー・タービン主任技術者および代行者を、第一種ボイラー・タービン主任技術者免状を有する者の中から選任する。
2. 電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者およびそれぞれの代行者の職位は、課長以上もしくはこれに準ずるものとする。
 3. 電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者が職務を遂行できない場合は、それぞれの代行者と交代する。ただし、職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は別の電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者を選任する。

（原子炉主任技術者の職務等）

- 第9条 原子炉主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実にを行うことを任務とし、「主任技術者の選任・解任および職務等に関する基本要領」に基づき次の職務を遂行する。
- (1) 原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者へ指示する。
 - (2) 表9-1に定める事項のうち、第117条および第118条については、電源事業本部長（原子力管理）の承認に先立ち確認し、その他の事項については、所長の承認に先立ち確認する。
 - (3) 表9-2に定める各職位からの報告内容等を確認する。
 - (4) 表9-3に定める記録の内容を確認する。
 - (5) 第120条（報告）第1項に基づき報告を受けた場合、自らの責任において、事態を

- 確認し、その確認したところに従い正確な情報を社長に直接報告する。
- (6) 保安の監督状況について、定期的および必要に応じて社長へ直接報告する。
 - (7) 保安委員会、保安運営委員会へ出席しなければならない。
 - (8) その他、原子炉施設の運転に関する保安の監督に必要な職務を行う。
2. 原子炉施設の運転に従事する者は、原子炉主任技術者がその保安のためにする指示に従う。

表 9 - 1

条 文	内 容
第 3 7 条 (原子炉冷却材温度および原子炉冷却材温度変化率)	原子炉冷却材温度制限値
第 7 7 条 (異常収束後の措置)	原子炉の再起動
第 8 1 条 (燃料の取替実施計画)	燃料取替実施計画
第 9 1 条 (管理区域の設定および解除)	第 5 項に定める一時的な管理区域の設定および解除 第 7 項に定める管理区域の設定および解除
第 1 1 7 条 (所員への保安教育)	所員への保安教育実施計画
第 1 1 8 条 (協力会社従業員への保安教育)	協力会社従業員への保安教育実施計画

表 9 - 2

条 文	内 容
第 1 7 条 (地震・火災等発生時の対応)	地震・火災が発生した場合に講じた措置の結果
第 2 3 条 (制御棒の操作)	制御棒操作手順
第 3 5 条 (残留熱除去系原子炉停止時冷却モード その 2)	原子炉停止時冷却系以外の手段で崩壊熱除去ができる期間
第 6 8 条 (複数の制御棒引き抜きを伴う検査)	制御棒操作手順
第 7 2 条 (運転上の制限を満足しない場合)	運転上の制限を満足していないと判断した場合 運転上の制限を満足していると判断した場合 運転上の制限を満足していないと判断した時点の前の原子炉の状態への移行または原子炉熱出力の復帰
第 7 3 条 (予防保全を目的とした点検・保守を実施する場合)	必要な安全措置 運転上の制限外から復帰していると判断した場合
第 7 5 条 (異常発生時の基本的な対応)	異常が発生した場合の原因調査および対応措置
第 7 6 条 (異常時の措置)	異常の収束
第 8 1 条 (燃料の取替実施計画)	第 3 項に定める取替炉心の安全性の評価結果
第 1 2 0 条 (報告)	運転上の制限を満足していないと判断した場合 放射性液体廃棄物または放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合 外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合 「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」(以下「実用炉規則」という。) 第 1 3 4 条第 2 号から第 1 4 号に定める報告事象が生じた場合

表 9 - 3

記 録 項 目
1. 運転日誌 <ul style="list-style-type: none"> ・ 熱出力 ・ 炉心の中性子束密度 ・ 炉心の温度 ・ 冷却材入口温度 ・ 冷却材出口温度 ・ 冷却材圧力 ・ 冷却材流量 ・ 再結合装置内の温度 ・ 原子炉に使用している冷却材および減速材の純度ならびにこれらの毎日の補給量
2. 制御材の位置 <ul style="list-style-type: none"> ・ 制御棒の位置
3. 燃料に係る記録 <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉内における燃料体の配置 ・ 使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置 ・ 使用済燃料の払出し時における放射能の量 ・ 燃料体の形状または性状に関する検査の結果
4. 点検報告 <ul style="list-style-type: none"> ・ 運転開始前の点検結果 ・ 運転停止後の点検結果
5. 引継日誌
6. 放射線管理に係る記録 <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉本体, 使用済燃料の貯蔵施設, 放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率 ・ 管理区域内における外部放射線に係る 1 週間の線量当量, 空気中の放射性物質の 1 週間についての平均濃度および放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度 ・ 放射性物質による汚染の広がり防止および除去を行った場合には, その状況
7. 放射性廃棄物管理に係る記録 <ul style="list-style-type: none"> ・ 放射性廃棄物の排気口または排気監視設備および排水口または排水監視設備における放射性物質の 1 日間および 3 月間についての平均濃度 ・ 廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類, 当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量, 当該放射性廃棄物を容器に封入し, または容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量および比重ならびにその廃棄の場所および方法 ・ 放射性廃棄物を容器に封入し, または容器に固型化した場合には, その方法 ・ 発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量, その運搬に使用した容器の種類およびその運搬の経路
8. 原子炉施設の巡視または点検の結果
9. 保安教育の実施報告

(電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者の職務等)

第9条の2 電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者は、電気事業法第43条に基づき電気工作物の工事、維持および運用に関し保安の監督を誠実にを行うことを任務とし、次の職務を遂行する。

- (1) 電気工作物の工事、維持および運用に関する保安のための諸計画の立案に当たっては、必要に応じて工事、維持および運用に従事する者へ指示、指導・助言する。また、電気事業法および原子炉等規制法に基づく工事計画の申請・届出を必要とする工事の場合、手続きが行われたことを確認する。
- (2) 電気工作物の工事、維持および運用に関し、保安上必要な場合には、工事、維持および運用に従事する者に対し指示、指導・助言を行う。
- (3) 溶接事業者検査および定期事業者検査において、あらかじめ定めた区分に従って、検査の指導、監督を行う。
- (4) 所管官庁が法令に基づき行う立会検査には、原則として立会う。
- (5) 所管官庁が法令に基づき行う使用前検査、施設定期検査(以下、「定期検査」という。)には、あらかじめ定めた区分に基づき検査への立会または検査記録の確認を行う。
- (6) あらかじめ定める記録の内容を確認する。

2. 電気工作物の工事、維持または運用に従事する者は、電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者がその保安のためにする指示に従う。

(原子炉主任技術者、電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者の情報共有)

第9条の3 原子炉主任技術者、電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者(以下、「主任技術者」という。)は、適宜、相互の職務について情報を共有し、意思疎通を図る。

第2節 原子炉施設の定期的な評価

(原子炉施設の定期的な評価)

第10条 所長は、各号炉毎および10年を超えない期間毎に、実施手順および実施体制を定め、これに基づき、以下の事項を実施する。

(1) 保安活動の実施の状況の評価

(2) 保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価

2. 組織は、第1項の評価の結果、原子炉施設の保安のために有効な追加措置が抽出された場合には、その結果を踏まえて、保安活動の計画、実施、評価および改善ならびに品質マネジメントシステムの改善を継続して行う。

第4章 運転管理

第1節 通則

(構成および定義)

第11条 本章における原子炉の状態の定義は、表11のとおりとする。

2. 第3節(第71条～第74条を除く。)における条文の基本的な構成は次のとおりとする。

- (1) 第1項：運転上の制限
- (2) 第2項：運転上の制限を満足していることを確認するために行う事項
- (3) 第3項：運転上の制限を満足していないと判断した場合^{※1}に要求される措置

※1：運転上の制限を満足していないと判断した場合とは、次のいずれかをいう。

- (1) 第2項の確認を行ったところ、運転上の制限を満足していないと各課長(課長(品質保証)、総務課長、課長(技術)、課長(核物質防護)、課長(建設管理)、課長(保修技術)、課長(土木)、課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長が判断した場合
- (2) 第2項の確認を行うことができなかった場合
- (3) 第2項にかかわらず運転上の制限を満足していないと各課長(課長(品質保証)、総務課長、課長(技術)、課長(核物質防護)、課長(建設管理)、課長(保修技術)、課長(土木)、課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長が判断した場合

表11^{※2}

原子炉の状態	運転	起動	高温停止	冷温停止	燃料交換
原子炉モード スイッチの位置	運転	起動／高温待機 ^{※3}	燃料交換 ^{※4} または 停止	燃料交換 ^{※4} または 停止	燃料交換 ^{※4} または 停止
原子炉圧力容器 締付ボルトの状態	全ボルト締付	全ボルト締付	全ボルト締付	全ボルト締付	1本以上ボルトが緩められている
原子炉冷却材温度			100℃ 以上	100℃ 未満	

※2：第68条(複数の制御棒引き抜きを伴う検査)、第69条(原子炉の昇温を伴う検査)および第70条(原子炉モードスイッチの切替を伴う検査)の適用時は当該条文による。

※3：3号炉については「起動」と読みかえる。以下同じ。

※4：3号炉については「燃料取替」と読みかえる。以下同じ。

3. 用語の定義は、各条に特に定めがない場合は、次のとおりとする。

管理的手段による確認	<p>系統・設備に対する確認事項を実際に直接的に確認するのではなく、次の事項から1つないし複数を適切に組み合わせて間接的に確認することをいう。ただし、実際に直接的に確認することを妨げるものではない。</p> <p>(1) 当該系統・設備において、その機能に影響を及ぼす警報が発生していないこと。</p> <p>(2) 当該系統・設備の必要な機器に電源が供給されていること。</p> <p>(3) 当該系統・設備が機能することを示す至近の記録を確認すること。</p> <p>(4) 当該系統・設備に対して、施設または区域管理等が実施されていること。</p>
原子炉圧力	原子炉圧力容器ドーム部の圧力をいう。
原子炉棟内で照射された燃料に係る作業	原子炉棟内で照射された燃料の移動作業および新燃料または制御棒の移動の際に照射された燃料上を通過する作業をいう。なお、照射された燃料に係る作業の中止の措置が要求された場合であって、進行中の作業を安全な状態で終了させる場合を除く。
スタック	通常の制御棒挿入・引抜操作を行った際に、制御棒が挿入または引き抜きできない状況が発生し、動作不能と判断できない状態をいう。なお、所定の位置で制御棒の位置を固定できない場合を含む。
速やかに	可能な限り短時間で実施するものであるが、一義的に時間を決められないものであり、意図的に遅延させることなく、行うことを意味する。なお、要求される措置を実施する場合には、上記主旨を踏まえた上で、組織的に実施する準備 ^{※5} が整い次第行う活動を意味する。また、複数の「速やかに」実施することが要求される措置に規定されている場合は、いずれか一つの要求される措置を「速やかに」実施し、引き続き遅滞なく、残りの要求される措置を実施する。
制御棒が全挿入かつ除外	制御棒が全挿入された状態で、制御棒駆動機構を除外した状態をいう。
制御棒駆動機構を除外	<p>[2号炉]</p> <p>制御棒駆動水圧系の駆動水および排出水の元弁を全閉することをいう。</p> <p>[3号炉]</p> <p>制御棒駆動機構の駆動電源を切操作することをいう。</p>
挿入可能な制御棒	制御棒駆動機構を除外していない制御棒をいう。
定検停止後の原子炉起動	定期検査のために原子炉を停止した後の原子炉起動をいう。
定検停止時	定期検査のために原子炉が停止している期間をいう。
炉心変更	原子炉の状態が燃料交換において、原子炉圧力容器内における燃料の移動、制御棒の挿入・引抜および中性子源の移動をいう。ただし、炉心変更には、中性子検出器の移動、空セル（制御棒周辺の燃料4体がすべて取り出されている状態）における制御棒の挿入・引抜および取付け・取外しは含まれない。なお、炉心変更の中止の措置が要求された場合でも、進行中の移動操作を安全な状態で終了させることおよび制御棒の挿入は除外される。

※5：関係者への連絡、各運転員への指示、手順の準備・確認等を行うこと。

(原子炉の運転期間)

第11条の2 所長は、表11の2に定める原子炉の運転期間^{※1}の範囲内で運転を行う。なお、実用炉規則第49条第1項第2号に基づき、原子力規制委員会が定期検査を受けるべき時期を定めて承認している場合は、その承認を受けた時期の範囲内で運転を行う。

表11の2

	2号炉	3号炉
原子炉の運転期間	13ヶ月	13ヶ月

※1：原子炉の運転期間とは、定期検査が終了した日から、次回定期検査を開始するために原子炉を停止するまでの期間をいう。なお、「原子炉を停止する」とは、当該原子炉の主発電機の解列をいう。以下、本条において同じ。

(原子炉の運転員の確保)

第12条 課長(発電)は、原子炉の運転に必要な知識を有する者を確保する。なお、原子炉の運転に必要な知識を有する者とは、原子炉の運転に関する実務の研修を受けた者をいう。

2. 課長(発電)は、原子炉の運転にあたって前項に定める者の中から、1班あたり表12-1に定める人数の者をそろえ、5班以上編成した上で、2交替勤務を行わせる。(3号炉については4班以上編成した上で、3交替勤務を行わせる。)なお、特別な事情がある場合を除き、運転員には24時間を超える勤務を行わせてはならない。また、表12-1に定める人数のうち、1名は当直長^{※1}とし、運転責任者として原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任された者とする。

※1：2号炉の当直長は、1号炉および2号炉で兼任させることができる。

3. 課長(発電)は、表12-1に定める人数のうち、表12-2に定める人数の者を当直長、当直副長、当直主任または運転士の職位にある運転員の中から常時中央制御室に確保する。なお、表12-2に定める人数のうち、原子炉の状態が運転、起動および高温停止の場合においては、1名は当直長または当直副長とする。

表12-1

原子炉の状態	2号炉	3号炉
運転、起動および高温停止の場合	3名以上	3名以上
冷温停止および燃料交換の場合	2名以上	2名以上

表12-2

原子炉の状態	2号炉	3号炉
運転、起動および高温停止の場合	2名以上	2名以上
冷温停止および燃料交換の場合	1名以上	1名以上

(巡視点検)

第13条 当直長は、毎日1回以上、原子炉施設(原子炉格納容器(以下「格納容器」という。)内部および第93条(管理区域内における特別措置)第1項に定める区域を除く。)を巡視し、次の施設および設備について点検を行う。

- (1) 原子炉冷却系統施設
- (2) 制御材駆動設備
- (3) 電源、給排水および排気施設

2. 当直長は、格納容器内部および第93条(管理区域内における特別措置)第1項に定める区域の巡視点検について、「運転管理要領」に基づき実施する。

(規定類の作成)

第14条 課長(発電)は、次の各号に掲げる当直長が実施する原子炉施設の運転管理に関する事項の規定類を作成し、制定・改正にあたっては、第7条(原子力発電保安運営委員会)第2項に基づき運営委員会の確認を得る。

- (1) 原子炉の起動および停止操作に関する事項
- (2) 巡視点検に関する事項
- (3) 異常時の操作に関する事項
- (4) 警報発生時の措置に関する事項
- (5) 原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項
- (6) 定期試験に関する事項

(引継および周知)

第15条 当直長は、その業務を次の当直長に引き継ぐにあたり、運転日誌および引継日誌を引き渡し、運転状況を申し送る。

2. 課長(発電)は、この保安規定で定める通知を受けた場合はその通知内容を、第3節における各条第2項の確認を行った場合はその結果を当直長に周知する。

(原子炉起動前の確認事項)

第16条 当直長は、原子炉起動開始前に、次の施設および設備を点検し、異常の有無を確認する。

- (1) 原子炉冷却系統施設
- (2) 制御材駆動設備
- (3) 電源、給排水および排気施設

2. 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、第3節に定める定検停止時に実施する検査の結果を確認する。

(地震・火災等発生時の対応)

第17条 各課長または当直長は、地震・火災が発生した場合は、次の措置を講じるとともに、その結果を所長、原子炉主任技術者および各部長に報告する。

(1) 震度5弱以上の地震が観測^{※1}された場合は、地震終了後原子炉施設の損傷の有無を確認する。

(2) 原子炉施設に火災が発生した場合は、早期消火および延焼の防止に務め、鎮火後原子炉施設の損傷の有無を確認する。

※1：観測された震度は発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等の震度をいう。

2. 初期消火活動のための体制の整備として、次の措置を講じる。

(1) 課長(保修管理)は、発電所から消防機関へ通報するため、専用回線を使用した通報設備を中央制御室に設置する^{※2}。

(2) 課長(保修管理)は、初期消火活動を行う要員として、10名以上(発電所合計数)を常駐させるとともに、この要員に対する火災発生時の通報連絡体制を定める。

(3) 課長(保修管理)は、初期消火活動を行うため、表17に示す化学消防自動車および泡消火薬剤を配備する。また、初期消火活動に必要なその他資機材を定め、配備する。

(4) 当直長は、第13条(巡視点検)に定める巡視により、火災発生の有無を確認する。

(5) 各課長または当直長は、震度5弱以上の地震が観測^{※1}された場合は、地震終了後発電所内^{※3}の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に報告する。

(6) 課長(保修管理)は、前各号に定める初期消火活動のための体制について、総合的な訓練および初期消火活動の結果を1年に1回以上評価するとともに、評価結果に基づき、より適切な体制となるよう必要な見直しを行う。

表17

設備	数量
化学消防自動車 ^{※4}	1台 ^{※5※6}
泡消火薬剤 (化学消防自動車保有分を含む)	1500リットル以上 ^{※6}

※2：専用回線、通報設備が点検または故障により使用不能となった場合を除く。ただし、点検後または修復後は遅滞なく復旧させる。

※3：重要度分類指針におけるクラス1、2、3の機能を有する構築物、系統および機器とする。

※4：400リットル毎分の泡放射を同時に2口行うことが可能な能力を有すること。

※5：化学消防自動車が、点検または故障の場合には、※4に示す能力を有する小型動力ポンプ付水槽車等をもって代用することができる。

※6：発電所合計数

3. 当直長は、山火事、台風、津波等の影響により、原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性がある判断した場合は、あらかじめ定められた経路に従い、所長、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に連絡する。発電部長は、必要に応じて、所長、原子炉主任技術者、品質保証部長、技術部長、廃止措置・環境管理部長および保修部長と原子炉停止等の措置を協議する。

(電源機能等喪失時の体制の整備)

第17条の2 課長(技術)は、津波によって交流電源を供給する全ての設備、海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備および燃料プールを冷却する全ての設備の機能が喪失した場合(以下、「電源機能等喪失時」という。)における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の各号に掲げる事項に係る計画を策定し、技術部長の確認、所長の承認を得る。

(1) 電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置

(2) 電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する訓練

(3) 電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な可搬式発電機(電源車に装備されている発電機を含む。)、可搬式ポンプ(消防車に装備されているポンプを含む。)、ホースおよびその他資機材の配備

2. 各課長は、前項の計画に基づき、電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を実施する。

3. 各課長は、第2項に定める事項について定期的に評価を行い、所管する部長の確認(総務課長を除く。)を受けて、課長(技術)に報告する。課長(技術)は、評価の結果について技術部長の確認、所長の承認を得て必要な措置を講じる。

第2節 運転上の留意事項

(水質管理)

- 第18条 課長（放射線管理）は、原子炉起動時の出力上昇期間と原子炉停止時の出力降下期間を除く原子炉運転中の原子炉冷却材の塩素イオン濃度を1箇月に1回測定し、その結果を課長（発電）に通知する。
2. 当直長は、原子炉起動時の出力上昇期間と原子炉停止時の出力降下期間を除く原子炉運転中の原子炉冷却材が表18に定める基準値であることを1箇月に1回確認する。
 3. 当直長は、原子炉冷却材の水質が表18に定める基準値の範囲にない場合は、基準値の範囲内に回復するよう努める。

表18

項 目		基準値
原子炉冷却材 (原子炉水)	導電率	100 μ S/m 以下 (25°Cにおいて)
	pH	5.6~8.6 (25°Cにおいて)
	塩素イオン濃度	0.1ppm 以下

第3節 運転上の制限

(停止余裕)

第19条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換において、停止余裕は、表19-1に定める事項を運転上の制限とする。

2. 停止余裕が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。燃料取替終了後、次号に定める停止余裕の検査を行うまでは制御棒の引き抜きを行ってはならない。

(1) 課長(燃料技術)は、燃料取替終了後、停止余裕の検査を $0.38\% \Delta k/k^{*1}$ の反応度補正をした状態で実施し、その結果を課長(発電)に通知する。

3. 当直長は、停止余裕が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表19-2の措置を講じる。

表19-1

項目	運転上の制限
停止余裕	挿入可能な制御棒のうち最大反応度価値の制御棒1本(3号炉においては、同一の水圧制御ユニットに属する1組または1本)が挿入されない場合でも、原子炉を常に冷温で臨界未満にできること

表 19-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉の状態が運転および起動において停止余裕を満足しない場合	A1. 停止余裕を満足させる措置を実施する。	6時間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間
C. 原子炉の状態が高温停止において停止余裕を満足しない場合	C1. 挿入可能な全制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに
D. 原子炉の状態が冷温停止において停止余裕を満足しない場合	D1. 挿入可能な全制御棒の全挿入操作を開始する。 および D2. 原子炉棟大物機器搬入口および原子炉棟二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 および D3. 原子炉棟給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 および D4. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに 速やかに 速やかに 速やかに
E. 原子炉の状態が燃料交換において停止余裕を満足しない場合	E1. 炉心変更を中止する。 および E2. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な全制御棒の全挿入操作を開始する。 および E3. 原子炉棟大物機器搬入口および原子炉棟二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 および E4. 原子炉棟給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 および E5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに 速やかに 速やかに 速やかに 速やかに

※ 1 : 制御棒および燃料の製作公差ならびに計算誤差を考慮した値。

(反応度監視)

第20条 原子炉の状態が運転において、反応度の予測値と監視値の差^{※1}は、表20-1に定める事項を運転上の制限とする。

2. 反応度の予測値と監視値の差が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
 - (1) 課長（燃料技術）は、燃料取替後の原子炉起動操作^{※2}終了から3日間以内に1回、反応度の予測値と監視値の差を評価する。
 - (2) 課長（燃料技術）は、原子炉の状態が運転において、燃焼度の増分が1,000MWd/tに1回、反応度の予測値と監視値の差を評価する。
3. 課長（燃料技術）が、反応度の予測値と監視値の差が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、課長（燃料技術）および当直長は表20-2の措置を講じる。

表20-1

項目	運転上の制限
反応度の予測値と監視値との差	±1%Δk/k以内

表20-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 課長（燃料技術）が反応度の予測値と監視値の差が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 課長（燃料技術）は、反応度差を生じた原因の調査および対応措置を行い、運転継続を許容できるか判断し、その結果を課長（発電）に通知する。	3日間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 課長（燃料技術）が運転継続を許容できないと判断した場合	B1. 当直長は、高温停止にする。	24時間

※1：反応度の予測値と監視値の差を評価する手段としては、制御棒密度の予測値と監視値の差を用いる。このとき制御棒密度には24ポジション（3号炉においては50ステップ）以上引き抜かれている制御棒は含まない。

※2：原子炉起動操作とは、原子炉起動に関係する制御棒操作および出力変化を伴う炉心流量操作のことをいう。

(制御棒の動作確認)

[2号炉]

第21条 原子炉の状態が運転および起動において、制御棒は表21-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、全挿入位置の制御棒および引抜制御棒1本だけが動作不能の場合を除く。

2. 制御棒が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が運転および起動において、全制御棒の位置を24時間に1回確認する。

(2) 当直長は、原子炉の状態が運転および起動において、1ノッチの挿入・引抜が可能であることを1箇月に1回確認する。ただし、全挿入位置の制御棒、動作不能^{※1}となった制御棒およびスタックした制御棒を除く。また、他の条文で制御棒の操作を禁止された場合も除く。

(3) 当直長は、原子炉の状態が運転および起動において、制御棒を全引抜位置にする毎に、制御棒と制御棒駆動機構が結合していることを確認する。

3. 当直長は、制御棒が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、当該制御棒がスタックかまたは動作不能かを速やかに判断し、課長（燃料技術）および当直長は、表21-2-1または表21-2-2の措置を講じる。

表21-1

項目	運転上の制限
制御棒	(1) 制御棒がスタックしていないこと (2) 制御棒が動作不能でないこと

表 2 1 - 2 - 1 (制御棒がスタックした場合)

条 件	要求される措置	完了時間
A. 引抜制御棒が 1 本スタックした場合	A1. 当直長は、当該制御棒駆動機構を除外する。 および	2 時間
	A2. 課長（燃料技術）は停止余裕を評価し、その結果を課長（第一発電）に通知する。 および	3 日間
	A3. 当直長は、当該制御棒以外の引抜制御棒に対して 1 ノッチ挿入・引抜が可能であることを確認する。	2 4 時間
B. 引抜制御棒が 2 本以上スタックした場合	B1. 当直長は、当該制御棒駆動機構を除外する。 および B2. 当直長は、高温停止にする。	2 時間 2 4 時間
C. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は、高温停止にする。	2 4 時間

表 2 1 - 2 - 2 (制御棒が動作不能の場合)

条 件	要求される措置	完了時間
A. 引抜制御棒が 2 本以上動作不能となった場合	A1. 当直長は、当該制御棒の操作を行わない。 および	速やかに
	A2. 当直長は、動作不能の制御棒を 2 本未満にする。	2 4 時間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合（該当制御棒が 8 本以下の場合）	B1. 当直長は、当該制御棒を全挿入する。（要求される措置 A1 は適用除外とする。） および	3 時間
	B2. 当直長は、当該制御棒駆動機構を除外する。	4 時間
C. 条件 A（該当制御棒が 9 本以上の場合）または B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は、高温停止にする。（要求される措置 A1 は適用除外とする。）	2 4 時間

※ 1 : 動作不能とは、次のいずれかの条件に該当し、かつスクラム挿入は可能と判断された状態※²をいう。

①制御棒の位置が確認できない。

②通常駆動による制御棒の挿入ができないまたは引き抜きができない。ただし、制御棒手動操作系または制御棒駆動水圧系の不具合として特定される場合は、制御棒操作が必要となるまでは動作不能とは見なさない。

③制御棒と制御棒駆動機構が結合していることを確認できない。

※ 2 : スクラム挿入が可能と判断された状態とは、当該制御棒の制御棒スクラム・アキュムレータの圧力が表 2 2 - 2 に定める値であることおよび原子炉保護系計装の [スクラム回路（自動スクラム）] 要素が動作不能でないことが確認された状態をいう。

(制御棒の動作確認)

[3号炉]

第21条の2 原子炉の状態が運転および起動において、制御棒は表21の2-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、全挿入位置の制御棒および引抜制御棒1本だけが動作不能の場合を除く。

2. 制御棒が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 課長(3号機械)は、制御棒と制御棒駆動機構の結合を取り外した場合は、取り付け後、当該の制御棒と制御棒駆動機構が結合していることを確認し、その結果を原子炉起動前に課長(第二発電)に通知する。

(2) 当直長は、原子炉の状態が運転および起動において、全制御棒の位置を24時間に1回確認する。

(3) 当直長は、原子炉の状態が運転および起動において、1ステップ以上の挿入・引抜が可能であることを1箇月に1回確認する。ただし、全挿入位置の制御棒、動作不能^{*1}となった制御棒およびスタックした制御棒を除く。また、他の条文で制御棒の操作を禁止された場合も除く。

3. 当直長は、制御棒が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断^{*2}した場合は、当該制御棒がスタックかまたは動作不能かを速やかに判断し、課長(燃料技術)および当直長は、表21の2-2-1または表21の2-2-2の措置を講じる。

表21の2-1

項目	運転上の制限
制御棒	(1) 制御棒がスタックしていないこと (2) 制御棒が動作不能でないこと

表21の2-2-1 (制御棒がスタックした場合)

条件	要求される措置	完了時間
A. 引抜制御棒が1本スタックした場合	A1. 当直長は、当該制御棒駆動機構を除外する。 および	2時間
	A2. 課長(燃料技術)は停止余裕を評価し、その結果を課長(第二発電)に通知する。 および	3日間
	A3. 当直長は、当該制御棒以外の引抜制御棒に対して1ステップ以上挿入・引抜が可能であることを確認する。	24時間
B. 引抜制御棒が2本以上スタックした場合	B1. 当直長は、当該制御棒駆動機構を除外する。 および	2時間
	B2. 当直長は、高温停止にする。	24時間
C. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は、高温停止にする。	24時間

表 2 1 の 2 - 2 - 2 (制御棒が動作不能の場合)

条 件	要求される措置	完了時間
A. 引抜制御棒が 2 本以上動作不能となった場合	A1. 当直長は、当該制御棒の操作を行わない。 および A2. 当直長は、動作不能の制御棒を 2 本未満にする。	速やかに 2 4 時間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合 (該当制御棒が 8 本以下の場合)	B1. 当直長は、当該制御棒を全挿入する。(要求される措置 A1 は適用除外とする。) および B2. 当直長は、当該制御棒駆動機構を除外する。	3 時間 4 時間
C. 条件 A (該当制御棒が 9 本以上の場合) または B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は、高温停止にする。(要求される措置 A1 は適用除外とする。)	2 4 時間

※ 1 : 動作不能とは、次のいずれかの条件に該当し、かつスクラム挿入は可能と判断された状態※³をいう。

①制御棒の位置が確認できない。

②通常駆動による制御棒の挿入ができないまたは引き抜きができない。ただし、制御棒操作監視系または制御棒駆動系の不具合として特定される場合は、制御棒操作が必要となるまでは動作不能とは見なさない。

③制御棒と制御棒駆動機構が結合していることを確認できない。

※ 2 : 制御棒駆動機構において分離検出装置が動作した場合は、当該制御棒の挿入・引抜操作により確認する。

※ 3 : スクラム挿入が可能と判断された状態とは、当該制御棒の制御棒スクラム・アキュムレータの圧力が表 2 2 - 2 に定める値であることおよび原子炉緊急停止系計装の [原子炉緊急停止] 要素が動作不能でないことが確認された状態をいう。

(制御棒のスクラム機能)

第22条 原子炉の状態が運転および起動において、制御棒のスクラム機能は、表22-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、制御棒駆動機構を除外した制御棒を除く。

2. 制御棒のスクラム機能が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
 - (1) 課長(原子炉)および課長(3号機械)は、定検停止時に制御棒駆動水圧系の検査で、スクラム時間が表22-2に定める値であることを確認し、その結果を課長(発電)に通知する。
 - (2) 当直長は、原子炉の状態が運転および起動において、制御棒駆動機構を除外した制御棒を除き、制御棒スクラム・アキュムレータの圧力が表22-2に定める値であることを1週間に1回確認する。また、当直長は、必要に応じて制御棒スクラム・アキュムレータの充填を行う。
 - (3) 当直長は、原子炉の状態が運転および起動において、制御棒駆動機構を除外した制御棒が発生した場合は、他の制御棒のスクラム時間の平均値が表22-2に定める値であることを管理的手段により確認する。
3. 当直長は、制御棒のスクラム機能が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表22-3の措置を講じる。

表22-1

項目	運転上の制限
制御棒のスクラム機能	動作可能であること

表22-2

項目		判定値
2号炉	全制御棒のスクラム時間の平均値 (75%挿入)	1. 62秒以下
	制御棒スクラム・アキュムレータの圧力	10.5MPa[gage]以上
3号炉	全制御棒のスクラム時間の平均値 (60%挿入) (100%挿入)	1. 44秒以下 2. 80秒以下
	制御棒スクラム・アキュムレータの圧力	12.8MPa[gage]以上

表 2 2 - 3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 制御棒スクラム・アキュムレータ 1 基の圧力が表 2 2 - 2 を満足しない場合	A1. 当該制御棒スクラム・アキュムレータの圧力を表 2 2 - 2 に定める値に復旧する。 または A2. 当該制御棒を全挿入する。	8 時間 8 時間
B. 制御棒スクラム・アキュムレータ 2 基以上の圧力が表 2 2 - 2 を満足しない場合	B1. 当該制御棒スクラム・アキュムレータの圧力を表 2 2 - 2 に定める値に復旧する。 または B2. 当該制御棒を全挿入する。	1 時間 1 時間
C. 条件 A または B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当該制御棒がスタックしたとみなす。	1 時間

(制御棒の操作)

第23条 原子炉の状態が運転および起動において、かつ原子炉熱出力10%相当以下の場合
は、制御棒の操作は、表23-1に定める事項を運転上の制限とする。

2. 制御棒の操作が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 課長(燃料技術)は、原子炉の状態が運転および起動で、かつ原子炉の熱出力10%相当以下における制御棒操作に先立ち、制御棒操作手順を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て課長(発電)に通知する。

(2) 当直長は、原子炉の状態が運転および起動において、かつ原子炉熱出力10%相当以下の場合は、制御棒価値ミニマイザを使用して、制御棒の操作を行う。なお、制御棒価値ミニマイザが使用不可能な場合は、制御棒操作手順に従って操作されていることを確認するため、制御棒の操作を行う運転員の他に少なくとも1名の運転員を配置して、制御棒の操作を行う。さらに、制御棒の操作の都度、制御棒操作手順に定める位置に適合させるように制御棒の操作を行うが、制御棒操作手順に定める位置にないことを確認した場合は、速やかに当該制御棒を制御棒操作手順に定める位置に適合させる。

3. 当直長は、制御棒の操作が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表23-2の措置を講じる。

表23-1

項目	運転上の制限
制御棒の操作	あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること

表23-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 1本以上8本以下の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	A1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 ^{※1}	8時間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該制御棒を全挿入する。 および B2. 当該制御棒駆動機構を除外する。	3時間 4時間
C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間
D. 9本以上の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	D1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 ^{※2}	1時間
E. 条件Dで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 原子炉をスクラムする。	速やかに

※1：制御棒操作手順で定めた位置に適合させる操作にあたっては、制御棒操作手順で定めた位置に適合させるための操作を除いて、制御棒の引き抜きを行ってはならない。

※2：制御棒操作手順で定めた位置に適合させる操作にあたっては、制御棒操作手順で定めた位置に適合させるための操作を含めて、制御棒の引き抜きを行ってはならない。

(ほう酸水注入系)

第24条 原子炉の状態が運転および起動において、ほう酸水注入系は、表24-1に定める事項を運転上の制限とする。

2. ほう酸水注入系が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
 - (1) 課長（発電）は、定検停止時に、ほう酸水注入系の機能を確認する。
 - (2) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前にほう酸水注入系の主要な手動弁と電動弁^{※1}が原子炉の運転状態に応じた開閉状態であることを確認する。
 - (3) 課長（放射線管理）は、原子炉の状態が運転および起動において、ほう酸水濃度を1箇月に1回測定し、その結果を課長（発電）に通知する。
 - (4) 当直長は、原子炉の状態が運転および起動において、ほう酸水注入系貯蔵タンクの溶液量および温度が図24-1, 2の範囲内にあることを、毎日1回確認する。
 - (5) 当直長は、原子炉の状態が運転および起動において、ほう酸水注入系注入ポンプ運転中の吐出圧力が表24-2に定める値であることを、1箇月に1回確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。
3. 当直長は、ほう酸水注入系が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表24-3の措置を講じる。

※1：主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁および電動弁ならびにこれらの配管に接続する配管上の手動弁のうち1次弁をいう。ここでいう主要配管とは、ほう酸水注入系に期待されている機能を達成するための貯蔵タンクから注入ポンプまでの吸込配管および注入ポンプから原子炉圧力容器までの注入配管をいう。

表24-1

項目	運転上の制限
ほう酸水注入系	(1) 1系列 ^{※2} が動作可能であること (2) 原子炉を冷温停止するのに必要なほう酸水の量が確保されていること

※2：1系列とは、ポンプ1台および必要な弁ならびに主要配管をいう。

表24-2

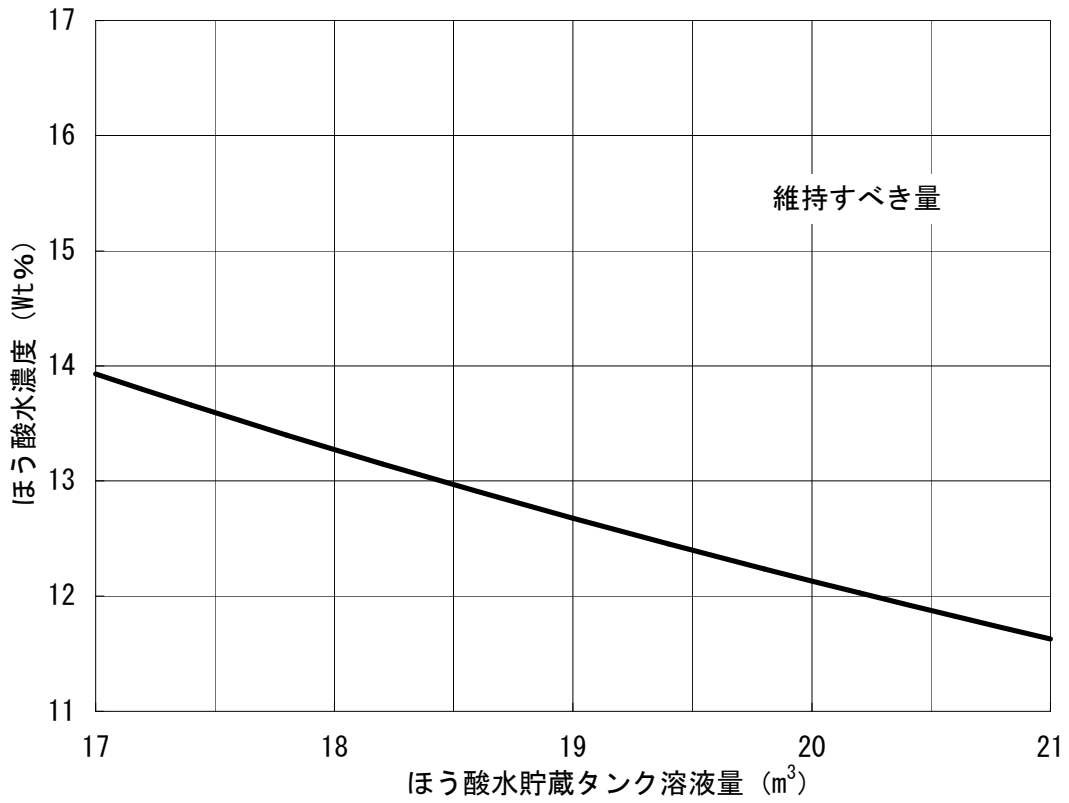
項目 (注入ポンプ吐出圧力)	判定値
2号炉	11.04MPa[gage]以上
3号炉	8.32MPa[gage]以上

表 2 4 - 3

条 件	要求される措置	完了時間
A. ほう酸水注入系貯蔵タンクの溶液量および温度が図 2 4 - 1, 2 の範囲内 にない場合	A1. ほう酸水注入系貯蔵タンクの溶液量お よび温度を図 2 4 - 1, 2 の範囲内に復 旧する。	3 日間
B. ほう酸水注入系が動作不能な場合	B1. ほう酸水注入系を復旧する。	8 時間
C. 条件 A または B で要求される措置を完 了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	2 4 時間

図 2 4 - 1

1. 2号炉



2. 3号炉

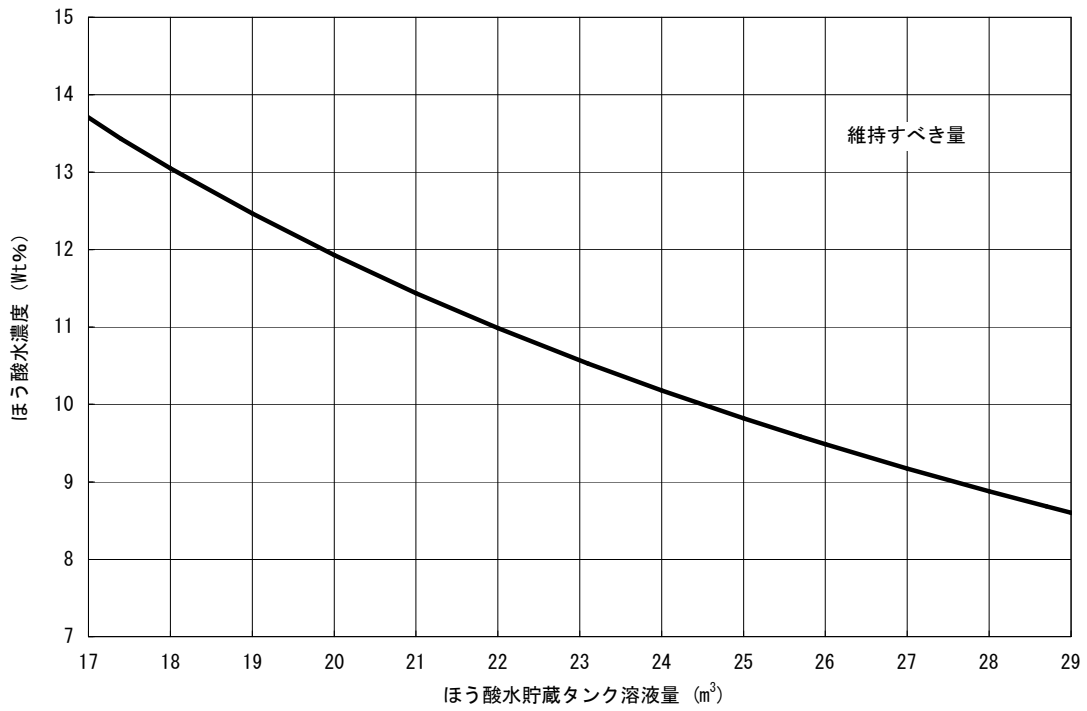
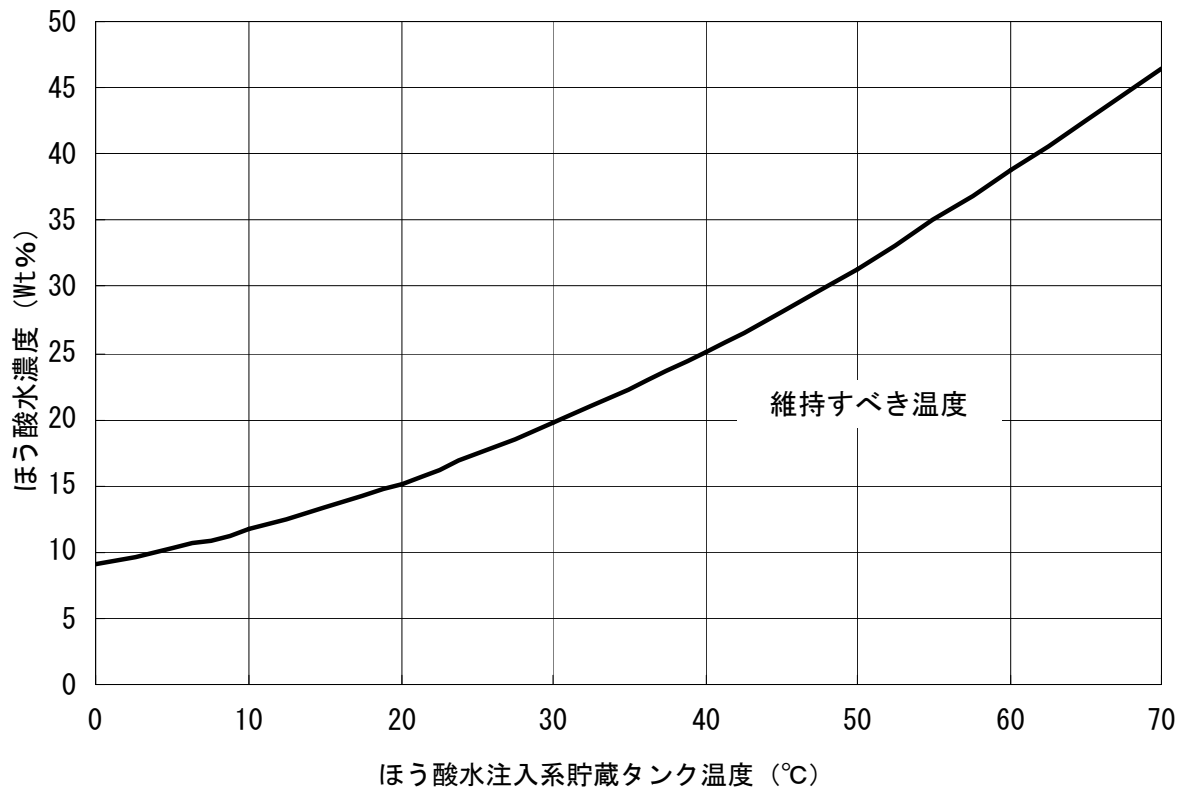


図 2 4 - 2



(原子炉熱的制限値)

第25条 原子炉熱出力が30%以上において、最小限界出力比および燃料棒最大線出力密度は、表25-1に定める事項を運転上の制限とする。

2. 最小限界出力比および燃料棒最大線出力密度が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉熱出力が30%以上において、最小限界出力比および燃料棒最大線出力密度を24時間に1回確認する。

3. 当直長は、最小限界出力比または燃料棒最大線出力密度が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表25-2の措置を講じる。

表25-1

1. 2号炉

項目	運転上の制限
最小限界出力比	
高燃焼度8×8燃料	1.25以上
9×9燃料(A型)	1.25以上
9×9燃料(B型)	1.25以上
燃料棒最大線出力密度	44.0kW/m以下

2. 3号炉

項目	運転上の制限
最小限界出力比	
9×9燃料(A型)	1.22以上
燃料棒最大線出力密度	44.0kW/m以下

表25-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 運転上の制限以内に復旧する措置 ^{※1} を開始する。	速やかに

※1：原子炉熱出力を30%未満にすることを含む。

(原子炉熱出力および炉心流量)

第26条 原子炉熱出力が30%以上において、原子炉熱出力および炉心流量は、表26-1に定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉熱出力および炉心流量が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
 - (1) 当直長は、原子炉熱出力が30%以上において、原子炉熱出力および炉心流量が図26に定める運転範囲にあることを24時間に1回確認する。
 - (2) 課長(燃料技術)は、定格熱出力一定運転にあたり、原子炉熱出力について運転管理目標値を定め、課長(発電)に通知する。当直長は、定格熱出力一定運転において、原子炉熱出力の瞬時値^{※1}および1時間平均値^{※2}が原子炉熱出力100%以下であることを1時間に1回確認する。
3. 当直長は、原子炉熱出力および炉心流量が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表26-2の措置を講じる。

表26-1

項目	運転上の制限
原子炉熱出力 および炉心流量	図26に定める運転範囲にあること

表26-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 運転範囲内に復旧する措置 ^{※3} を開始する。	速やかに

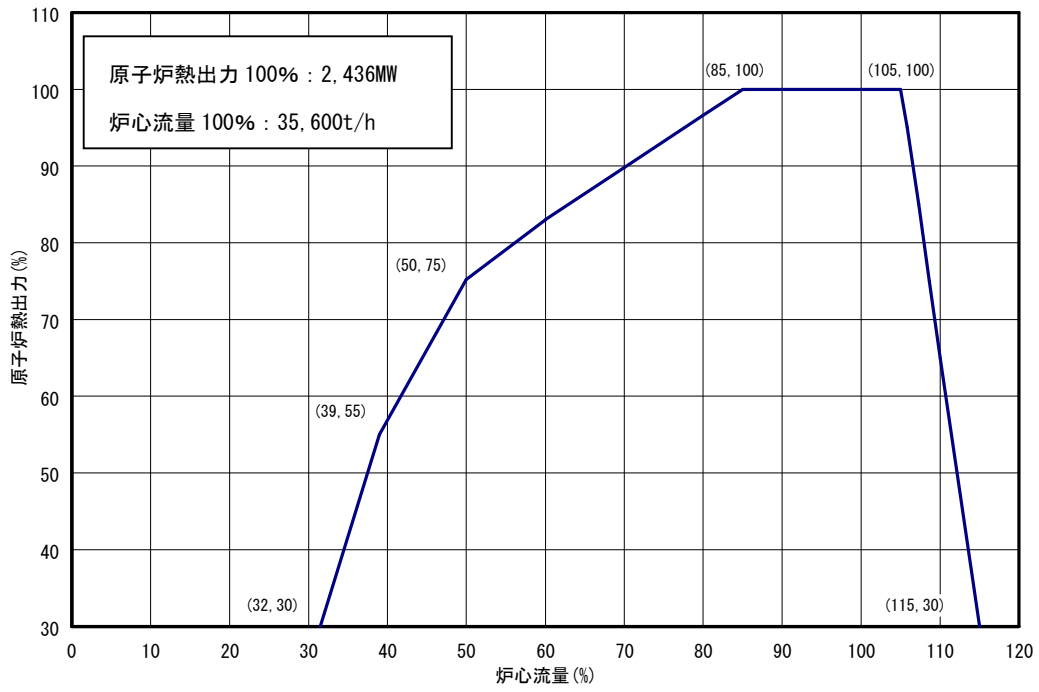
※1：瞬時値とは、計算機により算出される1分値をいう。ただし、計算機により確認ができない場合は、平均出力領域モニタで確認する値をいう。瞬時値は原子炉熱出力のゆらぎを考慮し、原子炉熱出力100%に対して1%未満の超過の場合は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

※2：1時間平均値とは、計算機により算出される当該1時間の瞬時値の平均値をいう。ただし、計算機により確認ができない場合は、平均出力領域モニタで確認する値をいう。

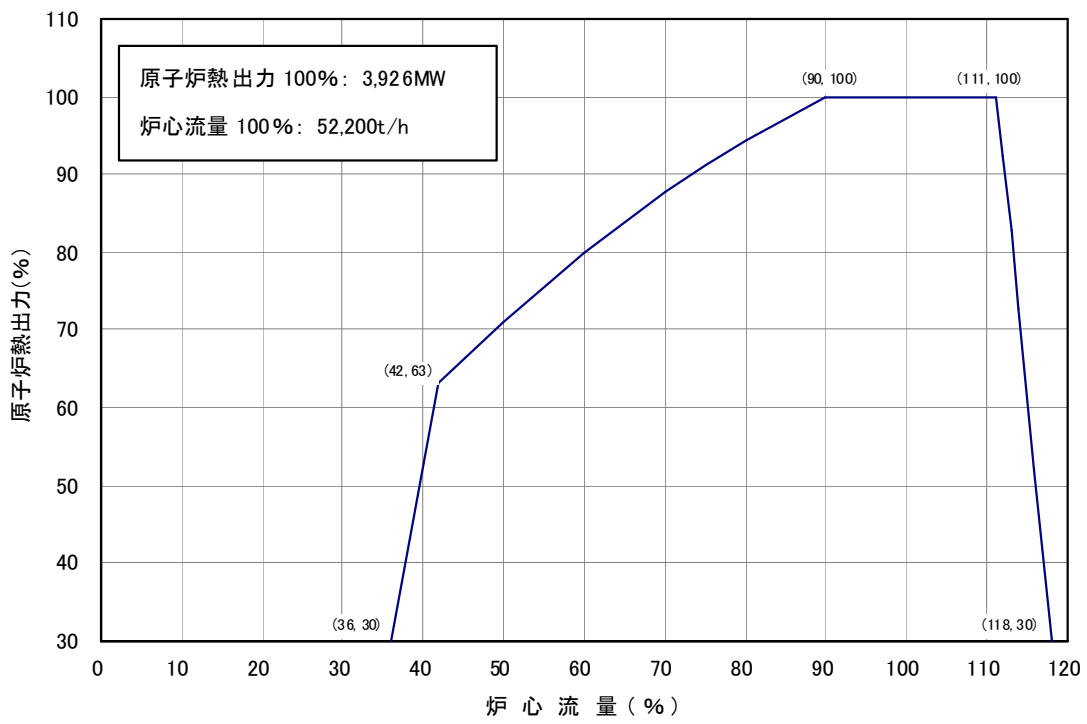
※3：原子炉熱出力を30%未満にすることを含む。

图 2 6

1. 2号炉



2. 3号炉



(計測および制御設備)

[2号炉]

第27条 原子炉の状態に応じて、次の計測および制御設備^{※1}は、表27-1に定める事項を運転上の制限とする。

(1) 原子炉保護系計装

(2) 中性子源領域計装

(3) 非常用炉心冷却系計装

(低圧炉心スプレイ系計装, 低圧注水系計装, 高圧炉心スプレイ系計装, 自動減圧系計装)

(4) 格納容器隔離系計装

(主蒸気隔離弁計装, 格納容器隔離系計装, 原子炉棟隔離系計装)

(5) その他の計装

(非常用ディーゼル発電機計装, 原子炉隔離時冷却系計装, 原子炉再循環ポンプトリップ計装, 制御棒引抜監視装置計装, 給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装, 中央制御室外原子炉停止装置計装, 中央制御室非常用循環系計装, 事故時計装)

2. 計測および制御設備が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

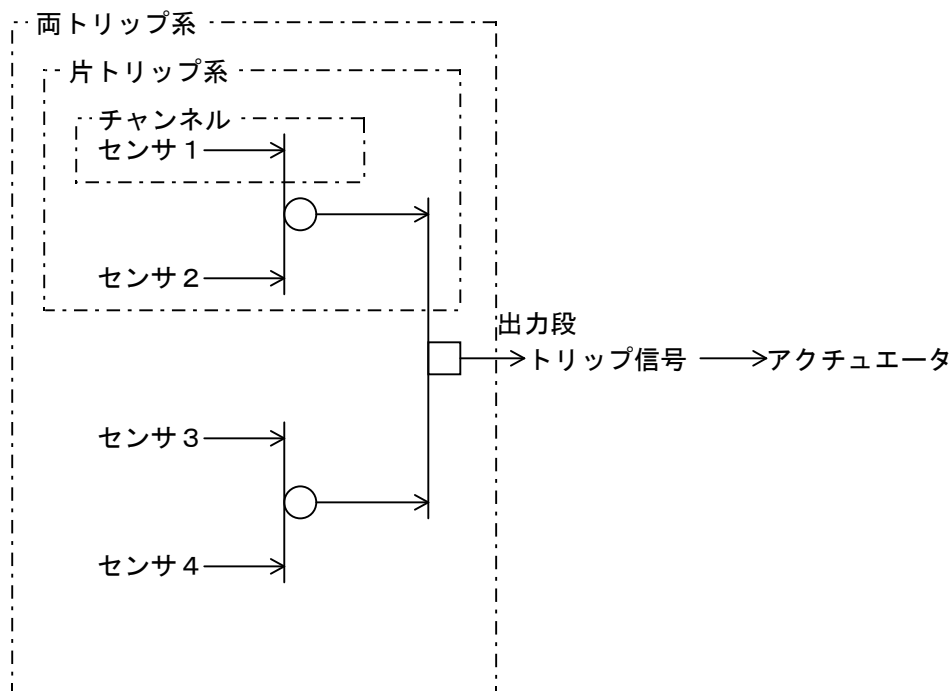
(1) 課長(燃料技術), 課長(電気), 課長(計装), 課長(原子炉), 課長(タービン)および当直長は、原子炉の状態に応じて表27-2の各項目を実施する。課長(燃料技術), 課長(電気), 課長(計装), 課長(原子炉), 課長(タービン)は、その結果を課長(第一発電)に通知する。なお、課長(燃料技術), 課長(電気), 課長(計装), 課長(原子炉), 課長(タービン)および当直長は第1項に定める計測および制御設備に関する事象を発見した場合には、誤動作^{※2}または誤不動作^{※3}等の観点から、運転上の制限を満足するかどうかを判断する。

3. 当直長は、計測および制御設備が第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表27-3の措置を講じる。なお、同時に複数の要素の動作不能が発生した場合は、個々の要素に対して表27-3の措置を講じる。

表27-1

項目	運転上の制限
計測および制御設備	動作可能 ^{※4} であること なお、適用される原子炉の状態および動作可能であるべきチャンネル数については、表27-3にて定める。

※ 1 : 適用範囲は、センサから論理回路の出力段までとし、アクチュエータは含まない。
また、トリップ系の定義の例は次のとおり。



※ 2 : 誤動作とは、計測および制御設備が、トリップ信号を出力すべきでない状態にもかかわらず、誤ってトリップ信号を出力する状態をいう。

※ 3 : 誤不動作とは、計測および制御設備が、トリップ信号を出力すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、トリップ信号を出力しない状態、または、そのような状態が発生すると推定される状態をいう。

※ 4 : 動作可能とは、当該計測および制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また、動作不能とは、点検・修理のために当該チャンネルまたは論理回路をバイパスして動作可能であるべきチャンネル数を満足しない場合および誤不動作が発見された場合で、当該計測および制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態は、誤動作であっても動作不能とはみなさない。

表 27-2

1. 原子炉保護系計装

表 27-2-1 (2号炉 原子炉保護系計装)

要素	設定値	項目	頻度
1. 中間領域計装 a. 中性子束高	各レンジフルスケールの 95%以下	当直長は、原子炉の状態が起動、高温停止※ ¹ 、冷温停止※ ¹ および燃料交換※ ¹ において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		当直長は、中性子源領域計装と中間領域計装のオーバーラップを確認する。	原子炉起動時 (中性子源領域計装を全引抜にする前までに)
		当直長は、原子炉の状態が起動から運転へ入るとき、中間領域計装と平均出力領域計装のオーバーラップを確認する。	原子炉起動時
		課長(計装)は、チャンネル校正(検出器を除く)および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
b. 中性子計装不作動	—	課長(計装)は、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

要素	設定値	項目	頻度	
2. 平均出力領域計装 a. 中性子束高 (a) 中性子束	15%以下 (原子炉モードスイッチが「運転」以外のとき)	当直長は、原子炉の状態が起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		当直長は、原子炉の状態が起動から運転へ入るとき、中間領域計装と平均出力領域計装のオーバーラップを確認する。	原子炉起動時	
		課長(計装)は、チャンネル校正(検出器を除く)および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
	120%以下 (原子炉モードスイッチが「運転」のとき)	当直長は、原子炉の状態が運転において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		課長(燃料技術)は、原子炉の状態が運転において平均出力領域計装のゲインを確認し、必要に応じて課長(計装)は校正を実施する。	1週間に1回	
		課長(計装)は、動作可能な局部出力領域計装の校正を実施する。	燃焼度の増分が1,000MWd/t毎に1回	
		課長(計装)は、チャンネル校正(検出器を除く)および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
	(b) 熱流束相当	自動可変設定 (図27に示す設定値以下)	課長(燃料技術)は、原子炉の状態が運転において平均出力領域計装のゲインを確認し、必要に応じて課長(計装)は校正を実施する。	1週間に1回
			課長(計装)は、動作可能な局部出力領域計装の校正を実施する。	燃焼度の増分が1,000MWd/t毎に1回
			課長(計装)は、チャンネル校正(検出器を除く)および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
課長(計装)は、フローユニット校正を実施する。			定検停止時	
b. 中性子計装不作動	—	課長(計装)は、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	

要素	設定値	項目	頻度
3. 原子炉圧力高	7. 23MPa[gage] 以下	当直長は、原子炉の状態が運転および起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		課長(計装)は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
4. 原子炉水位低 (L3)	16cm 上方以上 (気水分離器下端より)	当直長は、原子炉の状態が運転および起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		課長(計装)は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
5. 主蒸気隔離弁閉	開度 90%以上	課長(原子炉)はチャンネル校正(リミットスイッチ調整)を実施する。	定検停止時
		課長(計装)は論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
6. ドライウェル圧力高	13. 7kPa[gage] 以下	当直長は、原子炉の状態が運転および起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		課長(計装)は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
7. スクラム排水容器 水位高	70 %以下 (スクラム排水容器1個あたり)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止 ^{*1} 、冷温停止 ^{*1} および燃料交換 ^{*1} において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		課長(計装)は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
8. 主蒸気止め弁閉	開度 90%以上 ^{*2}	当直長は、タービン出力 45%相当以上においてバイパス状態でないことを確認する。	起動時
		課長(タービン)はチャンネル校正(リミットスイッチ調整)を実施する。	定検停止時
		課長(計装)は論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

要素	設定値	項目	頻度
9. 蒸気加減弁急速閉	タービン蒸気加減弁パイロット弁の油圧 4.12MPa[gage] 以上 ^{※3}	当直長は、タービン出力45%相当以上においてバイパス状態でないことを確認する。	起動時
		課長(計装)は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
10. 主蒸気管放射線高	6×(通常運転時のバックグラウンド)以下	当直長は、原子炉の状態が運転および起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		課長(計装)は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
11. 地震大 a. 水平(EL 1.3m) b. 水平(EL34.8m) c. 鉛直(EL 1.3m)	水平(EL 1.3m) 140 Gal 以下 水平(EL34.8m) 350 Gal 以下 鉛直(EL 1.3m) 70 Gal 以下	課長(計装)は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
12. モードスイッチ 「停止」位置	—	課長(計装)は、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
13. スクラム回路	—	当直長は、原子炉の状態が運転および起動において自動スクラム論理回路が動作可能であることを確認する。	1箇月に1回
		課長(計装)は、手動スクラム論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

※1：1体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合または全燃料が取り出されている場合を除く。

※2：タービン出力45%相当^{※4}以上で運転しているとき。

※3：タービン出力45%相当以上で運転しており、かつタービンバイパス弁が0.2秒以内に動作しないとき。

※4：タービン出力45%相当とは、高圧タービン第1段圧力が2.11MPa[gage]であることをいう。本条文中の2号炉において同じ。

2. 中性子源領域計装

表 27-2-2 (2号炉 中性子源領域計装)

要素	項目	頻度
1. 中性子源領域計装	当直長は、動作可能な中性子源領域計装検出器が以下に存在していることを確認する。 a. 炉心変更が実施されている1/4炉心に挿入されていること。 および b. 炉心変更が実施されている1/4炉心に隣接するいずれかの1/4炉心に挿入されていること。	炉心変更中 ^{※1} の場合は12時間に1回
	当直長は、計数率が3 s ⁻¹ 以上であることを確認する。	原子炉の状態が起動 ^{※2} 、高温停止、冷温停止および燃料交換 ^{※1} の場合は毎日1回 炉心変更中 ^{※1} の場合は12時間に1回
	当直長は、原子炉の状態が起動 ^{※2} 、高温停止、冷温停止および燃料交換 ^{※1} において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
	課長(計装)は、チャンネル校正(検出器を除く)を実施する。	定検停止時

※1：中性子源領域計装周りの燃料が4体未満の場合を除く。

※2：中間領域計装がレンジ2以下である場合。

3. 非常用炉心冷却系計装

(1) 低圧炉心スプレイ系計装

表 27-2-3-1 (2号炉 低圧炉心スプレイ系計装)

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位低 (L1)	381cm 下方以上 (気水分離器下 端より)	(1) 当直長は, 原子炉の状態が運 転, 起動および高温停止にお いて動作不能でないことを 指示により確認する。 (2) 課長 (計装) は, チャンネル 校正および論理回路機能検 査を実施する。	毎日1回
2. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage] 以下		定検停止時
3. 注水弁差圧低 (注水可)	4.90MPa ^{※1}		

※1 : 実際の設定値が「本表に定める設定値」の許容誤差の範囲内であれば運転上の制限を満足していないとはみなさない。

(2) 低圧注水系計装

表 27-2-3-2 (2号炉 低圧注水系計装)

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位低 (L1)	381cm 下方以上 (気水分離器下 端より)	(1) 当直長は, 原子炉の状態が運 転, 起動および高温停止にお いて動作不能でないことを 指示により確認する。 (2) 課長 (計装) は, チャンネル 校正および論理回路機能検 査を実施する。	毎日1回
2. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage] 以下		定検停止時
3. 注水弁差圧低 (注水可)	5.30MPa ^{※1}		

※1 : 実際の設定値が「本表に定める設定値」の許容誤差の範囲内であれば運転上の制限を満足していないとはみなさない。

(3) 高圧炉心スプレイ系計装

表 27-2-3-3 (2号炉 高圧炉心スプレイ系計装)

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位低 (L1H)	261cm 下方以上 (気水分離器下 端より)	(1) 当直長は, 原子炉の状態が運 転, 起動および高温停止にお いて動作不能でないことを 指示により確認する。 (2) 課長 (計装) は, チャンネル 校正および論理回路機能検 査を実施する。	毎日1回
2. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage] 以下		定検停止時

(4) 自動減圧系計装

表 27-2-3-4 (2号炉 自動減圧系計装)

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位低 (L1)	381cm 下方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動 ^{※1} および高温停止 ^{※1} において動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 課長(計装)は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	毎日1回
2. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage] 以下		定検停止時
3. 自動減圧系始動タイマ	120 秒以下	課長(計装)は、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

※1 : 原子炉圧力が 0.78MPa[gage] 以上の場合。

4. 格納容器隔離系計装

(1) 主蒸気隔離弁計装

表 27-2-4-1 (2号炉 主蒸気隔離弁計装)

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位低 (L2)	112cm 下方以上 (気水分離器 下端より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運 転、起動 ^{※1} および高温停止 ^{※1} において動作不能でないこと を指示により確認する。 (2) 課長(計装)は、チャンネル 校正および論理回路機能検査 を実施する。	毎日1回 定検停止時
2. 主蒸気管放射線高	6×(通常運 転時のバック グラウンド)以下		
3. 主蒸気流量大	定格蒸気流 量の140%以下		
4. 主蒸気管周囲温度高	93℃以下		
5. 主蒸気圧力低	5.87MPa [gage] 以上		
6. 復水器真空低	真空度 28.8kPa [gage] 以上		

※1：主蒸気圧力低については、起動および高温停止を除く。

(2) 格納容器隔離系計装

表 27-2-4-2 (2号炉 格納容器隔離系計装)

要素	設定値	項目	頻度
1. 主蒸気ドレン系 a. 原子炉水位低 (L2)	112cm 下方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動 ^{※1} および高温停止 ^{※1} において動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 課長(計装)は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	毎日1回 定検停止時
b. 主蒸気管放射線高	6 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下		
c. 主蒸気流量大	定格蒸気流量の140%以下		
d. 主蒸気管周囲温度高	93°C以下		
e. 主蒸気圧力低	5.87MPa [gage] 以上		
f. 復水器真空低	真空度 28.8kPa [gage] 以上		
2. 炉水サンプリング系 a. 原子炉水位低 (L2)	112cm 下方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動 ^{※1} および高温停止 ^{※1} において動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 課長(計装)は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	毎日1回 定検停止時
b. 主蒸気管放射線高	6 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下		
c. 主蒸気流量大	定格蒸気流量の140%以下		
d. 主蒸気管周囲温度高	93°C以下		
e. 主蒸気圧力低	5.87MPa [gage] 以上		
f. 復水器真空低	真空度 28.8kPa [gage] 以上		

要素	設定値	項目	頻度
3. 原子炉浄化系 a. 原子炉水位低 (L3)	16cm 上方以上 (気水分離器下端より)	(1)当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。 (2)課長(計装)は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	毎日1回 定検停止時
4. 窒素ガス制御系 a. 原子炉水位低 (L3)	16cm 上方以上 (気水分離器下端より)	(1)当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。 (2)課長(計装)は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	毎日1回 定検停止時
b. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage] 以下		
c. 原子炉棟排気放射線高 ^{※2}	6×(通常運転時のバックグラウンド)以下		
d. 燃料取替階放射線高 ^{※2}	6×(通常運転時のバックグラウンド)以下		
5. 残留熱除去系 a. 原子炉水位低 (L3)	16cm 上方以上 (気水分離器下端より)	(1)当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。 (2)課長(計装)は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	毎日1回 定検停止時
b. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage] 以下		
6. 液体廃棄物処理系 a. 原子炉水位低 (L3)	16cm 上方以上 (気水分離器下端より)	(1)当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。 (2)課長(計装)は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	毎日1回 定検停止時
b. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage] 以下		

※1：主蒸気圧力低については、起動および高温停止を除く。

※2：高線量当量率物品の移動時を除く。

(3) 原子炉棟隔離系計装

表 27-2-4-3 (2号炉 原子炉棟隔離系計装)

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位低 (L3)	16cm 上方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 課長 (計装) は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	毎日1回 定検停止時
2. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage] 以下		
3. 原子炉棟排気放射線高 ^{※1}	6 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 ^{※2} または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 課長 (計装) は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	毎日1回 定検停止時
4. 燃料取替階放射線高 ^{※1}	6 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下		

※1：高線量当量率物品の移動時を除く。

※2：停止余裕確認後の制御棒1本挿入・引抜を除く。

5. その他の計装

(1) 非常用ディーゼル発電機計装

表 27-2-5-1 (2号炉 非常用ディーゼル発電機計装)

要素	設定値	項目	頻度
1. 非常用ディーゼル発電機計装 a. 非常用交流高圧電源母線低電圧	—	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。 ただし、非常用交流高圧電源母線低電圧を除く。 (2) 課長(電気)および課長(計装)は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	毎日1回
b. 原子炉水位低(L1)	381cm 下方以上 (気水分離器 下端より)		定検停止時
c. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage] 以下		
2. 高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機計装 a. 非常用交流高圧電源母線低電圧	—	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。 ただし、非常用交流高圧電源母線低電圧を除く。 (2) 課長(計装)は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	毎日1回
b. 原子炉水位低(L1H)	261cm 下方以上 (気水分離器 下端より)		定検停止時
c. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage] 以下		

(2) 原子炉隔離時冷却系計装

表 27-2-5-2 (2号炉 原子炉隔離時冷却系計装)

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位低(L2)	112cm 下方以上 (気水分離器 下端より)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動 ^{※1} および高温停止 ^{※1} において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		課長(計装)は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

※1：原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上の場合。

(3) 原子炉再循環ポンプトリップ計装

表 27-2-5-3 (2号炉 原子炉再循環ポンプトリップ計装)

要素	設定値	項目	頻度
1. 主蒸気止め弁閉	開度 90% 以上 ^{※1}	課長（タービン）はチャンネル校正（リミットスイッチ調整）を実施する。	定検停止時
		課長（計装）は論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
2. 蒸気加減弁急速閉	タービン蒸気加減弁パイロット弁の油圧 4.12MPa[gage] 以上 ^{※2}	課長（計装）は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

※1：タービン出力 45%相当以上で運転しているとき。

※2：タービン出力 80%相当^{※3}以上で運転しているとき。

※3：タービン出力 80%相当とは、高圧タービン第1段圧力が 3.74MPa[gage]であることをいう。本条文中の2号炉において同じ。

(4) 制御棒引抜監視装置計装

表 27-2-5-4 (2号炉 制御棒引抜監視装置計装)

要素	設定値	項目	頻度
1. 制御棒引抜阻止 a. 中性子束高	105%以下 (ただし、再循環流量 Wd (%) に対し、 $0.62Wd + 52\%$ の式により設定する。)	当直長は、原子炉熱出力が 30% 相当以上でバイパスされていないことを確認する。	起動時
		課長（計装）は、チャンネル校正（検出器は除く）および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
b. 不作動	—	課長（計装）は、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
c. 中性子束低	5% ^{※1}	課長（計装）は、チャンネル校正（検出器は除く）および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

※1：実際の設定値が「本表に定める設定値」の許容誤差の範囲内であれば運転上の制限を満足していないとはみなさない。

(5) 給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装

表 27-2-5-5 (2号炉 給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装)

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位高 (L8)	132cm 上方以下 (気水分離器 下端より)	当直長は、タービン出力 45%相当以上において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回
		課長 (計装) は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

(6) 中央制御室外原子炉停止装置計装

表 27-2-5-6 (2号炉 中央制御室外原子炉停止装置計装)

要素	項目	頻度
1. 原子炉圧力	課長 (計装) は、チャンネル校正および制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時 または 定検停止後の原子炉起動時
2. 原子炉隔離時冷却系流量		
3. 原子炉隔離時冷却系制御		
4. 残留熱除去系流量		

(7) 中央制御室非常用循環系計装

表 27-2-5-7 (2号炉 中央制御室非常用循環系計装)

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉棟排気放射線高 ^{※1}	6 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 ^{※2} または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回
2. 燃料取替階放射線高 ^{※1}			
3. 換気系放射線高 ^{※1}	10 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下	(2) 課長 (計装) は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

※1 : 高線量当量率物品の移動時を除く。

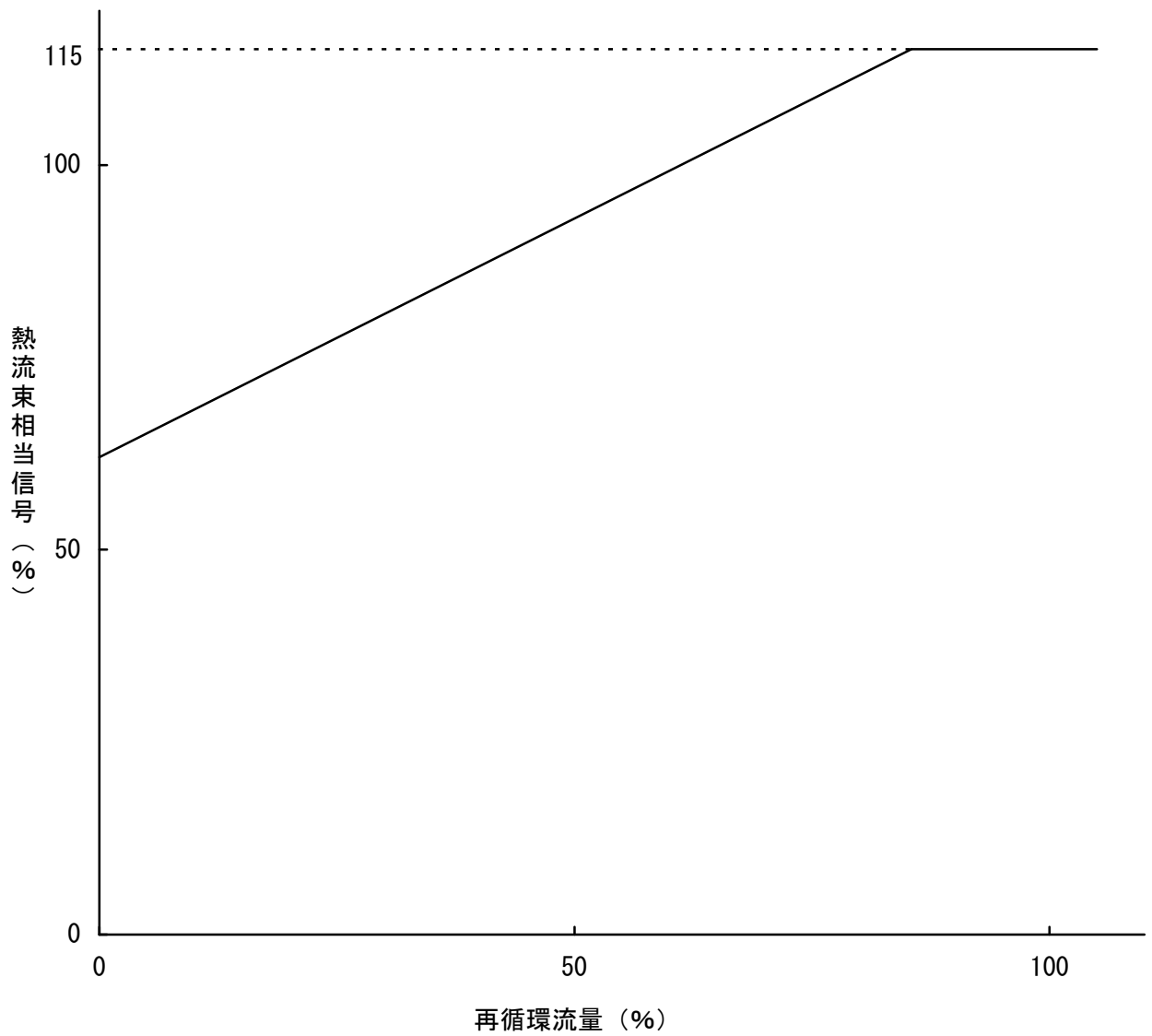
※2 : 停止余裕確認後の制御棒 1 本挿入・引抜を除く。

(8) 事故時計装

表 27-2-5-8 (2号炉 事故時計装)

要素	項目	頻度
1. 原子炉圧力	当直長は、原子炉の状態が運転および起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
2. 原子炉水位（広帯域）		
3. 原子炉水位（燃料域）		
4. 格納容器圧力	課長（計装）は、チャンネル校正を実施する。	定検停止時
5. 格納容器雰囲気気線量当量率		

図 2 7



(注) 熱流束相当信号は、再循環流量 Wd (%) に対して、 $0.62Wd+62$ により設定する。
ただし、最大値は 115 とする。

表 27-3

1. 原子炉保護系計装

原子炉保護系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、片トリップ系毎のすべてのチャンネル数をいう。

- (1) 片トリップ系において、動作不能チャンネルが1つ以上ある場合は、12時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できなければ動作不能なチャンネルをトリップするか、または当該トリップ系をトリップする。
- (2) 両トリップ系において動作不能チャンネルがそれぞれ1つ以上ある場合は、6時間以内に少なくとも片トリップ系を動作可能な状態に復旧し、復旧できなければ、いずれかの片トリップ系における動作不能チャンネルをトリップするか、またはいずれかの片トリップ系をトリップする。
- (3) 片トリップ系において同一要素によるトリップ機能が維持できない場合または当該トリップ系が動作不能の場合は、1時間以内に当該トリップ系を復旧するかトリップする。
- (4) 上記(1)、(2)または(3)の措置を完了できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27-3-1 (2号炉 原子炉保護系計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (片トリップ系)	要求される措置	完了時間
1. 中間領域計装 a. 中性子束高	起動	4 ^{*2}	A1. 高温停止にする。	24時間
	高温停止 ^{*1} 冷温停止 ^{*1} 燃料交換 ^{*1}		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに
b. 中性子計装不作動	起動	4 ^{*2}	A1. 高温停止にする。	24時間
	高温停止 ^{*1} 冷温停止 ^{*1} 燃料交換 ^{*1}		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに
2. 平均出力領域計装 a. 中性子束高 (a) 中性子束 (b) 熱流束相当	起動	3 ^{*3}	A1. 高温停止にする。	24時間
	運転	3 ^{*3}	A1. 起動にする。	12時間
	b. 中性子計装不作動	運転, 起動	3 ^{*3}	A1. 高温停止にする。

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (片トリップ系)	要求される措置	完了時間
3. 原子炉圧力高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間
4. 原子炉水位低 (L3)	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間
5. 主蒸気隔離弁閉	運転	8	A1. 起動にする。	12時間
6. ドライウェル圧力高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間
7. スクラム排出水容器 水位高	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	24時間
	高温停止 ^{※1} 冷温停止 ^{※1} 燃料交換 ^{※1}		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	
8. 主蒸気止め弁閉	タービン出力45%相当以上	4	A1. タービン出力を45%相当未満にする。	8時間
9. 蒸気加減弁急速閉	タービン出力45%相当以上	2	A1. タービン出力を45%相当未満にする。	8時間
10. 主蒸気管放射線高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間
11. 地震大 a. 水平(EL 1.3m) b. 水平(EL34.8m) c. 鉛直(EL 1.3m)	運転, 起動	6	A1. 高温停止にする。	24時間
	高温停止 ^{※1} 冷温停止 ^{※1} 燃料交換 ^{※1}		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	
12. モードスイッチ 「停止」位置	運転, 起動	1 ^{※4}	A1. 高温停止にする。	24時間
	高温停止 ^{※1} 冷温停止 ^{※1} 燃料交換 ^{※1}		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	
13. スクラム回路	運転, 起動	2 ^{※5} (自動スクラム) 1 ^{※5} (手動スクラム)	A1. 高温停止にする。	24時間
	高温停止 ^{※1} 冷温停止 ^{※1} 燃料交換 ^{※1}		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	

※1：1体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合または全燃料が取り出されている場合を除く。

※2：片系4チャンネルのうち、1チャンネルバイパス可能設備のため、1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数(片トリップ系)は3とする。

※3：片系3チャンネルのうち、1チャンネルバイパス可能設備のため、1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数(片トリップ系)は2とする。

※4：原子炉モードスイッチは1つであり、その接点を両トリップ系で1チャンネルずつ使用している。

※5：片系における論理の数をさす。

2. 中性子源領域計装

中性子源領域計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表に要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27-3-2 (2号炉 中性子源領域計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間
中性子源領域計装	中間領域計装がレンジ2以下で、かつ原子炉の状態が起動	4 ^{※1}	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. 中性子源領域計装を動作可能状態に復旧させる。 または A2. 中間領域計装にて監視を行う。	4時間 速やかに
			B. 動作不能チャンネルが3つの場合	B1. 制御棒引抜操作を中止する。	速やかに
			C. 条件AまたはBの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間
	原子炉の状態が、高温停止または冷温停止	2	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. 挿入可能な制御棒を全挿入する。 および A2. 制御棒引抜操作を行ってはならない。	1時間 1時間
原子炉の状態が燃料交換	炉心変更が実施されていない場合	2 ^{※2}	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合 および 動作不能な中性子源領域計装が存在する1/4炉心において中間領域計装が動作不能の場合	A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。	速やかに
	炉心変更が実施されている場合	2 ^{※2※3}	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合 および 動作不能な中性子源領域計装が存在する1/4炉心において中間領域計装が動作不能の場合	A1. 制御棒挿入または燃料取出し以外の炉心変更を中止する。 および A2. 1体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。	速やかに 速やかに

※1：4チャンネルのうち、1チャンネルバイパス可能設備のため、1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は3とする。

※2：中性子源領域計装周りの燃料が4体未満の場合は、当該中性子源領域計装が動作可能であることを要求されない。

※3：炉心変更が実施されている1/4炉心の1チャンネルおよびそれに隣接するいずれかの1/4炉心の1チャンネル。

3. 非常用炉心冷却系計装

(1) 低圧炉心スプレイ系計装

低圧炉心スプレイ系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、低圧炉心スプレイ系を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。

表 27-3-3-1 (2号炉 低圧炉心スプレイ系計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位低 (L1)	運転 起動 高温停止	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間
			B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1時間
2. ドライウエル圧力高	運転 起動 高温停止	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間
			B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1時間
3. 注水弁差圧低 (注水可)	運転 起動 高温停止	1	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1時間

(2) 低圧注水系計装

低圧注水系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、系列毎のポンプおよび弁を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。

表 27-3-3-2 (2号炉 低圧注水系計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (系列毎) ^{※1}	条件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位低 (L1)	運転 起動 高温停止	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間
			B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間
2. ドライウエル圧力高	運転 起動 高温停止	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間
			B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間
3. 注水弁差圧低 (注水可)	運転 起動 高温停止	1	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間

※1：系列毎とは低圧注水系においてA系、B系およびC系をいう。

(3) 高圧炉心スプレイ系計装

高圧炉心スプレイ系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、高圧炉心スプレイ系を作動させるためのすべてのチャンネル数をいい、その半数が片トリップ系を構成する。

表 27-3-3-3 (2号炉 高圧炉心スプレイ系計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (両トリップ系)	条件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位低 (L1H)	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	24時間
				または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。	24時間
				または A3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	12時間
				または B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。	12時間
				または B3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	12時間
C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1時間			

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (両トリップ系)	条件	要求される措置	完了時間
2. ドライウエル 圧力高	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 または B3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	12時間 12時間 12時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1時間

(4) 自動減圧系計装

自動減圧系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、論理毎のすべてのチャンネル数をいう。

表 27-3-3-4 (2号炉 自動減圧系計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉 水位低 (L1)	運転 起動 ^{※1} 高温停止 ^{※1}	2	A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 当該チャンネルをトリップする。	10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間 10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間
			B. 両方の論理がそれぞれ動作不能の場合 または 条件Aの要求される措置が完了時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条件	要求される措置	完了時間
2. ドライウェル圧力高	運転起動 ^{※1} 高温停止 ^{※1}	2	A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 当該チャンネルをトリップする。	10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間 10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間
			B. 両方の論理がそれぞれ動作不能の場合 または 条件Aの要求される措置が完了時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間
3. 自動減圧系始動タイマ	運転起動 ^{※1} 高温停止 ^{※1}	1	A. いずれかの論理が動作不能の場合	A1. 当該論理を動作可能な状態に復旧する。	10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間
			B. 両方の論理がそれぞれ動作不能の場合 または 条件Aの要求される措置が完了時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間

※1：原子炉圧力が0.78MPa[gage]以上の場合。

4. 格納容器隔離系計装

(1) 主蒸気隔離弁計装

主蒸気隔離弁計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、主蒸気隔離弁を隔離させるためのすべてのチャンネル数をいい、その半数が片トリップ系を構成する。

- (A) 片トリップ系において動作不能チャンネルが1つ以上ある場合は、24時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できない場合は、動作不能チャンネルをトリップするかまたは当該トリップ系をトリップする。
- (B) 両トリップ系において動作不能チャンネルがそれぞれ1つ以上ある場合は、12時間以内に少なくとも片トリップ系を動作可能な状態に復旧し、復旧できない場合は、いずれかの片トリップ系における動作不能チャンネルをトリップするかまたはいずれかの片トリップ系をトリップする。
- (C) 片トリップ系において同一要素のトリップ機能を維持できない場合または当該トリップ系が動作不能の場合は、1時間以内に当該トリップ系を復旧するかトリップする。
- (D) (A)、(B)または(C)の措置を完了できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27-3-4-1 (2号炉 主蒸気隔離弁計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (両トリップ系)	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位低 (L2)	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。	24時間
			および A2. 冷温停止にする。	36時間
2. 主蒸気管放射線高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。	12時間
			または A2. 1. 高温停止にする。	24時間
			および A2. 2. 冷温停止にする。	36時間
3. 主蒸気流量大	運転 起動 高温停止	16	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。	12時間
			または A2. 1. 高温停止にする。	24時間
			および A2. 2. 冷温停止にする。	36時間
4. 主蒸気管周囲 温度高	運転 起動 高温停止	24	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。	12時間
			または A2. 1. 高温停止にする。	24時間
			および A2. 2. 冷温停止にする。	36時間
5. 主蒸気圧力低	運転	4	A1. 起動にする。	12時間
6. 復水器真空低	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。	24時間
			および A2. 冷温停止にする。	36時間

(2) 格納容器隔離系計装

主蒸気隔離弁以外の格納容器隔離系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、内側または外側の隔離機能を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。

- (A) 内側隔離論理または外側隔離論理において動作不能チャンネルが1つ以上ある場合は、「原子炉水位低(L3)」または「ドライウェル圧力高」要素については12時間以内に、それ以外の要素については24時間以内に、動作可能な状態に復旧し、復旧できない場合は、動作不能なチャンネルをトリップするかまたは当該トリップ系をトリップする。
- (B) 内側隔離論理および外側隔離論理のそれぞれに同一要素の動作不能チャンネルが1つ以上ある場合、または内側隔離論理および外側隔離論理ともに隔離機能を喪失している場合は、1時間以内に内側隔離論理または外側隔離論理の少なくとも1つの隔離機能を復旧する。
- (C) (A) または (B) の措置を完了できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27-3-4-2 (2号炉 格納容器隔離系計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間
1. 主蒸気ドレン系				
a. 原子炉水位低(L2)	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
b. 主蒸気管放射線高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
c. 主蒸気流量大	運転 起動 高温停止	8	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
d. 主蒸気管周囲温度高	運転 起動 高温停止	12	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
e. 主蒸気圧力低	運転	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 起動にする。	12時間 12時間
f. 復水器真空低	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間
2. 炉水サンプリング系 a. 原子炉水位低(L2)	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
b. 主蒸気管放射線高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
c. 主蒸気流量大	運転 起動 高温停止	8	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
d. 主蒸気管周囲温度高	運転 起動 高温停止	12	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
e. 主蒸気圧力低	運転	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 起動にする。	12時間 12時間
f. 復水器真空低	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
3. 原子炉浄化系 a. 原子炉水位低(L3)	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間
4. 窒素ガス制御系 a. 原子炉水位低(L3)	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間
			または A2. 1. 高温停止にする。	24時間
			および A2. 2. 冷温停止にする。	36時間
b. ドライウエル 圧力高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間
			または A2. 1. 高温停止にする。	24時間
			および A2. 2. 冷温停止にする。	36時間
c. 原子炉棟排気 放射線高 ^{※1}	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間
			または A2. 1. 高温停止にする。	24時間
			および A2. 2. 冷温停止にする。	36時間
d. 燃料取替階 放射線高 ^{※1}	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間
			または A2. 1. 高温停止にする。	24時間
			および A2. 2. 冷温停止にする。	36時間
5. 残留熱除去系 a. 原子炉水位低(L3)	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間
			または A2. 1. 高温停止にする。	24時間
			および A2. 2. 冷温停止にする。	36時間
b. ドライウエル 圧力高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間
			または A2. 1. 高温停止にする。	24時間
			および A2. 2. 冷温停止にする。	36時間
6. 液体廃棄物処理系 a. 原子炉水位低(L3)	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間
			または A2. 1. 高温停止にする。	24時間
			および A2. 2. 冷温停止にする。	36時間
b. ドライウエル 圧力高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間
			または A2. 1. 高温停止にする。	24時間
			および A2. 2. 冷温停止にする。	36時間

※1：高線量当量率物品の移動時を除く。

(3) 原子炉棟隔離系計装

原子炉棟隔離系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、A系またはB系の隔離機能を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。

- (A) A系隔離論理またはB系隔離論理において動作不能チャンネルが1つ以上ある場合は、「原子炉水位低(L3)」または「ドライウェル圧力高」要素については12時間以内に、それ以外の要素については24時間以内に、動作可能な状態に復旧し、復旧できない場合は、動作不能なチャンネルをトリップするかまたは当該隔離系をトリップする。
- (B) A系隔離論理およびB系隔離論理のそれぞれに同一要素の動作不能チャンネルが1つ以上ある場合、またはA系隔離論理およびB系隔離論理ともに隔離機能を喪失している場合は、1時間以内にA系隔離論理またはB系隔離論理の少なくとも1つの隔離機能を復旧するかトリップする。
- (C) (A)の措置を完了できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。
- (D) (B)の措置を完了できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じ、かつ10日間以内にA系隔離論理またはB系隔離論理の少なくとも1つの隔離機能を復旧するかトリップする。
- (E) 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、(C)または(D)の措置を完了時間内に達成できない場合は、24時間以内に高温停止、かつ36時間以内に冷温停止にする。
- (F) 炉心変更時(停止余裕確認後の制御棒1本挿入・引抜を除く。)または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において、(C)または(D)の措置を完了時間内に達成できない場合は、速やかに炉心変更および原子炉棟内での照射された燃料に係る作業を中止する。

表 27-3-4-3 (2号炉 原子炉棟隔離系計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (論理毎)	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位低 (L3)	運転 起動 高温停止	2	A1. 原子炉棟給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 および A2. 1. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 または A2. 2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに 速やかに 速やかに
2. ドライウェル 圧力高	運転 起動 高温停止	2	A1. 原子炉棟給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 および A2. 1. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 または A2. 2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに 速やかに 速やかに
3. 原子炉棟排気 放射線高 ^{※1}	運転 起動 高温停止 炉心変更時 ^{※2} および原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2	A1. 原子炉棟給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 および A2. 1. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 または A2. 2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに 速やかに 速やかに
4. 燃料取替階 放射線高 ^{※1}	運転 起動 高温停止 炉心変更時 ^{※2} および原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2	A1. 原子炉棟給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 および A2. 1. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 または A2. 2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに 速やかに 速やかに

※1：高線量当量率物品の移動時を除く。

※2：停止余裕確認後の制御棒1本挿入・引抜を除く。

5. その他の計装

(1) 非常用ディーゼル発電機計装

非常用ディーゼル発電機計装または高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、系列毎の非常用ディーゼル発電機または高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。

表 27-3-5-1 (2号炉 非常用ディーゼル発電機計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (系列毎)	条件	要求される措置	完了時間
1. 非常用ディーゼル発電機計装 a. 非常用交流 高圧電源 母線低電圧	運転 起動 高温停止 および 第65条で 要求される 非常用交流 高圧電源母 線の要求が ある期間	3	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の 場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。	1時間 1時間
			B. 条件Aの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (系列毎)	条件	要求される措置	完了時間
b. 原子炉水位低 (L1)	運転 起動 高温停止	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間
			B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間
c. ドライウェル 圧力高	運転 起動 高温停止	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間
			B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (系列毎)	条件	要求される措置	完了時間
2. 高圧炉心スプレ イ系ディーゼル 発電機 a. 非常用交流 高圧電源 母線低電圧	運転 起動 高温停止 および 第65条で 要求される 非常用交流 高圧電源母 線の要求が ある期間	3	A. 動作不能チャンネルが 1つ以上の 場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に 復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップ する。	1時間 1時間
			B. 条件 A の要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (系列毎)	条件	要求される措置	完了時間
b. 原子炉水位低 (L1H)	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 または B3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	12時間 12時間 12時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (系列毎)	条件	要求される措置	完了時間
c. ドライウエル 圧力高	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 または B3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	12時間 12時間 12時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間

(2) 原子炉隔離時冷却系計装

原子炉隔離時冷却系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、原子炉隔離時冷却系を作動させるためのすべてのチャンネル数をいい、その半数が片トリップ系を構成する。

表 27-3-5-2 (2号炉 原子炉隔離時冷却系計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (両トリップ系)	条件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位低 (L2)	運転 起動 ^{※1} 高温停止 ^{※1}	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	24時間
				または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。	24時間
				または A3. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	24時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	12時間
				または B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。	12時間
				または B3. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	12時間
C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1時間			

※1 : 原子炉圧力が 0.74MPa[gage] 以上の場合。

(3) 原子炉再循環ポンプトリップ計装

原子炉再循環ポンプトリップ計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、論理毎のすべてのチャンネル数をいう。

表 27-3-5-3 (2号炉 原子炉再循環ポンプトリップ計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (論理毎)	条件	要求される措置	完了時間
1. 主蒸気止め弁閉	タービン出力 45%相当以上	4	A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。	3日間 3日間
			B. 両方の論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合	B1. 少なくとも片方の論理を復旧する。	2時間
			C. 条件 A または B の要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. タービン出力を 45%相当未満にする。	8時間
2. 蒸気加減弁急速閉	タービン出力 80%相当以上	2	A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。	3日間 3日間
			B. 両方の論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合	B1. 少なくとも片方の論理を復旧する。	2時間
			C. 条件 A または B の要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. タービン出力を 80%相当未満にする。	8時間

(4) 制御棒引抜監視装置計装

制御棒引抜監視装置計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27-3-5-4 (2号炉 制御棒引抜監視装置計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間
1. 制御棒引抜阻止 a. 中性子束高 b. 不作動 c. 中性子束低	原子炉熱出力 30%相当以上	2 ^{※1}	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. 動作不能チャンネルをトリップする。	1時間
			B. 条件 A の要求される措置が完了時間内に達成できない場合	B1. 制御棒の引抜操作を行わない。	速やかに

※1：2チャンネルのうち、1チャンネルバイパス可能設備のため、1チャンネルバイパスしている状態では動作可能なチャンネル数は1とする。

(5) 給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装

給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、給水ポンプ・主タービントリップ機能を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。

表 27-3-5-5 (2号炉 給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位高 (L8)	タービン出力 45%相当以上	3	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。	10日間 10日間
			B. 動作不能チャンネルが2つ以上の場合	B1. 高水位トリップ機能を復旧する。	2時間
			C. 条件AまたはBの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. タービン出力を45%相当未満にする。	8時間

(6) 中央制御室外原子炉停止装置計装

中央制御室外原子炉停止装置計装の要素に動作不能が発生した場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27-3-5-6 (2号炉 中央制御室外原子炉停止装置計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉圧力	運転 起動	A. 動作不能な要素が1つの場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間
2. 原子炉隔離時冷却系流量		B. 条件 A の要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間
3. 原子炉隔離時冷却系制御				
4. 残留熱除去系流量				

(7) 中央制御室非常用循環系計装

中央制御室非常用循環系計装の要素に動作不能が発生し、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時（停止余裕確認後の制御棒 1 本挿入・引抜を除く。）または原子炉棟で照射された燃料に係る作業時において、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、中央制御室非常用循環系を作動させるための系列毎のすべてのチャンネル数をいう。

表 27-3-5-7 (2号炉 中央制御室非常用循環系計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系列毎)	条件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉棟排気放射線高 ^{※1}	運転 起動 高温停止 炉心変更時 ^{※2} および原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 当該中央制御室非常用循環系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間
			B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 当該中央制御室非常用循環系を動作不能とみなす。	1時間
2. 燃料取替階放射線高 ^{※1}	運転 起動 高温停止 炉心変更時 ^{※2} および原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 当該中央制御室非常用循環系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間
			B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 当該中央制御室非常用循環系を動作不能とみなす。	1時間
3. 換気系放射線高 ^{※1※3}	運転 起動 高温停止 炉心変更時 ^{※2} および原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	1	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 当該中央制御室非常用循環系を動作不能とみなす。	1時間 1時間

※1：高線量当量率物品の移動時を除く。

※2：停止余裕確認後の制御棒1本挿入・引抜を除く。

※3：サンプルポンプの定期切替時を除く。

(8) 事故時計装

事故時計装の要素に動作不能が発生した場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27-3-5-8 (2号炉 事故時計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉圧力 2. 原子炉水位 (広帯域) 3. 原子炉水位 (燃料域) 4. 格納容器圧力	運転 起動	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間
			B. 条件 A の要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該計器が動作不能であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに
			C. 動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10日間
			D. 条件 C の要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 高温停止にする。	24時間
5. 格納容器雰囲気線量当量率			A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間
			B. 条件 A の要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該計器が動作不能であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに
			C. 動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10日間
			D. 条件 C の要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 動作不能チャンネルを動作可能な状態に復旧する点検計画を作成する。	速やかに

(計測および制御設備)

[3号炉]

第27条の2 原子炉の状態に応じて、次の計測および制御設備^{※1}は、表27の2-1に定める事項を運転上の制限とする。

(1) 原子炉緊急停止系計装

(2) 起動領域モニタ計装

(3) 非常用炉心冷却系計装

(低圧注水系計装, 高圧炉心注水系計装, 原子炉隔離時冷却系計装, 自動減圧系計装)

(4) 原子炉格納容器隔離系計装

(主蒸気隔離弁計装, 原子炉格納容器隔離系計装, 原子炉棟隔離系計装)

(5) その他の計装

(非常用ディーゼル発電機計装, 原子炉隔離時冷却系計装, 原子炉冷却材再循環ポンプトリップ計装, 制御棒引抜監視装置計装, 給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装, 中央制御室外原子炉停止装置計装, 中央制御室非常用循環系計装, 事故時計装)

2. 計測および制御設備が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 課長(燃料技術), 課長(3号電気), 課長(3号機械)および当直長は、原子炉の状態に応じて表27の2-2の各項目を実施する。課長(燃料技術), 課長(3号電気), 課長(3号機械)は、その結果を課長(第二発電)に通知する。なお、課長(燃料技術), 課長(3号電気), 課長(3号機械)および当直長は第1項に定める計測および制御設備に関係する事象を発見した場合には、誤動作^{※2}または誤不動作^{※3}等の観点から、運転上の制限を満足するかどうかを判断する。

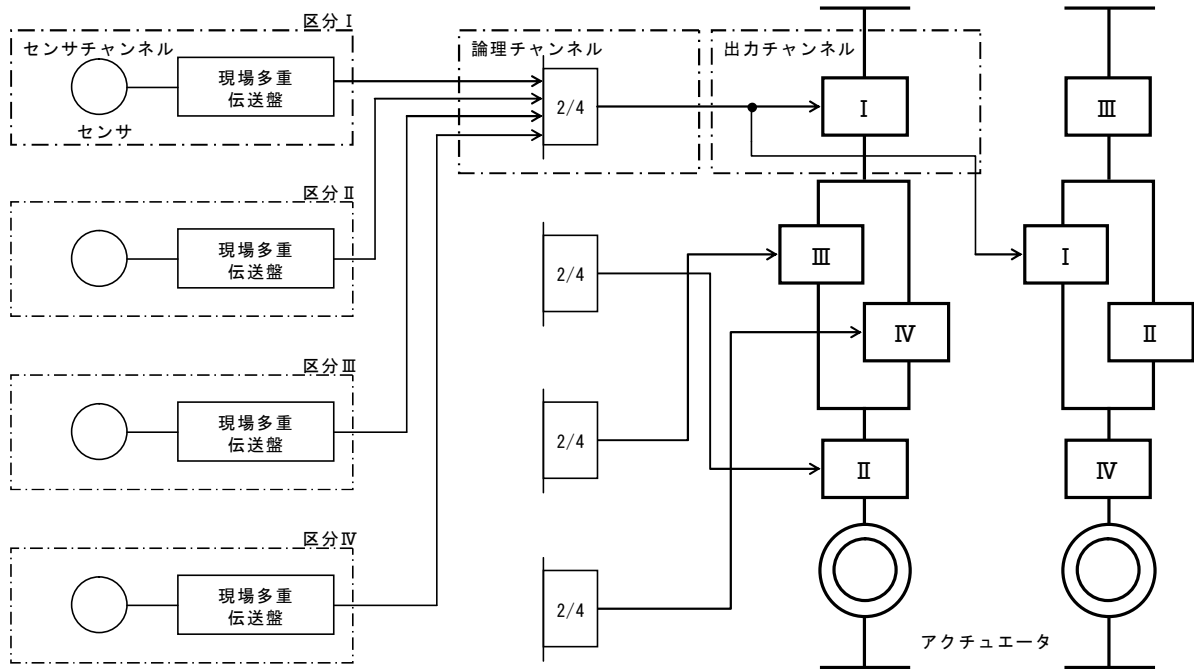
3. 当直長は、計測および制御設備が第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表27の2-3の措置を講じる。なお、同時に複数の要素の動作不能が発生した場合は、個々の要素に対して表27の2-3の措置を講じる。

表27の2-1

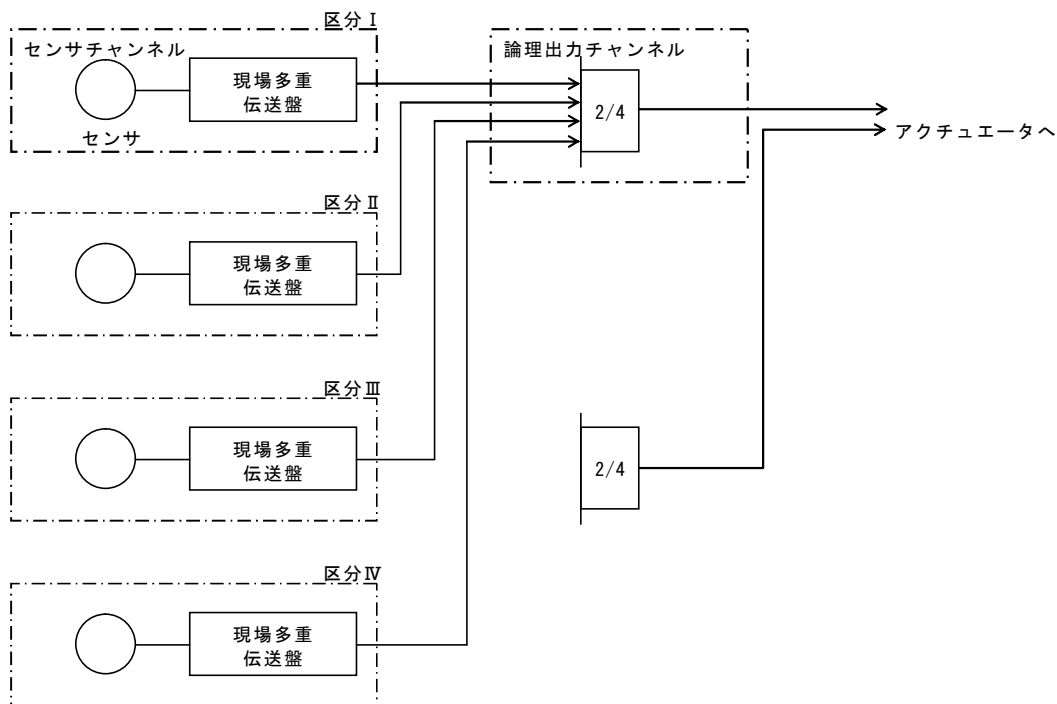
項目	運転上の制限
計測および制御設備	動作可能 ^{※4} であること。 なお、適用される原子炉の状態および動作可能であるべきチャンネル数については、表27の2-3にて定める。

※1: 適用範囲は、センサから論理回路の出力段までとし、アクチュエータは含まない。また、トリップ系の定義の例は次のとおり。

(例 1) 原子炉緊急停止系計装



(例 2) 非常用炉心冷却系計装



- ※ 2 : 誤動作とは、計測および制御設備が、トリップ信号を出力すべきでない状態にもかかわらず、誤ってトリップ信号を出力する状態をいう。
- ※ 3 : 誤不動作とは、計測および制御設備が、トリップ信号を出力すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、トリップ信号を出力しない状態、または、そのような状態が発生すると推定される状態をいう。

※4：動作可能とは、当該計測および制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また、動作不能とは、点検・修理のために当該センサチャンネル、論理チャンネルまたは論理出力チャンネルをバイパスして下表に示す動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合および誤不動作が発見された場合で、当該計測および制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態（論理出力チャンネルの1チャンネルバイパスを含む。）は、誤動作であっても動作不能とはみなさない。

要素	動作可能であるべきチャンネル数	1チャンネルバイパスしている期間における動作可能であるべきチャンネル数
センサチャンネル	4	3
論理チャンネル	4	3

表 27 の 2 - 2

1. 原子炉緊急停止系計装

表 27 の 2 - 2 - 1 (3号炉 原子炉緊急停止系計装)

要素	設定値	項目	頻度
1. 起動領域モニタ a. 原子炉周期短	原子炉周期 10 秒以上 (中間領域)	当直長は、原子炉の状態が起動、高温停止 ^{※1} 、冷温停止 ^{※1} および燃料交換 ^{※1} において動作不能でないことを指示により確認する。 ^{※2}	毎日 1 回
		当直長は、起動領域モニタと平均出力領域モニタのオーバーラップを確認する。	原子炉起動時
		課長(3号電気)は、チャンネル校正 ^{※3} (検出器を除く)および論理回路機能検査 ^{※4} を実施する。	定検停止時
b. 動作不能	—	課長(3号電気)は、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
2. 平均出力領域モニタ a. 中性子束高 (a) 中性子束	15%以下 (原子炉モードスイッチが「運転」以外のとき)	当直長は、原子炉の状態が起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回
		当直長は、原子炉の状態が起動から運転へ入るとき、起動領域モニタと平均出力領域モニタのオーバーラップを確認する。	原子炉起動時
		課長(3号電気)は、チャンネル校正(検出器を除く)および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
	120%以下 (原子炉モードスイッチが「運転」のとき)	当直長は、原子炉の状態が運転において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回
		課長(燃料技術)は、原子炉の状態が運転において平均出力領域モニタのゲインを確認し、必要に応じて校正を実施する。	1 週間に 1 回
		課長(燃料技術)は、動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分が 1,000Mwd/t 毎に 1 回
		課長(3号電気)は、チャンネル校正(検出器を除く)および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

要素	設定値	項目	頻度
(b) 熱流束相当	自動可変設定以下 (図 27 の 2-1 に示す設定値以下)	課長 (燃料技術) は、原子炉の状態が運転において平均出力領域モニタのゲインを確認し、必要に応じて校正を実施する。	1 週間に 1 回
		課長 (燃料技術) は、動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分が 1,000MMd/t 毎に 1 回
		課長 (3号電気) は、チャンネル校正 (検出器を除く) および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
		課長 (3号電気) は、フローユニットのチャンネル校正を実施する。	定検停止時
b. 動作不能	—	課長 (3号電気) は、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
3. 原子炉圧力高	7. 34MPa [gage] 以下	当直長は、原子炉の状態が運転および起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回
		課長 (3号電気) は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
4. 炉心流量急減	流量変化幅大 (図 27 の 2-2 に示す設定値以上)	課長 (3号電気) は、チャンネル校正 (検出器を除く) および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
5. 原子炉水位低 (L3)	61cm 上方以上 (蒸気乾燥器スカート下端より)	当直長は、原子炉の状態が運転および起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回
		課長 (3号電気) は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
6. 主蒸気隔離弁閉	開度 90%以上	課長 (3号機械) は、チャンネル校正 (リミットスイッチ調整) を実施する。	定検停止時
		課長 (3号電気) は、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
7. ドライウエル圧力高	13. 7kPa [gage] 以下	当直長は、原子炉の状態が運転および起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回
		課長 (3号電気) は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
8. 制御棒駆動機構 充てん水圧力低	12. 8MPa [gage] 以上	当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止 ^{※1} 、低温停止 ^{※1} および燃料交換 ^{※1} において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回
		課長 (3号電気) は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

要素	設定値	項目	頻度
9. タービン主蒸気止め弁閉	開度 90%以上※ ⁵	当直長は、原子炉熱出力 35%相当以上においてバイパス状態でないことを確認する。	起動時
		課長（3号機械）は、チャンネル校正（リミットスイッチ調整）を実施する。	定検停止時
		課長（3号電気）は、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
10. タービン蒸気加減弁急速閉	タービン蒸気加減弁パイロット弁の油圧 4.12MPa[gage] 以上※ ⁵	当直長は、原子炉熱出力が 35%相当以上においてバイパス状態でないことを確認する。	起動時
		課長（3号電気）は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
11. 主蒸気管放射能高	10× （通常運転時のバックグラウンド）以下	当直長は、原子炉の状態が運転および起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回
		課長（3号電気）は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
12. 地震加速度大 a. 水平 (EL -4.2m) b. 水平 (EL 27.5m) c. 鉛直 (EL -4.2m)	水平 (EL -4.2m) 140 Gal 以下 水平 (EL 27.5m) 350 Gal 以下 鉛直 (EL -4.2m) 70 Gal 以下	課長（3号電気）は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
13. モードスイッチ「停止」位置	—	課長（3号電気）は、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
14. 手動	—	課長（3号電気）は、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
15. 原子炉緊急停止 a. 論理チャンネル b. 出力チャンネル	—	当直長は、原子炉の状態が運転および起動において論理回路が動作可能であることを確認する。	1 箇月に 1 回

※1：1 体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合または全燃料が取り出されている場合を除く。

※2：「動作不能でないことを指示により確認する。」とは、当該チャンネルの指示値に異常な変動がないことを確認すること、また可能であれば他のチャンネルの指示値と有意な差異がないことを確認することをいう。なお、トリップ状態にあるチャンネルについては該当しない。

※3：チャンネル校正とは、センサにあらかじめ定められた模擬入力を与え、その時の出力信号または指示値が許容範囲内であるように調整することをいう。

※4：論理回路機能検査とは、センサからの出力にて、論理回路の出力段に信号が発生することにより、その機能の健全性を確認することをいう。なお、確認は部分的な確認を積み重ねることにより、適用範囲を確認したとみなすことができる。

※5：原子炉熱出力 35%相当※⁶ 以上で運転しているとき。

※6：原子炉熱出力 35%相当とは、高圧タービン第 1 段圧力が 1.44MPa[gage]であることをいう。以下、本条において同じ。

2. 起動領域モニタ計装

表 27 の 2-2-2 (3号炉 起動領域モニタ計装)

要素	項目	頻度
1. 起動領域モニタ計装	当直長は、計数率が 3 s^{-1} 以上であることを確認する。	原子炉の状態が起動 ^{※1} 、高温停止、冷温停止および燃料交換 ^{※2} の場合は毎日1回 炉心変更中 ^{※2} の場合は 12時間に1回
	当直長は、原子炉の状態が起動 ^{※1} 、高温停止、冷温停止および燃料交換 ^{※2} において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
	課長(3号電気)は、チャンネル校正(検出器を除く)を実施する。	定検停止時

※1：中性子源領域の場合。

※2：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合を除く。

3. 非常用炉心冷却系計装

(1) 低圧注水系計装

表 27 の 2-2-3-1 (3号炉 低圧注水系計装)

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位低 (L1)	288cm 下方以上 (蒸気乾燥器スカート 下端より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、 起動および高温停止において動 作不能でないことを指示により 確認する。 (2) 課長 (3号電気) は、チャンネル 校正および論理回路機能検査を 実施する。	毎日 1 回
2. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage]以下		定検停止時
3. 原子炉圧力低 (注入 可)	3.10MPa[gage] ^{*1}		

*1 : 実際の設定値が「本表に定める設定値」の許容誤差の範囲内であれば運転上の制限を満足していな
いとみなさない。

(2) 高圧炉心注水系計装

表 27 の 2-2-3-2 (3号炉 高圧炉心注水系計装)

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位低 (L1.5)	204cm 下方以上 (蒸気乾燥器スカート 下端より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、 起動および高温停止において動 作不能でないことを指示により 確認する。 (2) 課長 (3号電気) は、チャンネル 校正および論理回路機能検査を 実施する。	毎日 1 回
2. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage]以下		定検停止時

(3) 原子炉隔離時冷却系計装

表 27 の 2-2-3-3 (3号炉 原子炉隔離時冷却系計装)

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位低 (L 1. 5)	204cm 下方以上 (蒸気乾燥器スカート 下端より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、 起動 ^{※1} および高温停止 ^{※1} におい て動作不能でないことを指示に より確認する。	毎日 1 回
2. ドライウェル圧力高	13. 7kPa[gage]以下	(2) 課長 (3号電気) は、チャンネル 校正および論理回路機能検査を 実施する。	定検停止時

※1 : 原子炉圧力が 1. 03MPa[gage] 以上の場合。

(4) 自動減圧系計装

表 27 の 2-2-3-4 (自動減圧系計装)

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位低 (L 1)	288cm 下方以上 (蒸気乾燥器スカート 下端より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、 起動 ^{※1} および高温停止 ^{※1} におい て動作不能でないことを指示に より確認する。	毎日 1 回
2. ドライウェル圧力高	13. 7kPa[gage]以下 (作動時間遅れ 30 秒 以下)	(2) 課長 (3号電気) は、チャンネル 校正および論理回路機能検査を 実施する。	定検停止時
3. 高圧炉心注水ポンプ 出口圧力高	1. 45MPa[gage] ^{※2}	(1) 課長 (3号電気) は、チャンネル 校正および論理回路機能検査を 実施する。	定検停止時
4. 残留熱除去ポンプ 出口圧力高	0. 84MPa[gage] ^{※2}		

※1 : 原子炉圧力が 1. 03MPa[gage] 以上の場合。

※2 : 実際の設定値が「本表に定める設定値」の許容誤差の範囲内であれば運転上の制限を満足していない
とはみなさない。

4. 原子炉格納容器隔離系計装

(1) 主蒸気隔離弁計装

表 27 の 2 - 2 - 4 - 1 (3号炉 主蒸気隔離弁計装)

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位低 (L 1. 5)	204cm 下方以上 (蒸気乾燥器スカート 下端より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、 起動 ^{※1} および高温停止 ^{※1} におい て動作不能でないことを指示に より確認する。 (2) 課長 (3号電気) は、チャンネ ル校正および論理回路機能検 査を実施する。	毎日 1 回
2. 主蒸気管放射能高	10× (通常運転時の バックグラウンド) 以 下		定検停止時
3. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の 140% 以下		
4. 主蒸気管周囲温度高	93℃以下		
5. 主蒸気管圧力低	6. 01MPa [gage] 以上		
6. 復水器真空度低	真空度 28. 8kPa [gage] 以上		

※ 1 : 主蒸気管圧力低については、起動および高温停止を除く。

(2) 原子炉格納容器隔離系計装

表 27 の 2-2-4-2 (3号炉 原子炉格納容器隔離系計装)

要素	設定値	項目	頻度
1. 主蒸気ドレン系 a. 原子炉水位低 (L 1. 5)	204cm 下方以上 (蒸気乾燥器スカート 下端より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、 起動 ^{※1} および高温停止 ^{※1} におい て動作不能でないことを指示に より確認する。 (2) 課長(3号電気)は、チャンネル 校正および論理回路機能検 査を実施する。	毎日1回 定検停止時
b. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時の バックグラウンド)以下		
c. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140% 以下		
d. 主蒸気管周囲温度 高	93℃以下		
e. 主蒸気管圧力低	6.01MPa[gage]以上		
f. 復水器真空度低	真空度 28.8kPa[gage] 以上		
2. 炉水サンプリング系 a. 原子炉水位低 (L 1. 5)	204cm 下方以上 (蒸気乾燥器スカート 下端より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、 起動 ^{※1} および高温停止 ^{※1} におい て動作不能でないことを指示に より確認する。 (2) 課長(3号電気)は、チャンネル 校正および論理回路機能検 査を実施する。	毎日1回 定検停止時
b. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時の バックグラウンド)以下		
c. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140% 以下		
d. 主蒸気管周囲温度 高	93℃以下		
e. 主蒸気管圧力低	6.01MPa[gage]以上		
f. 復水器真空度低	真空度 28.8kPa[gage] 以上		
3. 原子炉冷却材浄化系 a. 原子炉水位低(L 2)	59cm 下方以上 (蒸気乾燥器スカート 下端より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、 起動および高温停止において動 作不能でないことを指示により 確認する。 (2) 課長(3号電気)は、チャンネル 校正および論理回路機能検 査を実施する。	毎日1回 定検停止時

要素	設定値	項目	頻度
4. 不活性ガス系 a. 原子炉水位低 (L3)	61cm 上方以上 (蒸気乾燥器スカート 下端より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、 起動および高温停止において動 作不能でないことを指示により 確認する。 (2) 課長 (3号電気) は、チャンネル 校正および論理回路機能検査を 実施する。	毎日 1 回 定検停止時
b. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage] 以下		
c. 原子炉棟排気 放射能高 ^{※2}	10× (通常運転時の バックグラウンド) 以 下		
d. 燃料取替エリア 放射能高 ^{※2}	10× (通常運転時の バックグラウンド) 以 下		
5. 残留熱除去系 a. 原子炉水位低 (L3)	61cm 上方以上 (蒸気乾燥器スカート 下端より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、 起動および高温停止において動 作不能でないことを指示により 確認する。 (2) 課長 (3号電気) は、チャンネル 校正および論理回路機能検査を 実施する。	毎日 1 回 定検停止時
b. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage] 以下		
6. 廃棄物処理系 a. 原子炉水位低 (L3)	61cm 上方以上 (蒸気乾燥器スカート 下端より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、 起動および高温停止において動 作不能でないことを指示により 確認する。 (2) 課長 (3号電気) は、チャンネル 校正および論理回路機能検査を 実施する。	毎日 1 回 定検停止時
b. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage] 以下		

※1：主蒸気管圧力低については、起動および高温停止を除く。

※2：高線量当量率物品の移動時を除く。

(3) 原子炉棟隔離系計装

表 27 の 2-2-4-3 (3号炉 原子炉棟隔離系計装)

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位低 (L3)	61cm 上方以上 (蒸気乾燥器スカート 下端より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、 起動および高温停止において動 作不能でないことを指示により 確認する。	毎日 1 回
2. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage] 以下	(2) 課長 (3号電気) は、チャンネル 校正および論理回路機能検査を 実施する。	定検停止時
3. 原子炉棟排気 放射能高 ^{※1}	10× (通常運転時の バックグラウンド) 以 下	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、 起動、高温停止および炉心変更時 ^{※2} または原子炉棟内での照射さ れた燃料に係る作業時において 動作不能でないことを指示によ り確認する。	毎日 1 回
4. 燃料取替エリア 放射能高 ^{※1}	10× (通常運転時の バックグラウンド) 以 下	(2) 課長 (3号電気) は、チャンネル 校正および論理回路機能検査を 実施する。	定検停止時

※1 : 高線量当量率物品の移動時を除く。

※2 : 停止余裕確認後の同一の水圧制御ユニットに属する 1 組または 1 本の制御棒挿入・引抜を除く。

5. その他の計装

(1) 非常用ディーゼル発電機計装

表 27 の 2-2-5-1 (3号炉 非常用ディーゼル発電機計装)

要素	設定値	項目	頻度
1. 非常用ディーゼル発電機計装 (A系) a. 非常用交流高圧電源母線低電圧	—	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。 ただし、非常用交流高圧電源母線低電圧を除く。	毎日1回
b. 原子炉水位低 (L1)	288cm 下方以上 (蒸気乾燥器スカート下端より)	(2) 課長 (3号電気) は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
c. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage] 以下		
2. 非常用ディーゼル発電機計装 (B系およびC系) a. 非常用交流高圧電源母線低電圧	—	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。ただし、非常用交流高圧電源母線低電圧を除く。	毎日1回
b. 原子炉水位低 (L1.5)	204cm 下方以上 (蒸気乾燥器スカート下端より)	(2) 課長 (3号電気) は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
c. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage] 以下		

(2) 原子炉隔離時冷却系計装 (原子炉冷却材補給機能)

表 27 の 2-2-5-2 (3号炉 原子炉隔離時冷却系計装 (原子炉冷却材補給機能))

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位低 (L2)	59cm 下方以上 (蒸気乾燥器スカート下端より)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動※ ¹ および高温停止※ ¹ において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		課長 (3号電気) は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

※1 : 原子炉圧力が 1.03MPa[gage] 以上の場合。

(3) 原子炉冷却材再循環ポンプトリップ計装

表 27 の 2-2-5-3 (3号炉 原子炉冷却材再循環ポンプトリップ計装)

要素	設定値	項目	頻度
1. タービン主蒸気止め弁閉	開度 90%以上 ^{※1}	課長(3号機械)は、チャンネル校正(リミットスイッチ調整)を実施する。	定検停止時
		課長(3号電気)は、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
2. タービン蒸気加減弁急速閉	タービン蒸気加減弁パイロット弁の油圧 4.12MPa[gage] 以上 ^{※1}	課長(3号電気)は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

※1：原子炉熱出力 35%相当以上で運転しているとき。

(4) 制御棒引抜監視装置計装

表 27 の 2-2-5-4 (3号炉 制御棒引抜監視装置計装)

要素	設定値	項目	頻度
1. 制御棒引抜阻止 a. 中性子束高	105%以下 (ただし、炉心流量 W(%) に対し、0.68W+44%の式により設定する。)	当直長は、原子炉熱出力が 30%相当以上でバイパスされていないことの確認を行う。	起動時
		課長(3号電気)は、チャンネル校正(検出器は除く。)および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
b. 動作不能	—	課長(3号電気)は、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
c. 中性子束低	5% ^{※1}	課長(3号電気)は、チャンネル校正(検出器は除く)および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

※1：実際の設定値が「本表に定める設定値」の許容誤差の範囲内であれば運転上の制限を満足していないとはみなさない。

(5) 給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装

表 27 の 2-2-5-5 (3号炉 給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装)

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位高 (L8)	165cm 上方以下 (蒸気乾燥器スカート 下端より)	当直長は、原子炉熱出力 35%相当以上において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回
		課長 (3号電気) は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

(6) 中央制御室外原子炉停止装置計装

表 27 の 2-2-5-6 (3号炉 中央制御室外原子炉停止装置計装)

要素	項目	頻度
1. 原子炉圧力 2. 高圧炉心注水系流量 3. 残留熱除去系流量	課長 (3号電気) は、チャンネル校正および制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時

(7) 中央制御室非常用循環系計装

表 27 の 2-2-5-7 (3号炉 中央制御室非常用循環系計装)

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉棟排気放射能高 ^{※1} 2. 燃料取替エリア放射能高 ^{※1}	10× (通常運転時のバックグラウンド) 以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 ^{※2} または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回
		課長 (3号電気) は、チャンネル校正および論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

※1 : 高線量当量率物品の移動時を除く。

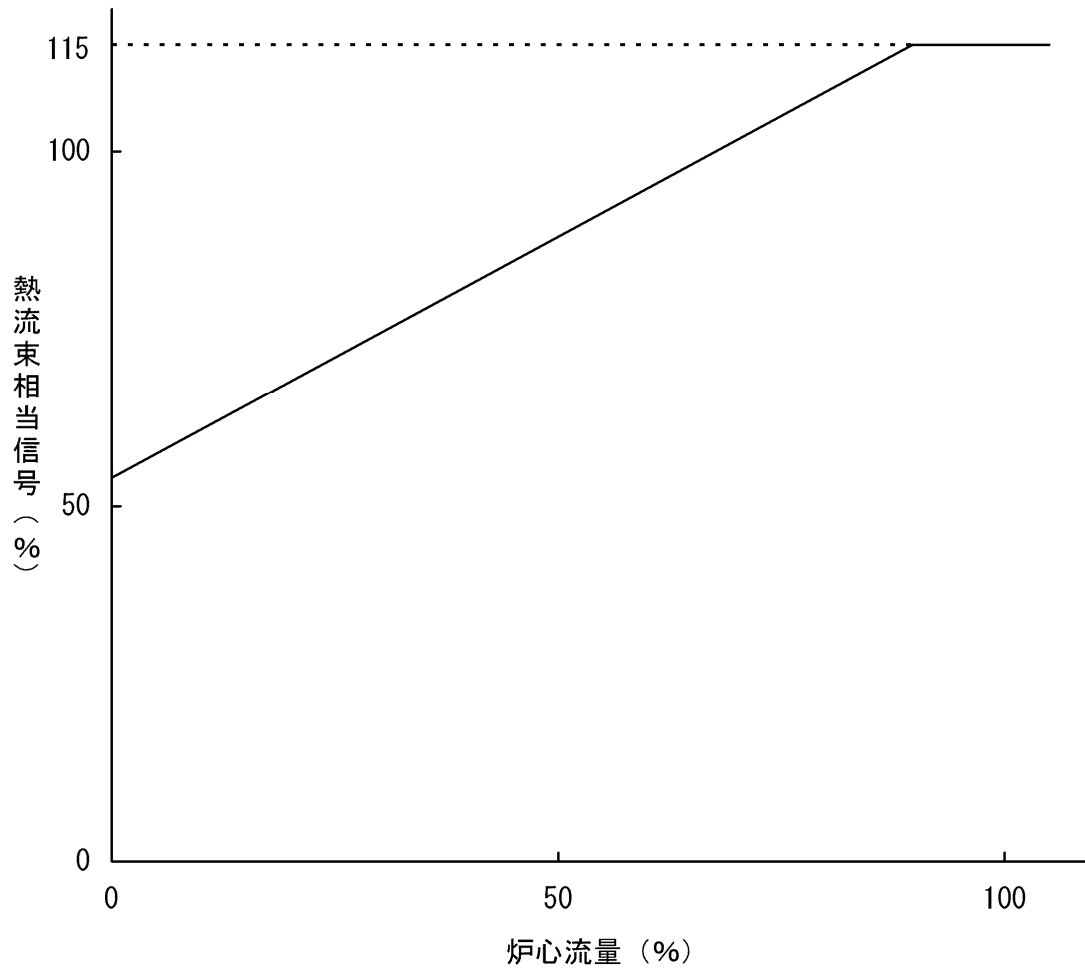
※2 : 停止余裕確認後の制御棒 (同一の水圧制御ユニットに属する 1 組または 1 本の制御棒) の挿入・引抜を除く。

(8) 事故時計装

表 27 の 2 - 2 - 5 - 8 (3号炉 事故時計装)

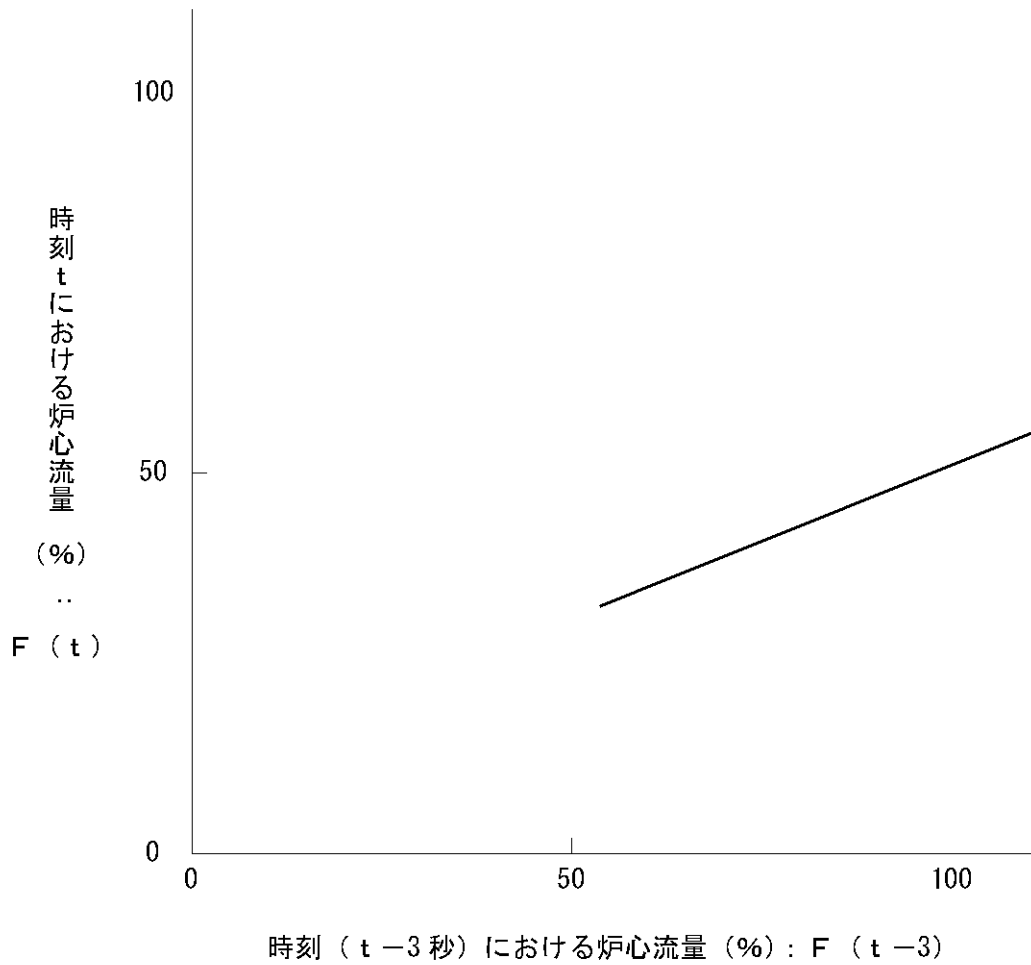
要素	項目	頻度
1. 原子炉圧力 2. 原子炉水位 (広帯域) 3. 原子炉水位 (燃料域)	当直長は、原子炉の状態が運転および起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回
4. ドライウェル圧力 5. 格納容器雰囲気放射線 モニタ	課長 (3号電気) は、チャンネル校正を実施する。	定検停止時

図 27 の 2 - 1



(注) 熱流束相当信号は、炉心流量 W (%) に対して、 $0.68W+54$ により設定する。
ただし、最大値は 115 とする。

図 27 の 2 - 2



(注) 炉心流量急減信号は、時刻 t における炉心流量 F (t) (%) と時刻 t - 3 における炉心流量 F (t - 3) に対し、
 $F (t) = \{ 0 . 4 F (t - 3) + 1 1 \}$ により設定する。
ただし、原子炉熱出力の 7 5 %相当以上で運転しているとき。

表 27 の 2-3

1. 原子炉緊急停止系計装

原子炉緊急停止系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表 27 の 2-3-1 (1) の措置を講じる。表 27 の 2-3-1 (1) の措置を完了できない場合は、表 27 の 2-3-1 (2) の要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、原子炉を自動停止させるためのすべてのチャンネル数をいう。

表 27 の 2-3-1 (1) (3号炉 原子炉緊急停止系計装)

要素	条件	要求される措置	完了時間	
センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置（当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む）を開始する ^{※1※2※3} 。	速やかに	
	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 および B2. 他の区分をバイパスする ^{※1※2※3} 。 および B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	3時間 6時間 30日間	
		C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 および C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 6時間
		D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 および D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 1時間
論理チャンネル	A. 1つの論理チャンネルが動作不能の場合	A1. 当該論理チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置（当該区分の論理チャンネルをバイパスする操作を含む）を開始する。	速やかに	
	B. 2つの論理チャンネルが動作不能の場合	B1. 1つの論理チャンネルをトリップする。 および B2. 他の論理チャンネルをバイパスする。 および B3. 少なくとも1つの論理チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	3時間 6時間 30日間	
		C. 3つの論理チャンネルが動作不能の場合	C1. 1つの論理チャンネルをトリップする。 および C2. 少なくとも1つの論理チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 6時間
		D. 4つの論理チャンネルが動作不能の場合	D1. 1つの論理チャンネルをトリップする。 および D2. 少なくとも1つの論理チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 1時間

要素	条件	要求される措置	完了時間
出力チャンネル	A. 1つの出力チャンネルが動作不能の場合	A1. 当該出力チャンネルをトリップする。	6時間
	B. 2つの出力チャンネルが動作不能の場合	B1. 1つの出力チャンネルをトリップする。 および B2. 少なくとも1つの動作不能の出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間 10日間
	C. 3つ以上の出力チャンネルが動作不能の場合	C1. 少なくとも2つの動作不能の出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間
原子炉モードスイッチ「停止」位置	A. 1つ以上のチャンネルが動作不能の場合	A1. 動作不能のチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間
手動	A. 1つ以上のチャンネルが動作不能の場合	A1. 当該チャンネルをトリップする。 および A2. 動作不能のチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間 30日間

※1：区分（センサチャンネル）をバイパスしている期間については、当該区分に含まれている他の要素のセンサチャンネルについても、バイパスしているとみなす。

※2：起動領域モニタおよび平均出力領域モニタにおいては各モニタのバイパススイッチでチャンネルをバイパスする。

※3：「主蒸気隔離弁閉」および「タービン主蒸気止め弁閉」要素については、主蒸気ライン閉トリップバイパススイッチまたはセンサチャンネルにてバイパスを行う。

表27の2-3-1(2) (3号炉 原子炉緊急停止系計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	要求される措置	完了時間
1. 起動領域モニタ a. 原子炉周期短	起動 ^{※1}	10 ^{※3}	A1. 高温停止にする。	24時間
	高温停止 ^{※1※2} 冷温停止 ^{※1※2} 燃料交換 ^{※1※2}		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに
b. 動作不能	起動	10 ^{※3}	A1. 高温停止にする。	24時間
	高温停止 ^{※1※2} 冷温停止 ^{※1※2} 燃料交換 ^{※1※2}		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに
2. 平均出力領域モニタ a. 中性子束高	起動	4 ^{※4}	A1. 高温停止にする。	24時間
	(a) 中性子束 運転	4 ^{※4}	A1. 起動にする。	12時間
	(b) 熱流束相当 運転	4 ^{※4}	A1. 起動にする。	12時間
b. 動作不能	運転, 起動	4 ^{※4}	A1. 高温停止にする。	24時間

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	要求される措置	完了時間
3. 原子炉圧力高	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	2 4 時間
4. 炉心流量急減	原子炉熱出力が75%相当以上	4 ^{※4}	A1. 原子炉熱出力を 75%相当未満にする。	4 時間
5. 原子炉水位低 (L 3)	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	2 4 時間
6. 主蒸気隔離弁閉	運転	8 ^{※5}	A1. 起動にする。	1 2 時間
7. ドライウェル圧力高	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	2 4 時間
8. 制御棒駆動機構 充てん水圧力低	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	2 4 時間
	高温停止 ^{※2} 冷温停止 ^{※2} 燃料交換 ^{※2}		A1. 1 体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	
9. タービン主蒸気止め弁閉	原子炉熱出力が35%相当以上	4 ^{※6}	A1. 原子炉熱出力を 35%相当未満にする。	8 時間
10. タービン蒸気加減弁急速閉	原子炉熱出力が35%相当以上	4	A1. 原子炉熱出力を 35%相当未満にする。	8 時間
11. 主蒸気管放射能高	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	2 4 時間
12. 地震加速度大 a. 水平 (EL -4. 2m) b. 水平 (EL 27. 5m) c. 鉛直 (EL -4. 2m)	運転, 起動	1 2 ^{※7}	A1. 高温停止にする。	2 4 時間
	高温停止 ^{※2} 冷温停止 ^{※2} 燃料交換 ^{※2}		A1. 1 体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに
13. モードスイッチ 「停止」位置	運転, 起動	2 ^{※8}	A1. 高温停止にする。	2 4 時間
	高温停止 ^{※2} 冷温停止 ^{※2} 燃料交換 ^{※2}		A1. 1 体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに
14. 手動	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	2 4 時間
	高温停止 ^{※2} 冷温停止 ^{※2} 燃料交換 ^{※2}		A1. 1 体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに
15. 原子炉緊急停止 a. 論理チャンネル b. 出力チャンネル	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	2 4 時間
	高温停止 ^{※2} 冷温停止 ^{※2} 燃料交換 ^{※2}		A1. 1 体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに

- ※ 1 : 中性子源領域を除く。
- ※ 2 : 1 体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合または全燃料が取り出されている場合を除く。
- ※ 3 : 各バイパスグループにおいて、1チャンネルずつバイパス可能な設備のため、各バイパスグループで1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は次のとおり。
 - ・バイパスグループⅠ : 3
 - ・バイパスグループⅡ : 2
 - ・バイパスグループⅢ : 2
- ※ 4 : モニタのセンサチャンネルをバイパス可能な設備であり、センサチャンネルを1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は3とする。
- ※ 5 : 主蒸気ライン閉トリップバイパススイッチまたはセンサチャンネルバイパスにてセンサチャンネルをバイパス可能な設備であり、1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は6とする。
- ※ 6 : 主蒸気ライン閉トリップバイパススイッチまたはセンサチャンネルバイパスにてセンサチャンネルをバイパス可能な設備であり、1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は3とする。
- ※ 7 : 1 区分 (センサチャンネル) をバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は9とする。
- ※ 8 : 原子炉モードスイッチは1つであり、その接点を両トリップ系で1チャンネルずつ使用している。

2. 起動領域モニタ計装

起動領域モニタ計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、表27の2-3-2の要求される措置を完了時間内に講じる。

表27の2-3-2（3号炉 起動領域モニタ計装）

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間	
起動領域モニタ計装	起動 ^{※1}	10 ^{※2}	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. 高温停止にする。	24時間	
	高温停止 冷温停止	2 ^{※3}	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. 挿入可能な制御棒を全挿入する。 および A2. 制御棒引抜操作を行ってはならない。	1時間 1時間	
	燃料交換	炉心変更が実施されていない場合	2 ^{※3※4}	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。	速やかに
		炉心変更が実施されている場合	2 ^{※4※5}	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. 制御棒挿入または燃料取出し以外の炉心変更を中止する。 および A2. 1体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。	速やかに 速やかに

※1：中性子源領域の場合。

※2：各バイパスグループにおいて、1チャンネルずつバイパス可能な設備のため、各バイパスグループで1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は次のとおり。

- ・バイパスグループⅠ：3
- ・バイパスグループⅡ：2
- ・バイパスグループⅢ：2

※3：異なる1/4炉心の2チャンネル。

※4：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合は、当該起動領域モニタが動作可能であることを要求されない。

※5：炉心変更が実施されている1/4炉心の1チャンネルおよびそれに隣接するいずれかの1/4炉心の1チャンネル。

3. 非常用炉心冷却系計装

非常用炉心冷却系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27の2-3-3(1)および表27の2-3-3(3)の措置を講じる。表27の2-3-3(1)の措置を完了できない場合は、表27の2-3-3(2)の要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、非常用炉心冷却系を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。

表27の2-3-3(1) (3号炉 非常用炉心冷却系計装)

要素	条件	要求される措置	完了時間
センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置（当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む）を開始する※ ¹ 。	速やかに
	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	3時間
		B2. 他の区分をバイパスする※ ¹ 。	6時間
		B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間
C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 および C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 6時間	
D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 および D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 1時間	

※1：区分（センサチャンネル）をバイパスしている期間については、当該区分に含まれている他の要素のセンサチャンネルについても、バイパスしているとみなす。

(1) 低圧注水系計装

表 27 の 2-3-3 (2)-1 (3号炉 低圧注水系計装)

要素	適用されるべき 原子炉の状態	動作可能であるべき チャンネル数 (系列毎) ※1	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位低 (L1)	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間
2. ドライウエル 圧力高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間
3. 原子炉圧力低 (注入可)	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間

※1：系列毎とは、低圧注水系においてはA系、B系およびC系をいう。

(2) 高圧炉心注水系計装

表 27 の 2-3-3 (2)-2 (3号炉 高圧炉心注水系計装)

要素	適用されるべき 原子炉の状態	動作可能であるべき チャンネル数 (系列毎) ※1	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位低 (L1.5)	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該高圧炉心注水系を動作不能とみなす。	1時間
2. ドライウエル 圧力高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該高圧炉心注水系を動作不能とみなす。	1時間

※1：系列毎とは、高圧炉心注水系においてはB系およびC系をいう。

(3) 原子炉隔離時冷却系計装

表 27 の 2-3-3 (2)-3 (3号炉 原子炉隔離時冷却系計装)

要素	適用されるべき 原子炉の状態	動作可能であるべき チャンネル数	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位低 (L 1. 5)	運転 起動 ^{※1} 高温停止 ^{※1}	4	A1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1時間
2. ドライウエル 圧力高	運転 起動 ^{※1} 高温停止 ^{※1}	4	A1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1時間

※ 1 : 原子炉圧力が 1.03MPa[gage] 以上の場合。

(4) 自動減圧系計装

表 27 の 2-3-3 (2) - 4 (3号炉 自動減圧系計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (論理 ^{※1} 毎)	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位低 (L1)	運転 起動 ^{※2} 高温停止 ^{※2}	4	A1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間
2. ドライウェル 圧力高	運転 起動 ^{※2} 高温停止 ^{※2}	4	A1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間

※1：論理とは、当該系統・設備を動作させるためのセンサから論理回路の出力段までの最小単位の構成をいう。以下、本条において同じ。

※2：原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合。

表 27 の 2-3-3 (3) (3号炉 非常用炉心冷却系計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (系列毎) ^{※1}	条件	要求される措置	完了時間
1. 低圧注水系 (論理出力チャンネル)	運転 起動 高温停止	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む)を開始する。	速やかに
			B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B1. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間
			C. 条件AまたはBの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (系列毎) ^{※1}	条件	要求される措置	完了時間
2. 高圧炉心注水系 (論理出力チャンネル)	運転 起動 高温停止	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む)を開始する。	速やかに
			B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B1. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間
			C. 条件 A または B の要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当該高圧炉心注水系を動作不能とみなす。	1時間
3. 原子炉隔離時冷却系 (論理出力チャンネル)	運転 起動 ^{※2} 高温停止 ^{※2}	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む)を開始する。	速やかに
			B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B1. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間
			C. 条件 A または B の要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1時間

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (系列毎) ^{※1}	条件	要求される措置	完了時間
4. 自動減圧系 (論理出力チャンネル)	運転 起動 ^{※2} 高温停止 ^{※2}	4 ^{※3}	A. 片系の論理出力チャンネルの1つが動作不能の場合	A1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む)を開始する。	速やかに
			B. 片系の論理出力チャンネルの2つが動作不能の場合	B1. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10日間 ただし、高圧炉心注水系1系列の動作不能を発見した場合は、7日間 または 高圧炉心注水系2系列の動作不能を発見した場合は、3日間
			C. 両系の論理出力チャンネルが動作不能の場合 または 条件AまたはBの要求される措置を満足できない場合	C1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条件	要求される措置	完了時間
5. 自動減圧系 高圧炉心注水ポンプ出口圧力高 または 残留熱除去ポンプ出口圧力高	運転 起動 ^{※2} 高温停止 ^{※2}	高圧炉心注水系：2 または 残留熱除去系：3	A. 片トリップ系の1つが動作不能 ^{※4} の場合	A1. 片トリップ系を動作可能な状態に復旧する。	10日間 ただし、高圧炉心注水系1系列の動作不能を発見した場合は、7日間 または 高圧炉心注水系2系列の動作不能を発見した場合は、3日間
			B. 両トリップ系が動作不能の場合 または 条件Aの要求される措置を時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間

※1：系列毎とは、低圧注水系においては、A系、B系、C系をいう。また、高圧炉心注水系においては、B系、C系をいう。

※2：原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合。

※3：片系の論理出力チャンネル数は2とする。

※4：片トリップ系の1つが動作不能とは、自動減圧系起動信号(A)もしくは(B)系に係る高圧炉心注水ポンプまたは残留熱除去ポンプ出口圧力高に関する要素が動作不能の場合をいう。

4. 原子炉格納容器隔離系計装

(1) 主蒸気隔離弁計装

主蒸気隔離弁計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27の2-3-4-1(1)の措置を講じる。表27の2-3-4-1(1)の措置を完了できない場合は、表27の2-3-4-1(2)の要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、主蒸気隔離弁を隔離させるためのすべてのチャンネル数をいう。

表27の2-3-4-1(1) (3号炉 主蒸気隔離弁計装)

要素	条件	要求される措置	完了時間
センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置（当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む）を開始する ^{*1} 。	速やかに
	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	3時間
		および B2. 他の区分をバイパスする ^{*1} 。	6時間
		および B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間
C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 および C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 6時間	
D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 および D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 1時間	

要素	条件	要求される措置	完了時間
論理チャンネル	A. 1つの論理チャンネルが動作不能の場合	A1. 当該論理チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置（当該区分の論理チャンネルをバイパスする操作を含む）を開始する。	速やかに
	B. 2つの論理チャンネルが動作不能の場合	B1. 1つの論理チャンネルをトリップする。	3時間
		および B2. 他の論理チャンネルをバイパスする。	6時間
		および B3. 少なくとも1つの論理チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間
C. 3つの論理チャンネルが動作不能の場合	C1. 1つの論理チャンネルをトリップする。 および C2. 少なくとも1つの論理チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 6時間	
D. 4つの論理チャンネルが動作不能の場合	D1. 1つの論理チャンネルをトリップする。 および D2. 少なくとも1つの論理チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 1時間	
出力チャンネル	A. 1つの出力チャンネルが動作不能の場合	A1. 当該出力チャンネルをトリップする。	6時間
	B. 2つの出力チャンネルが動作不能の場合	B1. 1つの出力チャンネルをトリップする。	1時間
		および B2. 少なくとも1つの動作不能の出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10日間
C. 3つ以上の出力チャンネルが動作不能の場合	C1. 少なくとも2つの動作不能の出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間	

※1：区分（センサチャンネル）をバイパスしている期間については、当該区分に含まれている他の要素のセンサチャンネルについても、バイパスしているとみなす。

表 27 の 2-3-4-1 (2) (3号炉 主蒸気隔離弁計装)

要素	適用されるべき 原子炉の状態	動作可能であるべき チャンネル数	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位低 (L 1. 5)	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。	2 4 時間
			および A2. 冷温停止にする。	3 6 時間
2. 主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該主蒸気ラインを隔 離する。	1 2 時間
			または A2. 1 高温停止にする。	2 4 時間
			および A2. 2 冷温停止にする。	3 6 時間
3. 主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	1 6 ^{※1}	A1. 当該主蒸気ラインを隔 離する。	1 2 時間
			または A2. 1 高温停止にする。	2 4 時間
			および A2. 2 冷温停止にする。	3 6 時間
4. 主蒸気管周囲 温度高	運転 起動 高温停止	3 6 ^{※2}	A1. 当該主蒸気ラインを隔 離する。	1 2 時間
			または A2. 1 高温停止にする。	2 4 時間
			および A2. 2 冷温停止にする。	3 6 時間
5. 主蒸気管圧力低	運転	4	A1. 起動にする。	1 2 時間
6. 復水器真空度低	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。	2 4 時間
			および A2. 冷温停止にする。	3 6 時間
7. 主蒸気隔離弁 自動隔離 a. 論理チャンネル b. 出力チャンネル	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。	2 4 時間
			および A2. 冷温停止にする。	3 6 時間

※ 1 : 1 区分 (センサチャンネル) をバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は
1 2 とする。

※ 2 : 1 区分 (センサチャンネル) をバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は
2 7 とする。

(2) 原子炉格納容器隔離系計装

主蒸気隔離弁以外の原子炉格納容器隔離系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27の2-3-4-2(1)および表27の2-3-4-2(3)の措置を講じる。表27の2-3-4-2(1)の措置を完了できない場合は、表27の2-3-4-2(2)の要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、内側または外側の隔離機能を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。

表27の2-3-4-2(1) (3号炉 原子炉格納容器隔離系計装)

要素	条件	要求される措置	完了時間
センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置（当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む）を開始する ^{※1} 。	速やかに
	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	3時間
		および B2. 他の区分をバイパスする ^{※1} 。	6時間
		および B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間
C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	速やかに	
	および C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間	
D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	速やかに	
	および D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間	

※1：区分（センサチャンネル）をバイパスしている期間については、当該区分に含まれている他の要素のセンサチャンネルについても、バイパスしているとみなす。

表 27 の 2-3-4-2 (2) (3号炉 原子炉格納容器隔離系計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (論理毎)	要求される措置	完了時間
1. 主蒸気ドレン系 a. 原子炉水位低 (L 1. 5)	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1 高温停止にする。 および A2. 2 冷温停止にする。	1 2 時間 2 4 時間 3 6 時間
b. 主蒸気管 放射能高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1 高温停止にする。 および A2. 2 冷温停止にする。	1 2 時間 2 4 時間 3 6 時間
c. 主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	1 6 ^{※1}	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1 高温停止にする。 および A2. 2 冷温停止にする。	1 2 時間 2 4 時間 3 6 時間
d. 主蒸気管周囲 温度高	運転 起動 高温停止	3 6 ^{※2}	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1 高温停止にする。 および A2. 2 冷温停止にする。	1 2 時間 2 4 時間 3 6 時間
e. 主蒸気管圧力低	運転	4	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 起動にする。	1 2 時間 1 2 時間
f. 復水器真空度低	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1 高温停止にする。 および A2. 2 冷温停止にする。	1 2 時間 2 4 時間 3 6 時間

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (論理毎)	要求される措置	完了時間
2. 炉水サンプリング系 a. 原子炉水位低 (L 1. 5)	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1 高温停止にする。 および A2. 2 冷温停止にする。	1 2 時間 2 4 時間 3 6 時間
b. 主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1 高温停止にする。 および A2. 2 冷温停止にする。	1 2 時間 2 4 時間 3 6 時間
c. 主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	1 6 ^{※1}	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1 高温停止にする。 および A2. 2 冷温停止にする。	1 2 時間 2 4 時間 3 6 時間
d. 主蒸気管周囲温度高	運転 起動 高温停止	3 6 ^{※2}	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1 高温停止にする。 および A2. 2 冷温停止にする。	1 2 時間 2 4 時間 3 6 時間
e. 主蒸気管圧力低	運転	4	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 起動にする。	1 2 時間 1 2 時間
f. 復水器真空度低	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1 高温停止にする。 および A2. 2 冷温停止にする。	1 2 時間 2 4 時間 3 6 時間
3. 原子炉冷却材浄化系 a. 原子炉水位低 (L 2)	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1 高温停止にする。 および A2. 2 冷温停止にする。	1 2 時間 2 4 時間 3 6 時間

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (論理毎)	要求される措置	完了時間
4. 不活性ガス系 a. 原子炉水位低 (L3)	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1 高温停止にする。 および A2. 2 低温停止にする。	12時間 24時間 36時間
b. ドライウェル 圧力高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1 高温停止にする。 および A2. 2 低温停止にする。	12時間 24時間 36時間
c. 原子炉棟排気 放射能高 ^{※3}	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1 高温停止にする。 および A2. 2 低温停止にする。	12時間 24時間 36時間
d. 燃料取替エリア 放射能高 ^{※3}	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1 高温停止にする。 および A2. 2 低温停止にする。	12時間 24時間 36時間
5. 残留熱除去系 a. 原子炉水位低 (L3)	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1 高温停止にする。 および A2. 2 低温停止にする。	12時間 24時間 36時間
b. ドライウェル 圧力高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1 高温停止にする。 および A2. 2 低温停止にする。	12時間 24時間 36時間

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (論理毎)	要求される措置	完了時間
6. 廃棄物処理系 a. 原子炉水位低 (L3)	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1 高温停止にする。 および A2. 2 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
b. ドライウェル 圧力高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1 高温停止にする。 および A2. 2 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間

※1：1区分（センサチャンネル）をバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は12とする。

※2：1区分（センサチャンネル）をバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は27とする。

※3：高線量当量率物品の移動時を除く。

表 27 の 2-3-4-2 (3) (3号炉 原子炉格納容器隔離系計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (論理毎)	条件	要求される措置	完了時間
1. 主蒸気ドレン系隔離 (論理出力チャンネル)	運転 起動 高温停止	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む)を開始する。	速やかに
			B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B1. 当該ラインを隔離する。 または B2. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間 1時間
			C. 条件 A または B の要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 および C2. 冷温停止にする。	24時間 36時間

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (論理毎)	条件	要求される措置	完了時間
2. 炉水サンプリング系隔離 (論理出力チャンネル)	運転 起動 高温停止	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置（当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む）を開始する。	速やかに
			B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B1. 当該ラインを隔離する。 または B2. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間 1時間
			C. 条件 A または B の要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 および C2. 冷温停止にする。	24時間 36時間

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条件	要求される措置	完了時間
3. 原子炉冷却材浄化系隔離(論理出力チャンネル)	運転 起動 高温停止	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む)を開始する。	速やかに
			B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B1. 当該ラインを隔離する。 または B2. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間 1時間
			C. 条件AまたはBの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 および C2. 冷温停止にする。	24時間 36時間

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条件	要求される措置	完了時間
4. 不活性ガス系隔離 (論理出力チャンネル)	運転 起動 高温停止	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む)を開始する。	速やかに
			B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B1. 当該ラインを隔離する。 または B2. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間 1時間
			C. 条件AまたはBの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 および C2. 冷温停止にする。	24時間 36時間

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条件	要求される措置	完了時間
5. 残留熱除去系 隔離 (論理出力チャンネル)	運転 起動 高温停止	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む)を開始する。	速やかに
			B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B1. 当該ラインを隔離する。 または B2. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間 1時間
			C. 条件AまたはBの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 および C2. 冷温停止にする。	24時間 36時間

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条件	要求される措置	完了時間
6. 廃棄物処理系 隔離 (論理出力チャンネル)	運転 起動 高温停止	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む)を開始する。	速やかに
			B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B1. 当該ラインを隔離する。	1時間
				B2. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間
C. 条件AまたはBの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 および C2. 冷温停止にする。	24時間 36時間			

(3) 原子炉棟隔離系計装

原子炉棟隔離系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27の2-3-4-3(1)および表27の2-3-4-3(3)の措置を講じる。表27の2-3-4-3(1)の措置を完了できない場合は、表27の2-3-4-3(2)の要求される措置を完了時間内に講じる。原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、表27の2-3-4-3(2)および表27の2-3-4-3(3)の要求される措置を達成できない場合は、24時間以内に高温停止かつ36時間以内に冷温停止にする。炉心変更時^{※1}および原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において、表27の2-3-4-3(2)または表27の2-3-4-3(3)の要求される措置を達成できない場合は、速やかに炉心変更および原子炉棟内での照射された燃料に係る作業を中止する。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、原子炉棟隔離機能を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。

※1：停止余裕確認後の同一の水圧制御ユニットに属する1組または1本の制御棒挿入・引抜を除く。

表27の2-3-4-3(1) (3号炉 原子炉棟隔離系計装)

要素	条件	要求される措置	完了時間
センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置（当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む）を開始する ^{※1} 。	速やかに
	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	3時間
		および B2. 他の区分をバイパスする ^{※1} 。	6時間
		および B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間
C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 および C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 6時間	
D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 および D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 1時間	

※1：区分（センサチャンネル）をバイパスしている期間については、当該区分に含まれている他の要素のセンサチャンネルについても、バイパスしているとみなす。

表 27 の 2-3-4-3 (2) (3号炉 原子炉棟隔離系計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (論理毎)	要求される措置	完了時間
a. 原子炉水位低 (L3)	運転 起動 高温停止	4	A1. 原子炉棟給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 および A2.1 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 または A2.2 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに 速やかに 速やかに
b. ドライウエル 圧力高	運転 起動 高温停止	4	A1. 原子炉棟給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 および A2.1 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 または A2.2 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに 速やかに 速やかに
c. 原子炉棟排気 放射能高 ^{※1}	運転 起動 高温停止 炉心変更時 ^{※2} および 原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	4	A1. 原子炉棟給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 および A2.1 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 または A2.2 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに 速やかに 速やかに

表 27 の 2-3-4-3 (3) (3号炉 原子炉棟隔離系計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (論理毎)	条件	要求される措置	完了時間
原子炉棟隔離 (論理出力チャンネル)	運転 起動 高温停止 炉心変更時 ^{※1} および 原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2 ^{※2}	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む)を開始する。	速やかに
			B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B1. 原子炉棟隔離系を隔離する。 または B2. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間 1時間
			C. 条件 A または B の要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉棟給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 および C2.1 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 または C2.2 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに 速やかに 速やかに

※1：停止余裕確認後の同一の水圧制御ユニットに属する1組または1本の制御棒挿入・引抜を除く。

※2：動作可能であるべきチャンネル数は次のとおり。

内側隔離：2 または 外側隔離：2

5. その他の計装

(1) 非常用ディーゼル発電機計装

非常用ディーゼル発電機計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27の2-3-5-1(1)、表27の2-3-5-1(2)および表27の2-3-5-1(4)で要求される措置を完了時間内に講じる。表27の2-3-5-1(1)の措置を完了できない場合は、表27の2-3-5-1(3)で要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、系列ごとの非常用ディーゼル発電機を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。

表27の2-3-5-1(1) (3号炉 非常用ディーゼル発電機計装)

要素	条件	要求される措置	完了時間
センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置（当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む）を開始する ^{※1} 。	速やかに
	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	3時間
		および B2. 他の区分をバイパスする ^{※1} 。	6時間
		および B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間
C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 および C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 6時間	
D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 および D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 1時間	

※1：区分（センサチャンネル）をバイパスしている期間については、当該区分に含まれている他の要素のセンサチャンネルについても、バイパスしているとみなす。

表 27 の 2-3-5-1 (2) (3号炉 非常用ディーゼル発電機計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (系列毎)	条件	要求される措置	完了時間
1. 非常用ディーゼル発電機計装 (A系, B系およびC系) a. 非常用交流高圧電源母線低電圧 (センサチャンネル)	運転 起動 高温停止 および 第65条で要求される非常用交流高圧電源母線の要求がある期間	3	A. 1つ以上のセンサチャンネルが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 当該センサチャンネルをトリップする。	1時間
			B. 条件 A の要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間
					1時間

表 27 の 2-3-5-1 (3) (3号炉 非常用ディーゼル発電機計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (系列毎)	要求される措置	完了時間
1. 非常用ディーゼル発電機計装 (A系) a. 原子炉水位低 (L1)	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間
b. ドライウエル圧力高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間
2. 非常用ディーゼル発電機計装 (B系およびC系) a. 原子炉水位低 (L1.5)	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間
b. ドライウエル圧力高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間

表27の2-3-5-1(4) (3号炉 非常用ディーゼル発電機計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系列毎)	条件	要求される措置	完了時間
1. 非常用ディーゼル発電機始動(論理出力チャンネル)	運転 起動 高温停止	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む)を開始する。	速やかに
			B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B1. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間
			C. 条件AまたはBの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間

(2) 原子炉隔離時冷却系計装(原子炉冷却材補給機能)

原子炉隔離時冷却系計装(原子炉冷却材補給機能)の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27の2-3-5-2(1)および表27の2-3-5-2(3)で要求される措置を完了時間内に講じる。表27の2-3-5-2(1)の措置を完了できない場合は、表27の2-3-5-2(2)の要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、原子炉隔離時冷却系を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。

表 27 の 2-3-5-2 (1) (3号炉 原子炉隔離時冷却系計装 (原子炉冷却材補給機能))

要素	条件	要求される措置	完了時間
センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置 (当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む) を開始する※ ¹ 。	速やかに
	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 および B2. 他の区分をバイパスする※ ¹ 。	3時間 6時間
		B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間
		C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 および C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。
D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 および D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 1時間	

※1：区分 (センサチャンネル) をバイパスしている期間については、当該区分に含まれている他の要素のセンサチャンネルについても、バイパスしているとみなす。

表 27 の 2-3-5-2 (2) (3号炉 原子炉隔離時冷却系計装 (原子炉冷却材補給機能))

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位低 (L2)	運転 起動※ ¹ 高温停止※ ¹	4	A1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1時間

※1：原子炉圧力が 1.03MPa [gage] 以上の場合。

表 27 の 2-3-5-2 (3) (3号炉 原子炉隔離時冷却系計装 (原子炉冷却材補給機能))

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉隔離時冷却系 (論理出力チャンネル)	運転 起動 ^{※1} 高温停止 ^{※1}	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置 (当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む) を開始する。	速やかに
			B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B1. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間
			C. 条件 A または B の要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1時間

※ 1 : 原子炉圧力が 1.03MPa [gage] 以上の場合。

(3) 原子炉冷却材再循環ポンプトリップ計装

原子炉冷却材再循環ポンプトリップ計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、表 27 の 2-3-5-3 の要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27 の 2 - 3 - 5 - 3 (3 号 炉 原 子 炉 冷 却 材 再 循 環 ポ ン プ ト リ ッ プ 計 装)

要 素	適 用 さ れ る べ き 原 子 炉 の 状 態	動 作 可 能 で あ る べ き チ ャ ン ネ ル 数	条 件	要 求 さ れ る 措 置	完 了 時 間
1. タービン主 蒸気止め弁 閉	原子炉熱出力 35%相当以上	4	A. 1つのチ ャンネル が動作不 能の場合	A1. 当該チャンネルを動作可能 な状態に復旧する措置（当該 区分のセンサチャンネルをバイ パスする操作を含む）を開 始する。	速やかに
			B. 2つのチ ャンネル が動作不 能の場合	B1. 1つの動作不能のチャン ネルを動作可能な状態に復旧す る。 または B2. チャンネルをトリップする。	3日間 3日間
			C. 3つ以上 のチャン ネルが動 作不能の 場合	C1. 少なくとも1つの動作不能 のチャンネルを動作可能な状 態に復旧する。 または C2. チャンネルをトリップする。	24時間 24時間
			D. 条件 A, B または C の要求さ れる措置 を完了時 間内に達 成できな い場合	D1. 原子炉熱出力を 35%相当未 満にする。	8時間

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間
2. タービン蒸気加減弁急速閉	原子炉熱出力35%相当以上	4	A. 1つのチャンネルが動作不能の場合	A1. 当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置（当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む）を開始する。	速やかに
			B. 2つのチャンネルが動作不能の場合	B1. 1つの動作不能のチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	3日間
				または B2. チャンネルをトリップする。	3日間
			C. 3つ以上のチャンネルが動作不能の場合	C1. 少なくとも1つの動作不能のチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	24時間
または C2. チャンネルをトリップする。	24時間				
D. 条件 A, B または C の要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 原子炉熱出力を 35%相当未満にする。	8時間			

(4) 制御棒引抜監視装置計装

制御棒引抜監視装置計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、表27の2-3-5-4の要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27 の 2-3-5-4 (3号炉 制御棒引抜監視装置計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間
1. 制御棒引抜阻止 a. 中性子束高 b. 動作不能 c. 中性子束低	原子炉熱出力 30%相当以上	2※ ¹	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. 動作不能チャンネルをトリップする。	1時間
			B. 条件 A の要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 制御棒の引抜操作を行わない。	速やかに

※ 1 : 2チャンネルのうち、1チャンネルバイパス可能設備のため、1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は1とする。

(5) 給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装

給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、表 27 の 2-3-5-5 の要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、タービントリップ機能を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。

表 27 の 2-3-5-5 (3号炉 給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位高 (L8)	原子炉熱出力 35%相当以上	3	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。	10日間 10日間
			B. 動作不能チャンネルが2つ以上の場合	B1. 高水位トリップ機能を復旧する。	2時間
			C. 条件AまたはBの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を35%相当未満にする。	8時間

(6) 中央制御室外原子炉停止装置計装

中央制御室外原子炉停止装置計装の要素に動作不能が発生した場合は、表27の2-3-5-6の要求される措置を完了時間内に講じる。

表27の2-3-5-6 (3号炉 中央制御室外原子炉停止装置計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉圧力	運転 起動	A. 動作不能な要素が1つの場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間
2. 高圧炉心注水系流量		B. 条件Aの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間
3. 残留熱除去系流量				

(7) 中央制御室非常用循環系計装

中央制御室非常用循環系計装の要素に動作不能が発生し、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時^{※1}、および原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27の2-3-5-7(1)および表27の2-3-5-7(3)の措置を講じる。表27の2-3-5-7(1)の措置を完了できない場合は、表27の2-3-5-7(2)の要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、中央制御室非常用循環系を作動させるための系列ごとのすべてのチャンネル数をいう。

※1：停止余裕確認後の同一の水圧制御ユニットに属する1組または1本の制御棒挿入・引抜を除く。

表 27 の 2-3-5-7 (1) (3号炉 中央制御室非常用循環系計装)

要素	条件	要求される措置	完了時間
センサ チャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置（当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む）を開始する※ ¹ 。	速やかに
	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	3時間
		および B2. 他の区分をバイパスする※ ¹ 。	6時間
		および B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間
C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 および C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 6時間	
D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 および D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 1時間	

※1：区分（センサチャンネル）をバイパスしている期間については、当該区分に含まれている他の要素のセンサチャンネルについても、バイパスしているとみなす。

表 27 の 2-3-5-7 (2) (3号炉 中央制御室非常用循環系計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (系列毎)	要求される措置	完了時間
a. 原子炉棟排気放射能高※ ¹	運転 起動	4	A1. 中央制御室非常用循環系を動作不能とみなす。	速やかに
b. 燃料取替エリア放射能高※ ¹	高温停止 炉心変更時※ ² および 原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	4		

※1：高線量当量率物品の移動時を除く。

※2：停止余裕確認後の同一の水圧制御ユニットに属する1組または1本の制御棒の挿入・引抜を除く。

表 27 の 2-3-5-7 (3) (3号炉 中央制御室非常用循環時計装)

要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (系列毎)	条件	要求される措置	完了時間
中央制御室非常用循環系始動 (論理出力チャンネル)	運転 起動 高温停止 炉心変更時 ^{※1} および 原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置 (当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む) を開始する。	速やかに
			B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B1. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または B2. 当該中央制御室非常用循環系を動作不能とみなす。	1時間 1時間

※ 1 : 停止余裕確認後の同一の水圧制御ユニットに属する 1組または 1本の制御棒挿入・引抜を除く。

(8) 事故時計装

事故時計装の要素に動作不能が発生した場合は、表 27 の 2-3-5-8 の要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27 の 2 - 3 - 5 - 8 (3 号 炉 事 故 時 計 装)

要 素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条 件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉圧力 2. 原子炉水位 (広 帯 域) 3. 原子炉水位 (燃 料 域) 4. ドライウェル圧力	運 転 起 動	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. 当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間
			B. 条件Aの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該計器が動作不能であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに
			C. 動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10日間
			D. 条件Cの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 高温停止にする。	24時間
5. 格納容器雰囲気放射線モニタ	運 転 起 動	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. 当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間
			B. 条件Aの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該計器が動作不能であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに
			C. 動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10日間
			D. 条件Cの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 動作不能チャンネルを動作可能な状態に復旧する点検計画を作成する。	速やかに

(原子炉再循環ポンプ)

[2号炉]

第28条 原子炉の状態が運転および起動において、原子炉再循環ポンプは、表28-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、負荷しゃ断により、2台の原子炉再循環ポンプがトリップした場合を除く。

2. 原子炉再循環ポンプが、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。1台停止時には制御棒の引き抜きおよび炉心流量の増加(停止した原子炉再循環ポンプの再起動時を除く。)を行ってはならない。

(1) 当直長は、原子炉の状態が運転および起動において、原子炉再循環ポンプ2台運転時には、2台の原子炉再循環ポンプ速度が、図28に定める運転許容範囲内であることを毎日1回確認する。

3. 当直長は、原子炉再循環ポンプが、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表28-2の措置を講じる。

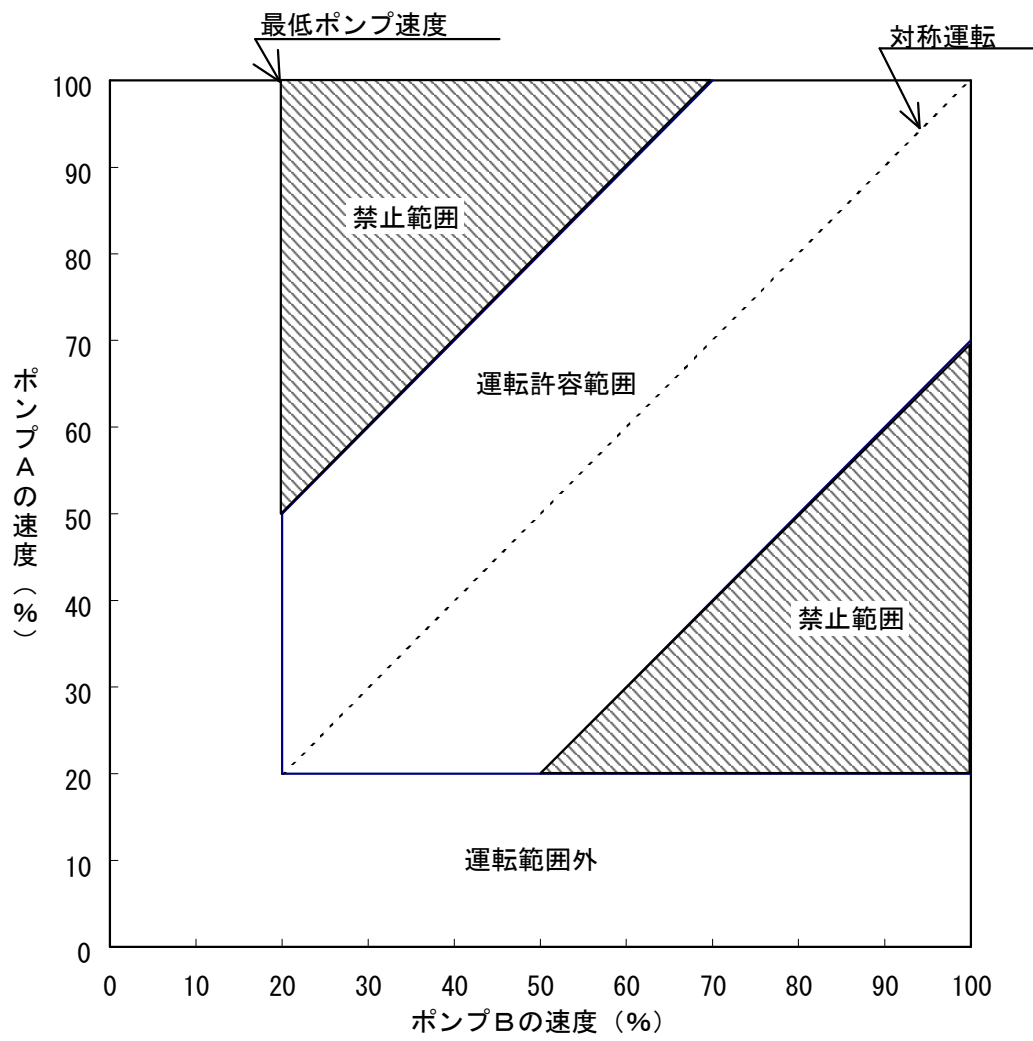
表28-1

項目	運転上の制限
原子炉再循環ポンプ	原子炉再循環ポンプ速度が図28に定める運転許容範囲内であること

表28-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 2台の原子炉再循環ポンプが運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 図28の運転許容範囲内に復旧する。 または A2. いずれかの原子炉再循環ポンプを停止する。	24時間 24時間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 原子炉再循環ポンプが2台とも運転状態にない場合	B1. 高温停止にする。	24時間

図 2 8



(原子炉再循環ポンプ)

[3号炉]

第28条の2 原子炉の状態が運転および起動において、原子炉冷却材再循環ポンプは、表28の2-1に定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉冷却材再循環ポンプが前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉冷却材再循環ポンプの運転台数を毎日1回確認する。

3. 当直長は、原子炉冷却材再循環ポンプが、第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表28の2-2の措置を講じる。

表28の2-1

項 目	運転上の制限
原子炉冷却材再循環ポンプ	原子炉冷却材再循環ポンプが10台で運転していること

表28の2-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉冷却材再循環ポンプの運転台数が9台の場合	A1. 停止した原子炉冷却材再循環ポンプを復旧する。	10日間
B. 原子炉冷却材再循環ポンプの運転台数が8台以下の場合 または 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間

(ジェットポンプ)

[2号炉]

第29条 原子炉熱出力が30%以上において、ジェットポンプは、表29-1に定める事項を運転上の制限とする。

2. ジェットポンプが、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。ただし、原子炉再循環ポンプ1台運転の場合は、bの事項で確認する。

(1) 当直長は、原子炉熱出力が30%以上において、次の状態が2つ以上発生していないことを毎日1回確認する。

a. 2つの原子炉再循環ポンプ速度の差が5%以内である場合、2つの原子炉再循環ループ流量の差が15%を超えている。

b. 個々のジェットポンプ差圧が、各々の系統に属するジェットポンプ差圧の平均値に対し、その差が20%を超えている。

c. 原子炉再循環ループ流量から求めた炉心流量とジェットポンプ総流量の差が10%を超えている。

3. 当直長は、ジェットポンプが、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表29-2の措置を講じる。

表29-1

項目	運転上の制限
ジェットポンプ	機能が健全であること

表29-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 第2項に定める確認が実施できない場合（原子炉再循環ポンプ1台運転の場合を除く。）	A1. 第2項の確認を実施する。	24時間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または A1の措置の結果、運転上の制限を満足していないと判断した場合 または 条件Aを除いて運転上の制限を満足していないと判断した場合	B1. 高温停止にする。	24時間

(主蒸気逃がし安全弁)

第30条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、主蒸気逃がし安全弁は、表30-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、主蒸気逃がし安全弁排気管の温度上昇は、主蒸気逃がし安全弁の動作不能とはみなさない。

2. 主蒸気逃がし安全弁が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
 - (1) 課長（原子炉）および課長（3号機械）は、定検停止時に、主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能の設定値が表30-2に定める値であることを確認し、その結果を課長（発電）に通知する。^{※1}
 - (2) 課長（計装）および課長（3号電気）は、定検停止時に、主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能の設定値が表30-2に定める値であることを確認し、その結果を課長（発電）に通知する。
3. 当直長は、主蒸気逃がし安全弁が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表30-3の措置を講じる。

※1：主蒸気逃がし安全弁の取替えを実施する場合は、定期検査前に本検査を行うことができる。

表30-1

項目	運転上の制限
主蒸気逃がし安全弁	動作可能であること

表30-2

1. 2号炉

項目	設定値
(1)主蒸気逃がし安全弁 安全弁機能	8.34MPa[gage]以下 ^{※2} （4個）
	8.27MPa[gage]以下 ^{※2} （3個）
	8.20MPa[gage]以下 ^{※2} （3個）
	8.13MPa[gage]以下 ^{※2} （2個）
(2)主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能	7.78MPa[gage]以下（4個）
	7.71MPa[gage]以下（3個）
	7.64MPa[gage]以下（3個）
	7.58MPa[gage]以下（2個）

※2：公称値

2. 3号炉

項 目	設定値
(1) 主蒸気逃がし安全弁 安全弁機能	8.20MPa [gage] 以下 ^{※2} (3個) 8.13MPa [gage] 以下 ^{※2} (3個) 8.06MPa [gage] 以下 ^{※2} (4個) 7.99MPa [gage] 以下 ^{※2} (4個) 7.92MPa [gage] 以下 ^{※2} (2個)
(2) 主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能	7.86MPa [gage] 以下 (3個) 7.79MPa [gage] 以下 (3個) 7.72MPa [gage] 以下 (4個) 7.65MPa [gage] 以下 (4個) 7.58MPa [gage] 以下 (1個) 7.51MPa [gage] 以下 (1個)

※2：公称値

表 30-3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 1弁以上の主蒸気逃がし安全弁が動作不能の場合	A1. 主蒸気逃がし安全弁を動作可能な状態に復旧する。	10日間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間
	B2. 冷温停止にする。	36時間

(格納容器内の原子炉冷却材漏えい率)

第31条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、格納容器内の原子炉冷却材漏えい率は、表31-1に定める事項を運転上の制限とする。

2. 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
 - (1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、格納容器内の原子炉冷却材漏えい率を24時間に1回確認する。
 - (2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、原子炉冷却材の漏えいではないことが確認されている漏えいが発生した場合は、原子炉冷却材の漏えいがないことをドライウエル冷却機凝縮水監視装置で24時間に1回および格納容器内の粒子状放射性物質の濃度で毎日1回確認する。ただし、原子炉冷却材の漏えいと判断される有意な変化があった場合は、ドライウエル床ドレンサンプ監視装置(3号炉については、「ドライウエル高電導度廃液サンプ水位測定装置」と読みかえる。以下同じ。)によって測定される漏えい率の全量を不明確な箇所からの漏えい率とみなす。
 - (3) 課長(計装)および課長(3号電気)は、必要に応じて、ドライウエル床ドレンサンプ監視装置およびドライウエル機器ドレンサンプ監視装置(3号炉については、「ドライウエル低電導度廃液サンプ水位測定装置」と読みかえる。以下同じ。)の点検を行う。
3. 当直長は、格納容器内の原子炉冷却材漏えい率が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表31-2の措置を講じる。また、ドライウエル床ドレンサンプ監視装置またはドライウエル機器ドレンサンプ監視装置の故障のために前項に定める確認が実施できないと判断した場合は、表31-3の措置を講じる。

表31-1

項目	運転上の制限
格納容器内の 原子炉冷却材漏えい率	(1)ドライウエル床ドレンサンプ監視装置によって測定される漏えい率のうち、原子炉冷却材の漏えいではないことが確認されていない漏えい率(以下、「不明確な箇所からの漏えい率」という。)が $0.23\text{m}^3/\text{h}$ 以下であること
	(2)ドライウエル床ドレンサンプ監視装置とドライウエル機器ドレンサンプ監視装置によって測定される漏えい率の合計(以下、「総漏えい率」という。)が $5.9\text{m}^3/\text{h}$ (1日平均)以下であること

表31-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 不明確な箇所からの漏えい率が運転上の制限を満足していないと判断した場合 または 総漏えい率が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 当該漏えい率を運転上の制限以内に復旧する。	4時間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間

表 3 1 - 3
1. 2号炉

条 件	要求される措置	完了時間
A. ドライウエル機器ドレン サンプル監視装置による 監視不能の場合	A1. 不明確な箇所からの漏えい率が 0.23m ³ /h を 超えていないことを確認する。 および A2. 原子炉再循環ポンプの運転状態を確認する。	速やかに その後 2 4 時間に 1 回 速やかに その後毎日 1 回
B. ドライウエル床ドレン サンプル監視装置による 監視不能の場合	B1. ドライウエル冷却機凝縮水監視装置による 確認を行う。 および B2. 格納容器内の粒子状放射性物質の濃度の確 認を行う。 および B3. ドライウエル機器ドレンサンプル監視装置に よって測定される漏えい率が 5.7m ³ /h を超え ていないことを確認する。	速やかに その後 2 4 時間に 1 回 速やかに その後毎日 1 回 速やかに その後 2 4 時間に 1 回
C. 条件AまたはBで要求さ れる措置を完了時間内 に達成できない場合 または 条件AまたはBで要求さ れる措置を実施中に、 原子炉冷却材圧力バウ ンダリからの漏えいを 示す有意な変化がある と判断した場合	C1. 高温停止にする。 および C2. 冷温停止にする。	2 4 時間 3 6 時間

2. 3号炉

条 件	要求される措置	完了時間
A. ドライウエル低電導度 廃液サンプル水位測定装 置による監視不能の場 合	A1. 不明確な箇所からの漏えい率が 0.23m ³ /h を超えていないことを確認する。	速やかに その後24時間 に1回
B. ドライウエル高電導度 廃液サンプル水位測定装 置による監視不能の場 合	B1. ドライウエル冷却機凝縮水監視装置によ る確認を行う。 および B2. 格納容器内の粒子状放射性物質の濃度の 確認を行う。 および B3. ドライウエル低電導度廃液サンプル水位測 定装置によって測定される漏えい率が 5.7m ³ /h を超えていないことを確認する。	速やかに その後24時間に 1回 速やかに その後毎日1回 速やかに その後24時間に 1回
C. 条件 A または B で要求 される措置を完了時間 内に達成できない場合 または 条件 A または B で要求 される措置を実施中 に、原子炉冷却材圧力 バウンダリからの漏え いを示す有意な変化が あると判断した場合	C1. 高温停止にする。 および C2. 冷温停止にする。	24時間 36時間

(非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の系統圧力監視)

第32条 原子炉圧力が定格圧力到達後から冷温停止に移行するまでの期間において、非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の系統圧力は、表32-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系に関する動作確認時および動作確認後4時間以内を除く。

2. 非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の系統圧力が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
 - (1) 課長(原子炉)および課長(3号機械)は、定検停止時に、供用中の漏えいまたは水圧検査を実施し、その結果を課長(発電)に通知する。
 - (2) 当直長は、原子炉圧力が定格圧力到達後から冷温停止に移行するまでの期間において、非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の系統圧力に有意な変動がないことを1箇月に1回確認する。
3. 当直長は、非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系の系統圧力が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表32-2の措置を講じる。

表32-1

項目	運転上の制限
非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の系統圧力	原子炉冷却材の漏えいにより過圧されていないこと

表32-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系の系統圧力が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 当該系統内への原子炉冷却材の漏えいを停止させる措置を講じる。なお、講じた措置に応じて当該系統を動作不能とみなす。	4時間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間

(原子炉冷却材中のよう素 131 濃度)

第 3 3 条 原子炉の状態が運転, 起動および高温停止であって主蒸気隔離弁が開の場合において, 原子炉冷却材中のよう素 131 濃度は, 表 3 3 - 1 に定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉冷却材中のよう素 131 濃度が, 前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次号を実施する。

(1) 課長(放射線管理)は, 原子炉の状態が運転, 起動および高温停止であって主蒸気隔離弁が開の場合において, 原子炉冷却材中のよう素 131 濃度を 1 週間に 1 回測定し, その結果を課長(発電)に通知する。

3. 当直長は, 原子炉冷却材中のよう素 131 濃度が, 第 1 項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は, 表 3 3 - 2 の措置を講じる。

表 3 3 - 1

1. 2号炉

項 目	運転上の制限
原子炉冷却材中のよう素 131 濃度	$1.4 \times 10^3 \text{Bq/g}$ 以下

2. 3号炉

項 目	運転上の制限
原子炉冷却材中のよう素 131 濃度	$1.3 \times 10^3 \text{Bq/g}$ 以下

表 3 3 - 2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉冷却材中のよう素 131 濃度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉冷却材中のよう素 131 濃度を運転上の制限以内に復旧する。	2 日間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	2 4 時間
	および B2. 冷温停止にする。	3 6 時間

(残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその1)

第34条 原子炉の状態が高温停止であって、原子炉圧力が表34-2に定める値において、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードは、表34-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、残留熱除去系原子炉停止時冷却モード起動準備のための操作期間中は除く。

2. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が高温停止であって、原子炉圧力が表34-2に定める値に適合したら、速やかに残留熱除去系原子炉停止時冷却モード2系列(3号炉については、「3系列」と読みかえる。)が動作可能であることを管理的手段により確認する。

3. 当直長は、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表34-3の措置を講じる。

表34-1

1. 2号炉

項 目	運転上の制限
残留熱除去系原子炉停止時冷却モード	2系列 ^{※1} が運転可能であること

2. 3号炉

項 目	運転上の制限
残留熱除去系原子炉停止時冷却モード	3系列 ^{※1} が運転可能であること

※1：1系列とは、残留熱除去系ポンプ1台、熱交換器1基および必要な弁ならびに配管をいう。以下、第35条(残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその2)および第36条(残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその3)において同じ。

表34-2

1. 2号炉

項 目	条 件
原子炉圧力	0.88MPa[gage]以下

2. 3号炉

項 目	条 件
原子炉圧力	0.93MPa[gage]以下

表 3 4 - 3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード1系列が動作不能の場合	A1. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 および A2. 冷温停止とする操作を開始する。	速やかに 速やかに
B. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード2系列 ^{※2} が動作不能の場合	B1. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 および B2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	速やかに 速やかに その後毎日1回

※2：3号炉については、「2系列以上」と読みかえる。

(残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその2)

第35条 原子炉の状態が冷温停止において、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードは、表35-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、次の(1)または(2)の場合は除く。

- (1) 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード起動準備時
- (2) 原子炉の昇温を伴う検査時^{※1}

2. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の(1)または(2)を実施する。

- (1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止において、残留熱除去系原子炉停止時冷却モード1系列が運転中であることを12時間に1回確認する。また、原子炉で発生する崩壊熱が残留熱除去系原子炉停止時冷却モード以外の手段で除去できると判断するまで、さらに1系列の残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが動作可能であることを毎日1回管理的手段により確認する。
- (2) 当直長は、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの運転がすべて停止した場合においても、停止期間中の原子炉冷却材温度を評価し、100℃未満であることを12時間に1回確認する。

3. 当直長は、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表35-2の措置を講じる。

※1：原子炉の昇温を伴う検査時とは、原子炉冷却材の昇温開始から降温開始までの期間をいう。

表35-1

項目	運転上の制限
残留熱除去系原子炉停止時冷却モード	(1) 1系列が運転中であることおよび原子炉で発生する崩壊熱が残留熱除去系原子炉停止時冷却モード以外の手段で除去できると判断するまで ^{※2} 、さらに1系列の残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが動作可能であること または (2) 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが停止した場合においても原子炉冷却材温度を100℃未満に保つことができること

※2：課長(燃料技術)はあらかじめその期間を評価し、原子炉主任技術者の確認を得て、課長(発電)に通知する。

表35-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	速やかにその後毎日1回

(残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその3)

第36条 原子炉の状態が燃料交換において、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードは、表36-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉内から全燃料が取り出された場合を除く。

2. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の(1)または(2)を実施する。
 - (1) 当直長は、原子炉の状態が燃料交換において、残留熱除去系原子炉停止時冷却モード1系列が運転中であることを12時間に1回確認する。また、原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが動作可能であることを毎日1回管理的手段により確認する。
 - (2) 当直長は、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの運転がすべて停止した場合においても、停止期間中の原子炉冷却材温度を評価し、65℃以下であることを12時間に1回確認する。
3. 当直長は、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表36-2の措置を講じる。

表36-1

項目	運転上の制限
残留熱除去系原子炉停止時冷却モード	(1) 1系列が運転中であることおよび原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが動作可能であること または (2) 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの運転が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を65℃以下に保つことができること

表36-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。	速やかに その後毎日1回
	および A2. 原子炉圧力容器への照射された燃料の装荷を中止する。 ^{※1}	速やかに
	および A3. 原子炉棟大物機器搬入口および原子炉棟二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。	速やかに
	および A4. 原子炉棟給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。	速やかに
	および A5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに

※1：移動中の燃料については、所定の場所に移動するものとする。

(原子炉冷却材温度および原子炉冷却材温度変化率)

第37条 原子炉冷却材温度および原子炉冷却材温度変化率は、表37-1に定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉冷却材温度および原子炉冷却材温度変化率が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。また、停止中の原子炉再循環ポンプ入口温度と原子炉冷却材温度の差が27℃以内（3号炉は除く）および原子炉圧力に対する原子炉水飽和温度^{※1}と原子炉圧力容器下部温度の差が80℃以内でなければ、原子炉再循環ポンプ（3号炉については、「原子炉冷却材再循環ポンプ」と読みかえる。）を起動してはならない。
 - (1) 課長（燃料技術）は、原子炉圧力容器鋼材監視試験片の評価結果により、原子炉圧力容器の関連温度の推移を確認し、その結果に基づき、原子炉圧力容器の関連温度を求めて原子炉圧力容器の非延性破壊防止のための原子炉冷却材温度制限値を定め、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得た後、課長（発電）に通知する。
 - (2) 当直長は、次の事項を確認する。
 - a. 原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えいまたは水圧検査を実施する場合は、原子炉冷却材温度が（1）に定める値以上であることを1時間に1回確認する。
 - b. 原子炉の状態が起動、高温停止および冷温停止（65℃以上）において、原子炉冷却材温度変化率が、表37-1に定める値であることを1時間に1回確認する。ここで原子炉冷却材温度変化率とは、原子炉冷却材温度の1時間毎の差分をいう。
3. 当直長は、原子炉冷却材温度または原子炉冷却材温度変化率が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表37-2の措置を講じる。

※1：供用中の漏えいまたは水圧検査時は、原子炉圧力容器温度とする。

表 3 7 - 1

項 目	運転上の制限
原子炉冷却材温度	原子炉压力容器の非延性破壊防止および熱疲労低減のために必要な値以上で運用されていること
原子炉冷却材温度変化率	5.5℃/h 以下

表 3 7 - 2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 供用中の漏えいまたは水圧検査において、原子炉冷却材温度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 加圧を中止する。 および A2. 温度を上昇するまたは圧力を低下する操作を開始する。	速やかに 速やかに
B. 原子炉の状態が起動、高温停止および冷温停止（6.5℃以上）において、原子炉冷却材温度変化率が運転上の制限を満足していないと判断した場合	B1. 原子炉冷却材温度変化率を運転上の制限以内に復旧する。	1 時間
C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 および C2. 冷温停止にする。	2.4 時間 3.6 時間

(原子炉圧力)

第38条 原子炉の状態が運転および起動において、原子炉圧力は、表38-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬時の原子炉圧力変動を除く。

2. 原子炉圧力が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が運転および起動において、原子炉圧力を24時間に1回確認する。

3. 当直長は、原子炉圧力が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表38-2の措置を講じる。

表38-1

1. 2号炉

項目	運転上の制限
原子炉圧力	7.03MPa[gage]以下

2. 3号炉

項目	運転上の制限
原子炉圧力	7.17MPa[gage]以下

表38-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉圧力が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉圧力を運転上の制限以内に復旧する。	15分間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間

(非常用炉心冷却系その1)

[2号炉]

第39条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、非常用炉心冷却系は、表39-1に定める事項を運転上の制限とする^{※1}。ただし、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの起動準備中および残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの運転中は、当該低圧注水系(格納容器冷却系)の動作不能とはみなさない。

2. 非常用炉心冷却系が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 課長(第一発電)は、定検停止時に、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系および自動減圧系が模擬信号で作動することおよび格納容器冷却系が手動で作動することを確認する。

(2) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に表39-2(項目3)に定める事項ならびに高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系(格納容器冷却系)の主要な手動弁と電動弁が原子炉の運転状態に応じた開閉状態にあることおよび主要配管^{※2}が満水であることを確認する。

(3) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、表39-2(項目3を除く。)に定める事項を確認する。^{※1}

3. 当直長は、非常用炉心冷却系が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表39-3-1または表39-3-2の措置を講じる。

※1：自動減圧系については、原子炉圧力が次表の場合に適用する。

項目	原子炉圧力
自動減圧系	0.78MPa[gage]以上

※2：主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための水源(サプレッションチェンバまたは復水貯蔵タンク)からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器(格納容器スプレイヘッダ)までの注入配管(スプレイ配管)を指し、小口径配管を含まない。また、主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁および電動弁ならびに主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお、主要配管(スプレイ配管を除く。)の満水は、当該主要配管の圧力計の指示が正圧になっていることで確認する。

表39-1

項目		運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)
非常用炉心冷却系	低圧炉心スプレイ系	1 ^{※3}
	低圧注水系 (格納容器冷却系)	3 ^{※3} (2) ^{※5}
	自動減圧系	6 ^{※4}
	高圧炉心スプレイ系	1 ^{※3}

※3：1系列とは、ポンプ1台、必要な弁および主要配管をいう。

※4：自動減圧系の系列数は、1系列に相当する弁数をいう。

※5：1系列とは、ポンプ1台、熱交換器1基、必要な弁および主要配管をいう。

表 3 9 - 2

項 目	頻 度
1. 自動減圧系の窒素ガス供給圧力が 1.16MPa[gage]以上であることを確認する。	1箇月に1回
2. 高圧炉心スプレイ系ポンプの全揚程が260m以上で流量が1,074m ³ /h以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。	1箇月に1回
3. 高圧炉心スプレイ系ポンプの全揚程が822m以上で流量が342m ³ /h以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の 原子炉起動前に1回
4. 高圧炉心スプレイ系の注水弁および試験可能逆止弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。	1箇月に1回
5. 低圧炉心スプレイ系ポンプの全揚程が198m以上で、流量が1,074m ³ /h以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。	1箇月に1回
6. 低圧炉心スプレイ系の注水弁および試験可能逆止弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。	1箇月に1回
7. 低圧注水系ポンプの全揚程が86m以上で、流量が1,160m ³ /h以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。	1箇月に1回
8. 低圧注水系（格納容器冷却系）の注水弁、ドライウェルスプレイ弁、トーラスプレイ弁、残留熱除去系テスト弁および試験可能逆止弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。	1箇月に1回

表 39-3-1

条 件	要求される措置	完了時間
A. 低圧炉心スプレイ系が動作不能の場合	A1. 低圧炉心スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 低圧注水系 3 系列について動作可能であることを確認する。	10日間 速やかに
B. 低圧注水系 1 系列が動作不能の場合 ^{※6}	B1. 低圧注水系を動作可能な状態に復旧する。 および B2. 残りの低圧注水系 2 系列について動作可能であることを確認する。	10日間 速やかに
C. 自動減圧系の弁の 1 つが動作不能の場合	C1. 自動減圧系の弁を動作可能な状態に復旧する。 および C2. 高圧炉心スプレイ系および原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が 0.98MPa[gage] 以上の場合）について動作可能であることを確認する。	10日間 速やかに
D. 高圧炉心スプレイ系が動作不能の場合	D1. 高圧炉心スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。 および D2. 自動減圧系 ^{※1} の窒素ガス供給圧力が表 39-2 に定める値であることを確認する。 および D3. 原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が 0.98MPa[gage] 以上の場合）について動作可能であることを確認する。	10日間 速やかに 速やかに
E. 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）2 系列以上が動作不能の場合 または 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）1 系列および自動減圧系の弁 1 つが動作不能の場合 または 自動減圧系の弁の 2 つ以上が動作不能の場合 または 条件 A~D のいずれかで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 高温停止にする。 および E2. 低温停止にする。 なお、自動減圧系が動作不能の場合は、原子炉圧力を 0.78MPa[gage] 未満にする。	24時間 36時間

表 3 9 - 3 - 2

条件	要求される措置	完了時間
A. 格納容器冷却系 1 系列が動作不能の場合 ※6	A1. 格納容器冷却系を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 残りの格納容器冷却系 1 系列について動作可能であることを確認する。	1 0 日間 速やかに
B. 格納容器冷却系 2 系列が動作不能の場合 ※6 または 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	2 4 時間 3 6 時間

※6：残留熱除去系ポンプの故障等により，低圧注水系および格納容器冷却系の動作不能となる場合は，それぞれの要求される措置を実施する。

(非常用炉心冷却系その1)

[3号炉]

第39条の2 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、非常用炉心冷却系は、表39の2-1に定める事項を運転上の制限とする^{※1}。ただし、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの起動準備中および残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの運転中は、当該低圧注水系（原子炉格納容器スプレイ冷却系）の動作不能とはみなさない。

2. 非常用炉心冷却系が、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

- (1) 課長（第二発電）は、定検停止時に、高圧炉心注水系、低圧注水系および自動減圧系が模擬信号で作動することおよび原子炉格納容器スプレイ冷却系が手動で作動することを確認する。
- (2) 課長（第二発電）は、定検停止後の原子炉起動から定期検査終了までの期間において、原子炉隔離時冷却系が模擬信号で作動することを確認する。
- (3) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に表39の2-2（項目3）に定める事項ならびに高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系、低圧注水系（原子炉格納容器スプレイ冷却系）の主要な手動弁と電動弁が原子炉の運転状態に応じた開閉状態にあることおよび主要配管^{※2}が満水であることを確認する。
- (4) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、表39の2-2（項目3を除く。）に定める事項を確認する。^{※1}

3. 当直長は、非常用炉心冷却系が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表39の2-3-1または表39の2-3-2の措置を講じる。

※1：原子炉隔離時冷却系および自動減圧系については、原子炉圧力が次表の場合に適用する。

項目	原子炉圧力
原子炉隔離時冷却系	1.03MPa[gage]以上
自動減圧系	1.03MPa[gage]以上

※2：主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための水源（サプレッションチェンバまたは復水貯蔵タンク）からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器（格納容器スプレイヘッド）までの注入配管（スプレイ配管）を指し、小口径配管を含まない。また、主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁および電動弁ならびに主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお、主要配管（スプレイ配管を除く。）の満水は、当該主要配管の圧力計の指示が正圧になっていることで確認する。

また、原子炉隔離時冷却系の主要配管とは、原子炉隔離時冷却系に期待されている機能を達成するための水源（サプレッションチェンバまたは復水貯蔵タンク）からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器までの注入配管、ならびにタービン駆動用蒸気配管および排気配管を指し、小口径配管を含まない。また、主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁および電動弁ならびに主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお、主要配管であるポンプの吸込配管および注入配管の満水は、当該主要配管の圧力計の指示が正圧になっていることで確認する。

表 39 の 2 - 1

項 目		運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)
非常用炉心冷却系	低圧注水系 (原子炉格納容器スプレイ冷却系)	3 ^{※3} (3) ^{※4}
	自動減圧系	1 ^{※5}
	高圧炉心注水系	2 ^{※3}
	原子炉隔離時冷却系	1 ^{※3}

※3：1系列とは、ポンプ1台、必要な弁および主要配管をいう。

※4：1系列とは、ポンプ1台、熱交換器1基、必要な弁および主要配管をいう。

※5：自動減圧系は7弁で1系列とする。

表 39 の 2 - 2

項 目	頻度
1. 自動減圧系の窒素ガス供給圧力が 1.13MPa[gage]以上であることを確認する。	1箇月に1回
2. 高圧炉心注水系ポンプの全揚程が 178 m以上で、流量が 727m ³ /h以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。	1箇月に1回
3. 高圧炉心注水系ポンプの全揚程が 876 m以上で、流量が 182m ³ /h以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の 原子炉起動前に 1回
4. 高圧炉心注水系の注入隔離弁および試験可能逆止弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。	1箇月に1回
5. 原子炉隔離時冷却系ポンプの全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて 45 m以上で、流量が 182m ³ /h以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の 原子炉起動中 ^{※6} に 1回 その後1箇月に1回
6. 原子炉隔離時冷却系の注入弁および試験可能逆止弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の 原子炉起動中 ^{※6} に 1回 その後1箇月に1回
7. 低圧注水系ポンプの全揚程が 108 m以上で、流量が 954m ³ /h以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。	1箇月に1回

項 目	頻度
8. 低圧注水系の注入弁，注入隔離弁，試験可能逆止弁および原子炉格納容器スプレイ冷却系の格納容器冷却流量調節弁，格納容器冷却ライン隔離弁，サプレッションチェンバスプレイ注入隔離弁および残留熱除去系試験用調節弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。	1箇月に1回

※6：原子炉圧力が1.03MPa[gage]相当※7

※7：原子炉圧力設定を当該圧力とした場合の原子炉圧力をいう。

表 3 9 の 2 - 3 - 1

条 件	要求される措置	完了時間
A. 低圧注水系 1 系列が動作不能の場合 ^{※8}	A1. 低圧注水系 1 系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 残りの低圧注水系 2 系列について動作可能であることを確認する。	1 0 日間 速やかに
B. 自動減圧系が動作不能の場合	B1. 自動減圧系を動作可能な状態に復旧する。 および B2. 高圧炉心注水系 2 系列について、動作可能であることを確認する。 および B3. 原子炉隔離時冷却系 ^{※1} について動作可能であることを確認する。	1 0 日間 速やかに 速やかに
C. 高圧炉心注水系 1 系列が動作不能の場合	C1. 高圧炉心注水系 1 系列を動作可能な状態に復旧する。 および C2. 残りの高圧炉心注水系について動作可能であることを確認する。 および C3. 自動減圧系 ^{※1} の窒素ガス供給圧力が表 3 9 の 2 - 2 に定める値であることを確認する。 および C4. 原子炉隔離時冷却系 ^{※1} について動作可能であることを確認する。	1 0 日間 速やかに 速やかに 速やかに
D. 原子炉隔離時冷却系が動作不能の場合	D1. 原子炉隔離時冷却系を動作可能な状態に復旧する。 および D2. 高圧炉心注水系 2 系列について動作可能であることを確認する。 および D3. 自動減圧系 ^{※1} の窒素ガス供給圧力が表 3 9 の 2 - 2 に定める値であることを確認する。	1 0 日間 速やかに 速やかに
E. 非常用炉心冷却系 2 系列以上が動作不能の場合 または 条件 A~D のいずれかで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 高温停止にする。 および E2. 低温停止にする。 なお、自動減圧系が動作不能の場合は、原子炉圧力を 1.03MPa [gage] 未満にする。	2 4 時間 3 6 時間

表 39 の 2 - 3 - 2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉格納容器スプレイ冷却系 1 系列が動作不能の場合※ ⁸	A1. 原子炉格納容器スプレイ冷却系を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 残りの原子炉格納容器スプレイ冷却系について動作可能であることを確認する。	10 日間 速やかに
B. 原子炉格納容器スプレイ冷却系 2 系列以上が動作不能の場合※ ⁸ または 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 低温停止にする。	24 時間 36 時間

※⁸ : 残留熱除去系ポンプの故障等により, 低圧注水系および原子炉格納容器スプレイ冷却系の動作不能となる場合は, それぞれの要求される措置を実施する。

(非常用炉心冷却系その2)

第40条 原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、非常用炉心冷却系は、表40-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉が次の各号に示す状態となった場合は適用しない。また、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの起動準備中および残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの運転中は、低圧注水系の動作不能とはみなさない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合。
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合。

2. 非常用炉心冷却系が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

- (1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、表40-2に定める事項を確認する。ただし、原子炉が次に示す状態となった場合は適用されない。
 - a. 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合。
 - b. 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合。

3. 当直長は、非常用炉心冷却系が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表40-3の措置を講じる。

表40-1

1. 2号炉

項 目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)
非常用炉心冷却系	(1) 非常用炉心冷却系 (自動減圧系を除く) 2系列 ^{※1} または (2) 非常用炉心冷却系 (自動減圧系を除く) 1系列 ^{※1} および 復水輸送系 1系列 ^{※1}

2. 3号炉

項 目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)
非常用炉心冷却系	(1) 非常用炉心冷却系 (原子炉隔離時冷却系および自動減圧系を除く) 2系列 ^{※1} または (2) 非常用炉心冷却系 (原子炉隔離時冷却系および自動減圧系を除く) 1系列 ^{※1} および 復水補給水系 1系列 ^{※1}

※1：1系列とは、ポンプ1台および必要な弁ならびに主要配管をいう。

表 40-2

1. 2号炉

項 目	頻度
1. 動作可能であるべき系統がサプレッションチェンバを水源とする場合は、サプレッションチェンバ水位が-44cm以上あることを確認する。 または 動作可能であるべき系統が復水貯蔵タンクを水源とする場合は、復水貯蔵タンクと補助復水貯蔵タンクの水量の合計が1,674m ³ 以上あることを確認する。	12時間に1回 12時間に1回
2. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系および高圧炉心スプレイ系について、主要配管※ ² が満水であることを確認する。ただし、第39条第2項(1)に定める確認時を除く。	1箇月に1回
3. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系、高圧炉心スプレイ系および復水輸送系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1箇月に1回
4. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系および高圧炉心スプレイ系について動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回
5. 動作可能であるべき復水輸送系ポンプが運転中であることを確認する。	1箇月に1回

2. 3号炉

項 目	頻度
1. 動作可能であるべき系統がサプレッションチェンバを水源とする場合は、サプレッションチェンバ水位が-4,950mm以上あることを確認する。 または 動作可能であるべき系統が復水貯蔵タンクを水源とする場合は、復水貯蔵タンクの水量が663m ³ 以上あることを確認する。	12時間に1回 12時間に1回
2. 動作可能であるべき低圧注水系および高圧炉心注水系について、主要配管※ ² が満水であることを確認する。ただし、第39条の2第2項(1)で定める検査時を除く。	1箇月に1回
3. 動作可能であるべき低圧注水系、高圧炉心注水系および復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1箇月に1回
4. 動作可能であるべき低圧注水系および高圧炉心注水系について動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回
5. 動作可能であるべき復水補給水系のポンプが運転中であることを確認する。	1箇月に1回

※2：主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための水源（サプレッションチェンバ、復水貯蔵タンクまたは補助復水貯蔵タンク）からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器までの注入配管を指し、小口径配管を含まない。なお、主要配管の満水は、当該主要配管の圧力計の指示が正圧になっていることで確認する。

表 40-3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 1系列が動作不能の場合	A1. 動作可能な状態に復旧する。	4時間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉圧力容器バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに
C. 2系列が動作不能の場合	C1. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉圧力容器バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。 および C2. 1系列を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 4時間
D. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 原子炉棟大物機器搬入口および原子炉棟二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 および D2. 原子炉棟給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 および D3. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに 速やかに 速やかに

(原子炉隔離時冷却系)

[2号炉]

第4-1条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、原子炉隔離時冷却系は、表4-1-1に定める事項を運転上の制限とする。^{※1}

2. 原子炉隔離時冷却系が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
 - (1) 課長（第一発電）は、定検停止後の原子炉起動から定期検査終了までの期間において、原子炉隔離時冷却系が模擬信号で作動することを確認する。
 - (2) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、原子炉隔離時冷却系の主要な手動弁と電動弁が、原子炉の運転状態に応じた開閉状態および主要配管^{※2}が満水であることを確認する。
 - (3) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、表4-1-2に定める事項を確認する。^{※1}
3. 当直長は、原子炉隔離時冷却系が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表4-1-3の措置を講じる。

※1：原子炉の圧力が次表の場合に適用する。

※2：主要配管とは、原子炉隔離時冷却系に期待されている機能を達成するための水源（サブレーションチェンバまたは復水貯蔵タンク）からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器までの注入配管、ならびにタービン駆動用蒸気配管および排気配管を指し、小口径配管を含まない。また、主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁および電動弁ならびに主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお、主要配管であるポンプの吸込配管および注入配管の満水は、当該主要配管の圧力計の指示が正圧になっていることで確認する。

項目	原子炉圧力
原子炉隔離時冷却系	0.74MPa[gage]以上

表4-1-1

項目	運転上の制限
原子炉隔離時冷却系	動作可能であること

表4-1-2

項目	頻度
1. 原子炉隔離時冷却系ポンプの全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて44m以上で、流量が93.0m ³ /h以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動中 ^{※3} に1回 その後1箇月に1回
2. 原子炉隔離時冷却系の注水弁および試験可能逆止弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動中に1回 その後1箇月に1回

※3：原子炉圧力が0.98MPa[gage]相当^{※4}

※4：主蒸気圧力設定を当該圧力とした場合の原子炉圧力をいう。

表 4 1 - 3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉隔離時冷却系が動作不能の場合	A1. 原子炉隔離時冷却系を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 高圧炉心スプレイ系について動作可能であることを確認する。 および A3. 自動減圧系の窒素ガス供給圧力が表 3 9 - 2 に定める値であることを確認する。	1 0 日間 速やかに 速やかに
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 原子炉圧力を 0. 74MPa [gage] 未満にする。	2 4 時間 3 6 時間

(主蒸気隔離弁)

第4-2条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、主蒸気隔離弁は、表4-2-1に定める事項を運転上の制限とする。

2. 主蒸気隔離弁が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 課長(発電)は、定検停止時に、主蒸気隔離弁が模擬信号により全閉することおよび全閉時間が、表4-2-2に定める値であることを確認する。

(2) 課長(原子炉)および課長(3号機械)は、定検停止時に、主蒸気隔離弁の漏えい率が表4-2-2に定める値であることを確認し、その結果を課長(発電)に通知する。

3. 当直長は、主蒸気隔離弁が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表4-2-3の措置を講じる。

表4-2-1

項目	運転上の制限
主蒸気隔離弁	動作可能であること

表4-2-2

項目	判定値
主蒸気隔離弁の全閉時間	3秒以上5秒以下
主蒸気隔離弁の漏えい率	原子炉圧力容器蒸気相体積に対して 10%/日/個以下

表4-2-3

条件	要求される措置	完了時間
A. 主蒸気隔離弁が動作不能の場合	A1. 動作不能な主蒸気隔離弁の系列の主蒸気隔離弁を全閉する。	8時間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間
	および B2. 低温停止にする。	36時間

(格納容器および格納容器隔離弁)

第43条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、格納容器および格納容器隔離弁は、表43-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、ドライウエル内部の点検時は、速やかにエアロックを閉鎖できる措置を講じた上で、エアロック二重扉を開放したままとすることができるが、この場合は格納容器の機能喪失とはみなさない。

2. 格納容器および格納容器隔離弁が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 課長(原子炉)および課長(3号機械)は、定検停止時に、格納容器の漏えい率が表43-2に定める値であることを確認し、その結果を課長(発電)に通知する。

(2) 課長(発電)は、定検停止時に、表43-3に定める格納容器隔離弁が模擬信号で全閉することを確認する。

(3) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に格納容器バウンダリとなっている格納容器隔離弁が原子炉の運転状態に応じた開閉状態であることを確認する。

3. 当直長は、格納容器または格納容器隔離弁が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表43-4の措置を講じる。なお、同時に複数の動作不能な格納容器隔離弁が発生した場合には、個々の弁に対して表43-4の措置を講じる。

表43-1

項 目	運転上の制限
格納容器	機能が健全であること
格納容器隔離弁	動作可能であること

表43-2

1. 2号炉

項 目	判定値
格納容器の漏えい率	0.5%/日以下 (常温、空気または窒素、最高使用圧力の0.9倍において)

2. 3号炉

項 目	判定値
格納容器の漏えい率	0.4%/日以下 (常温、空気または窒素、最高使用圧力の0.9倍において)

表 4 3 - 3

1. 2号炉

系 統	格納容器隔離弁
1. 主蒸気系	主蒸気ドレン内側隔離弁 主蒸気ドレン外側隔離弁
2. 原子炉再循環系	炉水サンプリング内側隔離弁 炉水サンプリング外側隔離弁
3. 原子炉浄化系	入口内側隔離弁 入口外側隔離弁
4. 残留熱除去系	炉水入口内側隔離弁 炉水入口外側隔離弁 A-ポンプ炉水戻り弁 B-ポンプ炉水戻り弁 炉頂部冷却外側隔離弁 炉頂部冷却内側隔離弁 トーラス水移送第1隔離弁 トーラス水移送第2隔離弁 A-サンプリング第1隔離弁 B-サンプリング第1隔離弁 A-サンプリング第2隔離弁 B-サンプリング第2隔離弁
5. 窒素ガス制御系	N ₂ 置換供給隔離弁 N ₂ ドライウエル入口隔離弁 N ₂ トーラス入口隔離弁 N ₂ ドライウエル出口隔離弁 N ₂ トーラス出口隔離弁 格納容器空気供給隔離弁 N ₂ 補給隔離弁 N ₂ 補給ドライウエル入口隔離弁 N ₂ 補給トーラス入口隔離弁 A-トーラス真空破壊隔離弁 B-トーラス真空破壊隔離弁 N ₂ ドライウエル出口弁バイパス隔離弁 N ₂ トーラス出口弁バイパス隔離弁 SGT入口隔離弁 HVR入口隔離弁 A-ドライウエル真空破壊空気供給隔離弁 B-ドライウエル真空破壊空気供給隔離弁 C-ドライウエル真空破壊空気供給隔離弁 D-ドライウエル真空破壊空気供給隔離弁 E-ドライウエル真空破壊空気供給隔離弁 F-ドライウエル真空破壊空気供給隔離弁 G-ドライウエル真空破壊空気供給隔離弁 H-ドライウエル真空破壊空気供給隔離弁 格納容器空気置換排風機バイパス弁 ドライウエル内漏洩検出モニタ入口第1隔離弁 ドライウエル内漏洩検出モニタ入口第2隔離弁 ドライウエル内漏洩検出モニタ出口第1隔離弁 ドライウエル内漏洩検出モニタ出口第2隔離弁

系 統	格納容器隔離弁
6. 移動形出力領域計装	A-ボール弁 B-ボール弁 C-ボール弁 D-ボール弁
7. 液体廃棄物処理系	ドライウエル機器ドレン内側隔離弁 ドライウエル機器ドレン外側隔離弁 ドライウエル床ドレン内側隔離弁 ドライウエル床ドレン外側隔離弁
8. 試料採取系	A-N ₂ ガスサンプリング第1隔離弁 B-N ₂ ガスサンプリング第1隔離弁 C-N ₂ ガスサンプリング第1隔離弁 D-N ₂ ガスサンプリング第1隔離弁 A-N ₂ ガスサンプリング第2隔離弁 B-N ₂ ガスサンプリング第2隔離弁 C-N ₂ ガスサンプリング第2隔離弁 D-N ₂ ガスサンプリング第2隔離弁 N ₂ ガスサンプリング戻り第1隔離弁 N ₂ ガスサンプリング戻り第2隔離弁 原子炉水サンプリング内側隔離弁 原子炉水サンプリング外側隔離弁 RHRサンプリング第1隔離弁 RHRサンプリング第2隔離弁 液体サンプル戻り第1隔離弁 液体サンプル戻り第2隔離弁 PCV雰囲気サンプリング入口第1止め弁 PCV雰囲気サンプリング入口第2止め弁 PCV雰囲気サンプリング戻り第1止め弁 PCV雰囲気サンプリング戻り第2止め弁
9. 可燃性ガス濃度制御系	A-入口隔離弁 B-入口隔離弁 A-出口隔離弁 B-出口隔離弁
10. 補給水系	MUW PCV代替冷却外側隔離弁

2. 3号炉

系 統	格納容器隔離弁
1. 主蒸気系	MS主蒸気ドレンライン内側隔離弁 MS主蒸気ドレンライン外側隔離弁
2. 原子炉冷却材浄化系	CUW吸込ライン内側隔離弁 CUW吸込ライン外側隔離弁 CUW RPVヘッドスプレイ隔離弁 CUWブローラインS/P側出口弁 CUW炉水サンプルライン内側隔離弁 CUW炉水サンプルライン外側隔離弁
3. 残留熱除去系	RHR停止時冷却内側隔離弁 (A) RHR停止時冷却内側隔離弁 (B) RHR停止時冷却内側隔離弁 (C) RHR停止時冷却外側隔離弁 (A) RHR停止時冷却外側隔離弁 (B) RHR停止時冷却外側隔離弁 (C) RHR注入弁 (A) RHR注入隔離弁 (B) RHR注入隔離弁 (C) RHR LPFL試験可能逆止弁 (A) バイパス弁 RHR LPFL試験可能逆止弁 (B) バイパス弁 RHR LPFL試験可能逆止弁 (C) バイパス弁 RHR SPH一次止め弁 (A) RHR SPH一次止め弁 (B) RHR SPH一次止め弁 (C) RHR SPH二次止め弁 RHRプロセスサンプル一次隔離弁 (A) RHRプロセスサンプル一次隔離弁 (B) RHRプロセスサンプル一次隔離弁 (C) RHRプロセスサンプル二次隔離弁 (A) RHRプロセスサンプル二次隔離弁 (B) RHRプロセスサンプル二次隔離弁 (C) RHR PASS炉水サンプリング弁

系 統	格納容器隔離弁
4. 不活性ガス系	A C P C V パージ用空気供給隔離弁 A C D / W パージ用入口隔離弁 A C S / C パージ用入口隔離弁 A C D / W ベント用出口隔離弁 A C D / W ベント用出口隔離弁バイパス弁 A C S / C ベント用出口隔離弁 A C S / C ベント用出口隔離弁バイパス弁 A C S G T S 側 P C V ベント用隔離弁 A C H V A C 側 P C V ベント用隔離弁 A C P C V パージ用窒素供給隔離弁 A C P C V 常時補給用窒素隔離弁 A C D / W 常時補給用窒素入口隔離弁 A C S / C 常時補給用窒素入口隔離弁 A C 真空破壊弁計装用空気配管隔離弁 (A) A C 真空破壊弁計装用空気配管隔離弁 (B) A C P C V 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁
5. 移動式炉心内計装系	T I P ボール弁 (A) T I P ボール弁 (B) T I P ボール弁 (C) T I P パージラインパージ弁
6. 放射性ドレン移送系	R D ドライウェル L C W サンプ内側隔離弁 R D ドライウェル L C W サンプ外側隔離弁 R D ドライウェル H C W サンプ内側隔離弁 R D ドライウェル H C W サンプ外側隔離弁
7. 漏えい検出系	L D S 放射線モニタ入口 1 次隔離弁 L D S 放射線モニタ入口 2 次隔離弁 L D S 放射線モニタ出口 1 次隔離弁 L D S 放射線モニタ出口 2 次隔離弁
8. 試料採取系	S A M 事故後炉水サンプル 1 次隔離弁 S A M 事故後炉水サンプル 2 次隔離弁 S A M 事故後炉水サンプル戻り 1 次隔離弁 S A M 事故後炉水サンプル戻り 2 次隔離弁 S A M D / W 雰囲気サンプリング内側隔離弁 S A M D / W 雰囲気サンプリング外側隔離弁 S A M サンプル戻り 1 次隔離弁 S A M サンプル戻り 2 次隔離弁

系 統	格納容器隔離弁
9. 格納容器雰囲気 モニタ系	P A S S P C V 雰 囲 気 サ ン プ リ ン グ 入 口 1 次 止 め 弁 P A S S P C V 雰 囲 気 サ ン プ リ ン グ 出 口 1 次 止 め 弁 P A S S P C V 雰 囲 気 サ ン プ リ ン グ 入 口 2 次 止 め 弁 P A S S P C V 雰 囲 気 サ ン プ リ ン グ 出 口 2 次 止 め 弁
10. 可燃性ガス濃度制御系	F C S 入 口 隔 離 弁 (A) F C S 入 口 隔 離 弁 (B) F C S 出 口 隔 離 弁 (A) F C S 出 口 隔 離 弁 (B)
11. 復水補給水系	M U W C 下 部 ド ラ イ ウ ェ ル 注 水 ラ イ ン 隔 離 弁 M U W C 下 部 ド ラ イ ウ ェ ル 注 水 流 量 調 節 弁
12. サプレッションプール 浄化系	S P C U S / P 側 吸 込 一 次 隔 離 弁 S P C U S / P 側 吸 込 二 次 隔 離 弁 S P C U S / P 戻 り 隔 離 弁

表 4 3 - 4

条 件	要求される措置	完了時間
A. 条件 B, C または D 以外の場合であって、格納容器の機能が健全でない場合	A1. 格納容器の機能を健全な状態に復旧する。	1 時間
B. 主蒸気隔離弁以外の格納容器隔離弁 2 個を有する配管に適用 動作不能な格納容器隔離弁 1 個を有する配管が 1 つ以上ある場合	B1. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離する。 ^{※1} および B2. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管が隔離されていることを確認する。ただし、第 9 3 条（管理区域内における特別措置）第 1 項に定める区域については管理的手段により確認することができる。	4 時間 1 箇月に 1 回
C. 主蒸気隔離弁以外の格納容器隔離弁 2 個を有する配管に適用 動作不能な格納容器隔離弁 2 個を有する配管が 1 つ以上ある場合	C1. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離する。 ^{※1} および C2. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管が隔離されていることを確認する。ただし、第 9 3 条（管理区域内における特別措置）第 1 項に定める区域については管理的手段により確認することができる。	1 時間 1 箇月に 1 回
D. 格納容器隔離弁 1 個を有する配管に適用 動作不能な格納容器隔離弁 1 個を有する配管が 1 つ以上ある場合	D1. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離する。 ^{※1} および D2. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管が隔離されていることを確認する。ただし、第 9 3 条（管理区域内における特別措置）第 1 項に定める区域については管理的手段により確認することができる。	4 時間 1 箇月に 1 回
E. 条件 A, B, C または D で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 高温停止にする。 および E2. 冷温停止にする。	2 4 時間 3 6 時間

※ 1 : 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離したことにより、当該系統の機能が喪失した場合は、該当する条文を適用する。

(サプレッションチェンバからドライウエルへの真空破壊弁)

第44条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、サプレッションチェンバからドライウエルへの真空破壊弁は、表44-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、真空破壊弁1弁が全開不能の場合を除く。

2. サプレッションチェンバからドライウエルへの真空破壊弁が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 課長(原子炉)および課長(3号機械)は、定検停止時に、サプレッションチェンバからドライウエルへの真空破壊弁が全開および全閉することを確認し、その結果を課長(発電)に通知する。

3. 当直長は、サプレッションチェンバからドライウエルへの真空破壊弁が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表44-2の措置を講じる。

表44-1

項 目	運転上の制限
サプレッションチェンバからドライウエルへの真空破壊弁	動作可能であること

表44-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 真空破壊弁2弁以上が全開不能の場合	A1. 真空破壊弁を全開可能な状態に復旧する。	3日間
B. 真空破壊弁1弁以上が全閉不能の場合	B1. 開状態の真空破壊弁を全閉する。	2時間
C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間
	および C2. 低温停止にする。	36時間

(サブプレッションチェンバの平均水温)

第45条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、サブプレッションチェンバの平均水温は、表45-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉隔離時冷却系の動作確認等により、サブプレッションチェンバの水温が上昇するような時は、確認開始時から確認終了後24時間までを除く。

2. サプレッションチェンバの平均水温が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。なお、当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、原子炉隔離時冷却系の動作確認等により、サブプレッションチェンバの水温が上昇するような場合、サブプレッションチェンバの動作可能な局所水温計の最高温度が47℃を超えたときには、5分毎に動作可能な局所水温計の平均水温を計算し、平均水温が47℃を超えていないことを確認する。さらに平均水温が47℃を超えた場合には、サブプレッションチェンバの水温が上昇するような動作確認等を中止し、24時間以内に平均水温を35℃以下に復旧する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、サブプレッションチェンバの動作可能な局所水温計の平均水温^{※1}を24時間に1回確認する。

3. 当直長は、サブプレッションチェンバの平均水温が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表45-2の措置を講じる。

※1：平均水温は、動作可能な局所水温計の最高温度をもって、代えることができる。

表45-1

項目	運転上の制限
サブプレッションチェンバの平均水温	35℃以下

表45-2

条件	要求される措置	完了時間
A. サプレッションチェンバ平均水温が35℃を超えている場合	A1. サプレッションチェンバ平均水温を35℃以下に復旧する。	24時間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間
C. サプレッションチェンバ平均水温が49℃を超えている場合	C1. 原子炉をスクラムする。 および C2. 原子炉減圧を開始する。 および C3. 冷温停止にする。	速やかに 1時間 36時間

(サプレッションチェンバの水位)

第46条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、サプレッションチェンバの水位は、表46-1（図46）に定める事項を運転上の制限とする。ただし、地震時における一時的な水位変動を除く。

2. サプレッションチェンバの水位が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、サプレッションチェンバの水位を24時間に1回確認する。

3. 当直長は、サプレッションチェンバの水位が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表46-2の措置を講じる。

表46-1

項目	運転上の制限
サプレッションチェンバ水位	+5 cm (上限値) 以下 -5 cm (下限値) 以上

図46

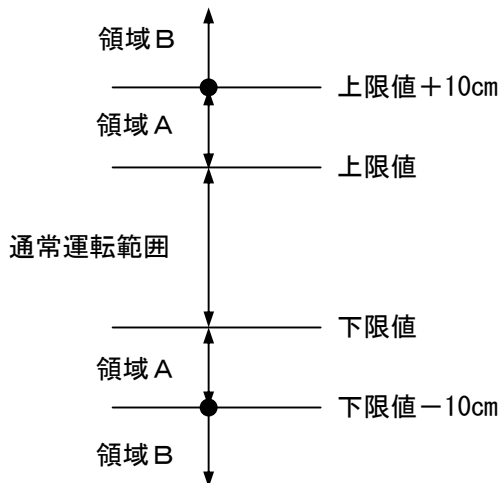


表46-2

条件	要求される措置	完了時間
A. サプレッションチェンバの水位が図46の領域Aの場合	A1. サプレッションチェンバの水位を制限値以内に復旧する。	24時間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 低温停止にする。	24時間 36時間
C. サプレッションチェンバの水位が図46の領域Bの場合	C1. 原子炉をスクラムする。	速やかに

(可燃性ガス濃度制御系)

第47条 原子炉の状態が運転および起動において、可燃性ガス濃度制御系は、表47-1に定める事項を運転上の制限とする。

2. 可燃性ガス濃度制御系が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
 - (1) 課長(発電)は、定検停止時に、可燃性ガス濃度制御系の機能を確認する。
 - (2) 当直長は、原子炉の状態が運転および起動において、可燃性ガス濃度制御系ブロワが起動することおよび可燃性ガス濃度制御系隔離弁が開することを1箇月に1回確認する。また、動作確認後、動作確認に際して使用した弁の開閉状態を確認する。
3. 当直長は、可燃性ガス濃度制御系が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表47-2の措置を講じる。

表47-1

項目	運転上の制限
可燃性ガス濃度制御系	2系列 ^{※1} が動作可能であること

※1：1系列とは、ブロワ1台、再結合装置1台、ヒータ1台、必要な弁および主要配管をいう。

表47-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 可燃性ガス濃度制御系1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の1系列が動作可能であることを確認する。	30日間 速やかに
B. 可燃性ガス濃度制御系2系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。	速やかに
C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間

(格納容器内の酸素濃度)

第48条 原子炉の状態が運転において、格納容器内の酸素濃度は、表48-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉を起動する時の原子炉の状態が運転になってからの24時間および原子炉を停止する時の原子炉の状態が起動になる前の24時間を除く。

2. 格納容器内の酸素濃度が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が運転において、格納容器内の酸素濃度を1週間に1回確認する。

3. 当直長は、格納容器内の酸素濃度が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表48-2の措置を講じる。

表48-1

項目	運転上の制限
格納容器内の酸素濃度	4%以下

表48-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 格納容器内の酸素濃度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 酸素濃度を運転上の制限以内に復旧する。	24時間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 低温停止にする。	24時間 36時間

(原子炉棟)

第49条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時^{※1}または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において、原子炉棟は、表49-1に定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉棟が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 課長(発電)は、定検停止時に、原子炉棟を負圧に保ち得ることを確認する。

(2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において、原子炉棟を負圧に保つために原子炉棟大物機器搬入口および原子炉棟二重扉の各々において、少なくとも1つが閉鎖状態にあることを1箇月に1回確認する。

3. 当直長は、原子炉棟が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表49-2の措置を講じる。

※1：停止余裕確認後の制御棒1本(3号炉においては、同一の水圧制御ユニットに属する1組または1本)挿入・引抜を除く。

表49-1

項目	運転上の制限
原子炉棟	機能が健全であること

表49-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉棟を負圧に保つための措置を講じる。	4時間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間
C. 炉心変更時または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	C1. 炉心変更を中止する。 および C2. 原子炉棟内での照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに 速やかに

(原子炉棟給排気隔離弁)

第50条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時^{※1}または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において、原子炉棟給排気隔離弁は、表50-1に定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉棟給排気隔離弁が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 課長(発電)は、定検停止時に、原子炉棟給排気隔離弁が模擬信号で全閉することを確認する。

3. 当直長は、原子炉棟給排気隔離弁が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表50-2の措置を講じる。

※1：停止余裕確認後の制御棒1本(3号炉においては、同一の水圧制御ユニットに属する1組または1本)挿入・引抜を除く。

表50-1

項 目	運転上の制限
原子炉棟給排気隔離弁	動作可能であること

表 50-2

条 件	要求される措置	完了時間
<p>A. 全閉不能な原子炉棟給排気隔離弁 1 個を有するラインが 1 つ以上ある場合 (ただし, 当該ラインが隔離されている場合を除く。)</p>	<p>A1. 全閉不能な隔離弁を有するラインの動作可能な原子炉棟給排気隔離弁の動作確認を行い, 全閉可能であることを確認する。 および A2. 全閉不能な原子炉棟給排気隔離弁を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに 10日間</p>
<p>B. 原子炉の状態が運転, 起動および高温停止において, 全閉不能な原子炉棟給排気隔離弁 2 個を有するラインが 1 つ以上ある場合 または 原子炉の状態が運転, 起動および高温停止において, 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>B1. 高温停止にする。 および B2. 低温停止にする。</p>	<p>24時間 36時間</p>
<p>C. 炉心変更時または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において, 全閉不能な原子炉棟給排気隔離弁 2 個を有するラインが 1 つ以上ある場合 または 炉心変更時または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において, 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>C1. 炉心変更を中止する。 および C2. 原子炉棟内での照射された燃料に係る作業を中止する。</p>	<p>速やかに 速やかに</p>

(非常用ガス処理系)

第51条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時^{※1}または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において、非常用ガス処理系は、表51-1に定める事項を運転上の制限とする。

2. 非常用ガス処理系が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 課長(発電)は、定検停止時に、非常用ガス処理系が模擬信号で作動することを確認する。

(2) 課長(原子炉)および課長(3号機械)は、定検停止時に、非常用ガス処理系の総合除去効率が表51-2に定める値であることを確認し、その結果を課長(発電)に通知する。

(3) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において、非常用ガス処理系排風機が起動することおよび非常用ガス処理系入口弁および出口弁が開することを1箇月に1回確認する。

3. 当直長は、非常用ガス処理系が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表51-3の措置を講じる。

※1：停止余裕確認後の制御棒1本(3号炉においては、同一の水圧制御ユニットに属する1組または1本)挿入・引抜を除く。

表51-1

項目	運転上の制限
非常用ガス処理系	2系列 ^{※2} が動作可能であること

※2：1系列とは、排風機1台、フィルタ1基、必要な弁および主要配管をいう。ただし、3号炉についての2系列とは、排風機2台、フィルタ1基、必要な弁および主要配管をいう。

表51-2

1. 2号炉

項目	判定値
総合除去効率	99.97%以上

2. 3号炉

項目	判定値
総合除去効率	99.99%以上

表 5 1 - 3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 非常用ガス処理系 1 系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の 1 系列について動作可能であることを確認する。	1 0 日間 速やかに
B. 原子炉の状態が運転, 起動および高温停止において, 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	2 4 時間 3 6 時間
C. 炉心変更時または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において, 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 炉心変更を中止する。 および C2. 原子炉棟内での照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに 速やかに
D. 原子炉の状態が運転, 起動および高温停止において, 非常用ガス処理系 2 系列が動作不能の場合	D1. 高温停止にする。 および D2. 冷温停止にする。	2 4 時間 3 6 時間
E. 炉心変更時または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において, 非常用ガス処理系 2 系列が動作不能の場合	E1. 炉心変更を中止する。 および E2. 原子炉棟内での照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに 速やかに

(原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系)

第52条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系（3号炉については、「原子炉補機冷却海水系」と読みかえる。以下同じ。）は、表52-1に定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 課長（発電）は、定検停止時に、原子炉補機冷却水ポンプ（以下、本条において「冷却水ポンプ」という。）および原子炉補機海水ポンプ（3号炉については、「原子炉補機冷却海水ポンプ」と読みかえる。）（以下、本条において「海水ポンプ」という。）が模擬信号で作動することを確認する。

(2) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に原子炉補機冷却水系の主要な手動弁と電動弁の開閉状態を確認する。また、原子炉補機冷却水系の主要配管^{※1}が満水であることを確認する。

(3) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に原子炉補機海水系の主要な手動弁と電動弁^{※2}の開閉状態を確認する。

(4) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、表52-2に定める事項を確認する。

3. 当直長は、原子炉補機冷却水系または原子炉補機海水系が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表52-3の措置を講じる。ただし、この場合第39条^{※3}（非常用炉心冷却系その1）および第59条（非常用ディーゼル発電機その1）は適用しない。

※1：原子炉補機冷却水系の主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための原子炉補機冷却系熱交換器と冷却水ポンプのループ配管を指し、小口径配管を含まない。また、主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁および電動弁ならびに主要配管に接続する配管上の手動弁および電動弁のうち主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお、主要配管の満水は、当該系統のサージタンクレベル低の警報が継続的に発生していないことで確認する。

※2：原子炉補機海水系の主要な手動弁と電動弁とは、当該系統に期待されている機能を達成するための海水ポンプから放水槽までの配管上の手動弁および電動弁ならびにこの配管に接続する配管上の手動弁および電動弁のうち当該系統の機能を維持するために必要な一次弁をいう。

※3：3号炉については、「第39条の2」と読みかえる。以下同じ。

表52-1

1. 2号炉

項目	運転上の制限
原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系	2系列 ^{※4} が動作可能であること

※4：1系列とは、冷却水ポンプ2台、海水ポンプ2台、熱交換器3基、必要な弁および主要配管をいう。

2. 3号炉

項 目	運転上の制限
原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系	3系列 ^{※5} が動作可能であること

※5：1系列とは、冷却水ポンプ2台、海水ポンプ2台、熱交換器2基、必要な弁および主要配管をいう。

表52-2

項 目	頻 度
1. 冷却水ポンプが起動すること ^{※6} を確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。	1箇月に1回
2. 海水ポンプが起動すること ^{※6} を確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1箇月に1回

※6：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

表52-3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の1系列 ^{※7} について動作可能であることを確認する。	10日間 速やかに
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 2系列 ^{※8} が動作不能の場合 または 2号炉について、条件Aにおいて、さらに高圧炉心スプレー補機冷却水系または高圧炉心スプレー補機海水系が動作不能の場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 1. 冷温停止にする。 または B2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	24時間 36時間 冷温停止となるまで 毎日1回

※7：3号炉については「2系列」と読みかえる。

※8：3号炉については「2系列以上」と読みかえる。

(高圧炉心スプレイ補機冷却水系および高圧炉心スプレイ補機海水系)

第53条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、高圧炉心スプレイ補機冷却水系および高圧炉心スプレイ補機海水系は、表53-1に定める事項を運転上の制限とする。

2. 高圧炉心スプレイ補機冷却水系および高圧炉心スプレイ補機海水系が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
 - (1) 課長（第一発電）は、定検停止時に、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ（以下、本条において「冷却水ポンプ」という。）および高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ（以下、本条において「海水ポンプ」という。）が模擬信号で作動することを確認する。
 - (2) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に高圧炉心スプレイ補機冷却水系の主要な手動弁の開閉状態および主要配管^{※1}が満水であることを確認する。
 - (3) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に高圧炉心スプレイ補機海水系の主要な手動弁と電動弁^{※2}の開閉状態を確認する。
 - (4) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、表53-2に定める事項を確認する。
3. 当直長は、高圧炉心スプレイ補機冷却水系または高圧炉心スプレイ補機海水系が、第1項に定める運転上の制限を満足しないと判断した場合は、表53-3の措置を講じる。ただし、この場合第39条（非常用炉心冷却系その1）および第59条（非常用ディーゼル発電機その1）は適用しない。

※1：高圧炉心スプレイ補機冷却水系の主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器と冷却水ポンプのループ配管を指し、小口径配管を含まない。また、主要な手動弁とは、主要配管上の手動弁および主要配管に接続する配管上の手動弁のうち主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお、主要配管の満水は、当該系統のサージタンクのレベル低の警報が継続的に発生していないことで確認する。

※2：高圧炉心スプレイ補機海水系の主要な手動弁と電動弁とは、当該系統に期待されている機能を達成するための海水ポンプから放水槽までの配管上の手動弁および電動弁ならびにこの配管に接続する配管上の手動弁および電動弁のうち当該系統の機能を維持するために必要な一次弁をいう。

表53-1

項目	運転上の制限
高圧炉心スプレイ補機冷却水系 および 高圧炉心スプレイ補機海水系	1系列 ^{※3} が動作可能であること

※3：1系列とは、冷却水ポンプ1台、海水ポンプ1台、熱交換器1基、必要な弁および主要配管をいう。

表53-2

項目	頻度
1. 冷却水ポンプが起動することを確認する。	1箇月に1回
2. 海水ポンプが起動することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1箇月に1回

表 5 3 - 3

条 件	要求される措置	完了時間
<p>A. 高圧炉心スプレイ補機冷却水系が動作不能の場合 または 高圧炉心スプレイ補機海水系が動作不能の場合 または 高圧炉心スプレイ補機冷却水系および高圧炉心スプレイ補機海水系が動作不能の場合</p>	<p>A1. 当該系を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>10日間</p>
<p>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 条件Aにおいて、さらに原子炉補機冷却水系または原子炉補機海水系が動作不能の場合</p>	<p>B1. 高温停止にする。 および B2. 1. 冷温停止にする。 または B2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。</p>	<p>24時間 36時間 冷温停止となるまで 毎日1回</p>

(燃料プールの水位および水温)

第54条 燃料プールの水位および水温は、表54-1に定める事項を運転上の制限とする。

2. 燃料プールの水位および水温が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、表54-1の事項を毎日1回確認する。

3. 当直長は、燃料プールの水位または水温が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表54-2の措置を講じる。

表54-1

項目	運転上の制限
燃料プールの水位	オーバーフロー水位付近にあること
燃料プールの水温	65℃以下

表54-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 燃料プールの水位または水温が、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 燃料プールの水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。	速やかに その後毎日1回
	および A2. 燃料プール内での照射された燃料に係る作業を中止する。 ^{※1}	速やかに
	および A3. 原子炉棟大物機器搬入口および原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。	速やかに
	および A4. 原子炉棟給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。	速やかに
	および A5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに

※1：移動中の燃料については、所定の場所に移動するものとする。

(燃料または制御棒を移動するときの原子炉水位)

第55条 原子炉の状態が燃料交換において、原子炉上部で燃料または制御棒を移動する場合、原子炉水位は、表55-1に定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉水位が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が燃料交換において、原子炉上部で燃料または制御棒を移動する場合は、原子炉水位がオーバーフロー水位付近にあることを24時間に1回確認する。

3. 当直長は、原子炉水位が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表55-2の措置を講じる。

表55-1

項 目	運転上の制限
燃料または制御棒を移動するときの原子炉水位	オーバーフロー水位付近にあること

表55-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 燃料または制御棒の移動を中止する。 ^{※1} および A2. 原子炉水位を回復する操作を開始する。	速やかに 速やかに

※1：移動中の燃料または制御棒については、所定の場所に移動するものとする。

(中央制御室非常用循環系)

第56条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時^{※1}または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において、中央制御室非常用循環系は表56-1に定める事項を運転上の制限とする。

2. 中央制御室非常用循環系が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 課長(発電)は、定検停止時に、中央制御室非常用循環系が模擬信号で作動することを確認する。

(2) 課長(原子炉)および課長(3号機械)は、定検停止時に、中央制御室非常用循環系の総合除去効率が表56-2に定める値であることを確認し、その結果を課長(発電)に通知する。

3. 当直長は、中央制御室非常用循環系が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表56-3の措置を講じる。

※1：停止余裕確認後の制御棒1本(3号炉においては、同一の水圧制御ユニットに属する1組または1本)挿入・引抜を除く。

表56-1

項目	運転上の制限
中央制御室非常用循環系	2系列 ^{※2} が動作可能であること

※2：2系列とは送風機2台、フィルタ1基および必要なダンパ、ダクトをいう。

表56-2

1. 2号炉

項目	判定値
総合除去効率	95%以上

2. 3号炉

項目	判定値
総合除去効率	90%以上

表 5 6 - 3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 中央制御室非常用循環系 1 系列が動作不能の場合	A1. 当該系統を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の 1 系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。	3 0 日間 速やかに
B. 中央制御室非常用循環系 2 系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも 1 系列を動作可能な状態に復旧する。	1 0 日間
C. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、条件 A または B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 および C2. 低温停止にする。	2 4 時間 3 6 時間
D. 炉心変更時または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において、条件 A または B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 炉心変更を中止する。 および D2. 原子炉棟内での照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに 速やかに

(外部電源その1)

第57条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、外部電源^{※1}は表57-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等における瞬時停電時を除く。

2. 外部電源が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、外部電源の電圧が確立していることを1週間に1回確認する。

3. 当直長は、外部電源が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表57-2の措置を講じる。

※1：外部電源とは、電力系統または主発電機（当該原子炉の主発電機を除く。）からの電力を第64条（所内電源系統その1）および第65条（所内電源系統その2）で要求される非常用交流高圧電源母線に供給する設備をいう。以下、第58条（外部電源その2）および第59条（非常用ディーゼル発電機その1）において同じ。

表57-1

項目	運転上の制限
外部電源	2系列 ^{※2} が動作可能であること

※2：外部電源の系列数は、非常用交流高圧電源母線に対して電力供給することができる発電所外からの送電線の回線数と主発電機数（当該原子炉の主発電機を除く。）の合計数とし、各々の非常用交流高圧電源母線について求められる。以下、第58条（外部電源その2）および第59条（非常用ディーゼル発電機その1）において同じ。

表5 7—2

1. 2号炉

条 件	要求される措置	完了時間
A. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合	A1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。	10日間
B. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く） および 非常用ディーゼル発電機が1台動作不能の場合（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）	B1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 または B2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	12時間 12時間
C. 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が1系列以下の場合 および 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が動作不能の場合	C1. 1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 または C1. 2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 および C2. 自動減圧系（原子炉圧力が0.78MPa[gage]以上の場合）の窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 および C3. 原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が0.98MPa[gage]以上の場合）について動作可能であることを確認する。	10日間 10日間 速やかに 速やかに
D. 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が1系列もない場合	D1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 および D2. 自動減圧系（原子炉圧力が0.78MPa[gage]以上の場合）の窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 および D3. 原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が0.98MPa[gage]以上の場合）について動作可能であることを確認する。	10日間 速やかに 速やかに
E. 動作可能である外部電源が1系列もない場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く。） または 条件A, B, CまたはDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 高温停止にする。 および E2. 冷温停止にする。	24時間 36時間

2. 3号炉

条 件	要求される措置	完了時間
A. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合	A1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。	10日間
B. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合 および 非常用ディーゼル発電機が1台動作不能の場合	B1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 または B2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	12時間 12時間
C. 動作可能である外部電源が1系列もない場合 または 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 および C2. 低温停止にする。	24時間 36時間

(外部電源その2)

第58条 原子炉の状態が、冷温停止および燃料交換において、外部電源は、表58-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬時停電時を除く。

2. 外部電源が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、外部電源の電圧が確立していることを1週間に1回確認する。

3. 当直長は、外部電源が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表58-2の措置を講じる。

表58-1

項目	運転上の制限
外部電源	1系列が動作可能であること

表58-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 外部電源が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 外部電源を1系列動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 炉心変更を中止する。 および A3. 原子炉棟内での照射された燃料に係る作業を中止する。 および A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに 速やかに 速やかに 速やかに

(非常用ディーゼル発電機その1)

第59条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、非常用ディーゼル発電機は、表59-1に定める事項を運転上の制限とする。

2. 非常用ディーゼル発電機が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 課長(発電)は、定検停止時に、非常用ディーゼル発電機が模擬信号で作動することを確認する。

(2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、次の事項を確認する。

a. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧および周波数が表59-2に定める値であること、ならびに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列して定格出力で運転可能であることを1箇月に1回確認する。

b. デイタンクレベルが表59-2に定める値であることを1箇月に1回確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中および運転終了後2日間を除く。

3. 当直長は、非常用ディーゼル発電機が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表59-3の措置を講じる。

表59-1

1. 2号炉

項目	運転上の制限
非常用ディーゼル発電機	3台 ^{※1} の非常用ディーゼル発電機が動作可能であること

2. 3号炉

項目	運転上の制限
非常用ディーゼル発電機	3台 ^{※2} の非常用ディーゼル発電機が動作可能であること

※1：3台とは、A系、B系および高圧炉心スプレイ系のディーゼル発電機をいう。

※2：3台とは、A系、B系およびC系のディーゼル発電機をいう。

表59-2

1. 2号炉

非常用ディーゼル発電機	判定値		
	電圧	周波数	デイタンクレベル
A系およびB系	6.9±0.345kV 以内	60±1.2Hz 以内	13.45 m ³ 以上
高圧炉心スプレイ系	6.9±0.345kV 以内	60±1.2Hz 以内	7.7 m ³ 以上

2. 3号炉

非常用ディーゼル発電機	判定値		
	電圧	周波数	デイタンクレベル
A系、B系およびC系	6.9±0.345kV 以内	60±1.2Hz 以内	1,960mm 以上

表59-3

1. 2号炉

条 件	要求される措置	完了時間
A. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合	A1. 非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 残り2台の非常用ディーゼル発電機について動作可能であることを確認する。 および A3. 原子炉隔離時冷却系 ^{※3} について動作可能であることを確認する。	10日間 速やかに 速やかに
B. 条件AのA1の措置（非常用ディーゼル発電機の復旧）が完了時間内に達成できない場合	B1. 残り2台の非常用ディーゼル発電機を運転状態とする。 および B2. 非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 30日間
C. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。） および 外部電源が1系列しか動作可能でない場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く。）	C1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 または C2. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。	12時間 12時間
D. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が動作不能の場合 および 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が1系列以下の場合	D1. 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 または D1. 2. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 および D2. 自動減圧系（原子炉圧力が0.78MPa[gage]以上の場合）の窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 および D3. 原子炉隔離時冷却系 ^{※3} について動作可能であることを確認する。	10日間 10日間 速やかに 速やかに
E. 条件A(A1の措置を除く。), B, CまたはDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 非常用ディーゼル発電機2台以上が動作不能の場合	E1. 高温停止にする。 および E2. 冷温停止にする。	24時間 36時間

※3：原子炉圧力が0.98MPa[gage]以上の場合に実施する。

2. 3号炉

条 件	要求される措置	完了時間
A. 非常用ディーゼル発電機 1台が動作不能の場合	A1. 非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 残り 2 台の非常用ディーゼル発電機について動作可能であることを確認する。 および A3. 原子炉隔離時冷却系 ^{※4} について動作可能であることを確認する。	10日間 速やかに 速やかに
B. 条件 A の A1 の措置（非常用ディーゼル発電機の復旧）が完了時間内に達成できない場合	B1. 残り 2 台の非常用ディーゼル発電機を運転状態とする。 および B2. 非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 30日間
C. 非常用ディーゼル発電機 1台が動作不能の場合 および 外部電源が 1 系列しか動作可能でない場合	C1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 または C2. 外部電源を 2 系列動作可能な状態に復旧する。	12時間 12時間
D. 条件 A (A1. の措置を除く。), B または C で要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 非常用ディーゼル発電機 2 台以上が動作不能の場合	D1. 高温停止にする。 および D2. 冷温停止にする。	24時間 36時間

※4：原子炉圧力が 1.03MPa [gage] 以上の場合に実施する。

(非常用ディーゼル発電機その2)

第60条 原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、非常用ディーゼル発電機は、表60-1に定める事項を運転上の制限とする。

2. 非常用ディーゼル発電機が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、第65条(所内電源系統その2)で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機について、次の事項を確認する。

- a. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧および周波数が表60-2に定める値であること、ならびに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを1箇月に1回確認する。ただし、2号炉については、当該非常用交流高圧電源母線が66kV系から受電している場合においては、非常用ディーゼル発電機の並列の確認を除外する。
- b. デイタンクレベルが表60-2に定める値であることを1箇月に1回確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中および運転終了後2日間を除く。

3. 当直長は、非常用ディーゼル発電機が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表60-3の措置を講じる。

表60-1

項目	運転上の制限
非常用ディーゼル発電機	第65条で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機を含め2台の非常用発電設備 ^{※1} が動作可能であること

※1：非常用発電設備とは、非常用ディーゼル発電機および必要な電力供給が可能な非常用発電機をいう。なお、非常用発電機は、複数の号炉で共用することができる。

表60-2

1. 2号炉

非常用ディーゼル発電機	判定値		
	電圧	周波数	デイタンクレベル
A系およびB系	6.9±0.345kV 以内	60±1.2Hz 以内	13.45 m ³ 以上
高圧炉心スプレイ系	6.9±0.345kV 以内	60±1.2Hz 以内	7.7 m ³ 以上

2. 3号炉

非常用ディーゼル発電機	判定値		
	電圧	周波数	デイタンクレベル
A系, B系およびC系	6.9±0.345kV 以内	60±1.2Hz 以内	1,960mm 以上

表 6 0 - 3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 運転上の制限を満足させる措置を開始する。 および A2. 炉心変更を中止する。 および A3. 原子炉棟内での照射された燃料に係る作業を中止する。 および A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに 速やかに 速やかに 速やかに

(非常用ディーゼル燃料油等)

第61条 非常用ディーゼル燃料油，潤滑油および起動用空気は，表61-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし，非常用ディーゼル発電機が運転中および運転終了後2日間を除く。

2. 非常用ディーゼル燃料油，潤滑油および起動用空気が，前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

(1) 当直長は，燃料貯蔵タンクの燃料貯蔵量，潤滑油貯蔵量および起動用空気貯槽圧力が，第59条（非常用ディーゼル発電機その1）および第60条（非常用ディーゼル発電機その2）で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し，必要量確保されていることを表61-2により1箇月に1回確認する。

3. 当直長は，非常用ディーゼル燃料油，潤滑油および起動用空気が，第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は，表61-3の措置を講じる。

表61-1

項目	運転上の制限
非常用ディーゼル燃料油，潤滑油および起動用空気	第59条および第60条で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていること

表61-2

1. 2号炉

項目		判定値
非常用ディーゼル発電機 A系およびB系	燃料貯蔵量	139.6 m ³ 以上
	潤滑油貯蔵量	3.62 m ³ 以上
	起動用空気貯槽圧力（自動用）	2.06MPa[gage]以上
非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系	燃料貯蔵量	159.5 m ³ 以上
	潤滑油貯蔵量	3.58 m ³ 以上
	起動用空気貯槽圧力（自動用）	0.83MPa[gage]以上

2. 3号炉

項目		判定値
軽油貯蔵タンク (A) / (B) レベル		6,630mm 以上
非常用ディーゼル発電機 A系，B系およびC系	潤滑油補給タンクレベル	520mm 以上
	起動用空気貯槽圧力（自動用）	2.2MPa[gage] 以上

表 6 1 - 3

1. 2号炉

条 件	要求される措置	完了時間
A. 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 1 基以上の燃料貯蔵量が表 6 1 - 2 を満足しない場合	A1. 表 6 1 - 2 の判定値内に復旧する。	2 日間
B. 非常用ディーゼル発電機 1 台以上の潤滑油貯蔵量が表 6 1 - 2 を満足しない場合	B1. 表 6 1 - 2 の判定値内に復旧する。	2 日間
C. 非常用ディーゼル発電機 1 台以上の起動用空気貯槽圧力が表 6 1 - 2 を満足しない場合	C1. 表 6 1 - 2 の判定値内に復旧する。	2 日間
D. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに
E. 条件BまたはCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに

2. 3号炉

条 件	要求される措置	完了時間
A. 非常用ディーゼル発電機軽油貯蔵タンク 1 基以上の軽油貯蔵タンクレベルが表 6 1 - 2 を満足しない場合	A1. 表 6 1 - 2 の判定値以内に復旧する。	2 日間
B. 非常用ディーゼル発電機 1 台以上の潤滑油補給タンクレベルが表 6 1 - 2 を満足しない場合	B1. 表 6 1 - 2 の判定値以内に復旧する。	2 日間
C. 非常用ディーゼル発電機 1 台以上の起動用空気貯槽圧力が表 6 1 - 2 を満足しない場合	C1. 表 6 1 - 2 の判定値以内に復旧する。	2 日間
D. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 当該非常用ディーゼル発電機 ^{※1} を動作不能とみなす。	速やかに
E. 条件BまたはCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに

※ 1 : 当該非常用ディーゼル発電機とは、当該軽油貯蔵タンクより燃料油を供給される非常用ディーゼル発電機をいう。

(直流電源その1)

第62条 原子炉の状態が、運転、起動および高温停止において、直流電源は、表62-1に定める事項を運転上の制限とする。

2. 直流電源が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 課長(電気)および課長(3号電気)は、定検停止時に、直流電源(蓄電池および充電器^{※1})の機能を確認し、その結果を課長(発電)に通知する。

(2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、蓄電池および充電器について浮動充電時の蓄電池電圧が113.4V以上であることを1週間に1回確認する。

3. 当直長は、直流電源が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表62-2の措置を講じる。

※1：充電器とは、充電器または予備充電器のいずれかをいい、両方が機能喪失となって動作不能となる。以下、第63条(直流電源その2)において同じ。

表62-1

1. 2号炉

項 目	運転上の制限
直流電源	3系列 ^{※2} が動作可能であること

2. 3号炉

項 目	運転上の制限
直流電源	4系列 ^{※3} が動作可能であること

※2：3系列とは、A系、B系および高圧炉心スプレイ系をいう。

※3：4系列とは、A系、B系、C系およびD系をいう。

表62-2

1. 2号炉

条 件	要求される措置	完了時間
A. 直流電源1系列の蓄電池または充電器が動作不能の場合	A1. 蓄電池または充電器を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 残りの蓄電池および充電器が動作可能であることを確認する。	10日間 速やかに
B. 直流電源1系列の蓄電池および充電器が動作不能の場合	B1. 当該の直流電源母線の電源喪失とみなす。	速やかに
C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 および C2. 冷温停止にする。	24時間 36時間

2. 3号炉

条 件	要求される措置	完了時間
A. 直流電源D系の蓄電池または充電器が動作不能の場合	A1. 蓄電池または充電器を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 残りの蓄電池および充電器が動作可能であることを確認する。	30日間 速やかに
B. 直流電源1系列（A系、B系、C系）の蓄電池または充電器が動作不能の場合 または 直流電源1系列（A系、B系、C系）の蓄電池または充電器および直流電源D系の蓄電池または充電器が動作不能の場合	B1. 蓄電池または充電器を動作可能な状態に復旧する。 および B2. 残りの蓄電池および充電器が動作可能であることを確認する。	10日間 速やかに
C. 直流電源1系列の蓄電池および充電器が動作不能の場合	C1. 当該直流電源母線の電源喪失とみなす。	速やかに
D. 条件A、BまたはCで要求される措置を完了時間内で達成できない場合	D1. 高温停止にする。 および D2. 低温停止にする。	24時間 36時間

(直流電源その2)

第63条 原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、直流電源は、表63-1に定める事項を運転上の制限とする。

2. 直流電源が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、第65条(所内電源系統その2)で要求される直流電源母線に接続する蓄電池および充電器について、浮動充電時の蓄電池電圧が113.4V以上であることを1週間に1回確認する。

3. 当直長は、直流電源が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表63-2の措置を講じる。

表63-1

項目	運転上の制限
直流電源	第65条で要求される直流電源が動作可能であること

表63-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 要求される直流電源の蓄電池または充電器が動作不能の場合	A1. 要求される蓄電池または充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
	および A2. 炉心変更を中止する。	速やかに
	および A3. 原子炉棟内での照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに
	および A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに

(所内電源系統その1)

第64条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、所内電源系統は、表64-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬時停電時を除く。

2. 所内電源系統が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、表64-1に定める電源母線が受電されていることを1週間に1回確認する。

3. 当直長は、所内電源系統が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表64-2の措置を講じる。

表64-1

項 目		運転上の制限 (受電されている系列数)	
		2号炉	3号炉
所内電源系統	(1) 非常用交流高圧電源母線	3系列 ^{※2}	3系列 ^{※3}
	(2) 直流電源母線	3系列 ^{※2}	4系列 ^{※4}
	(3) 原子炉保護系母線 ^{※5}	2系列 ^{※1}	4系列 ^{※4}

※1：2系列とは、A系およびB系をいう。

※2：3系列とは、A系、B系および高圧炉心スプレイ系をいう。

※3：3系列とは、A系、B系およびC系をいう。

※4：4系列とは、A系、B系、C系およびD系をいう。

※5：3号炉については、「計装用無停電交流電源母線」と読みかえる。以下同じ。

表 6 4 - 2

1. 2号炉

条 件	要求される措置	完了時間
A. 非常用交流高圧電源母線 1 系列が電源喪失（高圧炉心スプレイ系母線を除く。）の場合	A1. 非常用交流高圧電源母線を受電可能な状態に復旧する。	8 時間
B. 原子炉保護系母線 1 系列が電源喪失の場合	B1. 原子炉保護系母線を受電可能な状態に復旧する。	2 時間
C. 直流電源母線 1 系列が電源喪失（高圧炉心スプレイ系母線を除く。）の場合	C1. 直流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	2 時間
D. 高圧炉心スプレイ系の非常用交流高圧電源母線または高圧炉心スプレイ系の直流電源母線が電源喪失の場合	D1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	速やかに
E. 条件 A, B, C または D で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 高温停止にする。 および E2. 冷温停止にする。	2 4 時間 3 6 時間
F. 表 6 4 - 1 に定める母線のうち 2 系列以上が電源喪失の場合	F1. 高温停止にする。 および F2. 冷温停止にする。	2 4 時間 3 6 時間

2. 3号炉

条 件	要求される措置	完了時間
A. 非常用交流高圧電源母線 1 系列が電源喪失の場合	A1. 非常用交流高圧電源母線を受電可能な状態に復旧する。	8 時間
B. 計装用無停電交流電源母線 1 系列が電源喪失の場合	B1. 計装用無停電交流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	3 日間
C. 計装用無停電交流電源母線の 2 系列が電源喪失の場合	C1. 少なくとも 1 つの計装用無停電交流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	2 時間
D. 直流電源母線 D 系が電源喪失の場合	D1. 直流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	3 日間
E. 直流電源母線の 1 系列 (A, B, C 系) が電源喪失の場合 または 直流電源母線の 1 系列 (A, B, C 系) および直流電源母線 D 系が電源喪失の場合	E1. 直流電源母線 1 系列 (A, B, C 系) を受電可能な状態に復旧する。	2 時間
F. 条件 A, B, C, D または E で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	F1. 高温停止にする。 および F2. 冷温停止にする。	2 4 時間 3 6 時間
G. 非常用交流高圧電源母線 2 系列以上 または 計装用無停電交流電源母線 3 系列以上 または 直流電源母線 2 系列 (A, B, C 系) 以上 が電源喪失の場合	G1. 高温停止にする。 および G2. 冷温停止にする。	2 4 時間 3 6 時間

(所内電源系統その2)

第65条 原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、所内電源系統は、表65-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬時停電時を除く。

2. 所内電源系統が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、第27条^{※1}(計測および制御設備)、第35条(残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその2)、第36条(残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその3)および第40条(非常用炉心冷却系その2)で要求される設備の維持に必要な非常用交流高圧電源母線、直流電源母線および原子炉保護系母線が受電されていることを1週間に1回確認する。

※1：3号炉については、「第27条の2」と読みかえる。以下同じ。

3. 当直長は、所内電源系統が、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表65-2の措置を講じる。

表65-1

項目	運転上の制限
所内電源系統	第27条、第35条、第36条および第40条で要求される設備の維持に必要な非常用交流高圧電源母線、直流電源母線および原子炉保護系母線が受電されていること

表65-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 要求される非常用交流高圧電源母線、原子炉保護系母線または直流電源母線が電源喪失の場合	A1. 要求される所内電源系統を受電可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
	および A2. 炉心変更を中止する。	速やかに
	および A3. 原子炉棟内での照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに
	および A4. 要求される残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを動作不能とみなす。	速やかに
	および A5. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに

(原子炉停止中の制御棒 1 本の引き抜き)

第 6 6 条 原子炉の状態が高温停止、冷温停止および燃料交換において、1 体以上の燃料が装荷されている単一のセルから制御棒を 1 本^{※1}引き抜く場合は、表 6 6 - 1 に定める事項を運転上の制限とする。ただし、第 8 3 条（燃料移動）を適用する場合は除く。

2. 原子炉停止中の制御棒 1 本^{※1}の引き抜きを行う場合は、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が高温停止、冷温停止および燃料交換において、制御棒 1 本^{※1}の引き抜きを行う場合は、表 6 6 - 2 に定める事項を確認する。

3. 当直長は、原子炉停止中の制御棒 1 本^{※1}の引き抜きを行う場合、第 1 項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表 6 6 - 3 の措置を講じる。

※ 1 : 3 号炉においては、同一の水圧制御ユニットに属する 1 組または 1 本の制御棒と読みかえる。

表 6 6 - 1

1. 2 号炉

項 目	運転上の制限
原子炉停止中の制御棒 1 本の引き抜き	(1) 原子炉モードスイッチが燃料交換位置において、1 本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒が 1 本ある場合には、2 本目の引抜対象制御棒が選択できないこと。）が作動していること (2) 全制御棒の位置を確認していること (3) 第 2 7 条（計測および制御設備）の原子炉保護系計装に関して、原子炉の状態が燃料交換において、適用される要素が動作可能であること (4) 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていること

2. 3 号炉

項 目	運転上の制限
原子炉停止中の制御棒 1 組（同一の水圧制御ユニットに属する 2 本）または 1 本の引き抜き	(1) 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において、制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒が、同一水圧制御ユニットに属する 1 組の場合は 3 本目、1 本の場合には同一水圧制御ユニット以外の 2 本目の引抜対象制御棒が選択できないこと。）が作動していること (2) 全制御棒の位置を確認していること (3) 第 2 7 条の 2（計測および制御設備）の原子炉緊急停止系計装に関して、原子炉の状態が燃料交換において、適用される要素が動作可能であること (4) 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていること

表 6 6 - 2
1. 2号炉

項 目	頻 度
1. 原子炉モードスイッチが燃料交換位置において、1本制御棒引抜インターロックが作動していることを確認する。	作業毎 ^{※2} に、最初の制御棒引き抜き後、速やかに
2. 全制御棒の位置を確認する。	24時間に1回
3. 原子炉モードスイッチが燃料交換位置に施錠されていることを確認する。 および 全挿入位置から制御棒を引き抜く場合は、制御棒の位置が全挿入位置表示でなくなることを確認する。 および 第27条（計測および制御設備）の原子炉保護系計装に関して、原子炉の状態が燃料交換において、適用される要素が動作可能であることを管理的手段により確認する。 および 制御棒スクラム・アキュムレータの圧力が表22-2に定める値であることを確認する。（ただし、当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く。）	毎日1回 制御棒を引き抜く都度 最初の制御棒引き抜き開始前 最初の制御棒引き抜き前、その後1週間に1回
4. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていることを確認する。	制御棒の引き抜き開始の都度

※2：作業毎とは、制御棒のフリクションテスト、スクラムの時間測定等それぞれの作業の開始時点において行うことをいう。ただし、制御棒1本ごとにこれらの作業を実施する場合は、これら全体を一つの作業として扱う。なお、1本制御棒引抜インターロックの除外または原子炉モードスイッチの切替を行うために作業を中断する場合は、作業の再開にあたり再度1本制御棒引抜インターロックが作動していることを確認する。

2. 3号炉

項 目	頻 度
1. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において、制御棒引抜インターロックが作動していることを確認する。	作業毎 ^{※3} に、最初の制御棒引き抜き後、速やかに
2. 全制御棒の位置を確認する。	24時間に1回
3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置に施錠されていることを確認する。 および 全挿入位置から制御棒を引き抜く場合は、制御棒の位置が全挿入位置表示でなくなることを確認する。 および 第27条の2（計測および制御設備）の原子炉緊急停止系計装に関して、原子炉の状態が燃料交換において、適用される要素が動作可能であることを管理的手段により確認する。 および 制御棒スクラム・アキュムレータの圧力が表22-2に定める値であることを確認する。（ただし、当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く。また、引抜対象制御棒と同一の水圧制御ユニットに属する他の制御棒については、全挿入されている場合に限り除く。）	毎日1回 制御棒を引き抜く都度 最初の制御棒引き抜き開始前 最初の制御棒引き抜き前、その後1週間に1回
4. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていることを確認する。	制御棒の引き抜き開始の都度

※3：作業毎とは、制御棒のフリクションテスト、スクラムの時間測定等それぞれの作業の開始時点において行うことをいう。ただし、制御棒1本（同一水圧制御ユニットに属する1組を含む。）ごとにこれらの作業を実施する場合は、これら全体を一つの作業として扱う。なお、制御棒引抜インターロックの除外または原子炉モードスイッチの切替を行うために作業を中断する場合は、作業の再開にあたり再度制御棒引抜インターロックが作動していることを確認する。

表66-3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。 および A2. 挿入可能なすべての制御棒の全挿入操作を開始する。 および A3. 全挿入位置にある制御棒を引き抜かない。	速やかに 速やかに 速やかに

(単一制御棒駆動機構の取り外し)

第67条 原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、1体以上の燃料が装荷されている単一のセルから引き抜かれた制御棒における制御棒駆動機構の取り外しを行う場合は、表67-1に定める事項を運転上の制限とする。この場合、第27条(計測および制御設備)の原子炉保護系計装^{※1}および第66条(原子炉停止中の制御棒1本の引き抜き)は適用されない。

※1：3号炉については「原子炉緊急停止系計装」と読みかえる。

2. 単一制御棒駆動機構の取り外しを行う場合は、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。
 - (1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、単一制御棒駆動機構の取り外しを行う場合は、表67-2に定める事項を確認する。
3. 当直長は、単一制御棒駆動機構の取り外しを行う場合、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表67-3の措置を講じる。

表67-1

項 目	運転上の制限
単一制御棒駆動機構の取り外し	(1) 引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていること (2) 停止余裕が確保されていること (3) 他の炉心変更が行われていないこと

表67-2

項 目	頻度
1. 引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていることを確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前およびその後毎日1回
2. 停止余裕が確保されていることを管理的手段により確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前
3. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前およびその後毎日1回

表67-3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 制御棒駆動機構の取り外しを中止する。 および A2. 1. 全制御棒の全挿入操作を開始する。 または A2. 2. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。	速やかに 速やかに 速やかに

(複数の制御棒引き抜きを伴う検査)

第68条 原子炉の状態が高温停止、冷温停止および燃料交換において、原子炉モードスイッチを起動位置にして複数の制御棒を引き抜く検査を行う場合は、表68-1に定める事項を運転上の制限とする。このとき、他の運転上の制限については、原子炉の状態が各々高温停止、冷温停止および燃料交換であるものとみなして適用するものとし、原子炉の状態が起動であるとはみなさない。

2. 複数の制御棒引き抜きを伴う検査を行う場合は、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 課長(燃料技術)は、制御棒操作を行うにあたり、あらかじめ制御棒操作手順を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て課長(発電)に通知する。

(2) 当直長は、原子炉の状態が高温停止、冷温停止および燃料交換において、原子炉モードスイッチを起動位置にして、制御棒操作手順に従って複数の制御棒を引き抜く検査を行う場合は、表68-2に定める事項を確認する。

3. 当直長は、複数の制御棒引き抜きを伴う検査を行う場合、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表68-3の措置を講じる。

表68-1

項 目	運転上の制限
複数の制御棒引き抜きを伴う検査	あらかじめ定められた制御棒操作手順にしたがって実施すること

表 68-2

1. 2号炉

項 目	頻 度
<p>1. 下記の原子炉保護系計装および中性子源領域計装の要素が動作不能でないことを管理的手段により確認する。</p> <p>a. 原子炉保護系計装</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 中間領域計装 <ul style="list-style-type: none"> 中性子束高 中性子計装不作動 ・ 平均出力領域計装（原子炉の状態が高温停止および冷温停止での検査の場合） <ul style="list-style-type: none"> 中性子束高セットダウン 中性子計装不作動 ・ スクラム排出水容器水位高 ・ 地震大 ・ 原子炉モードスイッチ「停止」位置 ・ スクラム回路 <p>b. 中性子源領域計装（原子炉の状態が燃料交換での検査の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> 中性子束高 中性子計装不作動 	<p>最初の制御棒引き抜き開始前</p>
<p>2. 制御棒価値ミニマイザを使用していることを確認する。 または 制御棒価値ミニマイザを使用しない場合は、制御棒を操作する運転員の他に、少なくとも1名の運転員を配置し、制御棒操作手順に従った操作がなされていることを確認する。</p>	<p>最初の制御棒引き抜き開始前 制御棒操作の都度</p>
<p>3. 制御棒と制御棒駆動機構が結合していることを確認する。</p>	<p>制御棒を全引抜位置にする都度</p>
<p>4. 制御棒の引抜操作は、制御棒操作手順において連続操作を定める場合を除きノッチ操作であることを確認する。</p>	<p>制御棒操作の都度</p>
<p>5. 制御棒スクラム・アキュムレータの圧力が表 22-2 に定める値であることを確認する。（ただし、当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く。）</p>	<p>最初の制御棒引き抜き開始前</p>
<p>6. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。</p>	<p>最初の制御棒引き抜き開始前</p>

2. 3号炉

項 目	頻 度
<p>1. 下記の原子炉緊急停止系および起動領域モニタ計装の要素が動作不能でないことを管理的手段により確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 起動領域モニタ <ul style="list-style-type: none"> (1) 原子炉の状態が燃料交換での検査の場合 <ul style="list-style-type: none"> 計数率高 動作不能 (2) 原子炉の状態が高温停止および冷温停止での検査の場合 <ul style="list-style-type: none"> 計数率高 動作不能 または <ul style="list-style-type: none"> 原子炉周期短 動作不能 ・ 平均出力領域モニタ（原子炉の状態が高温停止および冷温停止での検査の場合） <ul style="list-style-type: none"> 中性子束高 動作不能 ・ 制御棒駆動機構充てん水圧力低 ・ 地震加速度大 ・ 原子炉モードスイッチ「停止」位置 ・ 手動 ・ 原子炉緊急停止 	<p>最初の制御棒引き抜き開始前</p>
<p>2. 制御棒価値ミニマイザを使用していることを確認する。</p> <p>または</p> <p>制御棒価値ミニマイザを使用しない場合は、制御棒を操作する運転員の他に、少なくとも1名の運転員を配置し、制御棒操作手順に従った操作がなされていることを確認する。</p>	<p>最初の制御棒引き抜き開始前</p> <p>制御棒操作の都度</p>
<p>3. 制御棒の引抜操作は、制御棒操作手順において連続操作を定める場合を除きステップ操作であることを確認する。</p>	<p>制御棒操作の都度</p>
<p>4. 制御棒スクラム・アキュムレータの圧力が表2 2 - 2に定める値であることを確認する。（ただし、当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く。）</p>	<p>最初の制御棒引き抜き開始前</p>
<p>5. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。</p>	<p>最初の制御棒引き抜き開始前</p>

表 68-3

1. 2号炉

条 件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 引抜制御棒の全挿入操作を開始する。(制御棒挿入に際しては、必要に応じて制御棒値ミニマイザをバイパスできる。) および A2. 原子炉モードスイッチを燃料交換位置または停止位置とする。	速やかに 全制御棒全挿入 完了後

2. 3号炉

条 件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 引抜制御棒の全挿入操作を開始する。 および A2. 原子炉モードスイッチを燃料取替位置または停止位置とする。	速やかに 全制御棒全挿入 完了後

(原子炉の昇温を伴う検査)

第69条 原子炉の状態が冷温停止において、原子炉の昇温を伴う検査で原子炉冷却材温度が100℃以上となる場合は、表69-1に定める事項を運転上の制限とする。このとき、他の運転上の制限については、原子炉の状態が冷温停止であるものとみなして適用するものとし、原子炉の状態が高温停止であるとはみなさない。また、本条を適用している間は、第35条(残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその2)を適用しない。

2. 原子炉の昇温を伴う検査で原子炉冷却材温度が100℃以上となる場合は、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉冷却材の昇温開始から100℃となる前に、次の機能を管理的手段で確認する。

- a. 第27条(計測および制御設備)原子炉棟隔離系計装の機能。
- b. 第49条(原子炉棟)の機能。
- c. 第50条(原子炉棟給排気隔離弁)の機能。
- d. 第51条(非常用ガス処理系)の機能。

3. 当直長は、原子炉の昇温を伴う検査で原子炉冷却材温度が100℃以上となる場合において、第1項で定める事項を満足していないと判断した場合は、表69-2の措置を講じる。

表69-1

項目	運転上の制限
原子炉の昇温を伴う検査	第27条の原子炉棟隔離系計装、原子炉棟、原子炉棟給排気隔離弁および非常用ガス処理系の機能が動作可能であること

表69-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。	速やかに
	または A2. 1. 温度または圧力を上昇する操作を中止する。 および A2. 2. 原子炉冷却材温度を100℃未満にする。	速やかに 24時間

(原子炉モードスイッチの切替を伴う検査)

第70条 原子炉の状態が高温停止、冷温停止および燃料交換において、第68条(複数の制御棒引き抜きを伴う検査)の適用時を除いて原子炉モードスイッチを運転位置または起動／高温待機位置にする場合は、表70-1に定める事項を運転上の制限とする。このとき、他の運転上の制限については、原子炉の状態が各々高温停止、冷温停止または燃料交換であるものとみなして適用するものとし、原子炉の状態が運転または起動であるとはみなさない。

2. 原子炉モードスイッチの切替を伴う検査を実施する場合は、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、表70-2に定める事項を確認する。

3. 当直長は、原子炉モードスイッチの切替を伴う検査を実施する場合に、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表70-3の措置を講じる。

表70-1

項 目	運転上の制限
原子炉モードスイッチの切替を伴う検査	1体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていることおよび炉心変更が行われていないこと

表70-2

項 目	頻 度
1. 1体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていることを確認する。	原子炉モードスイッチの切替直前
2. 炉心変更が行われていないことを確認する。	原子炉モードスイッチの切替直前

表70-3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 検査を中止する。 および A2. 原子炉モードスイッチを停止位置または燃料交換位置にする。	速やかに 速やかに

(運転上の制限の確認)

第71条 各課長（課長（品質保証），総務課長，課長（技術），課長（核物質防護），課長（建設管理），課長（保修技術），課長（土木），課長（建築）および課長（SA工事プロジェクト）を除く。）または当直長は，運転上の制限を第3節各条の第2項に定める事項^{※1}で確認する。

2. 第3節各条の第2項に定められた頻度および第3項の要求される措置に定められた当該措置の頻度に関して，その確認の間隔は，表71に定める範囲内で延長することができる^{※2}。ただし，確認回数の低減を目的として，恒常的に延長してはならない。なお，定められた頻度以上で実施することを妨げるものではない。

3. 各課長（課長（品質保証），総務課長，課長（技術），課長（核物質防護），課長（建設管理），課長（保修技術），課長（土木），課長（建築）および課長（SA工事プロジェクト）を除く。）または当直長は，第3節各条の第2項に定める事項を行うことができなかつた場合は，運転上の制限を満足していないと判断するが，この場合は判断した時点から第3節各条の第3項の要求される措置を開始するのではなく，判断した時点から速やかに当該事項を実施し，運転上の制限を満足していることを確認することができる。この結果，運転上の制限を満足していないと判断した場合は，この時点から第3節各条の第3項の要求される措置を開始する。

4. 各課長（課長（品質保証），総務課長，課長（技術），課長（核物質防護），課長（建設管理），課長（保修技術），課長（土木），課長（建築）および課長（SA工事プロジェクト）を除く。）または当直長は，運転上の制限が適用される時点から，第3節各条の第2項で定める頻度（期間）以内に最初の運転上の制限を確認するための事項を実施する。ただし，特別な定めがある場合を除く。なお，頻度（期間）より，適用になった期間が短い場合は，当該事項を実施する必要はない。

5. 運転上の制限を確認するための事項を実施している期間は，当該運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。

6. 第3節各条の第2項に定める事項が実施され，かつその結果が運転上の制限を満足していれば，第3節各条の第2項に定める事項が実施されていない期間は，運転上の制限が満足していないと判断しない。ただし，第72条（運転上の制限を満足しない場合）第2項で運転上の制限を満足していないと判断した場合を除く。

※1：第71条（運転上の制限の確認）から第74条（運転上の制限に関する記録）までを除く。以下，第72条（運転上の制限を満足しない場合）および第73条（予防保全を目的とした点検・保修を実施する場合）において同じ。

※2：第2節で定められた頻度も適用される。

表71

頻 度		備 考
保安規定に定める頻度	延長できる時間	
1時間に1回	15分	分単位の間隔で確認する。
12時間に1回	3時間	時間単位の間隔で確認する。
24時間に1回	6時間	同上
毎日1回	—	所定の直の時間帯で確認する。
1週間に1回	2日	日単位の間隔で確認する。
1箇月に1回	7日	同上 なお，1箇月は31日とする。
1,000MWd/tに1回	250MWd/t	

(運転上の制限を満足しない場合)

第72条 運転上の制限を満足しない場合とは、各課長(課長(品質保証)、総務課長、課長(技術)、課長(核物質防護)、課長(建設管理)、課長(保修技術)、課長(土木)、課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長が、第3節に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合をいう。なお、各課長(課長(品質保証)、総務課長、課長(技術)、課長(核物質防護)、課長(建設管理)、課長(保修技術)、課長(土木)、課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長は、この判断を速やかに行う。

2. 各課長(課長(品質保証)、総務課長、課長(技術)、課長(核物質防護)、課長(建設管理)、課長(保修技術)、課長(土木)、課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長は、第3節各条の第2項に定める事項が実施されていない期間においても、運転上の制限に関係する事象が発見された場合は、運転上の制限を満足しているかどうかの判断を速やかに行う。
3. 各課長(課長(品質保証)、総務課長、課長(技術)、課長(核物質防護)、課長(建設管理)、課長(保修技術)、課長(土木)、課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長は、ある運転上の制限を満足していないと判断した場合に、当該条文の要求される措置に定めがある場合を除き、他の条文における運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。
4. 各課長(課長(品質保証)、総務課長、課長(技術)、課長(核物質防護)、課長(建設管理)、課長(保修技術)、課長(土木)、課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長は、運転上の制限を満足していないと判断した場合、あらかじめ定められた経路に従い、所長、原子炉主任技術者、各部長に連絡する。
5. 課長(燃料技術)または当直長は、運転上の制限を満足していないと判断した時点(完了時間の起点)から要求される措置を開始する。なお、運転上の制限を満足していないと判断した場合の要求される措置の運用方法については、表72の例に準拠する。
6. 課長(燃料技術)または当直長は、当該運転上の制限を満足していると判断した場合は、原子炉主任技術者および課長(発電)に報告する。
7. 課長(発電)は、原子炉を運転上の制限を満足していないと判断した時点の前の原子炉の状態への移行または原子炉熱出力の復帰にあたって、原子炉主任技術者の確認を得る。
8. 各課長(課長(品質保証)、総務課長、課長(技術)、課長(核物質防護)、課長(建設管理)、課長(保修技術)、課長(土木)、課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長は、次の各号を適用することができる。
 - (1) 運転上の制限を満足していないと判断している期間中は、要求される措置に定めがある場合を除き、当該条文の第2項に定められた事項を実施しなくてもよい。ただし、当該条文の第2項で定める頻度で実施しなかった事項については、運転上の制限を満足していると判断した後、速やかに実施する。
 - (2) 運転上の制限を満足していると判断した場合は、それ以後要求される措置を実施しなくてもよい。
 - (3) 要求される措置を実施した場合、その内容が第3節各条の第2項で定める事項と同じである場合は、当該事項を実施したとみなすことができる。
 - (4) 当該条文の制限を満足していると判断するにあたり、その内容が当該条文の第2項で定める事項と同じである場合は、当該事項を実施したとみなすことができる。

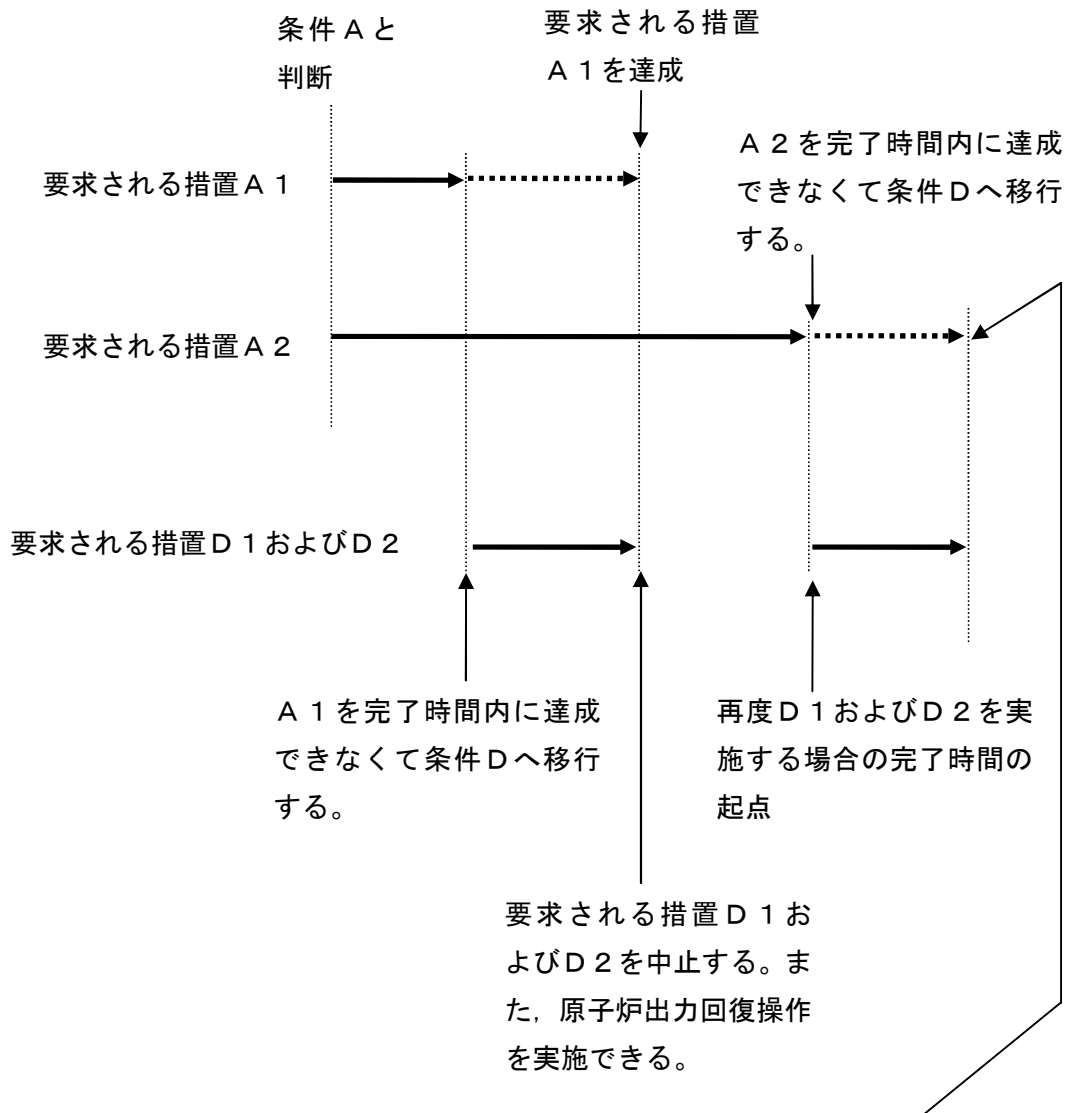
表 7 2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 機能Xが確認できない場合	A 1. 機能Xの代替機能を確認する。 および A 2. 機能Xを確認する。	1時間, その後8時間 に1回 3日間
B. 機能Yが確認できない場合	B 1. 機能Yを確認する。 または B 2. 原子炉熱出力を30%未満にする。	8時間 8時間
C. 機能Xが確認できない場合 および 機能Yが確認できない場合	C 1. 機能Xを確認する。 または C 2. 機能Yを確認する。	1時間 1時間
D. 条件A, BまたはCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 原子炉を高温停止にする。 および D 2. 原子炉を冷温停止にする。	2.4時間 3.6時間

- (1) 運転上の制限を満足していないと判断された場合に、該当する条件が無い場合は、要求される措置としては13時間以内に原子炉の状態を起動にする、25時間以内に高温停止にする、および37時間以内に冷温停止にする。ただし、この要求される措置を実施中に運転上の制限が適用される状態でなくなった場合または、運転上の制限を満足していると判断した場合は、この限りでない。
- (2) 要求される措置A1とA2（または要求される措置B1とB2）の完了時間の起点は、いずれも条件A（または条件B）であると判断した時点（運転上の制限を満足していないと判断した時点と同じ。）である。また、要求される措置C1とC2ならびにD1とD2の完了時間の起点は、いずれも条件CまたはDに移行した時点である。
- (3) 条件B（機能Yが確認できない場合）であると判断した場合は、要求される措置B1またはB2を実施するが、いずれの措置も8時間以内に達成することは困難と判断した場合は、8時間を待たずに条件Dに移行することができる。このとき、要求される措置D1とD2の完了時間の起点は条件Dに移行した時点である。
- (4) 要求される措置A1を1時間以内に達成できない場合およびその後の8時間毎の確認ができない場合は、条件Dへ移行する。このとき、要求される措置D1とD2の実施と並行して要求される措置A1およびA2を実施し、要求される措置A1が要求される措置A2の完了時間である3日間以内に達成できた場合は、その時点で要求される措置D1とD2の実施要求は無く、また原子炉熱出力は条件Dへ移行する前の状態に戻すことができる。その後は、引き続き要求される措置A2を3日間以内（起点は最初に条件Aであると判断した時点）に達成させる。（参考図72-1参照）
- (5) (4)において、要求される措置A2を3日間以内に達成できない場合は、その時点から条件Dへ移行する。このときの要求される措置D1とD2の完了時間の起点は、改めて条件Dに移行した時点であり、最初に条件Dへ移行した時点ではない。（参考図72-1参照）
- (6) 条件A（機能Xが確認できない場合）の要求される措置A1とA2を実施中に条件B（機能Yが確認できない場合）であると判断した場合は、条件Cに移行し、要求される措置C2（またはC1）を1時間以内に達成すると、条件Cから条件A（またはB）に移行する。このとき再度、条件A（または条件B）の要求される措置A1とA2（または要求される措置B1とB2）を実施することになるが、完了時間の起点は、最初に条件A（または条件B）であると判断した時点である。（参考図72-2参照）

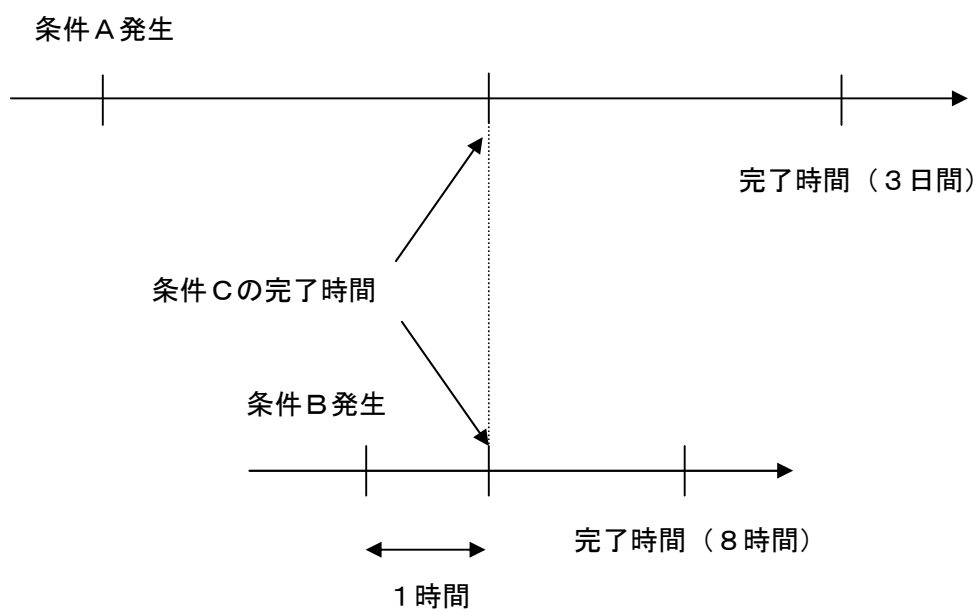
(7) 条件A (機能Xが確認できない場合) の要求される措置A 1とA 2を実施中に条件B (機能Yが確認できない場合) であると判断した場合、条件Cに移行するが、要求される措置C 2 (またはC 1) の完了時間より前に条件Aの完了時間が来るときは、条件Aの完了時間が優先する。このとき、実質的な条件Cの完了時間は条件Aの完了時間と同じであり、要求される措置A 1とA 2が条件Aの完了時間内に達成できれば、自動的に条件Cの要求される措置は達成され、条件Bの完了時間は条件Bであると判断した時点を中心とする完了時間となる。また、要求される措置A 1とA 2が条件Aの完了時間内に達成できなければ、条件Cの要求される措置を実施するしないにかかわらず条件Dへ移行する。(参考図7 2 - 3参照)

参考図 7 2 - 1



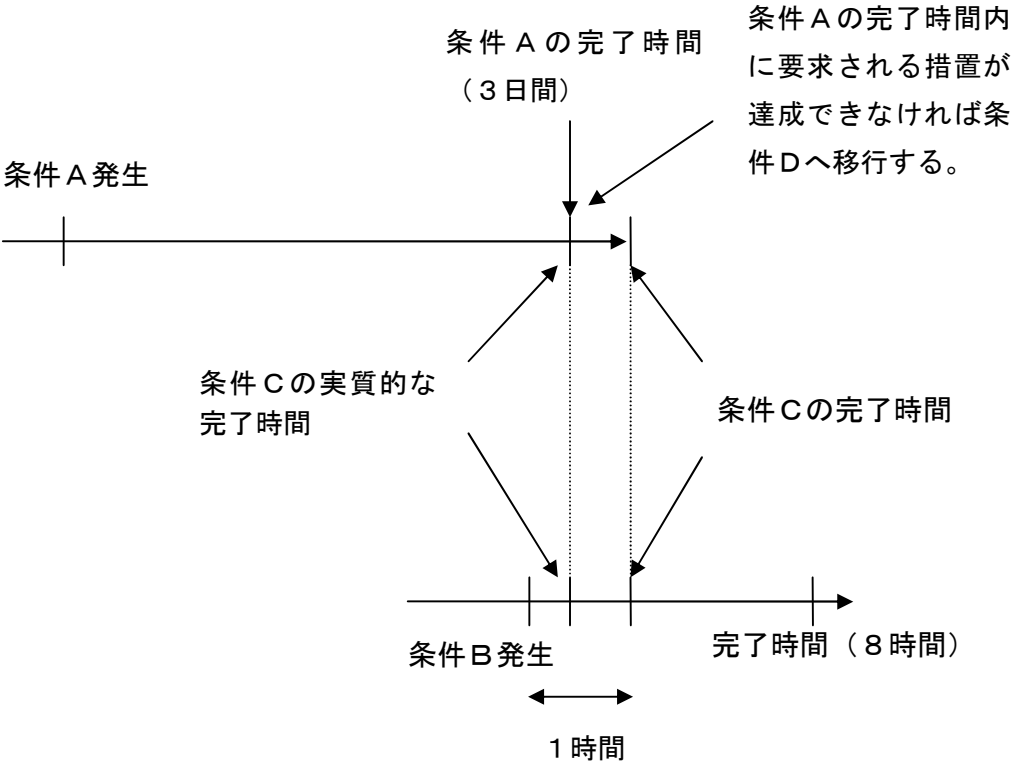
要求される措置 A 2 が達成できた場合（機能 X が確認できた場合）とは、運転上の制限を、満足していると確認できた場合であり、全ての要求される措置を中止し、運転上の制限を満足していないと判断した時点の前の原子炉の状態への移行または原子炉熱出力の復帰を行うことができる。

参考図 7 2 - 2



条件Cの完了時間内に機能Xまたは機能Yが確認できれば
条件Aまたは条件Bの本来の完了時間に戻る。

参考図 7 2 - 3



条件 A の完了時間内に機能 X が確認できれば, 条件 B の本来の完了時間に戻る。

(予防保全を目的とした点検・保守を実施する場合)

第73条 各課長(課長(品質保証), 総務課長, 課長(技術), 課長(核物質防護), 課長(建設管理), 課長(保守技術), 課長(土木), 課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長は, 予防保全を目的とした点検・保守を実施するため, 計画的に運転上の制限外に移行する場合は, 当該運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置^{※1}を要求される完了時間の範囲内で実施する。

2. 各課長(課長(品質保証), 総務課長, 課長(技術), 課長(核物質防護), 課長(建設管理), 課長(保守技術), 課長(土木), 課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長は, 予防保全を目的とした点検・保守を実施するため, 計画的に運転上の制限外に移行する場合であって, 当該運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置を要求される完了時間の範囲を超えて点検・保守を実施する場合は, あらかじめ必要な安全措置^{※1}を定め, 原子炉主任技術者の確認を得て実施する。
3. 第1項および第2項の実施については, 第72条(運転上の制限を満足しない場合)第1項の運転上の制限を満足しない場合とはみなさない。
4. 各課長(課長(品質保証), 総務課長, 課長(技術), 課長(核物質防護), 課長(建設管理), 課長(保守技術), 課長(土木), 課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長は, 第1項または第2項に基づく点検・保守を行う場合, 関係課長と協議し実施する。
5. 第1項および第2項の実施にあたっては, 運転上の制限外に移行した時点を点検・保守に対する完了時間の起点とする。
6. 各課長(課長(品質保証), 総務課長, 課長(技術), 課長(核物質防護), 課長(建設管理), 課長(保守技術), 課長(土木), 課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長は, 第1項を実施する場合, 運転上の制限外に移行する前に, 要求される措置^{※2}を順次実施し, すべて終了した時点から24時間以内に運転上の制限外に移行する。
7. 各課長(課長(品質保証), 総務課長, 課長(技術), 課長(核物質防護), 課長(建設管理), 課長(保守技術), 課長(土木), 課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長は, 第1項または第2項を実施する場合, 第72条(運転上の制限を満足しない場合)第3項および第8項に準拠する。
8. 第1項および第2項において, 要求される措置または安全措置を実施できなかった場合, 各課長(課長(品質保証), 総務課長, 課長(技術), 課長(核物質防護), 課長(建設管理), 課長(保守技術), 課長(土木), 課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長は, 当該運転上の制限を満足していないと判断する。
9. 各課長(課長(品質保証), 総務課長, 課長(技術), 課長(核物質防護), 課長(建設管理), 課長(発電), 課長(保守技術), 課長(土木), 課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長は, 第2項を実施し, 当該運転上の制限外から復帰していると判断した場合は, 原子炉主任技術者および課長(発電)に報告する。

※1: 第3節各条の第2項に基づく事項として同様の措置を実施している場合は, 第1項においては要求される措置, 第2項においては必要な安全措置に代えることができる。

※2: 点検・保守を実施する当該設備等に係る措置および運転上の制限が適用されない状態へ移行する措置を除く。また, 複数回の実施要求があるものについては, 2回目以降の実施については除く。

(運転上の制限に関する記録)

第74条 当直長は、原子炉の状態を変更した場合は、引継日誌に変更した時刻および原子炉の状態を記録する。

2. 当直長は、自ら運転上の制限を満足していないと判断した場合または各課長（課長（品質保証）、総務課長、課長（技術）、課長（核物質防護）、課長（建設管理）、課長（保修技術）、課長（土木）、課長（建築）および課長（SA工事プロジェクト）を除く。）から運転上の制限を満足していないと判断した連絡を受けた場合は、次の各号を引継日誌に記録する。

(1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合は、当該運転上の制限および満足していないと判断した時刻。

(2) 要求される措置を実施した場合は、当該措置の実施結果。（保修作業を含む。）

(3) 運転上の制限を満足していると判断した場合は、満足していると判断した時刻。

3. 当直長は、自ら第73条第1項または第2項で定める点検・保修を実施した場合または各課長（課長（品質保証）、総務課長、課長（技術）、課長（核物質防護）、課長（建設管理）、課長（保修技術）、課長（土木）、課長（建築）および課長（SA工事プロジェクト）を除く。）から第73条第1項または第2項で定める点検・保修を実施した連絡を受けた場合は、次の各号を引継日誌に記録する。

(1) 第73条第1項または第2項で定める点検・保修を実施した場合は、適用除外とした運転上の制限、その時刻および点検・保修の内容。

(2) 要求される措置または安全措置を実施した場合は、当該措置の実施結果。

(3) 運転上の制限外から復帰した場合は、復帰した時刻。

第4節 異常時の措置

(異常発生時の基本的な対応)

第75条 当直長は、原子炉施設に次の各号に示す事象が発生した場合は、あらかじめ定められた経路に従い、所長、原子炉主任技術者および各部長に連絡する。

- (1) 原子炉の自動スクラム信号が発信した場合^{※1}
- (2) 原子炉が自動スクラムすべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず自動スクラム信号が発信しない場合
- (3) 原子炉を手動スクラムした場合^{※1}

※1：予定された検査による場合およびハーフスクラムした場合または自動スクラム信号発信前から制御棒が全挿入している場合を除く。

2. 当直長は、放射性物質の原子炉施設外への漏えいがある場合またはそのおそれがあると判断した場合には、あらかじめ定められた経路に従い、所長、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に連絡するとともに、それを抑制するために、原子炉棟の隔離、気体廃棄物処理系の隔離等の必要な措置を講じる。

3. 所長、各部長は、第1項または第2項について次に示す必要な措置を講じる。

- (1) 所長は、各部長に異常の原因調査および対応措置を指示する。
- (2) 各部長は、異常の原因調査および対応措置を実施するとともに、異常の原因および対応措置について課長（発電）に連絡し、所長および原子炉主任技術者に報告する。
- (3) 課長（発電）は、異常の原因および対応措置を、当直長に連絡する。
- (4) 異常の原因が、第77条（異常収束後の措置）第3項に定める所長の承認を受けずに原子炉を再起動できる事項に該当する場合は、本項（1）、（2）および（3）を省略することができる。

(異常時の措置)

第76条 当直長は、第75条第1項の異常が発生した場合は、異常の状況、機器の動作状況等を確認するとともに、原因の除去、拡大防止のために必要な措置を講じる。

2. 当直長は、前項の必要な措置を講じるにあたっては、添付1に示す「原子炉がスクラムした場合の運転操作基準」に従って実施する。
3. 第75条第1項の異常が発生してから当直長が異常の収束を判断するまでの期間は、第3節「運転上の制限」は適用されない。
4. 当直長は、前項の判断を行うにあたって、原子炉主任技術者の確認を得る。
5. 第75条第1項の異常の原因が、第77条（異常収束後の措置）第3項に該当する場合は、前項を省略することができる。

(異常収束後の措置)

第77条 当直長は、第75条第1項の異常収束後、原子炉を再起動する場合は、その原因に対する対策が講じられていることおよび原子炉の状態に応じて適用される運転上の制限を満足していることを確認する。

2. 当直長は、第75条第1項の異常収束後、原子炉を再起動する場合は、原子炉主任技術者の確認および所長の承認を得る。

3. 当直長は、第75条第1項の異常の原因が、次のいずれかに該当する場合は、所長の承認を得ないで原子炉を再起動することができる。ただし、(1)または(2)に伴って想定される事象以外に著しい不適合事象が発生した場合を除く。

(1) 発電所外で電気事故が発生し、その電気事故の波及で原子炉がスクラムした場合または波及防止の措置として原子炉をスクラムさせた場合。

(2) 第17条(地震・火災等発生時の対応)第3項の措置として原子炉をスクラムさせた場合。

第5章 燃料管理

(新燃料の運搬)

第78条 課長(燃料技術)は、新燃料輸送容器から新燃料を取り出す場合および新燃料を新燃料輸送容器に収納する場合は、原子炉建物天井クレーンを使用する。

2. 課長(燃料技術)は、管理区域内において新燃料を運搬する場合は、次の各号を遵守する。
 - (1) 車両への積付けは、運搬中に移動、転倒または転落を防止する措置を講じること。
 - (2) 法令に定める危険物と混載しないこと。
 - (3) 新燃料が臨界に達しない措置を講じること。^{※1}
3. 課長(燃料技術)は、管理区域外において新燃料を運搬する場合は、第2項(1)から(3)に加え、次の各号を遵守する。
 - (1) 法令に適合する容器に封入すること。^{※1}
 - (2) 容器および車両の適当な箇所に法令に定める標識をつけること。
4. 課長(放射線管理)は、第3項の運搬において、容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面の放射性物質の密度(以下「表面汚染密度」という。)が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する^{※1}。ただし、第92条(管理区域内における区域区分)第1項(1)に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。
5. 課長(放射線管理)は、課長(燃料技術)が管理区域内で第92条(管理区域内における区域区分)第1項(1)に定める区域に新燃料を収納した新燃料輸送容器を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。
6. 課長(燃料技術)は、新燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。
7. 実用炉規則第88条第4項を適用している間は、本条は適用とならない。

※1：発電所構外より発電所内に搬入される場合は、発送前確認の確認をもって代えることができる。

(新燃料の貯蔵)

第79条 課長(燃料技術)は、新燃料を貯蔵する場合は、次の各号を遵守する。

- (1) 新燃料貯蔵庫または燃料プール(以下「貯蔵施設」という。)に貯蔵すること。
- (2) 貯蔵施設の目につきやすい箇所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。
- (3) 原子炉建物天井クレーンまたは燃料取替機を使用すること。
- (4) 貯蔵施設において新燃料が臨界に達しない措置が講じられていること。

(燃料の検査)

第80条 課長(燃料技術)は、定期検査時に、装荷予定の照射された燃料のうちから燃料集合体外観検査を行う燃料を選定し、健全性に異常のないことを確認する。

2. 課長(燃料技術)は、定期検査を行うために原子炉を停止する場合、課長(放射線管理)が行う原子炉冷却材中のよう素131の増加量の測定結果から燃料取替の措置を講じる場合は、 SHIPPING検査を行い、燃料の使用の可否を判断する。なお、漏えいまたは漏えいの疑いありと判断した燃料については、あわせて燃料集合体外観検査を行う。
3. 課長(燃料技術)は、第1項または第2項の検査の結果、使用しないと判断した燃料のうち使用済燃料貯蔵ラックに収納することが適切ではないと判断した燃料については、破損燃料収納容器に収納する等の措置を講じる。
4. 課長(燃料技術)は、第1項または第2項の検査を実施するために燃料を移動する場合は、燃料取替機を使用する。

(燃料の取替実施計画)

第81条 課長(燃料技術)は、原子炉運転のための燃料配置を変更する場合は、燃料を装荷するまでに取替炉心の配置および体制を燃料取替実施計画に定め、原子炉主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。

2. 課長(燃料技術)は、第1項の燃料取替実施計画を定める前に、燃料を装荷した後の原子炉起動から次回定期検査を開始するために原子炉を停止するまでの期間にわたり原子炉を運転できる取替炉心の燃焼度を用いて、以下の項目について取替炉心の安全性評価を行い、その評価結果が制限値を満足していることを確認する。
 - (1) 停止余裕
 - (2) 最小限界出力比
 - (3) 燃料棒最大線出力密度
 - (4) 燃料集合体最高燃焼度
3. 燃料を装荷した後に、第2項の期間を延長する場合には、あらかじめ課長(燃料技術)は、その延長する期間も含め第2項に定める評価および確認を行い、原子炉主任技術者の確認を得て、所長に報告する。ただし、延長後の期間にわたり原子炉を運転できる取替炉心の燃焼度が、第2項の評価に用いた取替炉心の燃焼度を超えていない場合は除く。

(燃料移動手順)

第82条 課長(燃料技術)は、原子炉内および原子炉と燃料プール間の燃料移動を実施する場合は、あらかじめ次の各号を満足する燃料移動手順を作成する。

- (1) 制御棒を引き抜くセルについては、燃料をすべて取り出しておく。
- (2) 燃料を装荷するセルについては、制御棒を全挿入しておく。
- (3) 原子炉運転のための燃料配置に変更する場合は、燃料取替実施計画に定める取替炉心の配置と一致させる。
- (4) (1) または (2) を満足しないセルがある場合は、当該セルに隣接するセルの燃料をすべて取り出す。

(燃料移動)

- 第83条 当直長は、第82条の燃料移動手順に従い、燃料取替機を使用して燃料移動を行う。
2. 当直長は、燃料移動時に全制御棒が全挿入の場合は、表83-1-aについて確認する。
 3. 当直長は、前項の確認ができない場合は、表83-2-aの措置を講じる。
 4. 当直長は、燃料移動時に制御棒引き抜きを伴う場合は、表83-1-bについて確認する。
 5. 当直長は、前項の確認ができない場合は、表83-2-bの措置を講じる。
 6. 当直長は、第2項から第5項の実施にあたっては、第71条から第74条に準拠する。

表83-1-a

1. 2号炉

項 目	頻 度
1. 次の燃料取替機インターロックが作動することを管理的手段で確認する。 (1) 制御棒が引き抜かれている場合は、燃料を吊った燃料取替機が炉心上に移動できないことおよび燃料取替機が炉心上で燃料取替の操作ができないこと。 (2) 燃料を吊った燃料取替機が炉心上有る場合は、制御棒が引き抜けないこと。	燃料移動開始前 ^{※1}
2. 原子炉モードスイッチが燃料交換位置において、1本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒がある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと）が作動していることを確認する。	燃料移動開始前 ^{※1}
3. 原子炉モードスイッチが燃料交換位置で施錠されていることを確認する。	毎日1回
4. 全制御棒が全挿入であることを確認する。	24時間に1回
5. 臨界未満であることを確認する。	燃料を移動する都度

2. 3号炉

項 目	頻 度
1. 次の燃料取替機インターロックが作動することを管理的手段で確認する。 (1) 制御棒が引き抜かれている場合は、燃料を吊った燃料取替機が炉心上に移動できないことおよび燃料取替機が炉心上で燃料取替の操作ができないこと。 (2) 燃料を吊った燃料取替機が炉心上有る場合は、制御棒が引き抜けないこと。	燃料移動開始前 ^{※1}
2. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において、制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒が、同一水圧制御ユニットに属する1組の場合は3本目、1本の場合には同一水圧制御ユニット以外の2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと）が作動していることを確認する。	燃料移動開始前 ^{※1}
3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置で施錠されていることを確認する。	毎日1回
4. 全制御棒が全挿入であることを確認する。	24時間に1回
5. 臨界未満であることを確認する。	燃料を移動する都度

表 8 3 - 1 - b

1. 2号炉

項 目	頻 度
1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り出されていることを確認する。 ^{※2}	制御棒を引き抜く直前
2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。 ^{※2} ただし、引き抜かれた制御棒を除く。	制御棒を引き抜く直前
3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り出されていることを確認する。 ^{※2}	毎日1回
4. 1体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを確認する。 ^{※2}	毎日1回
5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを確認する。	燃料を装荷する直前
6. 臨界未満であることを確認する。	燃料を移動する都度 および制御棒を引き抜く都度

2. 3号炉

項 目	頻 度
1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り出されていることを確認する。 ^{※2}	制御棒を引き抜く直前
2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。 ^{※2} ただし、引き抜かれた制御棒を除く。	制御棒を引き抜く直前
3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り出されていることを確認する。 ^{※2}	毎日1回
4. 1体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを管理的手段により確認する。 ^{※2}	毎日1回
5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを管理的手段により確認する。	燃料を装荷する直前
6. 臨界未満であることを確認する。	燃料を移動する都度 および制御棒を引き抜く都度

※1：燃料移動開始前とは、燃料取出の工程前をいう。

※2：第82条（燃料移動手順）第1項の（4）適用時を除く。

表 8 3 - 2 - a

条 件	要求される措置	完了時間
A. 表 8 3 - 1 - a の うち 1 つ以上が確 認できない場合	A1. 制御棒の引き抜きおよび関連する制御棒駆動 機構の取り外し作業を中止する。	速やかに
	および A2. 燃料装荷を中止する。	速やかに
	および A3. 1. 1 体以上の燃料が装荷されているすべての セルの制御棒全挿入措置を開始する。	速やかに
	または A3. 2. 表 8 3 - 1 - a の条件を満足する措置を開 始する。	速やかに

表 8 3 - 2 - b

条 件	要求される措置	完了時間
A. 表 8 3 - 1 - b の うち 1 つ以上が確 認できない場合	A1. 制御棒の引き抜きおよび関連する制御棒駆動 機構の取り外し作業を中止する。	速やかに
	および A2. 燃料装荷を中止する。	速やかに
	および A3. 1. 1 体以上の燃料が装荷されているすべての セルの制御棒全挿入措置を開始する。	速やかに
	または A3. 2. 表 8 3 - 1 - b の条件を満足する措置を開 始する。	速やかに

(使用済燃料の貯蔵)

第84条 課長(燃料技術)は、使用済燃料を貯蔵する場合は、次の各号を遵守する。

- (1) 各号炉の使用済燃料を表84に定める燃料プールに貯蔵すること。
- (2) 燃料プールの目につきやすい箇所に燃料貯蔵施設である旨および貯蔵上の注意事項を掲示すること。
- (3) 燃料取替機を使用すること。
- (4) 燃料プールにおいて燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。

表84

各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な燃料プール
2号炉	2号炉
3号炉	3号炉

(使用済燃料の運搬)

第85条 課長(燃料技術)は、使用済燃料輸送容器から使用済燃料を取り出す場合は、燃料プールにおいて、燃料取替機を使用する。

2. 課長(燃料技術)は、発電所内において使用済燃料を運搬する場合は、次の各号を遵守し、燃料プールにおいて、使用済燃料輸送容器に収納する。
 - (1) 法令に適合する容器を使用すること。
 - (2) 燃料取替機を使用すること。
 - (3) 使用済燃料が臨界に達しない措置を講じること。
 - (4) 収納する使用済燃料のタイプおよび冷却期間が、使用済燃料輸送容器の収納条件に適合していること。
3. 課長(燃料技術)は、発電所内において、使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器を管理区域外に運搬する場合は、次の各号を遵守する。
 - (1) 容器の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒または転落を防止する措置を講じること。
 - (2) 法令に定める危険物と混載しないこと。
 - (3) 運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者および他の車両の立入を制限するとともに、必要な箇所に見張り人を配置すること。
 - (4) 車両を徐行させること。
 - (5) 核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識および経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。
 - (6) 容器および車両の適当な箇所に法令に定める標識をつけること。
4. 課長(放射線管理)は、前項の運搬において、容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、第92条(管理区域内における区域区分)第1項(1)に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。
5. 課長(放射線管理)は、課長(燃料技術)が管理区域内で第92条(管理区域内における区域区分)第1項(1)に定める区域に使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。
6. 課長(燃料技術)は、使用済燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。

第6章 放射性廃棄物管理

(放射性固体廃棄物の管理)

第86条 課長(放射線管理), 課長(燃料技術)および課長(発電)は, 次に定める放射性固体廃棄物等の種類に応じて, それぞれ定められた処理を施したうえで, 当該の廃棄施設等に貯蔵^{*1}または保管する。

(1) 濃縮廃液(ランドリ・ドレン系の濃縮器から発生した濃縮廃液は除く。)は, 課長(発電)がドラム詰装置(3号炉については, 「固化装置」と読みかえる。以下同じ。)でドラム缶等の容器に固型化し, 課長(放射線管理)が固体廃棄物貯蔵所(以下「貯蔵所」という。)に保管する。

ランドリ・ドレン系の濃縮器から発生した濃縮廃液は, 課長(発電)が雑固体廃棄物焼却設備で焼却し, 焼却灰をドラム缶等の容器に封入したうえで, 課長(放射線管理)が貯蔵所に保管する。

(2) 原子炉内で照射された使用済制御棒, チャンネルボックス等は, 課長(燃料技術)が燃料プールに貯蔵またはサイトバンカに保管する。ただし, 封入またはしゃへい等の措置により課長(放射線管理)が貯蔵所に保管することができる。

(3) 使用済樹脂およびフィルタスラッジ(3号炉については, 「廃スラッジ」と読みかえる。以下同じ。)は, 課長(発電)が廃樹脂タンク等に貯蔵またはドラム詰装置でドラム缶等の容器に固型化し, 課長(放射線管理)が貯蔵所に保管する。または課長(発電)が雑固体廃棄物焼却設備で焼却し, 焼却灰をドラム缶等の容器に封入したうえで, 課長(放射線管理)が貯蔵所に保管する。

(4) その他の雑固体廃棄物は, 各課長がドラム缶等の容器に封入すること等により汚染の広がりを防止する措置を講じ, 課長(放射線管理)が貯蔵所に保管する。なお, ドラム缶等の容器に封入するにあたっては, 以下の処理を行うことができる。

- a. 焼却する場合は, 課長(発電)が雑固体廃棄物焼却設備で焼却する。
- b. 圧縮減容する場合は, 課長(放射線管理)が減容機で圧縮減容する。
- c. 熔融する場合は, 課長(発電)が雑固体廃棄物処理設備で熔融する。

2. 各課長は, 放射性固体廃棄物を封入または固型化したドラム缶等の容器には, 放射性廃棄物を示す標識を付け, かつ表119-1の放射性固体廃棄物に係る記録と照合できる整理番号をつける。

3. 各課長は, 次の事項を確認するとともに, その結果異常が認められた場合は, 必要な措置を講じる。

(1) 課長(放射線管理)は, 貯蔵所における放射性固体廃棄物の保管状況を確認するために, 1週間に1回貯蔵所を巡視するとともに, 3箇月に1回保管量を確認する。

(2) 課長(発電)は, 廃樹脂タンク等における使用済樹脂およびフィルタスラッジの貯蔵状況を監視し, 3箇月に1回貯蔵量を確認する。

(3) 課長(燃料技術)は, サイトバンカにおける原子炉内で照射された使用済制御棒, チャンネルボックス等の保管状況を確認するために, 1箇月に1回サイトバンカを巡視するとともに, 3箇月に1回保管量を確認する。また, 燃料プールにおける原子炉内で照射された使用済制御棒, チャンネルボックス等について, 3箇月に1回貯蔵量を確認する。

4. 課長(放射線管理)は貯蔵所, 課長(燃料技術)はサイトバンカの目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。

5. 課長（放射線管理）または課長（燃料技術）は管理区域外に放射性固体廃棄物を運搬する場合は、次の事項を遵守する。
 - （1）法令に適合する容器に封入して運搬すること。ただし、放射性固体廃棄物の放射能濃度が法令に定める限度を超えない場合であって、法令に定める障害防止の措置を講じた場合は、この限りでない。
 - （2）容器等の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒または転落を防止する措置を講じること。
 - （3）法令に定める危険物と混載しないこと。
 - （4）容器等の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。
6. 課長（放射線管理）は、前項の運搬において、容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、第92条（管理区域内における区域区分）第1項（1）に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。
7. 課長（放射線管理）は、各課長が管理区域内で第92条（管理区域内における区域区分）第1項（1）に定める区域に放射性固体廃棄物を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。
8. 課長（放射線管理）は、放射性固体廃棄物を発電所外に廃棄する場合は、所長の承認を得る。

※1：貯蔵とは、保管の前段階のもので、廃棄とは異なるものをいう。

（放射性廃棄物でない廃棄物の管理）

第86条の2 「原子力施設において設置された資材等または使用された物品であって「核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物で廃棄しようとするもの」でない廃棄物」（以下、「放射性廃棄物でない廃棄物」という。）の判断をしようとする対象物の範囲は、管理区域内において設置された金属、コンクリート類、ガラスくず、廃油、プラスチック等（以下、本条において「資材等」という。）および管理区域内において使用された工具類等（以下、本条において「物品」という。）とする。

2. 課長（放射線管理）は、管理区域内において設置された資材等または使用された物品を「放射性廃棄物でない廃棄物」と判断する場合は、次の各号に基づき実施する。
 - （1）汚染のおそれのない管理区域において設置された資材等については、適切な汚染防止対策が行われていることを確認した上で、適切に管理された使用履歴、設置状況の記録等により汚染がないことを判断する。
 - （2）汚染のおそれのない管理区域以外の管理区域において設置された資材等については、適切な汚染防止対策が行われていることを確認した上で、適切に管理された使用履歴、設置状況の記録等により汚染がないことを判断する。

なお、汚染された資材等について、汚染部位の特定・分離を行った場合には、残った汚染されていない部位は「放射性廃棄物でない廃棄物」とすることができる。

また、適切な測定方法により念のための放射線測定評価を行い、測定結果が理論検出限界曲線の検出限界値未満であることを確認する。

(3) 汚染のおそれのない管理区域で使用された物品については、適切に管理された使用履歴の記録等により汚染がないことを判断する。

(4) 汚染のおそれのない管理区域以外の管理区域で使用された物品については、適切な汚染防止対策が行われていることを確認した上で適切に管理された使用履歴の記録等により汚染がないことを判断する。

また、適切な測定方法により念のための放射線測定評価を行い、測定結果が理論検出限界曲線の検出限界値未満であることを確認する。

3. 各課長は、「放射性廃棄物でない廃棄物」と判断されたものについては、管理区域から搬出するまでの間、汚染されたものとの混在防止措置を講じる等、所要の管理を行う。

(事故由来放射性物質の降下物の影響確認)

第86条の3 課長(放射線管理)は、原子炉等規制法に基づく工事計画(変更)認可申請書に記載されている設備・機器等(以下、本条において「設備・機器等」という。)について、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故由来の放射性物質の降下物(以下、本条において「降下物」という。)の影響の有無を確認する場合は、適切な測定方法により、降下物の分布調査を行う。

2. 各課長は、第1項の確認の結果、理論検出限界曲線の検出限界値未満でなかった場合、設備・機器等を廃棄または資源として有効利用しようとする際には、降下物により汚染されたものとして発電所内で適切に管理する。

(放射性液体廃棄物の管理)

第87条 課長（発電）は、放射性液体廃棄物を放出する場合は、復水器冷却水放水路より放出するとともに、次の事項を管理する。

- (1) 放射性液体廃棄物の放出による復水器冷却水放水路排水中の放射性物質濃度の3箇月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないこと。
 - (2) 復水器冷却水放水路排水中の放射性物質（トリチウムを除く。）の放出量が、表87-1に定める放出管理目標値を超えないように努めること。
2. 課長（発電）は、復水器冷却水放水路排水中のトリチウムの放出量が、表87-2に定める放出管理の基準値を超えないように努める。
 3. 課長（放射線管理）は、表87-3に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、その結果を課長（発電）に通知する。

表87-1

項 目	放出管理目標値
放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く。)	$8.6 \times 10^{10} \text{Bq/年}^{\ast 1}$

表87-2

項 目	放出管理の基準値
トリチウム	$8.6 \times 10^{12} \text{Bq/年}^{\ast 1}$

※1：1号炉，2号炉および3号炉の合計

表87-3

分 類	測定項目	計測器種類	測定頻度	試料採取箇所
放射性液体廃棄物	放射性物質の濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	放出の都度	<ul style="list-style-type: none"> ・床ドレンサンプルタンク ・処理水タンク ・ランドリドレンサンプルタンク ・ランドリドレンタンク ・シャワドレンタンク ・高電導度廃液系サンプルタンク ・洗濯廃液系サンプルタンク
	トリチウム濃度	試料放射能測定装置	1箇月に1回	

(放射性気体廃棄物の管理)

第 88 条 課長（発電）は、放射性気体廃棄物を放出する場合は、表 88-2 に示す排気筒等より放出するとともに、次の事項を管理する。

(1) 排気筒からの放射性気体廃棄物の放出による周辺監視区域外の空気中の放射性物質濃度の 3 箇月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を超えないこと。

(2) 排気筒からの放射性物質（希ガス、よう素 131）の放出量が、表 88-1 に定める放出管理目標値を超えないように努めること。

2. 課長（放射線管理）は、表 88-2 に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、その結果を課長（発電）に通知する。

3. 表 88-2 に示す排気筒等以外の場所において換気を行う場合は、次の事項を行う。ただし、第 92 条（管理区域内における区域区分）第 1 項（1）に定める区域等における換気は、この限りでない。

(1) 各課長は、フィルター付局所排気装置等により法令に定める管理区域に係る値を超えないよう拡散防止措置を行う。

(2) 課長（放射線管理）は、表 88-3 に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。なお、換気によって放出される空気中放射性物質の濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれがない場合は、この限りでない。

表 88-1

項 目	放出管理目標値
放射性気体廃棄物 希ガス	7.9×10^{14} Bq/年 ^{※1}
よう素 131	3.9×10^{10} Bq/年 ^{※1}

※ 1：1号炉，2号炉および3号炉の合計

表 88-2

分 類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度
放射性 気 体 廃 棄 物	・排気筒	希ガス濃度	排気筒モニタ	常 時
		よう素 131 濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1 週間に 1 回
	・サイト バンカ 建物 排気口	よう素 131 濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1 週間に 1 回
	・非常用 ガス 処理系	希ガス濃度	排気筒モニタ	常 時 (非常用ガス処理系運転時)
		よう素 131 濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1 週間に 1 回 (非常用ガス処理系運転時)
・サービ ス 建物排気 ダクト	よう素 131 濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1 週間に 1 回	

表 88-3

排気筒等以外の排気出口	測定項目	計測器種類	測定頻度
	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	作業の都度 ^{※2}

※2:作業が1週間を超える場合は、1週間に1回測定する。

(放出管理用計測器の管理)

第89条 課長(放射線管理)、課長(計装)および課長(3号電気)は、表89に定める放出管理用計測器について、同表に定める数量を確保する。ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理または代替品を補充する。

表 89

分類	計測器種類	所管課長	数量
1. a. 放射性液体 廃棄物放出 監視用計測器	排水モニタ	課長(計装) 課長(3号電気)	2台
b. 放射性液体 廃棄物放出 管理用計測器	試料放射能測定装置	課長(放射線管理)	2台 ^{※1}
2. 放射性気体 廃棄物放出 管理用計測器	排気筒モニタ	課長(計装) 課長(3号電気)	4台
	試料放射能測定装置	課長(放射線管理)	1台 ^{※1※2}

※1:1号炉、2号炉および3号炉共用

※2:放射性液体廃棄物放出管理用計測器と共用

(頻度の定義)

第90条 本章でいう測定頻度等に関する考え方は、表90のとおりとする。

表 90

頻度	考え方
1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施
1箇月に1回	毎月1日を始期とする1箇月間に1回実施
3箇月に1回	4月1日、7月1日、10月1日および1月1日を始期とする各3箇月間に1回実施
常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。

第7章 放射線管理

(管理区域の設定および解除)

第91条 管理区域は、添付2に示す区域とする。

2. 課長（放射線管理）は、管理区域を壁、柵等の区画物によって区画するほか、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する。
3. 課長（放射線管理）は、管理区域の解除を行う場合は、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。
4. 課長（放射線管理）は、添付2における管理区域境界付近において、表91に示す作業を行う場合で、3ヶ月以内に限り管理区域を設定または解除することができる。設定または解除にあたって、課長（放射線管理）は目的、期間および場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、課長（放射線管理）はあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。
5. 課長（放射線管理）は、前項以外で、一時的に管理区域を設定または解除する場合は、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得て行うことができる。設定または解除にあたって、課長（放射線管理）は目的、期間および場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、課長（放射線管理）はあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。
6. 課長（放射線管理）は、前項にかかわらず、緊急を要する場合は管理区域を設定することができる。設定にあたって、課長（放射線管理）は法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。
7. 課長（放射線管理）は、前項における管理区域を設定した場合は、設定後において、目的、期間および場所を明らかにし、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを課長（放射線管理）が確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

表91

タンク点検等
ポンプ点検等
バルブ点検等
配管点検等
ケーブル点検等
空調点検等
計測器類点検等
監視カメラ点検等
扉・シャッター修理他作業
清掃作業
建物補修
搬出入作業
物品の仮置

(管理区域内における区域区分)

第92条 課長(放射線管理)は、管理区域を次のとおり区分することができる。

(1) 表面汚染密度および空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域(以下「汚染のおそれのない管理区域」という。)

(2) 表面汚染密度または空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超える区域または超えるおそれのある区域

2. 汚染のおそれのない管理区域は、添付2に示す区域とする。

3. 課長(放射線管理)は、一時的に第1項に係る区域区分を変更する場合は、目的、期間および場所を明らかにするとともに、あらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元の区域区分に戻す場合についても、課長(放射線管理)はあらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。

4. 課長(放射線管理)は、汚染のおそれのない管理区域と第1項(2)で定める区域が隣接する場合は、第1項(2)で定める区域への入口付近に標識を設ける。

(管理区域内における特別措置)

第93条 課長(放射線管理)は、管理区域のうち次の基準を超える場合または超えるおそれがある場合は、標識を設けて他の場所と区別するほか、区画、施錠等の措置を講じる。ただし、放射線等の危険性が低い場合は、この限りでない。

(1) 外部放射線に係る線量当量率が1時間につき1ミリシーベルト

(2) 空気中の放射性物質濃度または床、壁、その他人の触れるおそれのある物の表面汚染密度が、法令に定める管理区域に係る値の10倍

2. 各課長は、前項の区域内で作業を行う場合、作業による線量および作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案し、課長(放射線管理)の承認を得る。ただし、別に所長の承認を得た巡視・点検その他定型化された業務を行うために立入る場合は、この限りでない。

3. 各課長は、汚染の広がりを防止するため、第1項(2)の区域から退出する場合および物品等を持ち出す場合は、更衣および持ち出す物の養生等の措置を講じる。

(管理区域への出入管理)

第94条 課長(放射線管理)は、次に示す立入者の区分により、管理区域への立入許可に係る事項を定め、所長の承認を得る。

(1) 放射線業務従事者：業務上管理区域に立入る者

(2) 一時立入者：放射線業務従事者以外の者であって、放射線業務従事者の随行により管理区域に一時的に立入る者

2. 課長(放射線管理)は、前項に基づき管理区域に立入る者に対して許可を与える。
3. 課長(放射線管理)は、前項にて許可していない者を管理区域に立入らせない措置を講じる。
4. 課長(放射線管理)は、管理区域の出入管理室において、人の出入り等を監視する。
5. 課長(放射線管理)は、前項以外の出入口には、施錠等の人のみだりに立入りできない措置を講じる。
6. 課長(放射線管理)は、管理区域から退出する者または管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する者の身体および身体に着用している物の表面汚染密度が、法令に定める表面密度限度の10分の1を超えないような措置を講じる。ただし、汚染のおそれのない管理区域から退出する場合は、この限りでない。

(管理区域出入者の遵守事項)

第95条 課長(放射線管理)は、管理区域に出入りする所員に、次の事項を遵守させる措置を講じる。

- (1) 出入管理室を経由すること。ただし、課長(放射線管理)の承認を得て、その指示に従う場合は、この限りでない。
- (2) 管理区域に立入る場合は、個人線量計を着用すること。ただし、一時立入者であって課長(放射線管理)の指示に従う場合は、この限りでない。
- (3) 管理区域に立入る場合は、保護衣を着用すること。ただし、汚染のおそれのない管理区域に立入る場合または課長(放射線管理)の承認を得て、その指示に従う場合は、この限りでない。
- (4) 第93条(管理区域内における特別措置)第1項(2)に係る区域から退出する場合および物品等を持ち出す場合は、更衣および持ち出す物の養生等を行うこと。
- (5) 管理区域から退出する場合または管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する場合は、身体および身体に着用している物の表面汚染密度を確認すること。ただし、汚染のおそれのない管理区域から退出する場合、または、第94条(管理区域への出入管理)第6項に基づく課長(放射線管理)の指示に従う場合は、この限りでない。
- (6) 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食および喫煙をしないこと。

(保全区域)

第96条 保全区域は、添付3に示す区域とする。

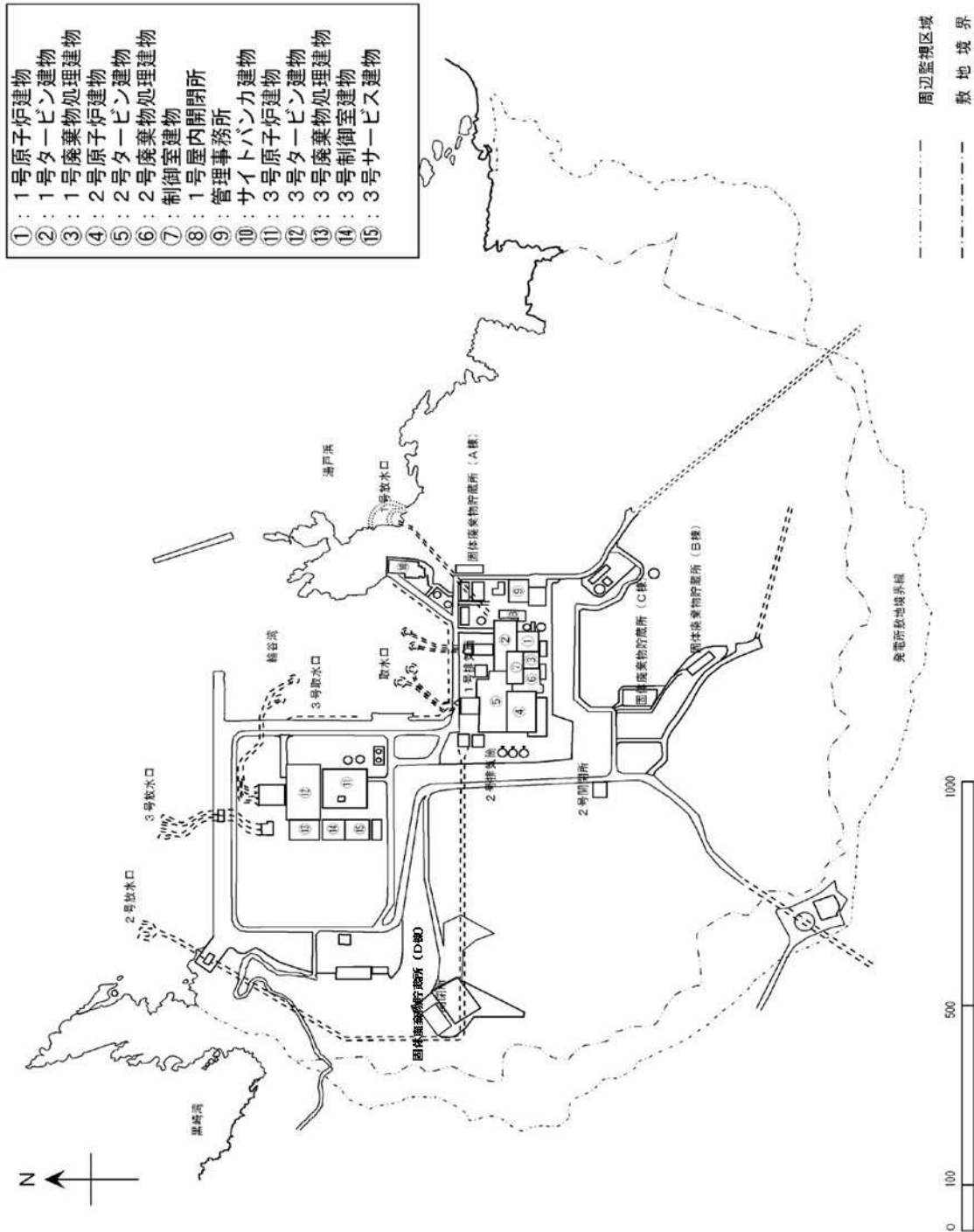
2. 課長(核物質防護)は、保全区域を標識等により区別するほか、必要に応じて立入制限等の措置を講じる。

(周辺監視区域)

第97条 周辺監視区域は、図97に示す区域とする。

2. 課長(核物質防護)は、前項の周辺監視区域境界に、柵を設けるまたは標識を掲げることにより、業務上立入る者以外の立入りを制限する。ただし、当該区域に立入るおそれのないことが明らかな場合は、この限りでない。

図97



(線量の評価)

第98条 課長（放射線管理）は、所員の放射線業務従事者の実効線量および等価線量を表98に定める項目および頻度に基づき評価し、法令に定める線量限度を超えていないことを確認する。

表98

項目	頻度
外部被ばくによる線量	3箇月に1回 ^{※1}
内部被ばくによる線量	3箇月に1回 ^{※1}

※1：女子（妊娠不能と診断された者および妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。）にあつては、1箇月に1回とする。

(床、壁等の除染)

第99条 各課長または当直長は、法令に定める表面密度限度を超えるような予期しない汚染を床、壁等に発生させた場合または発見した場合は、課長（放射線管理）に連絡するとともに、汚染拡大防止のため区画等の応急措置を講じる。

2. 前項の汚染箇所に係る作業の所管課長は、汚染状況等について課長（放射線管理）の確認を受けたうえで、その協力を得ながら汚染の除去等、放射線防護上の必要な措置を講じる。
3. 前項の所管課長は、その措置結果について、課長（放射線管理）の確認を得る。

(外部放射線に係る線量当量率等の測定)

第100条 課長(放射線管理)は、表100-1および表100-2(第92条(管理区域内における区域区分)第1項(2)の区域内に設定した汚染のおそれのない管理区域内に限る。)に定める管理区域内および周辺監視区域境界付近(測定場所は図100に定める。)における測定項目について、同表に定める頻度で測定する。ただし、人の立入れない措置を講じた管理区域については、この限りでない。

2. 課長(放射線管理)は、前項の測定により異常が認められた場合は、直ちにその原因を調査し、必要な措置を講じる。

表100-1

場 所	測定項目	測定頻度
1. 管理区域内 ^{※1}	外部放射線に係る線量当量率 ^{※2}	毎日運転中1回
	外部放射線に係る線量当量	1週間に1回
	空気中の放射性物質濃度 ^{※3}	1週間に1回
	表面汚染密度 ^{※3}	1週間に1回
2. 周辺監視区域境界付近	空気吸収線量	3箇月に1回
	空気吸収線量率 ^{※4}	常時
	空気中の粒子状放射性物質濃度	3箇月に1回

※1：人の立入頻度等を考慮して、被ばく管理上重要な項目について測定

※2：エリアモニタにおいて測定する項目

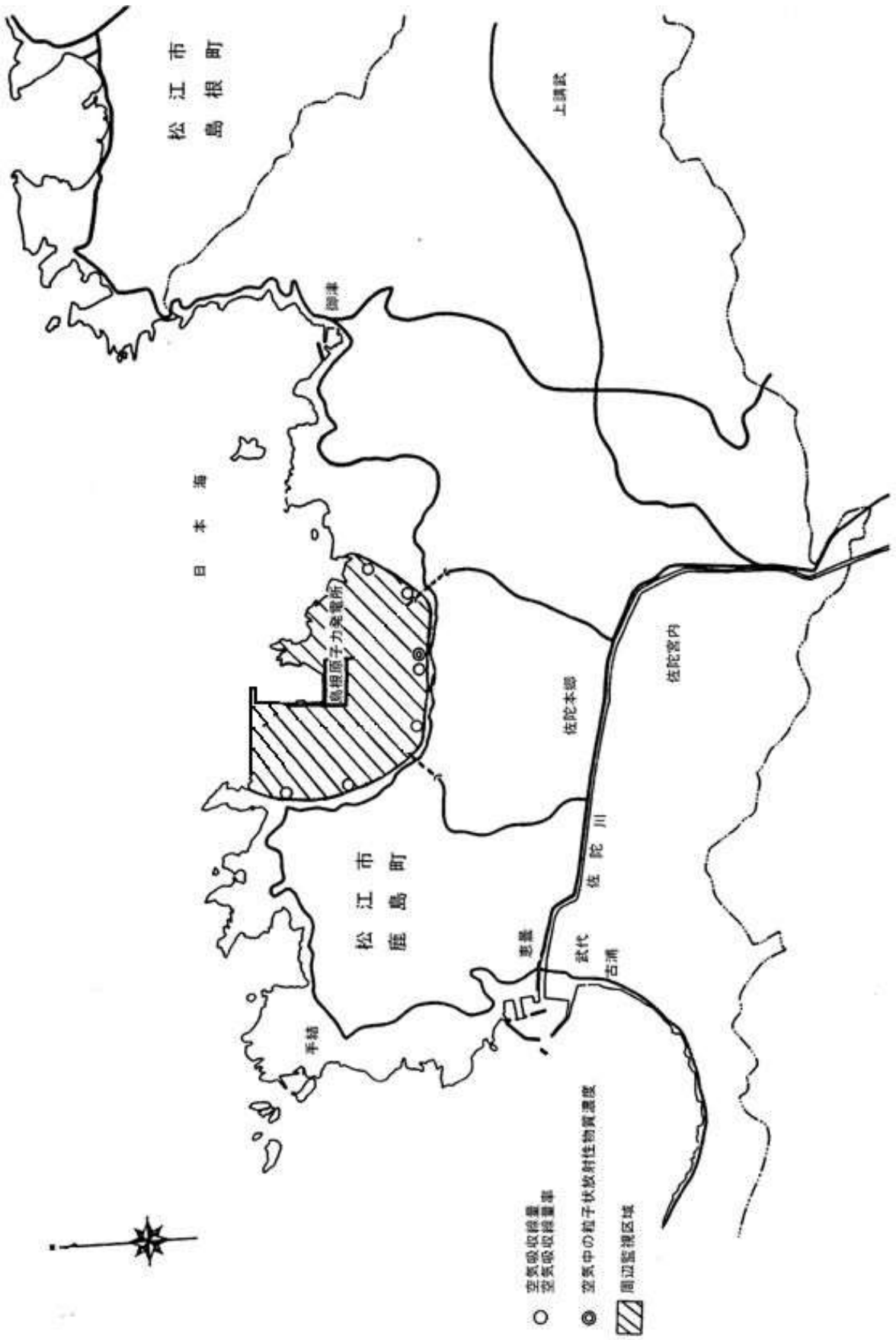
※3：汚染のおそれのない管理区域は、測定を省略することができる。

※4：モニタリングポストにおいて測定する項目

表100-2

場 所	測定項目	測定頻度
汚染のおそれのない管理区域内	表面汚染密度	1週間に1回 (汚染のおそれのない管理区域が 設定されている期間)

図 100



(放射線計測器類の管理)

第101条 課長（放射線管理）、課長（計装）および課長（3号電気）は、表101に定める放射線計測器類について、同表に定める数量を確保する。ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理または代替品を補充する。

表101

分類	計測器種類	所管課長	数量
1. 被ばく管理用計測器	ホールボディカウンタ	課長（放射線管理）	1台 ^{※1}
2. 放射線管理用計測器	線量当量率測定用サーベイメータ	課長（放射線管理）	3台 ^{※2}
	汚染密度測定用サーベイメータ	課長（放射線管理）	3台 ^{※2}
	体表面モニタ	課長（放射線管理）	7台 ^{※3}
	試料放射能測定装置	課長（放射線管理）	1台 ^{※1※5}
	電子式積算線量計	課長（放射線管理）	1式 ^{※1}
3. 放射線監視用計測器	モニタリングポスト	課長（計装）	6台 ^{※1}
	エリアモニタ	課長（計装） 課長（3号電気）	79台 ^{※4※6}
4. 環境放射能用計測器	試料放射能測定装置	課長（放射線管理）	1台 ^{※1}
	積算線量計測定装置	課長（放射線管理）	1台 ^{※1}

※1：1号炉，2号炉および3号炉共用

※2：1号炉，2号炉および3号炉共用の1台を含む。

※3：1号炉および2号炉共用の3台を含む。

※4：1号炉および2号炉共用の2台を含む。

※5：表89の試料放射能測定装置と共用

※6：管理区域外測定用の3台を含む。

(管理区域外等への搬出および運搬)

第102条 課長(放射線管理)は、各課長が管理区域外に搬出する物品または管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する物品の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から搬出される場合は、この限りでない。

2. 各課長は、管理区域外に核燃料物質等(第78条(新燃料の運搬)、第85条(使用済燃料の運搬)および第86条(放射性固体廃棄物の管理)に定めるものを除く。以下、本条において同様。)を運搬する場合、または船舶輸送に伴い車両によって運搬する場合は、第86条(放射性固体廃棄物の管理)第5項を準用する。

3. 課長(放射線管理)は、前項の運搬において、容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。

4. 課長(放射線管理)は、各課長が管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に核燃料物質等を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。

(発電所外への運搬)

第103条 各課長は、核燃料物質等(第78条(新燃料の運搬)、第85条(使用済燃料の運搬)および第86条(放射性固体廃棄物の管理)に定めるものを除く。)を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。

(協力会社の放射線防護)

第104条 課長(放射線管理)は、管理区域内で作業を行う協力会社に対して、以下に示す放射線防護上の必要な事項を定め、所長の承認を得る。

(1) 管理区域出入者の遵守事項

- a. 出入方法に関する事。
- b. 個人線量計の着用に関する事。
- c. 保護衣の着用に関する事。
- d. 汚染拡大防止措置に関する事。
- e. 管理区域内での飲食および喫煙に関する事。

(2) 線量評価の項目および頻度に関する事。

(3) 床、壁等の汚染発見時の措置に関する事。

2. 各課長は、管理区域内で作業を行う協力会社に対して、前項に定めた必要事項を遵守させる措置を講じる。

(頻度の定義)

第105条 本章でいう測定頻度等に関する考え方は、表105のとおりとする。

表105

頻 度	考 え 方
毎日運転中1回	午前0時を始期とする1日の間に1回実施し、連続して実施(測定等)している場合も含む。
1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施
1箇月に1回	毎月1日を始期とする1箇月間に1回実施
3箇月に1回	4月1日、7月1日、10月1日および1月1日を始期とする各3箇月間に1回実施
常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。

第8章 保守管理

(保守管理計画)

第106条 保守管理を実施するにあたり、原子炉施設の安全を確保するために以下の保守管理計画を定める。保守管理に関する業務を確実に実施するために、「保守管理要領」に従い実施する。また、組織は、保守管理の業務に必要な文書を「文書・記録管理基本要領」に従い品質マネジメントシステムの文書として作成・管理し、保守管理の業務を実施する。

1. 定義

本保守管理計画における用語の定義は、「原子力発電所の保守管理規程（JEAC4209-2007）」に従うものとする。ただし、本条において「原子力発電所の保守管理規程（JEAC4209-2007）」で定める「点検計画」は「点検の計画」と読みかえる。また、本条において課長（品質保証）、総務課長、課長（発電）、課長（核物質防護）および課長（建設管理）を除く各課長を「設備主管課長」と定義する。

2. 保守管理の実施方針および保守管理目標

- (1) 社長は、原子炉施設の安全確保を最優先として、保守管理の継続的な改善を図るため、保守管理の現状等を踏まえ、保守管理の実施方針を定める。また、12. の保守管理の有効性評価の結果、および保守管理を行う観点から特別な状態（7. 3参照）を踏まえ保守管理の実施方針の見直しを行う。
- (2) さらに、第106条の3に定める長期保守管理方針を策定または変更した場合には、長期保守管理方針に従い保全を実施することを保守管理の実施方針に反映する。
- (3) 所長は、「マネジメントレビュー基本要領」で定めた手順により、社達で周知された保守管理の実施方針に基づき、保守管理の改善を図るための保守管理目標を設定する。また、12. の保守管理の有効性評価の結果、および保守管理を行う観点から特別な状態（7. 3参照）を踏まえ保守管理目標の見直しを行う。

3. 保全プログラムの策定

組織は、2. の保守管理目標を達成するため、4. より11. からなる保全プログラムを策定する。また、12. の保守管理の有効性評価の結果、および保守管理を行う観点から特別な状態（7. 3参照）を踏まえ保全プログラムの見直しを行う。

4. 保全対象範囲の策定

課長（保修技術）は、「点検計画作成・運用手順書」に基づき原子力発電施設の中から、各号炉毎に保全を行うべき対象範囲として次の各項の設備を選定し、保修部長の確認、所長の承認を得て、設備主管課長に周知する。

- (1) 重要度分類指針において、一般の産業施設よりも更に高度な信頼性の確保および維持が要求される機能を有する設備
- (2) 重要度分類指針において、一般の産業施設と同等以上の信頼性の確保および維持が要求される機能を有する設備
- (3) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下、「技術基準規則」という。）」に規定される設備
- (4) 炉心損傷または格納容器機能喪失を防止するために必要な機能を有する設備
- (5) その他、自ら定める設備

5. 保全重要度の設定

課長（保修技術）は、「点検計画作成・運用手順書」に基づき、4.の保全対象範囲について系統毎の範囲と機能を明確にした上で、構築物、系統および機器の保全重要度を設定し、保修部長の確認、所長の承認を得て、設備主管課長に周知する。

- (1) 系統の保全重要度は、原子炉施設の安全性を確保するため重要度分類指針の重要度に基づき、PSAから得られるリスク情報を考慮して設定する。
- (2) 機器の保全重要度は、当該機器が属する系統の保全重要度と整合するよう設定する。なお、この際、機器が故障した場合の系統機能への影響、PSAから得られるリスク情報を考慮することができる。
- (3) 構築物の保全重要度は、(1)または(2)に基づき設定する。

6. 保全活動管理指標の設定、監視計画の策定および監視

組織は、「保全活動管理指標設定および監視手順書」に基づき、下記の業務を行う。

- (1) 課長（保修技術）は、保全の有効性を監視、評価するために5.の保全重要度を踏まえ、プラントレベルおよび系統レベルの保全活動管理指標を設定し、保修部長の確認、所長の承認を得て、設備主管課長に周知する。
 - a. プラントレベルの保全活動管理指標
プラントレベルの保全活動管理指標として、以下のものを設定する。
 - (a) 7000臨界時間あたりの計画外自動スクラム回数
 - (b) 7000臨界時間あたりの計画外出力変動回数
 - (c) 工学的安全施設の計画外作動回数
 - b. 系統レベルの保全活動管理指標
系統レベルの保全活動管理指標として、5.(1)の保全重要度の高い系統のうち、重要度分類指針クラス1、クラス2およびリスク重要度の高い系統機能に対して以下のものを設定する。
 - (a) 予防可能故障(MPFF)回数
 - (b) 非待機(UA)時間^{*1}
- (2) 課長（保修技術）は、以下に基づき保全活動管理指標の目標値を設定し、保修部長の確認、所長の承認を得て、設備主管課長に周知する。また、11.の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全活動管理指標の目標値の見直しを行い、保修部長の確認、所長の承認を得て、設備主管課長に周知する。
 - a. プラントレベルの保全活動管理指標
プラントレベルの保全活動管理指標の目標値は、運転実績を踏まえて設定する。
 - b. 系統レベルの保全活動管理指標
 - (a) 予防可能故障(MPFF)回数の目標値は、運転実績、重要度分類指針の重要度、リスク重要度を考慮して設定する。
 - (b) 非待機(UA)時間の目標値は、点検実績および第4章第3節(運転上の制限)第19条から第74条の第3項で定める要求される措置の完了時間を参照して設定する。
- (3) 課長（保修技術）は、プラントまたは系統の供用開始までに、保全活動管理指標の監視項目、監視方法および算出周期を具体的に定めた監視計画を策定し、保修部長の確認、所長の承認を得て、各課長（総務課長、課長（核物質防護）を除く。）に周知する。なお、監視計画には、計画の始期および期間に関することを含める。
- (4) 各課長（総務課長、課長（核物質防護）を除く。）は、監視計画に従い保全活動管理指標に関する情報を採取し、その結果を課長（保修技術）に通知する。
- (5) 課長（保修技術）は、通知を受けた情報の取り纏めおよび監視を行い、その結果を保修部長の確認、所長の承認を得て、設備主管課長に周知する。

※1：非待機（U A）時間については、待機状態にある機能および待機状態にあるシステムの動作に必須の機能に対してのみ設定する。

7. 保全計画の策定

- (1) 設備主管課長は、4. の保全対象範囲に対し、以下の保全計画を策定する。なお、保全計画には、計画の始期および期間に関することを含める。
 - a. 点検の計画（7. 1 参照）
 - b. 補修、取替えおよび改造計画（7. 2 参照）
 - c. 特別な保全計画（7. 3 参照）
- (2) 設備主管課長は、保全計画の策定にあたって、5. の保全重要度を勘案し、必要に応じて次の事項を考慮する。また、9. 点検・補修等の結果の確認・評価、10. 点検・補修等の不適合管理、是正処置および予防処置の結果を踏まえ保全計画の継続的な見直しを行う。さらに、11. の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全計画の継続的な見直しを行う。
 - a. 運転実績、事故および故障事例などの運転経験
 - b. 使用環境および設置環境
 - c. 劣化、故障モード
 - d. 機器の構造等の設計的知見
 - e. 科学的知見
- (3) 設備主管課長は、保全の実施段階での原子炉の安全性が確保されていることを確認するとともに、安全機能に影響を及ぼす可能性のある行為を把握し、保全計画を策定する。

7. 1 点検の計画策定

設備主管課長は、「点検計画作成・運用手順書」に基づき、下記の業務を行う。

- (1) 設備主管課長は、原子炉停止中または運転中に点検を実施する場合、あらかじめ保全方式を選定し、点検の方法ならびにそれらの実施頻度および実施時期を定めた点検計画、点検計画表を策定する。なお、点検計画の策定および見直しにあたっては、重要度分類指針におけるクラス1、クラス2の機能を有する機器および定期事業者検査対象機器については、所管する部長の確認、運営委員会の審議を受け、所長の承認を受ける。
 - (2) 設備主管課長は、点検計画、点検計画表の策定および見直しにあたっては、保全内容の妥当性を確認し、原子炉主任技術者へ報告する。
 - (3) 設備主管課長は、構築物、系統および機器の適切な単位ごとに、予防保全を基本として、以下に示す保全方式から適切な方式を選定する。
 - a. 予防保全
 - (a) 時間基準保全
 - (b) 状態基準保全
 - b. 事後保全
 - (4) 設備主管課長は、選定した保全方式の種類に応じて、次の事項を定める。
 - a. 時間基準保全
点検を実施する時期までに、次の事項を定める。
 - (a) 点検の具体的方法
 - (b) 構築物、系統および機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目、評価方法および管理基準
 - (c) 実施頻度
 - (d) 実施時期
- なお、時間基準保全を選定した機器に対して、運転中に設備診断技術を使った状態監視デ

一タ採取，巡視点検または定例試験の状態監視を実施する場合，状態監視の内容に応じて，状態基準保全を選定した場合に準じて必要な事項を定める。

b. 状態基準保全

(a) 設備診断技術を使い状態監視データを採取する時期までに，次の事項を定める。

- ①状態監視データの具体的採取方法
- ②機器の故障の兆候を検知するために必要な状態監視データ項目，評価方法および必要な対応を適切に判断するための管理基準
- ③状態監視データ採取頻度
- ④実施時期
- ⑤機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法

(b) 巡視点検を実施する時期までに，次の事項を定める。

- ①巡視点検の具体的方法
- ②構築物，系統および機器の状態を監視するために必要なデータ項目，評価方法および管理基準
- ③実施頻度
- ④実施時期
- ⑤機器の状態が管理基準に達するかまたは故障の兆候を発見した場合の対応方法

(c) 定例試験を実施する時期までに，次の事項を定める。

- ①定例試験の具体的方法
- ②構築物，系統および機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目，評価方法および管理基準
- ③実施頻度
- ④実施時期
- ⑤機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法

c. 事後保全

事後保全を選定した場合，機能喪失の発見後，修復を実施する前に，修復方法，修復後に所定の機能を発揮することの確認方法および修復時期を定める。

7. 2 補修，取替えおよび改造計画の策定

(1) 設備主管課長は，補修，取替えおよび改造を実施する場合，あらかじめその方法および実施時期を定めた計画を策定し，所管する部長の確認，所長の承認を得て，課長（保修管理）に通知する。また，設備主管課長は，安全上重要な機器^{※2}の補修，取替えおよび改造については，法令に基づく必要な手続き^{※3}の要否について確認を行い，法令に基づく必要な手続きの要否およびその内容（手続きが不要と判断した場合，その理由を含む。）を記録する。

(2) 設備主管課長は，補修，取替えおよび改造を実施する構築物，系統および機器が，所定の機能を発揮しうる状態にあることを，検査および試験により確認・評価する時期までに，次の事項を定める。なお，「島根原子力発電所工事業務管理手順書」，「島根原子力発電所溶接事業者検査実施手順書」，「島根原子力発電所定期事業者検査実施手順書」，「島根原子力発電所使用前検査受検手順書」，「配管肉厚管理手引書」，「供用期間中検査計画管理手引書」および「設備診断手順書」のうち業務に応じた文書を用いて実施する。

a. 検査および試験の具体的方法

b. 所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な検査および試験の項目，評価方法および管理基準

c. 検査および試験の実施時期

※2：安全上重要な機器とは，安全上重要な機器等を定める告示に定める機器および構造物を

いう。(以下、第119条(記録)において同じ。)

- ※3：法令に基づく必要な手続きとは、「原子炉等規制法」の第43条の3の8(変更の許可及び届出等)、第43条の3の9(工事の計画の認可)、第43条の3の10(工事の計画の届出)、第43条の3の11(使用前検査)および第43条の3の13(溶接安全管理検査)ならびに「電気事業法」の第47条・第48条(工事計画)および第49条・第50条(使用前検査)に係る手続きをいう。なお、手続きが不要と判断した場合にも、その理由を併せて記録する。(以下、第119条(記録)において同じ。)

7. 3 特別な保全計画の策定

設備主管課長は、「プラント停止時工程管理手順書」に基づき、下記の業務を行う。

- (1) 設備主管課長は、地震、事故等により長期停止を伴った保全を実施する場合などは、特別な措置として、あらかじめ当該原子炉施設の状態に応じた保全方法および実施時期を定めた計画を策定し、課長(保修管理)に通知する。課長(保修管理)は、計画を取り纏め、保修部長の確認、所長の承認を得て、設備主管課長に周知する。
- (2) 設備主管課長は、特別な保全計画に基づき保全を実施する構築物、系統および機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを点検により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。
 - a. 点検の具体的方法
 - b. 所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な点検の項目、評価方法および管理基準
 - c. 点検の実施時期

8. 保全の実施

- (1) 各課長(総務課長、課長(核物質防護)を除く。)は、7. で定めた保全計画にしたがって点検・補修等の保全を実施する。
- (2) 設備主管課長は、保全の実施にあたって、以下の必要なプロセスを実施する。
 - a. 工事計画：保全計画に基づく工事を実施するために必要な一連の検討および計画行為を行う。これらの業務は、「島根原子力発電所工事業務管理手順書」および「プラント停止時工程管理手順書」のうち業務に応じた文書を用いて実施する。
 - b. 設計管理：方針書、技術検討書、調達製品に関する要求事項の策定および詳細設計・製作・据付段階での検証を行う。これらの業務は、「島根原子力発電所工事業務管理手順書」および「原子力発電所土木建築関係設計・調達管理手順書」のうち業務に応じた文書を用いて実施する。
 - c. 調達管理：物品、工事等の調達および調達先の供給能力の確認を行う。これらの業務は、「島根原子力発電所発注先の評価・選定手順書」、「島根原子力発電所工事業務管理手順書」および「原子力発電所土木建築関係設計・調達管理手順書」のうち業務に応じた文書を用いて実施する。また、点検計画表の内容を調達先への要求事項に反映する。
 - d. 工事管理：構築物、系統および機器に対して行われる点検・補修等の実施状況を管理する。これらの業務は、「島根原子力発電所工事業務管理手順書」、「工事施工管理手順書」、「工事における安全管理手順書」、「点検手入れ前状態データ採取・評価手引書」、「本設測定機器管理手順書」、「試験・検査用測定機器管理手順書」、「プラント停止時工程管理手順書」、「配管肉厚管理手引書」、「供用期間中検査計画管理手引書」、「作業要領書作成手引書」、「作業票取扱手順書」および「島根原子力発電所土木建築関係設備点検手順書」のうち業務に応じた文書を用いて実施する。
- (3) 設備主管課長は、点検・補修等の結果について記録する。
- (4) 設備主管課長は、「点検計画作成・運用手順書」に基づき、点検実績を点検計画表に反映

する。

9. 点検・補修等の結果の確認・評価

設備主管課長は、「島根原子力発電所工事業務管理手順書」，「島根原子力発電所溶接事業者検査実施手順書」，「島根原子力発電所定期事業者検査実施手順書」，「島根原子力発電所使用前検査受検手順書」，「点検計画作成・運用手順書」，「配管肉厚管理手引書」，「供用期間中検査計画管理手引書」，「設備診断手順書」および「点検手入れ前状態データ採取・評価手引書」のうち業務に応じた文書を用いて実施する。

- (1) 設備主管課長は、あらかじめ定めた方法で、保全の実施段階で採取した構築物、系統および機器の点検・補修等の結果から所定の機能を発揮しうる状態にあることを、所定の時期^{※4}までに確認・評価し、記録する。なお、定期事業者検査の検査要領書を作成する場合、「定期事業者検査要領書作成の手引き」に基づき点検計画表の内容が反映されることを確実にする。
- (2) 設備主管課長は、最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合には、点検・補修等の要領書に基づき、点検・補修等が実施されていることを、所定の時期^{※4}までに確認・評価し、記録する。

※4：所定の時期とは、所定の機能が要求される時またはあらかじめ計画された保全の完了時をいう。

10. 点検・補修等の不適合管理、是正処置および予防処置

- (1) 設備主管課長は、不適合が認められた場合、第3条8. 3に基づき不適合管理を行う。また、是正処置ならびに予防処置について、第3条8. 5. 2是正処置ならびに第3条8. 5. 3予防処置に基づき実施する。なお、以下のa. およびb. の場合には、点検・補修等の不適合として不適合管理を行った上で、9. の確認・評価の結果を踏まえて実施すべき原子炉施設の点検等の方法、実施頻度および時期の是正処置ならびに予防処置を講じる。
 - a. 点検・補修等を実施した構築物、系統および機器が所定の機能を発揮しうることを確認・評価できない場合。
 - b. 最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合にあつて、点検・補修等の要領書に基づき、点検・補修等が実施されていることが確認・評価できない場合。
- (2) 設備主管課長は、(1) a. およびb. の場合の不適合管理、是正処置および予防処置について記録する。

11. 保全の有効性評価

設備主管課長は、「保全の有効性評価手順書」に基づき、保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認して、課長（保修技術）に通知する。課長（保修技術）は、保修部長の確認、運営委員会の審議を受け、所長の承認を得た結果を設備主管課長へ周知する。また、設備主管課長は、保全の有効性の評価に基づき継続的な改善につなげる。なお、原子炉主任技術者は、「主任技術者の選任・解任および職務等に関する基本要領」に基づき業務の実施状況を確認する。

- (1) 設備主管課長は、あらかじめ定めた時期および内容に基づき、保全の有効性を評価する。なお、保全の有効性評価は、以下の情報を適切に組み合わせて行う。
 - a. 保全活動管理指標の監視結果
 - b. 保全データの推移および経年劣化の長期的な傾向監視の実績
 - c. トラブルなど運転経験
 - d. 高経年化技術評価および定期安全レビュー結果
 - e. 他プラントのトラブルおよび経年劣化傾向に係るデータ

f. リスク情報, 科学的知見

(2) 設備主管課長は, 所長が承認した保全の有効性評価の結果を踏まえ, 構築物, 系統および機器の保全方式を変更する場合には, 7. 1に基づき保全方式を選定する。また, 構築物, 系統および機器の点検間隔を変更する場合には, 保全重要度を踏まえた上で, 以下の評価方法を活用して評価する。

- a. 点検および取替結果の評価
- b. 劣化トレンドによる評価
- c. 類似機器等のベンチマークによる評価
- d. 研究成果等による評価

(3) 課長(保守技術)は, 保全の有効性評価の結果とその根拠および必要となる改善内容について記録する。

12. 保守管理の有効性評価

(1) 各課長は, 11. の保全の有効性評価の結果および2. 保守管理目標の達成度から, 定期的に保守管理の有効性を評価し, 保守管理が有効に機能していることを確認して, 課長(保守管理)に通知する。課長(保守管理)は, 保守部長の確認, 運営委員会の審議を受け, 所長の承認を得た結果を各課長へ周知する。また, 各課長は, 保守管理の有効性評価の結果に基づき, 継続的な改善につなげる。

(2) 課長(保守管理)は, 保守管理の有効性評価の結果とその根拠および改善内容について記録する。

13. 情報共有

組織は, 保守点検を行った事業者から得られた保安の向上に資するために必要な技術情報を, BWR事業者協議会を通じて他の原子炉設置者と情報共有を行う。

(溶接事業者検査および定期事業者検査の実施)

第106条の2 所長は、溶接事業者検査および定期事業者検査（以下、本条において「検査」という。）を統括する。

2. 検査の責任者は、主任技術者の指導の下、検査に係る以下の事項を実施し、適切に検査を実施する。

- (1) 検査要領書および成績書の作成
- (2) 検査員の選任および検査実施体制の確立
- (3) 検査の工程管理
- (4) 検査の実施
- (5) 検査記録の管理

(原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価および長期保守管理方針)

第106条の3 所長は、重要度分類指針におけるクラス1, 2, 3の機能を有する機器および構造物^{※1}について、各号炉毎、営業運転を開始した日以後30年を経過する日までに、また、営業運転を開始した日以後30年を経過した日以降10年を超えない期間毎に、実施手順および実施体制を定め、これに基づき、以下の事項を実施する。

- (1) 経年劣化に関する技術的な評価
- (2) 前号に基づく長期保守管理方針の策定

2. 所長は、原子炉を運転することができる期間を延長しようとする場合、各号炉毎、営業運転を開始した日以後40年を経過する日までに、実施手順および実施体制を定め、これに基づき、延長しようとする期間^{※2}について、以下の事項を実施する。

- (1) 経年劣化に関する技術的な評価
- (2) 前号に基づく長期保守管理方針の策定

3. 所長は、第11条の2に定める原子炉の運転期間を変更する場合、その他第1項(1)または第2項(1)の評価を行うために設定した条件、評価方法を変更する場合は、第1項(1)または第2項(1)の評価の見直しを行い、その結果に基づき長期保守管理方針を変更する。

※1：動作する機能を有する機器および構造物に関し、原子炉施設の供用に伴う劣化の状況が的確に把握される箇所を除く。

※2：10年を超えて延長しようとする場合は、延長する期間。それ以外は10年とする。

第9章 緊急時の措置

(原子力防災組織)

第107条 課長(技術)は、緊急事態が発生した場合に、原子力災害対策活動を行えるよう、原子力防災組織を定めるにあたり、所長の承認を得る。

2. 緊急時対策本部の本部長は所長とする。なお所長不在の場合は、所長が定めた代行者を本部長とする。
3. 原子力災害対策特別措置法に基づく措置が必要な場合は、本規定にかかわらず当該措置を優先する。(以下、本章において同じ。)

(原子力防災組織の要員)

第108条 課長(技術)は、原子力防災組織の要員を定めるにあたり、所長の承認を得る。

(緊急作業従事者の選定)

第108条の2 課長(技術)は、次の各号全ての要件に該当する所員および協力会社従業員等の放射線業務従事者(女子については、妊娠不能と診断された者および妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者に限る。)から、緊急作業に従事させるための要員(以下「緊急作業従事者」という。)を選定し、所長の承認を得る。

- (1) 表108の2の緊急作業についての教育を受けた上で、緊急作業に従事する意思がある旨を、社長に書面で申し出た者
- (2) 表108の2の緊急作業についての訓練を受けた者
- (3) 実効線量について250ミリシーベルトを線量限度とする緊急作業に従事する者にあつては、原子力災害対策特別措置法第8条第3項に規定する原子力防災要員、同法第9条第1項に規定する原子力防災管理者または同法同条第3項に規定する副原子力防災管理者であること。

表108の2

分類	項目	時間
教育	緊急作業の方法に関する知識 (放射線測定の方法、身体等の汚染の状態の検査、保護具の性能および使用方法等)	3時間以上
	電離放射線の生体に与える影響、健康管理の方法および被ばく線量の管理の方法に関する知識	1時間以上
訓練	緊急作業の方法	3時間以上
	緊急作業で使用する施設および設備の取扱い ^{※1}	3時間以上

※1：兼用できる訓練

- ・ 第17条第2項、第17条の2第1項、第111条および第117条のうち、緊急作業で使用する施設及び設備の取扱いに関する訓練

(原子力防災資機材等の整備)

第109条 課長(技術)は、原子力防災組織の活動に必要な放射線障害防護用器具および非常用通信機器等を定めるにあたり、所長の承認を得る。

2. 課長(発電)および課長(燃料技術)は、緊急時における運転操作に関する規定類を作成し、制定および改正にあたっては、第7条(原子力発電保安運営委員会)第2項に基づき、運営委員会の確認を得る

(通報経路)

第110条 課長(技術)は、緊急事態が発生した場合の社内ならびに国、県、市、警察署および消防署等の社外関係機関との通報経路を定めるにあたり、所長の承認を得る。

(緊急時訓練)

第111条 課長(技術)は、原子力防災組織の要員に対して、緊急事態に対処するための総合的な訓練を、発電所で毎年度1回以上実施し、所長に報告する。

(通報)

第112条 当直長等は、原子炉施設に異常が発生し、その状況が緊急事態である場合は、あらかじめ定められた通報経路に従って、所長へ通報する。

2. 所長は、緊急事態の発生について通報を受け、または自ら発見した場合は、第110条(通報経路)に定める通報経路に従って、通報する。

(緊急時体制の発令)

第113条 所長は、緊急事態が発生した場合は、緊急時体制を発令して、原子力防災組織の要員を召集し、発電所に緊急時対策本部を設置する。

(応急措置)

第114条 本部長は、原子力防災組織を統括し、緊急事態において次の応急措置を実施する。

- (1) 避難
- (2) 放射性物質の影響範囲の推定
- (3) 緊急被ばく医療
- (4) 消火活動
- (5) 汚染拡大の防止
- (6) 線量評価
- (7) 応急復旧
- (8) 原子力災害の拡大防止を図るための措置
- (9) 資機材の調達および輸送

(緊急時における活動)

第115条 原子力緊急事態宣言発令後、本部長は、第114条(応急措置)で定める応急措置を継続実施する。

(緊急作業従事者の線量管理等)

第 115 条の 2 本部長は、緊急作業従事者が緊急作業期間中に受ける線量を可能な限り低減するため、次の事項を実施する。

(1) 緊急作業従事者が緊急作業に従事する期間中の実効線量および等価線量を表 115 の 2 に定める項目および頻度に基づき評価するとともに、法令に定める線量限度を超えないように被ばく線量の管理を実施する。

(2) 原子炉施設の状況および作業内容を考慮し、放射線防護マスクの着用等の放射線防護措置を講じる。

2 本部長は、緊急作業従事者に対し、緊急作業期間中および緊急作業に係る業務から離れる際、医師による健康診断を実施する。

表 115 の 2

項目	頻度
外部被ばくによる線量	1 箇月 ^{※1} に 1 回
内部被ばくによる線量	1 箇月 ^{※1} に 1 回

※1：毎月 1 日を始期とする。

(緊急時体制の解除)

第 116 条 本部長は、事象が収束し、緊急時体制を継続する必要がなくなった場合は、関係機関と協議した上で、緊急時体制を解除する。また、その旨を第 110 条（通報経路）の経路に従って連絡する。

第10章 保安教育

(所員への保安教育)

第117条 原子炉施設の運転および管理を行う所員への保安教育を実施するにあたり、具体的な保安教育内容およびその見直し頻度を定めた「力量および教育訓練基本要領」に基づき、次の各号を実施する。

- (1) 原子力人材育成センター所長は、毎年度、原子炉施設の運転および管理を行う所員への保安教育実施計画を表117-1, 2, 3の実施方針に基づき作成し、原子炉主任技術者および所長の確認を得て、電源事業本部部長（原子力管理）の承認を得る。
- (2) 原子力人材育成センター所長は、(1)の保安教育実施計画の策定にあたり、第6条（原子力発電保安委員会）第2項に基づき保安委員会の確認を得る。
- (3) 各課長は、(1)の保安教育実施計画に基づき、保安教育を実施する。原子力人材育成センター所長は、年度毎に実施結果を所長および電源事業本部部長（原子力管理）に報告する。
ただし、各課長が、定められた基準に従い、各項目の全部または一部について、十分な知識および技能を有していると認めた者については、該当する教育について省略することができる。
- (4) 原子力人材育成センター所長は、保安教育の具体的な内容について、定められた頻度に基づき見直しを行う。

(協力会社従業員への保安教育)

第118条 総務課長は、原子炉施設に関する作業を協力会社が行う場合は、当該協力会社従業員の発電所入所時に安全上必要な教育が表118の実施方針に基づき実施されていることを確認する。

なお、総務課長は、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会う。

ただし、総務課長が、電源事業本部部長（原子力管理）によりあらかじめ承認された基準に従い、各項目の全部または一部について、十分な知識および技能を有していると認められた者については、該当する教育について省略することができる。

2. 課長（放射線管理）は、原子炉施設に関する作業のうち、管理区域内における業務を協力会社が行う場合は、当該業務に従事する協力会社従業員に対し、安全上必要な教育が表118の実施方針に基づき実施されていることを確認する。

なお、課長（放射線管理）は、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし、課長（放射線管理）が、電源事業本部部長（原子力管理）によりあらかじめ承認された基準に従い、各項目の全部または一部について、十分な知識および技能を有していると認められた者については、該当する教育について省略することができる。

3. 課長（発電）は、放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助を協力会社が行う場合は、当該業務に従事する従業員に対し、表117-1, 2, 3の実施方針のうち、「放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認する。原子力人材育成センター所長は、その内容を原子炉主任技術者および所長の確認を得て、電源事業本部部長（原子力管理）の承認を得る。

4. 課長（発電）は、第3項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認する。原子力人材育成センター所長は、その実施結果を所長および電源事業本部部長（原子力管理）に報告する。

なお、課長（発電）は、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし、課長（発電）が、電源事業本部部長（原子力管理）によりあらかじめ承認された基準に従い、各項目の全部または一部について、十分な知識および技能を有していると認められた者については、該当する教育について省略することができる。

5. 課長（発電）または課長（燃料技術）は、燃料取替に関する業務の補助を協力会社が行う場合は、当該業務に従事する従業員に対し、表117-1, 2, 3の実施方針のうち、「燃料取替の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認する。原子力人材育成センター所長は、その内容を原子炉主任技術者および所長の確認を得て、電源事業本部部長（原子力管理）の承認を得る。

6. 課長（発電）または課長（燃料技術）は、第5項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認する。原子力人材育成センター所長は、その実施結果を所長および電源事業本部部長（原子力管理）に報告する。

なお、課長（発電）または課長（燃料技術）は、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし、課長（発電）または課長（燃料技術）が、電源事業本部部長（原子力管理）によりあらかじめ承認された基準に従い、各項目の全部または一部について、十分な知識および技能を有していると認められた者については、該当する教育について省略することができる。

表 1 1 7 - 1 (保安教育実施方針 (総括表))

保安教育の内容				対象者と教育時間 ※2							
大分類	中分類 (実用炉規則第92条の内容)	小分類 (項目)	内 容	実施時期	運転員					運転員以外の 技術系所員	事務系所員
					当直長 当直副長	当直主任 運転士	補助運転士	放射性廃棄物処理 設備の業務に関わる者	燃料取替の業務に関わる 者		
入所時に実施する教育 ※1	関係法令 および 保安規定の遵守に関すること	原子炉等規制法	原子炉等規制法に関連する法令の概要ならびに関係法令および保安規定の遵守に関すること	入所時 (原子力発電所新規配属時)	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
		原子炉施設の構造、性能に関すること	設備概要 主要系統の機能		原子炉のしくみ	(1.0時間以上)	(1.0時間以上)	(1.0時間以上)	(1.0時間以上)	(1.0時間以上)	(1.0時間以上)
	非常の場合に講ずべき処置に関すること		原子炉容器等主要機器の構造に関すること		◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
					原子炉冷却系統等主要系統の機能・性能に関すること	(0.5時間以上)	(0.5時間以上)	(0.5時間以上)	(0.5時間以上)	(0.5時間以上)	(0.5時間以上)
放射線業務従事者教育 ※1	関係法令 および 保安規定の遵守に関すること	設備概要 主要系統の機能	原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備 および その他の設備の構造に関すること	管理区域内において核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物を取扱う業務に就かせる時	対象者と教育時間は、表 1 1 7 - 2 参照						
			放射線管理に関すること		原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備 および その他の設備の取扱いの方法 管理区域への立入り および 退去の手順						
	核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること		外部放射線による線量当量率 および 空気中の放射性物質の濃度の監視の方法 電離放射線が生体の細胞、組織、器官 および 全身に与える影響								
			核燃料物質 および 使用済燃料 または これらによって汚染された物の種類 および 性状 ならびに運搬、貯蔵、廃棄の作業の方法・順序								
			異常な事態が発生した場合における応急措置の方法								
	その他 反復教育	関係法令 および 保安規定の遵守に関すること	原子炉施設保安規定		保安規定 (総則、品質保証、体制および評価、保安教育、記録および報告) に関することならびに関係法令および保安規定の遵守に関すること	1回 / 10年毎以上	対象者、実施時期および教育時間については、表 1 1 7 - 3 参照				
原子炉施設の運転に関すること			運転管理	臨界管理に関すること 運転上の留意事項に関すること、通則に関すること 運転上の制限に関すること 異常時の措置に関すること 原子炉物理・理論に関すること 巡視点検に関すること 定期的検査操作に関すること 異常時対応 (現場機器対応) 異常時対応 (中央制御室内対応) 異常時対応 (指揮、状況判断)							
		運転訓練	シミュレータ訓練 I (直員連携訓練)								
			シミュレータ訓練 II (起動停止・異常時・警報発生時対応訓練)								
			シミュレータ訓練 III (起動停止・異常時・警報発生時の対応・判断・指揮命令訓練)								
		保守管理	保守管理計画に関すること								
		放射線管理に関すること	放射線管理	放射線測定器の取扱い							
				管理区域への出入り管理等、区域管理に関すること 線量限度等、被ばく管理に関すること 外部放射線に係る線量当量率等の測定に関すること 管理区域外への移動等 物品移動の管理に関すること 協力会社等の放射線防護に関すること	◎		◎	◎	◎	◎	◎
				核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること	放射線管理						
燃料管理				燃料管理における臨界管理 燃料の検査、取替、運搬 および 貯蔵に関すること							
非常の場合に講ずべき処置に関すること		緊急事態応急対策等、原子力防災対策活動に関すること (アクシデントマネジメント対応を含む)									

※1 : 各課長が、電源事業本部部長 (原子力管理) によりあらかじめ承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有していると認められた者については、該当する教育について省略することができる。
 ※2 : 各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。
 ※3 : アクシデントマネジメント対応については、支援組織要員を対象とする。

◎ : 全員が教育の対象者 (関連する業務内容に応じて教育内容に濃淡あり)
 ○ : 業務に関連する者が教育の対象 (関連する業務内容に応じ教育内容に濃淡あり)
 × : 教育の対象外
 () : 合計の教育時間

表 1 1 7 - 2 (保安教育実施方針 (放射線業務従事者教育))

総括表中分類との対応	内 容	対象者と教育時間 ※2							電離放射線障害防止規則の分類	
		当直長 当直副長	当直主任 運転士	運転員 補助運転士	放射性廃棄物処理設 備の業務に関わる者	燃料取替の業務に関わ る者	運転員以外の技術系 所員	事務系所員		
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	①核燃料物質 または 使用済燃料の種類および性状 ②核燃料物質 または 使用済燃料によって汚染された物の種類 および 性状	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	核燃料物質 もしくは 使用済燃料 または これらによ って汚染された物に関する知識
放射線管理に関すること ※1	①管理区域に関すること									原子炉施設における作業の方法に関する知識
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	②核燃料物質 もしくは使用済燃料 または これらによ って汚染された物の運搬、貯蔵 および 廃棄の作業の 方法 および 順序									
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	③核燃料物質 または 使用済燃料によって汚染された 設備の保守 および 点検の作業の方法 および 順序	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	
放射線管理に関すること ※1	④外部放射線による線量当量率 および 空気中の放射 性物質の濃度の監視の方法									
放射線管理に関すること ※1	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認 お よび 汚染の除去の方法									
非常の場合に講ずべき処置に関すること ※1	⑥異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法									
・原子炉施設の構造、性能に関すること ・放射線管理に関すること ※1	原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備 および その他の設備 の構造 および 取扱いの方法	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	原子炉施設に係る設備の構造 および 取扱いの方法に 関する知識
放射線管理に関すること ※1	①電離放射線の種類 および 性質 ②電離放射線が生体の細胞、組織、器官 および 全身に 与える影響	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	電離放射線の生体に与える影響
関係法令 および 保安規定の遵守に関すること ※1	法令、労働安全衛生規則 および 電離放射線障害防止規 則の関係条項	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	関係法令
放射線管理に関すること ※1	①管理区域への立入り および 退去の手順									原子炉施設における作業の方法 および 同施設に係 る設備の取扱い
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	②核燃料物質 もしくは 使用済燃料 または これらに よって汚染された物の運搬、貯蔵 および 廃棄の作業									
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	③核燃料物質 または 使用済燃料によって汚染された 設備の保守 および 点検の作業									
放射線管理に関すること ※1	④外部放射線による線量当量率 および 空気中の放射 性物質の濃度の監視	◎ (2.0時間以上)	◎ (2.0時間以上)	◎ (2.0時間以上)	◎ (2.0時間以上)	◎ (2.0時間以上)	◎ (2.0時間以上)	◎ (2.0時間以上)	◎ (2.0時間以上)	
放射線管理に関すること ※1	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認 お よび 汚染の除去									
・原子炉施設の構造、性能に関すること ・放射線管理に関すること ※1	⑥原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備 および その他の設 備の取扱い									
非常の場合に講ずべき処置に関すること ※1	⑦異常な事態が発生した場合における応急の措置									

※1：課長（放射線管理）が、電源事業本部長（原子力管理）によりあらかじめ承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有していると認められた者については、該当する教育について省略することができる。

※2：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。

◎：全員が教育の対象者

○：業務に関連する者が教育の対象

()：合計の教育時間

表 1 1 7 - 3 (保安教育実施方針 (運転員))

保安教育の内容			具体的教育内容	対象者 ※1					実施頻度および時間
中分類	小分類(項目)	細目		運転員					
				当直長 当直副長	当直主任 運転士	補助運転士	放射性廃棄物処理設備 の業務に関わる者	燃料取替の業務に 関わる者	
関係法令 および 保安規定の遵守に関すること	原子炉施設保安規定		保安規定(総則、品質保証、体制および評価、保安教育、記録および報告に関する規則の概要)に関することならびに関係法令および保安規定の遵守に関すること 保安に関する各組織 および 各職務の具体的役割と確認すべき記録	◎	◎	◎	◎	◎	
原子炉施設の運転に関すること	運転管理	原子炉物理・臨界管理	原子炉物理・臨界管理に関すること	◎	◎	◎	◎	◎	
		運転管理Ⅰ	運転上の通則についての概要	◎	◎	◎	◎	◎	
			運転上の留意事項の概要	◎	◎	◎	◎	◎	
			運転上の制限の概要	◎	◎	◎	◎	◎	
			異常時の措置の概要	◎	◎	◎	◎	◎	
		巡視点検・定期的検査Ⅰ	巡視点検の範囲と確認項目	◎	◎	◎	◎	◎	
			定期試験の内容と頻度	◎	◎	◎	◎	◎	
		異常時対応 (現場機器対応)	原子炉の起動停止の概要	◎	◎	◎	◎	◎	
			各設備の運転操作の概要(現場操作)	◎	◎	◎	◎	◎	
			警報発生時の対応操作(現場操作)	◎	◎	◎	◎	◎	
			異常時の対応操作(現場操作)	◎	◎	◎	◎	◎	
		運転管理Ⅱ	運転上の通則の適用と根拠	◎	◎	◎	◎	◎	
			運転上の留意事項の基準値と管理方法	◎	◎	◎	◎	◎	
			運転上の制限の具体的値と制限を超えた場合の措置	◎	◎	◎	◎	◎	
			異常時の措置を実施する際の運転操作基準	◎	◎	◎	◎	◎	
巡視点検・定期的検査Ⅱ	巡視点検時の確認項目の根拠	◎	◎	◎	◎	◎			
	定期試験の操作と基準値	◎	◎	◎	◎	◎			
異常時対応 (中央制御室内対応)	原子炉の起動停止に関する操作と監視項目	◎	◎	◎	◎	◎			
	各設備の運転操作と監視項目	◎	◎	◎	◎	◎			
	警報発生時の対応操作(中央制御室)	◎	◎	◎	◎	◎			
運転管理Ⅲ	運転上の通則、留意事項の根拠と制限を超える場合の措置	◎	◎	◎	◎	◎			
	制限 および 制限を超えた場合の措置の根拠と運用	◎	◎	◎	◎	◎			
	異常時の措置を実施する際の運転操作基準の根拠	◎	◎	◎	◎	◎			
異常時対応 (指揮、状況判断)	異常時の対応操作(判断・指揮命令)	◎	◎	◎	◎	◎			
	警報発生時の監視項目	◎	◎	◎	◎	◎			
運転訓練	シミュレータ訓練Ⅰ	◎	◎	◎	◎	◎			
	シミュレータ訓練Ⅱ	◎	◎	◎	◎	◎			
	シミュレータ訓練Ⅲ	◎	◎	◎	◎	◎			
保守管理	保守管理計画に関することⅠ	◎	◎	◎	◎	◎			
	保守管理計画に関することⅡ	◎	◎	◎	◎	◎			
核燃料物質 および 核燃料物質により汚染された物の取扱いに関すること	放射性廃棄物管理	放射性固体・液体・気体廃棄物の管理に関すること	◎	◎	◎	◎	◎		
	燃料管理	燃料の臨界管理に関すること 燃料の検査・取替・運搬 および 貯蔵に関すること	◎	◎	◎	◎	◎		

※1：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。
 ※2：記載するにあたっての考えは、以下のとおり。
 ・本教育は、同一細目であっても対象者の職位に応じて理解の範囲、深さに差がある。
 (ある教育で、複数の細目をカバーする場合もある)
 ・この〇年間で〇〇時間以上とは、運転員が行う一連の教育の時間であり、
 上表は、この教育時間の中に含まれている。(上述の表の細目の時間を累積した時間ではない)

◎：全員が教育の対象者
 (関連する業務内容に応じて教育内容に濃淡あり)
 ×：教育の対象外

表 1 1 8 (保安教育実施方針 (協力会社))

(1) 発電所入所時に安全に必要な教育

大分類	保安教育の内容			実施時期	対象者 ※2	
	中分類 (実用炉規則第9 2条の内容)	小分類 (項目)	内 容		放射線業務従事者	放射線業務従事者以外
入所時に実施 する教育※1	原子炉施設の構造、性能に関する こと	設備概要 主要系統の機能	作業上の留意事項	入所時	◎	○
	非常の場合に講ずべき処置に関する こと	非常の場合に講ずべき処置の概要			◎	◎
	関係法令および保安規定の遵守に 関すること	原子炉等規制法 原子炉施設保安規定	関係法令および保安規定の遵守に関する こと		◎	○

(2) 放射線業務従事者に対する教育

総括表中分類との対応	保安教育の内容		実施時期	対象者と教育時間 ※2		電離放射線障害防止規則の分類
	内 容			放射線業務従事者	放射線業務従事者以外	
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※3	①核燃料物質 または 使用済燃料の種類 および 性状 ②核燃料物質 または 使用済燃料によって汚染された物の種類 および 性状		管理区域内において、核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物を取り扱う業務に就かせる時	◎ (0.5時間以上)	×	核燃料物質 もしくは 使用済燃料 または これらによって汚染された物に関する知識
放射線管理に関すること ※3	①管理区域に関すること			◎ (1.5時間以上)	×	原子炉施設における作業の方法に関する知識
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※3	②核燃料物質 もしくは 使用済燃料 または これらによって汚染されたものの運搬、貯蔵 および 廃棄の作業の方法 および 順序			◎ (1.5時間以上)	×	原子炉施設に係る設備の構造 および 取扱いの方法に関する知識
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※3	③核燃料物質 または 使用済燃料によって汚染された設備の保守 および 点検の作業の方法 および 順序			◎ (0.5時間以上)	×	電離放射線の生体を与える影響
放射線管理に関すること ※3	④外部放射線による線量当量率 および 空気中の放射性物質の濃度の監視の方法			◎ (1.0時間以上)	×	関係法令
放射線管理に関すること ※3	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認 および 汚染の除去の方法			◎ (2.0時間以上)	×	原子炉施設における作業の方法 および 同施設に係る設備の取扱い
非常の場合に講ずべき処置に関すること ※3	⑥異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法					
・原子炉施設の構造、性能に関すること ・放射線管理に関すること ※3	原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備 および その他の設備の構造 および 取扱いの方法					
放射線管理に関すること ※3	①電離放射線の種類 および 性質 ②電離放射線が 生体の細胞、組織、器官 および 全身に与える影響					
関係法令 および 保安規定の遵守に関する こと ※3	法令、労働安全衛生規則 および 電離放射線障害防止規則の関係条項					
放射線管理に関すること ※3	①管理区域への立入り および 退去の手順					
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※3	②核燃料物質 もしくは 使用済燃料 または これらによって汚染された物の運搬、貯蔵 および 廃棄の作業					
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※3	③核燃料物質 または 使用済燃料によって汚染された設備の保守 および 点検の作業					
放射線管理に関すること ※3	④外部放射線による線量当量率 および 空気中の放射性物質の濃度の監視					
放射線管理に関すること ※3	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認 および 汚染の除去					
・原子炉施設の構造、性能に関する こと ※3 ・放射線管理に関すること ※3	⑥原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備 および その他の設備の取扱い					
非常の場合に講ずべき処置に関する こと ※3	⑦異常な事態が発生した場合における 応急の措置					

※1：総務課長が、電源事業本部長（原子力管理）によりあらかじめ承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有していると認められた者については、該当する教育について省略することができる。

※2：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。

※3：課長（放射線管理）が、電源事業本部長（原子力管理）よりあらかじめ承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有していると認められた者については、該当する教育について省略することができる。

◎：全員が教育の対象者
○：業務に関連する者が教育の対象
×：教育の対象外
()：合計の教育時間

第 1 1 章 記録および報告

(記録)

第 1 1 9 条 各課長，当直長および原子力人材育成センター所長は，表 1 1 9 - 1 のうち，1. および 2. については保存し，その他については，適正※に作成し，保存する。なお，記録の作成にあたっては，法令に定める記録に関する事項を遵守する。

2. 検査の責任者は，表 1 1 9 - 2 および表 1 1 9 - 3 に定める検査に関する記録について適正※に作成し，保存する。なお，記録の作成にあたっては，法令に定める記録に関する事項を遵守する。

3. 組織は，表 1 1 9 - 4 に定める保安に関する記録を適正※に作成し，保存する。なお，記録の作成にあたっては，法令に定める記録に関する事項を遵守する。

※適正とは，不正行為がなされていないことをいう。

表 1 1 9 - 1

記録（実用炉規則第 6 7 条に基づく記録）	記録すべき場合※ ¹	保存期間
1. 使用前検査の結果	検査の都度	同一事項に関する次の検査の時点までの期間
2. 定期検査の結果	検査の都度	同一事項に関する次の検査の時点までの期間
3. 原子炉施設の巡視または点検の状況並びにその担当者の氏名	毎日 1 回	巡視または点検を実施した施設または設備を廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
4. 保全活動管理指標の監視結果およびその担当者の氏名	実施の都度	監視を実施した原子炉施設を解体または廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
5. 点検・補修等の結果（安全上重要な機器を除く。）およびその担当者の氏名	実施の都度	点検・補修等を実施した原子炉施設を解体または廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
6. 安全上重要な機器の点検・補修等の結果（法令に基づく必要な手続きの有無およびその内容を含む。）およびその担当者の氏名	実施の都度	点検・補修等を実施した原子炉施設を解体または廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
7. 点検・補修等の結果の確認・評価およびその担当者の氏名	実施の都度	確認・評価を実施した原子炉施設を解体または廃棄した後 5 年が経過するまでの期間

記録（実用炉規則第67条に基づく記録）	記録すべき場合※1	保存期間
8. 点検・補修等の不適合管理，是正処置，予防処置およびその担当者の氏名	実施の都度	不適合管理，是正処置および予防処置を実施した原子炉施設を解体または廃棄した後5年が経過するまでの期間
9. 保全の有効性評価およびその担当者の氏名	評価の都度	評価を実施した原子炉施設の保守管理に関する方針，保守管理の目標または保守管理の実施に関する計画の改定までの期間
10. 保守管理の有効性評価およびその担当者の氏名	評価の都度	評価を実施した原子炉施設の保守管理に関する方針，保守管理の目標または保守管理の実施に関する計画の改定までの期間
11. 熱出力	原子炉に1体以上燃料が装荷されている場合連続して	10年間
12. 炉心の中性子束密度		10年間
13. 炉心の温度		10年間
14. 冷却材入口温度	原子炉の状態が運転および起動において1時間ごと	10年間
15. 冷却材出口温度		10年間
16. 冷却材圧力		10年間
17. 冷却材流量		10年間
18. 制御棒位置		1年間
19. 再結合装置内の温度	同上	1年間
20. 原子炉に使用している冷却材および減速材の純度ならびにこれらの毎日の補給量	毎日1回	1年間
21. 原子炉内における燃料体の配置	配置または配置替えの都度	取出後10年間
22. 運転開始前の点検結果	開始の都度	1年間
23. 運転停止後の点検結果	停止の都度	1年間
24. 運転開始日時	その都度	1年間
25. 臨界到達日時	同上	1年間
26. 運転切替日時	同上	1年間
27. 緊急しゃ断日時	同上	1年間
28. 運転停止日時	同上	1年間
29. 警報装置から発せられた警報の内容※2	同上	1年間
30. 運転責任者の氏名および運転員の氏名ならびに，これらの者の交代の日時および交代時の引継事項	交代の都度	1年間

記録（実用炉規則第67条に基づく記録）	記録すべき場合※1	保存期間
31. 使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置	配置または配置 替えの都度	5年間
32. 使用済燃料の払出し時における放射能の量	払出しの都度	10年間
33. 燃料体の形状または性状に関する検査の結果	挿入前および 取出後	取出後10年間
34. 原子炉本体、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の 廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当 量率	毎日運転中1回	10年間
35. 放射性廃棄物の排気口または排気監視設備および排水 口または排水監視設備における放射性物質の1日間お よび3月間についての平均濃度	1日間の平均濃度に あつては毎日1回、 3月間の平均濃度に あつては3月ごとに 1回	10年間
36. 管理区域における外部放射線に係る1週間の線量当 量、空気中の放射性物質の1週間についての平均濃度 および放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物 質の密度	毎週1回	10年間
37. 放射線業務従事者の4月1日を始期とする1年間の線 量、女子※3の放射線業務従事者の4月1日、7月1 日、10月1日および1月1日を始期とする各3月間 の線量ならびに本人の申出等により妊娠の事実を知る こととなった女子の放射線業務従事者にあつては出産 までの間毎月1日を始期とする1月間の線量	1年間の線量にあつ ては毎年度1回、3 月間の線量にあつ ては3月ごとに1回、 1月間の線量にあつ ては1月ごとに1回	※4
38. 4月1日を始期とする1年間の線量が20ミリシーベ ルトを超えた放射線業務従事者の当該1年間を含む原 子力規制委員会が定める5年間の線量	原子力規制委員会が 定める5年間におい て毎年度1回	※4
39. 放射線業務従事者が緊急作業に従事した期間の始期お よび終期ならびに放射線業務従事者の当該期間の線量	その都度	※4
40. 放射線業務従事者が当該業務に就く日の属する年度に おける当該日以前の放射線被ばくの経歴および原子力 規制委員会が定める5年間における当該年度の前年度 までの放射線被ばくの経歴	そのものが当該業務 に就く時	※4
41. 発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の 数量、その運搬に使用した容器の種類ならびにその運 搬の日時および経路	運搬の都度	1年間
42. 廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類、当該放射性 廃棄物に含まれる放射性物質の数量、当該放射性廃棄 物を容器に封入し、または容器と一体的に固型化した 場合には当該容器の数量および比重ならびにその廃棄 の日、場所および方法	廃棄の都度	※5
43. 放射性廃棄物を容器に封入し、または容器に固型化し た場合には、その方法	封入または固型化の 都度	※5
44. 放射性物質による汚染の広がりの防止および除去を行 った場合には、その状況および担当者の氏名	広がりの防止および 除去の都度	1年間
45. 事故の発生および復旧の日時	その都度	※5
46. 事故の状況および事故に際して採った処置	同上	※5

記録（実用炉規則第67条に基づく記録）	記録すべき場合※1	保存期間
47. 事故の原因	同上	※5
48. 事故後の処置	同上	※5
49. 風向および風速	連続して	10年間
50. 降雨量	同上	10年間
51. 大気温度	同上	10年間
52. 保安教育の実施計画	策定の都度	3年間
53. 保安教育の実施日時、項目および受けた者の氏名	実施の都度	3年間
54. 原子炉施設における保安活動の実施の状況の評価	評価の都度	※5
55. 原子炉施設に対して実施した保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価	評価の都度	※5

※1：記録可能な状態において常に記録することを意味しており、点検、故障または消耗品の取替により記録不能な期間を除く。

※2：「警報装置から発せられた警報」とは、技術基準規則第47条第1項および第2項に規定する範囲の警報をいう。

※3：妊娠不能と診断された者および妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。

※4：その記録に係る者が放射線業務従事者でなくなった場合またはその記録を保存している期間が5年を超えた場合において、その記録を原子力規制委員会の指定する機関に引き渡すまでの期間。

※5：廃止措置が終了し、その結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて、原子力規制委員会の確認を受けるまでの期間。

表119-2

記録（実用炉規則第37条に基づく記録）	記録すべき場合	保存期間
1. 溶接事業者検査の結果 (1) 検査年月日 (2) 検査の対象 (3) 検査の方法 (4) 検査の結果 (5) 検査を行った者の氏名 (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容	検査の都度	検査に係る原子炉容器等の存続する期間
(7) 検査の実施に係る組織 (8) 検査の実施に係る工程管理 (9) 検査において協力した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項 (10) 検査記録の管理に関する事項 (11) 検査に係る教育訓練に関する事項	検査の都度	当該溶接事業者検査を行った後最初の法第四十三条の三の十三第六項の通知を受けるまでの期間

表 1 1 9 - 3

記録（実用炉規則第 5 7 条に基づく記録）	記録すべき場合	保存期間
1. 定期事業者検査の結果 (1) 検査年月日 (2) 検査の対象 (3) 検査の方法 (4) 検査の結果 (5) 検査を行った者の氏名 (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容 (7) 検査の実施に係る組織 (8) 検査の実施に係る工程管理 (9) 検査において協力した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項 (10) 検査記録の管理に関する事項 (11) 検査に係る教育訓練に関する事項	検査の都度	検査を実施した特定発電用原子炉施設を廃棄した後 5 年が経過するまでの期間

表 1 1 9 - 4 ※⁶

記録（実用炉規則第 6 7 条に基づく記録）	記録すべき場合	保存期間
1. 品質保証計画に関する以下の記録		
(1) 第 3 条 4. 2. 1 に定める文書	変更の都度	変更後 5 年が経過するまでの期間
2. JEAC4111 の要求事項に基づき作成する以下の記録		
(1) マネジメントレビューの結果の記録	作成の都度	5 年
(2) 教育・訓練、技能および経験について該当する記録	作成の都度	5 年
(3) 業務の計画で必要と定めた記録（本項の他で定めるものを除く）	作成の都度	5 年
(4) 業務に対する要求事項のレビューの結果の記録およびそのレビューを受けてとられた処置の記録	作成の都度	5 年
(5) 原子炉施設の要求事項に関連する設計・開発へのインプットの記録	作成の都度	5 年
(6) 設計・開発のレビューの結果の記録および必要な処置があればその記録	作成の都度	5 年
(7) 設計・開発の検証の結果の記録および必要な処置があればその記録	作成の都度	5 年
(8) 設計・開発の妥当性確認の結果の記録および必要な処置があればその記録	作成の都度	5 年
(9) 設計・開発の変更の記録	作成の都度	5 年
(10) 設計・開発の変更のレビューの結果の記録および必要な処置があればその記録	作成の都度	5 年
(11) 供給者の評価の結果の記録および評価によって必要とされた処置があればその記録	作成の都度	5 年
(12) プロセスの妥当性確認で組織が記録を必要とした活動の記録	作成の都度	5 年
(13) 業務に関するトレーサビリティの記録	作成の都度	5 年
(14) 組織外の所有物に関して、組織が必要と判断した場合の記録	作成の都度	5 年
(15) 校正または検証に用いた基準の記録	作成の都度	5 年
(16) 測定機器が要求事項に適合していないと判明した場合の、過去の測定結果の妥当性評価の記録	作成の都度	5 年
(17) 校正および検証の結果の記録	作成の都度	5 年
(18) 内部監査の結果の記録	作成の都度	5 年
(19) 検査および試験の合否判定基準への適合の記録	作成の都度	5 年

記録（実用炉規則第67条に基づく記録）	記録すべき場合	保存期間
(20) リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人の記録	作成の都度	5年
(21) 不適合の性質、不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録	作成の都度	5年
(22) 是正処置の結果の記録	作成の都度	5年
(23) 予防処置の結果の記録	作成の都度	5年

※6：表119-1，表119-2，表119-3を適用する場合は，本表を適用しない。

(報告)

第120条 各課長または当直長は、次に定める事項に該当する場合または該当するおそれがあると判断した場合について、あらかじめ定められた経路に従って、直ちに所長および原子炉主任技術者に報告する。

(1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合。(第72条)

(2) 放射性液体廃棄物または放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合。(第87条, 第88条)

(3) 外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合。(第100条)

(4) 実用炉規則第134条第2号から第14号に定める報告事象が生じた場合。

(5) 第75条(異常発生時の基本的な対応)第1項または第2項に定める異常が発生した場合。

2 所長は、前項で定める事項について報告を受けた場合、社長に報告する。

3 第1項(1)に該当する場合、その旨を直ちに原子力規制委員会に報告する。

4 本条に規定される報告については、「異常事象発生時の対応要領」に基づき実施する。

第 2 編

廃止措置段階の原子炉施設編

(1 号炉に係る保安措置)

廃止措置段階とは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 43 条の 3 の 3 第 2 項の規定に基づき認可を受け、廃止措置を実施する段階をいう。

また、廃止措置段階にある島根原子力発電所 1 号炉に係る発電用原子炉施設（廃止措置対象施設）を廃止措置段階の発電用原子炉施設という。

第1章 総則

(目的)

第121条 この規定第2編は、原子炉等規制法第43条の3の24第1項の規定に基づき、廃止措置段階のうち、解体工事準備期間中における島根原子力発電所1号炉原子炉施設（本編において、以下「原子炉施設」という。）の保安のために必要な措置（本編において、以下「保安活動」という。）を定め、核燃料物質等または原子炉による災害の防止を図ることを目的とする。

(基本方針)

第122条 発電所における保安活動は、安全文化を基礎とし、放射線および放射性物質の放出による従業員および公衆の被ばくを、定められた限度以下であって、かつ合理的に達成可能な限りの低い水準に保つとともに、災害の防止のために、適切な品質保証活動に基づき実施する。

(関係法令および保安規定の遵守)

第123条 第122条（基本方針）に係る保安活動を実施するにあたり、関係法令および保安規定の遵守を確実にを行うため、以下の活動を実施する。

- (1) 社長は、関係法令および保安規定の遵守を確実にを行うことをコミットメントするとともに関係法令および保安規定の遵守が行われる体制を確実にする。また、必要な場合は、コミットメントの内容について変更する。
- (2) 電源事業本部長は、「原子力安全文化醸成基本要領」を定め、関係法令および保安規定の遵守を確実にを行うための活動を統括する。
- (3) 第126条（保安に関する組織）に定める組織は、社長のコミットメントを受け、「原子力安全文化醸成基本要領」に基づき、関係法令および保安規定を遵守する意識を定着させる活動の計画を年度毎に策定し、活動計画に基づき活動を実施し、評価を行う。
- (4) 電源事業本部長は、活動の実施状況およびその評価結果をまとめ、社長へ報告し、指示を受け、活動計画へ反映する。

(安全文化の醸成)

第124条 第122条（基本方針）に係る保安活動を実施するにあたり、原子力安全を最優先に位置付けた保安活動とするために以下の安全文化を醸成する活動を行う。

- (1) 社長は、安全文化を醸成することをコミットメントするとともに安全文化を醸成する活動が行われる体制を確実にする。また、必要な場合は、コミットメントの内容を見直す。
- (2) 社長は、第三者の視点から安全文化醸成活動に対する提言を受けるため、社外有識者を中心とした「原子力安全文化有識者会議」（以下「有識者会議」という。）を設置する。また、安全文化醸成等に関する課題への対応業務を分掌する「原子力強化プロジェクト」を設置する。「原子力強化プロジェクト」の業務分掌、職位および職務権限を「組織規程」に定める。
- (3) 電源事業本部長は、「原子力安全文化醸成基本要領」を定め、安全文化醸成を推進するための活動を統括する。
- (4) 原子力強化プロジェクト長は、安全文化醸成に関する課題への対応業務を統括する。また、「原子力安全文化有識者会議運営要領」を定め、有識者会議から安全文化醸成活動に対する提言を受ける。
- (5) 原子力強化プロジェクト長は、安全文化醸成に関する課題への対応状況を適宜有識者会

- 議に報告し、提言を受ける。有識者会議からの提言を社長へ報告し、社長の意見を踏まえて部所長（第127条（保安に関する職務）第3項から第11項に定める職位）へ安全文化醸成活動に反映することを指示するとともに電源事業本部長へ指示の内容を通知する。
- (6) 原子力強化プロジェクト長は、安全文化醸成に関する課題への対応の有効性評価を行い、評価結果を踏まえた次年度の活動計画について有識者会議へ報告して提言を受け、有識者会議からの提言を踏まえ社長へ報告する。社長の意見を踏まえた次年度の活動計画について電源事業本部長へ指示する。
- (7) 第126条（保安に関する組織）に定める組織は、社長のコミットメントを受け、「原子力安全文化醸成基本要領」に基づき安全文化醸成のための活動計画を年度毎に策定し、活動計画に基づき活動を実施し、評価を行う。
- (8) 電源事業本部長は、活動の実施状況およびその評価結果をまとめ、社長へ報告し、指示を受け、(6)の原子力強化プロジェクト長からの指示を含め活動計画へ反映する。

第2章 品質保証

(品質保証計画)

第125条 第122条に係る保安活動のための品質保証活動を実施するにあたり、以下の品質保証計画を定める。

【品質保証計画】

1. 目的

本品質保証計画は、発電所の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）」（以下「JEAC4111」という。）および関係法令に基づく品質マネジメントシステム（安全文化を醸成するための活動を行う仕組みを含む。以下「品質マネジメントシステム」という。）を確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。

2. 適用範囲

本品質保証計画は、発電所の保安活動に適用する。

3. 定義

本品質保証計画における用語の定義は、下記に定めるものの他 JEAC4111 に従う。

(1) 原子炉施設

原子力発電所を構成する構造物、系統および機器等の総称のことをいう。（以下、本条において同じ。）

(2) 原子力施設情報公開ライブラリー

原子力施設の事故または故障等の情報ならびに信頼性に関する情報を共有し活用することにより、事故および故障等の未然防止を図ることを目的として、一般社団法人原子力安全推進協会が運営するデータベースのことをいう。（以下「ニューシア」という。）

(3) BWR事業者協議会

国内BWRプラントの安全性および信頼性を向上させるために、電力会社とプラントメーカーとの間で情報を共有し、必要な技術的検討を行う協議会のことをいう。（以下、本条および第173条において同じ。）

4. 品質マネジメントシステム

4.1 一般要求事項

(1) 第126条（保安に関する組織）に定める発電所の保安に関する組織（本編において、以下「組織」という。）は、本品質保証計画に従って、品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、維持する。また、その品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

(2) 組織は、次の事項を実施する。

a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスおよびそれらの組織への適用を「原子力品質保証規程」、「原子力品質保証細則」、「原子力安全管理監査細則」および4.2.1c)、d)に示す規定類で明確にする。

b) これらのプロセスの順序および相互関係を「図1 品質マネジメントシステムにおけるプロセス間の相互関係」に示す。

c) これらのプロセスの運用および管理のいずれもが効果的であることを確実にするた

- めに必要な判断基準および方法を明確にする。
- d) これらのプロセスの運用および監視を支援するために必要な資源および情報を利用できることを確実にする。
 - e) これらのプロセスを監視し、適用可能な場合には測定し、分析する。
 - f) これらのプロセスについて、計画どおりの結果を得るため、かつ、継続的改善を達成するために必要な処置をとる。
 - g) これらのプロセスおよび組織を品質マネジメントシステムと整合がとれたものにする。
 - h) 社会科学および行動科学の知見を踏まえて、品質マネジメントシステムの運用を促進する。
- (3) 組織は、品質マネジメントシステムの運用において、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（以下「重要度分類指針」という。）を参考として、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度について、グレード分けを行う。また、これに基づき資源の適切な配分を行う。なお、グレード分けの決定に際しては、重要度分類指針を参考とした重要性に加えて以下の事項を考慮する。
- a) プロセスおよび原子炉施設の複雑性、独自性、または斬新性の程度
 - b) プロセスおよび原子炉施設の標準化の程度や記録のトレーサビリティの程度
 - c) 検査または試験による原子力安全に対する要求事項への適合性の検証可能性の程度
 - d) 作業または製造プロセス、要員、要領、および装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度
 - e) 原子炉施設に対する保守、検査および取替えの難易度
- (4) 組織は、これらのプロセスを、本品質保証計画に従って運営管理する。
- (5) 原子力安全の達成に影響を与えるプロセスをアウトソースすることを組織が決めた場合には、組織はアウトソースしたプロセスに関して管理を確実にする。これらのアウトソースしたプロセスに適用される管理の方式および程度は、「7. 4 調達」の中で定める。

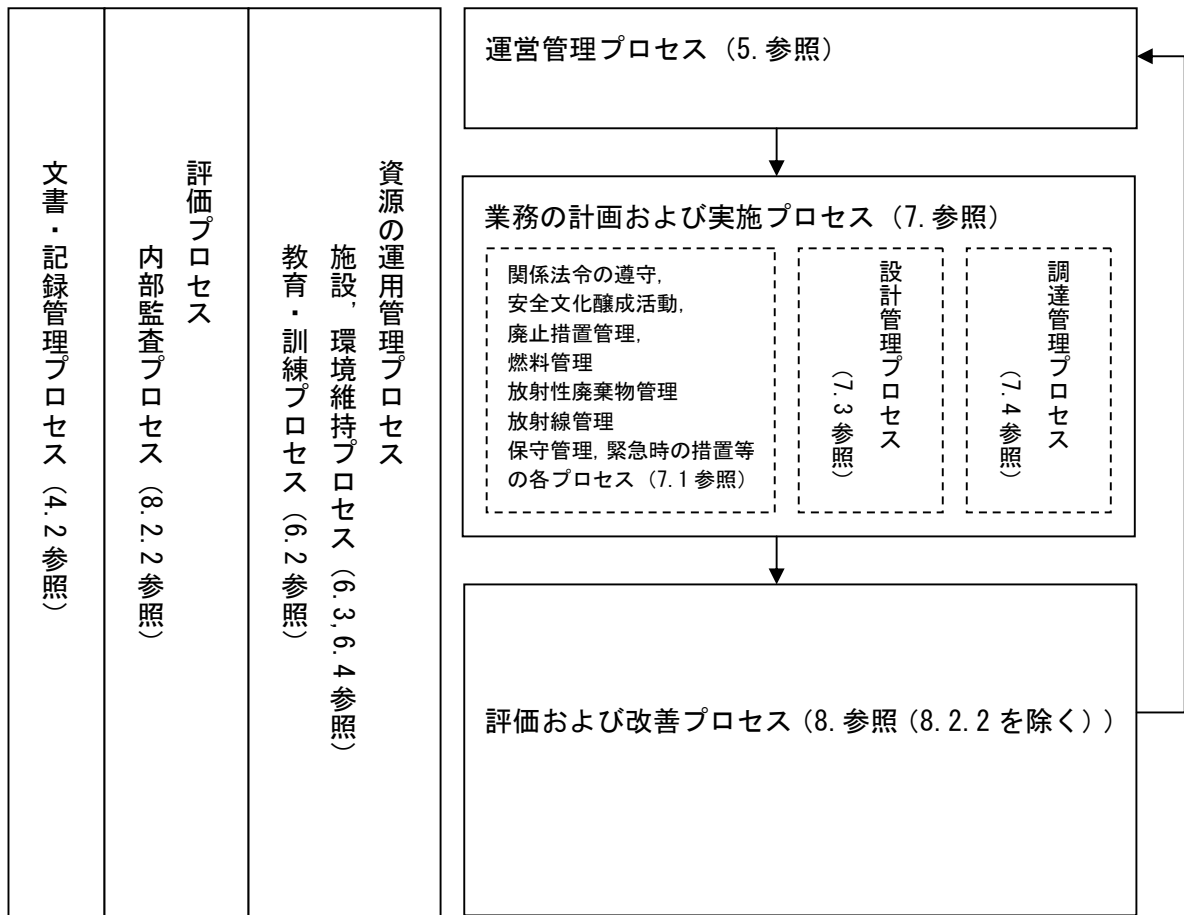


図1 品質マネジメントシステムにおけるプロセス間の相互関係

4. 2 文書化に関する要求事項

4. 2. 1 一般

品質マネジメントシステムの文書には、次の事項を含める。また、これらの文書体系を「図 2 品質マネジメントシステム文書体系図」に、規定類と保安規定各条文との関連を b) , c) および d) の表に示す。

なお、c) , d) の記録は、適正※に作成する。

※適正とは、不正行為がなされていないことをいう。

a) 文書化した、品質方針および品質目標の表明

b) 品質マニュアル

品質マニュアルである一次文書を以下の表に示す。

一次文書名 (関連条文)	制定者
本品質保証計画	社長
原子力品質保証規程 (第 125 条)	社長
原子力品質保証細則 (第 125 条)	電源事業本部長
原子力安全管理監査細則 (第 125 条)	考査部門長

c) JEAC4111 が要求する“文書化された手順”および記録

このうち、JEAC4111 が要求する“文書化された手順”である二次文書を以下の表に示す。

関連条項 ・項目	実施部門			監査部門			
	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者	
4. 2. 3 文書管理 4. 2. 4 記録の管理	原子力 品質保証 規程	原子力 品質保証 細則	文書・記録管理基本要領 (第 125 条)	原子力 品質保証 規程	原子力 安全 管理 監査 細則	電源事業 本部長	
8. 2. 2 内部監査			実施部門内部監査基本要領 (第 125 条)				電源事業 本部長
8. 3 不適合管理 8. 5. 2 是正処置			不適合管理・ 是正処置基本 要領 (第 125 条)				電源事業 本部長
8. 5. 3 予防処置			予防処置基本 要領 (第 125 条)				電源事業 本部長
					原子力安全 管理監査要領 (第 125 条)	考査部門部長 (原子力監査)	

d) 組織内のプロセスの効果的な計画、運用および管理を確実に実施するために、組織が必要と決定した記録を含む文書

このうち、組織が必要と決定した二次文書を以下の表に示す。

関連条項 ・項目	実施部門			監査部門				
	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者		
5.4.1 品質目標	原子力品質保証規程	原子力品質保証細則	マネジメントレビュー基本要領 (第125条)					
5.5.1 責任および権限			主任技術者の選任・解任および職務等に関する基本要領 (第130条, 第131条)					
5.5.4 内部コミュニケーション			内部コミュニケーション基本要領 (第125条, 128条, 129条)	原子力品質保証規程	原子力安全管理監査細則	原子力安全管理監査要領 (第125条)	審査部門部長 (原子力監査)	
5.6 マネジメントレビュー			マネジメントレビュー基本要領 (第125条)					
6.2 人的資源			力量および教育訓練基本要領(第125条, 187条, 188条)					
7.1 業務の計画			電源事業本部保安業務要領 (第147条, 150条, 151条)					
			廃止措置管理要領(第140条から142条)	島根原子力発電所長				
			運転管理要領(第132条から139条, 第143条から146条)	島根原子力発電所長				
			燃料管理要領(第147条から150条)	島根原子力発電所長				
			放射性廃棄物管理要領(第151条から157条)	島根原子力発電所長				

関連条項 ・項目	実施部門			監査部門				
	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者		
7.1 業務の計画 (つづき)	原子力品質保証規程	原子力品質保証細則	放射線管理要領 (第 158 条から 172 条)	島根原子力発電所長				
			保守管理要領 (第 173 条から 174 条)	島根原子力発電所長				
			異常事象発生時の対応要領 (第 138 条, 第 139 条, 第 175 条から 186 条, 190 条)	島根原子力発電所長				
			原子力安全文化醸成基本要領 (第 123 条, 第 124 条)	電源事業本部長				
			7.2.3 外部とのコミュニケーション	外部コミュニケーション基本要領 (第 125 条)	電源事業本部長			
			7.3 設計・開発	設計・開発管理基本要領 (第 125 条)	電源事業本部長			
			7.4 調達	調達管理基本要領 (第 125 条)	電源事業本部長			
8.2.1 原子力安全の達成	外部コミュニケーション基本要領 (第 125 条)	電源事業本部長						
8.2.4 検査および試験	検査および試験管理基本要領 (第 125 条)	電源事業本部長						
8.4 データの分析		マネジメントレビュー基本要領 (第 125 条)	電源事業本部長	原子力品質保証規程	原子力安全管理監査細則	原子力安全管理監査要領 (第 125 条)	考査部門部長 (原子力監査)	

また、一次文書、二次文書以外の組織が必要と決定した文書は、本規定を遵守するために、b)、c)、d)の文書の中で、文書名または作成し管理することを記載することにより、本規定上の位置付けを明確にする。

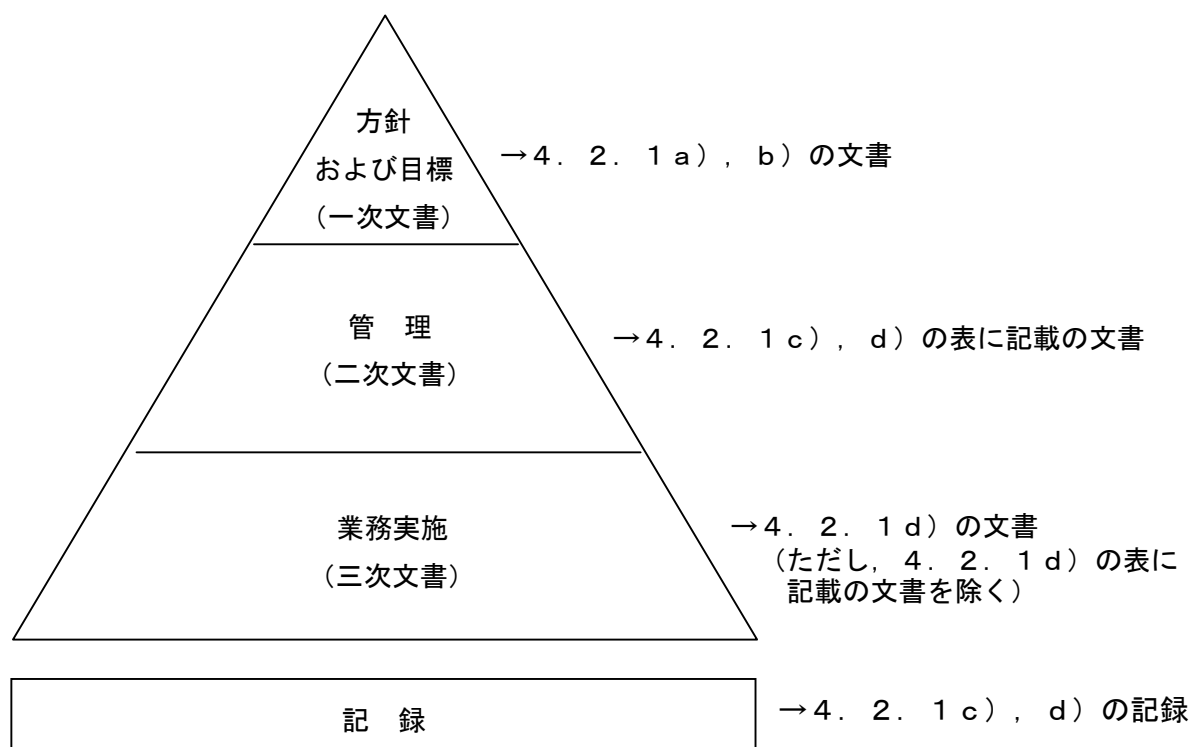


図2 品質マネジメントシステム文書体系図

4. 2. 2 品質マニュアル

- (1) 組織は、品質マニュアルとして、次の文書を作成し、維持する。
 - a) 本品質保証計画
 - b) 原子力品質保証規程
当社の品質マネジメントシステムとして本品質保証計画を含め社長がこれを定める。
 - c) 原子力品質保証細則
「原子力品質保証規程」に基づき、電源事業本部長が実施部門の細部事項を定める。
 - d) 原子力安全管理監査細則
「原子力品質保証規程」に基づき、考査部門長が監査部門の細部事項を定める。
- (2) 組織は、品質マニュアルに、次の事項を含める。
 - a) 品質マネジメントシステムの適用範囲
 - b) 品質マネジメントシステムについて確立された“文書化された手順”またはそれらを参照できる情報
 - c) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係に関する記述

4. 2. 3 文書管理

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を遵守するために、規定類に基づき、保安規定上の位置付けを明確にし、保安活動の重要度に応じて管理する。ただし、記録は文書の一つではあるが、4. 2. 4に規定する要求事項に従って管理する。
- (2) 組織は、次の活動に必要な管理を規定するために、文書管理に関する社内規定を確立する。
 - a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書をレビューし、承認する。
 - b) 文書をレビューする。また、必要に応じて更新し、再承認する。
 - c) 文書の変更の識別および現在有効な版の識別を確実にする。
 - d) 該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。
 - e) 文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。
 - f) 品質マネジメントシステムの計画および運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。
 - g) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切な識別をする。

4. 2. 4 記録の管理

- (1) 要求事項への適合および品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために適正に作成する記録の対象を明確にし、管理する。
- (2) 組織は、記録の識別、保管、保護、検索、保管期間および廃棄に関して必要な管理を規定するために、記録の管理に関する社内規定を確立する。
- (3) 記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。

5. 経営者の責任

5. 1 経営者のコミットメント

社長は、品質マネジメントシステムの構築および実施、ならびにその有効性を継続的に改善することに対するコミットメントの証拠を、次の事項によって示す。

- a) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして、原子力安全の重要性を組織内に周知する。
- b) 品質方針を設定する。
- c) 品質目標が設定されることを確実にする。
- d) マネジメントレビューを実施する。
- e) 資源が使用できることを確実にする。
- f) 安全文化を醸成するための活動を促進する。

5. 2 原子力安全の重視

社長は、原子力安全を最優先に位置付け、業務・原子炉施設に対する要求事項が決定され、満たされていることを確実にする（7. 2. 1および8. 2. 1参照）。

5. 3 品質方針

社長は、品質方針について、次の事項を確実にする。

- a) 組織の目的に対して適切である。
- b) 要求事項への適合および品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。
- c) 品質目標の設定およびレビューのための枠組みを与える。
- d) 組織全体に伝達され、理解される。
- e) 適切性の持続のためにレビューされる。
- f) 組織運営に関する方針と整合がとれている。

5. 4 計画

5. 4. 1 品質目標

(1) 社長は、組織内のしかるべき部門および階層で、業務・原子炉施設に対する要求事項を満たすために必要なものを含む品質目標（7. 1 (3) a) 参照）が設定されていることを確実にする。

なお、組織は、品質目標に関する社内規定を定める。

(2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合がとれていること。

5. 4. 2 品質マネジメントシステムの計画

社長は、次の事項を確実にする。

- a) 品質目標に加えて4. 1に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持についての計画を策定する。
- b) 品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合性がとれている。

5. 5 責任・権限およびコミュニケーション

5. 5. 1 責任および権限

社長は、保安活動を実施するための責任（保安活動の内容について説明する責任を含む。）および権限を第127条（保安に関する職務）および第131条（廃止措置主任者の職務等）に定め、組織全体に周知されていることを確実にする。

5. 5. 2 管理責任者

- (1) 社長は、実施部門の管理責任者として電源事業本部長、監査部門の管理責任者として考査部門長を任命する。
- (2) 管理責任者は、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す責任および権限をもつ。
 - a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施および維持を確実にする。
 - b) 品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況および改善の必要性の有無について、社長に報告する。
 - c) 組織全体にわたって、関係法令の遵守および原子力安全についての認識を高めることを確実にする。

5. 5. 3 プロセス責任者

社長は、プロセス責任者に対し、所掌する業務に関して、次に示す責任および権限を与えることを確実にする。

- a) プロセスが確立され、実施されるとともに、有効性を継続的に改善する。
- b) 業務に従事する要員の、業務・原子炉施設に対する要求事項についての認識を高める。
- c) 成果を含む実施状況について評価する（5. 4. 1 および 8. 2. 3 参照）。
- d) 安全文化を醸成するための活動を促進する。

5. 5. 4 内部コミュニケーション

社長は、組織内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にする。また、品質マネジメントシステムの有効性に関しての情報交換が行われることを確実にする。

なお、組織は、内部コミュニケーションに関する社内規定を定める。

5. 6 マネジメントレビュー

5. 6. 1 一般

- (1) 社長は、組織の品質マネジメントシステムが、引き続き、適切、妥当かつ有効であることを確実にするために、社内規定に基づき、あらかじめ定めた間隔で品質マネジメントシステムをレビューする。
- (2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、ならびに品質方針および品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。
- (3) マネジメントレビューの結果の記録は、維持する（4. 2. 4 参照）。

5. 6. 2 マネジメントレビューへのインプット

マネジメントレビューへのインプットには、次の情報を含める。

- a) 監査の結果
- b) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方
- c) プロセスの成果を含む実施状況（品質目標の達成状況を含む。）ならびに検査および試験の結果
- d) 予防処置および是正処置の状況
- e) 安全文化を醸成するための活動の実施状況
- f) 関係法令の遵守状況
- g) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ
- h) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更

i) 改善のための提案

5. 6. 3 マネジメントレビューからのアウトプット

マネジメントレビューからのアウトプットには、次の事項に関する決定および処置すべてを含める。

- a) 品質マネジメントシステムおよびそのプロセスの有効性の改善
- b) 業務の計画および実施にかかわる改善
- c) 資源の必要性

6. 資源の運用管理

6. 1 資源の提供

組織は、原子力安全に必要な資源を明確にし、提供する。

6. 2 人的資源

6. 2. 1 一般

原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員は、適切な教育、訓練、技能および経験を判断の根拠として力量を有していること。

6. 2. 2 力量、教育・訓練および認識

組織は、力量、教育・訓練および認識に関する社内規定に基づき、次の事項を実施する。

- a) 原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。
- b) 該当する場合には（必要な力量が不足している場合には）、その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を行うか、または他の処置をとる。
- c) 教育・訓練または他の処置の有効性を評価する。
- d) 組織の要員が、自らの活動のもつ意味および重要性を認識し、品質目標の達成に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にする。
- e) 教育、訓練、技能および経験について該当する記録を維持する（4. 2. 4 参照）。

6. 3 原子炉施設およびインフラストラクチャー

組織は、原子力安全の達成のために必要な原子炉施設を明確にし、維持管理する。また、原子力安全の達成のために必要なインフラストラクチャーを明確にし、維持する。

6. 4 作業環境

組織は、原子力安全の達成のために必要な作業環境を明確にし、運営管理する。

7. 業務の計画および実施

7. 1 業務の計画

- (1) 組織は、社内規定に基づき、保安活動に関する業務（以下「7. 業務の計画および実施」「8. 評価および改善」ではこれらを「業務」という。）に必要なプロセスを計画し、構築する。
- (2) 業務の計画は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合がとれていること（4. 1参照）。
- (3) 組織は、業務の計画にあたって、次の各事項について適切に明確化する。
 - a) 業務・原子炉施設に対する品質目標および要求事項
 - b) 業務・原子炉施設に特有な、プロセスおよび文書の確立の必要性、ならびに資源の提供の必要性
 - c) その業務・原子炉施設のための検証、妥当性確認、監視、測定、検査および試験活動、ならびにこれらの合否判定基準
 - d) 業務・原子炉施設のプロセスおよびその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録（4. 2. 4参照）
- (4) この計画のアウトプットは、組織の運営方法に適した形式にする。

7. 2 業務・原子炉施設に対する要求事項に関するプロセス

7. 2. 1 業務・原子炉施設に対する要求事項の明確化

- (1) 組織は、次の事項を業務の計画（7. 1参照）で明確にする。
 - a) 業務・原子炉施設に適用される法令・規制要求事項
 - b) 明示されていないが、業務・原子炉施設に不可欠な要求事項
 - c) 組織が必要と判断する追加要求事項すべて
- (2) 組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項を確実に業務の計画に反映させるため、電源事業本部部長（原子力管理）を主査とする「原子力部門戦略会議」において原子力の重要課題を統括し、業務運営の改善を図る計画を検討する。計画の策定にあたっては、規制動向および現状の保安活動における課題・問題点を把握し、その適切な処置について検討を行う。また、「原子力部門戦略会議」の運営方法を「原子力部門戦略会議運営手順書」に定める。

なお、電源事業本部部長（原子力管理）は、「原子力部門戦略会議」の活動状況を電源事業本部部長に報告する。電源事業本部部長は、課題の重要性に応じ、社長へ報告し、社長からの指示を計画の検討に反映させるよう電源事業本部部長（原子力管理）へ指示する。

7. 2. 2 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビュー

- (1) 組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。
- (2) レビューでは、次の事項を確実にする。
 - a) 業務・原子炉施設に対する要求事項が定められている。
 - b) 業務・原子炉施設に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。
 - c) 組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。
- (3) このレビューの結果の記録、およびそのレビューを受けてとられた処置の記録を維持する（4. 2. 4参照）。
- (4) 業務・原子炉施設に対する要求事項が書面で示されない場合には、組織はその要求事項を適用する前に確認する。
- (5) 業務・原子炉施設に対する要求事項が変更された場合には、組織は、関連する文書を修

正する。また、変更後の要求事項が、関連する要員に理解されていることを確実にする。

7. 2. 3 外部とのコミュニケーション

- (1) 組織は、原子力安全に関して外部とのコミュニケーションを図るための効果的な方法を社内規定にて明確にし、実施する。
- (2) 組織は、保安活動に関する制度変更に対し、「原子力安全情報検討会」において、発電所を含めた組織としての適切な全体計画を作成するとともに、発電所が十分に実行可能で合理的な手順を確立する。また、「原子力安全情報検討会」の活動状況は、定期的に「原子力部門戦略会議」に報告する。なお、「原子力安全情報検討会」の運営方法を「原子力安全情報処理手順書」に定める。

7. 3 設計・開発

組織は、設計・開発に関する社内規定に基づき、設計・開発を管理する。

7. 3. 1 設計・開発の計画

- (1) 原子炉施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。
- (2) 設計・開発の計画において、次の事項を明確にする。
 - a) 設計・開発の段階
 - b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証および妥当性確認
 - c) 設計・開発に関する責任（保安活動の内容について説明する責任を含む。）および権限
- (3) 効果的なコミュニケーションならびに責任および権限の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与するグループ間のインタフェースを運営管理する。
- (4) 設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に更新する。

7. 3. 2 設計・開発へのインプット

- (1) 原子炉施設の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を維持する（4. 2. 4 参照）。インプットには、次の事項を含める。
 - a) 機能および性能に関する要求事項
 - b) 適用される法令・規制要求事項
 - c) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報
 - d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項
- (2) 原子炉施設の要求事項に関連するインプットについては、その適切性をレビューし、承認する。要求事項は、漏れがなく、曖昧でなく、相反することがないこと。

7. 3. 3 設計・開発からのアウトプット

- (1) 設計・開発からのアウトプットは、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式とする。また、リリースの前に、承認を受ける。
- (2) 設計・開発からのアウトプットは、次の状態とする。
 - a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。
 - b) 調達、業務の実施（原子炉施設の使用を含む。）に対して適切な情報を提供する。
 - c) 関係する検査および試験の合否判定基準を含むか、またはそれを参照している。
 - d) 安全な使用および適正な使用に不可欠な原子炉施設の特性を明確にする。

7. 3. 4 設計・開発のレビュー

- (1) 設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに（7.

3. 1 参照) 体系的なレビューを行う。

- a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。
- b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。

(2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部門を代表する者および当該設計・開発に係る専門家を含める。このレビューの結果の記録、および必要な処置があればその記録を維持する(4. 2. 4 参照)。

7. 3. 5 設計・開発の検証

(1) 設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに(7. 3. 1 参照) 検証を実施する。この検証の結果の記録、および必要な処置があればその記録を維持する(4. 2. 4 参照)。

(2) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者またはグループが実施する。

7. 3. 6 設計・開発の妥当性確認

(1) 結果として得られる原子炉施設が、指定された用途または意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法(7. 3. 1 参照)に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。

(2) 実行可能な場合にはいつでも、原子炉施設の使用前に、妥当性確認を完了する。

(3) 妥当性確認の結果の記録、および必要な処置があればその記録を維持する(4. 2. 4 参照)。

7. 3. 7 設計・開発の変更管理

(1) 設計・開発の変更を明確にし、記録を維持する(4. 2. 4 参照)。

(2) 変更に対して、レビュー、検証および妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。

(3) 設計・開発の変更のレビューには、その変更が、当該の原子炉施設を構成する要素および関連する原子炉施設に及ぼす影響の評価を含める。

(4) 変更のレビューの結果の記録、および必要な処置があればその記録を維持する(4. 2. 4 参照)。

7. 4 調達

組織は、調達に関する社内規定に基づき、調達を実施する。

7. 4. 1 調達プロセス

(1) 規定された調達要求事項に、調達製品が適合することを確実にする。

(2) 供給者および調達製品に対する管理の方式および程度は、調達製品が、原子力安全に及ぼす影響に応じて定める。

(3) 供給者が組織の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。選定、評価および再評価の基準を定める。

(4) 評価の結果の記録、および評価によって必要とされた処置があればその記録を維持する(4. 2. 4 参照)。

(5) 調達製品の調達後における、維持または運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法およびそれらを他の原子炉設置者と共有する場合に必要な措置に関する方法を定める。

7. 4. 2 調達要求事項

- (1) 調達要求事項では調達製品に関する要求事項を明確にし、次の事項のうち該当するものを含める。
 - a) 製品、手順、プロセスおよび設備の承認に関する要求事項
 - b) 要員の適格性確認に関する要求事項
 - c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項
 - d) 不適合の報告および処理に関する要求事項
 - e) 安全文化を醸成するための活動に関する必要な要求事項
- (2) 供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。
- (3) 組織は、調達製品を受領する場合には、調達製品の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。

7. 4. 3 調達製品の検証

- (1) 調達製品が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査またはその他の活動を定めて、実施する。
- (2) 組織が、供給者先で検証を実施することにした場合には、その検証の要領および調達製品のリリースの方法を調達要求事項の中で明確にする。

7. 5 業務の実施

7. 5. 1 業務の管理

組織は、業務の計画（7. 1 参照）に基づき、業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含める。

- a) 原子力安全との係わりを述べた情報が利用できる。
- b) 必要に応じて、作業手順が利用できる。
- c) 適切な設備を使用している。
- d) 監視機器および測定機器が利用でき、使用している。
- e) 監視および測定が実施されている。
- f) 業務のリリースが実施されている。

7. 5. 2 業務の実施に関するプロセスの妥当性確認

- (1) 業務の実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視または測定で検証することが不可能で、その結果、業務が実施された後でしか不具合が顕在化しない場合には、組織は、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。
- (2) 妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。
- (3) 組織は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立する。
 - a) プロセスのレビューおよび承認のための明確な基準
 - b) 設備の承認および要員の適格性確認
 - c) 所定の方法および手順の適用
 - d) 記録に関する要求事項（4. 2. 4 参照）
 - e) 妥当性の再確認

7. 5. 3 識別およびトレーサビリティ

- (1) 必要な場合には、組織は、業務の計画および実施の全過程において適切な手段で業務・原子炉施設を識別する。
- (2) 組織は、業務の計画および実施の全過程において、監視および測定の要求事項に関連し

て、業務・原子炉施設の状態を識別する。

- (3) トレーサビリティが要求事項となっている場合には、組織は、業務・原子炉施設について一意の識別を管理し、記録を維持する(4. 2. 4 参照)。

7. 5. 4 組織外の所有物

組織は、組織外の所有物について、それが組織の管理下にある間、注意を払い、必要に応じて記録を維持する(4. 2. 4 参照)。

7. 5. 5 調達製品の保存

組織は、調達製品の検証後、受入から据付(使用)までの間、要求事項への適合を維持するように調達製品を保存する。この保存には、該当する場合、識別、取扱い、包装、保管および保護を含める。保存は、取替品、予備品にも適用する。

7. 6 監視機器および測定機器の管理

- (1) 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合性を実証するために、組織は、実施すべき監視および測定を業務の計画(7. 1 参照)に明確にする。また、そのために必要な監視機器および測定機器を明確にする。
- (2) 組織は、監視および測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視および測定が実施できることを確実にするプロセスを確立する。
- (3) 測定値の正当性が保証されなければならない場合には、測定機器に関し、次の事項を満たす。
- a) 定められた間隔または使用前に、国際または国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正もしくは検証、またはその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には、校正または検証に用いた基準を記録する(4. 2. 4 参照)。
 - b) 機器の調整をする、または必要に応じて再調整する。
 - c) 校正の状態を明確にするために識別を行う。
 - d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。
 - e) 取扱い、保守および保管において、損傷および劣化しないように保護する。
- さらに、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、組織は、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する(4. 2. 4 参照)。組織は、その機器、および影響を受けた業務・原子炉施設すべてに対して、適切な処置をとる。校正および検証の結果の記録を維持する(4. 2. 4 参照)。
- (4) 規定要求事項にかかわる監視および測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアによって意図した監視および測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。また、必要に応じて再確認する。

8. 評価および改善

8. 1 一般

- (1) 組織は、次の事項のために必要となる監視、測定、分析および改善のプロセスを計画し、実施する。
 - a) 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合を実証する。
 - b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。
 - c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。
- (2) これには、統計的手法を含め、適用可能な方法、およびその使用の程度を決定することを含める。

8. 2 監視および測定

8. 2. 1 原子力安全の達成

組織は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を監視する。この情報の入手および使用の方法を社内規定に定める。

8. 2. 2 内部監査

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために、あらかじめ定められた間隔で社内規定に基づき、客観的な評価を行う部門による内部監査を実施する。
 - a) 品質マネジメントシステムが、業務の計画（7. 1 参照）に適合しているか、JEAC4111の要求事項に適合しているか、および組織が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。
 - b) 品質マネジメントシステムが効果的に実施され、維持されているか。
- (2) 組織は、監査の対象となるプロセスおよび領域の状態および重要性、ならびにこれまでの監査結果を考慮して、監査プログラムを策定する。監査の基準、範囲、頻度および方法を規定する。監査員の選定および監査の実施においては、監査プロセスの客観性および公平性を確保する。監査員は、自らの業務を監査しない。
- (3) 監査の計画および実施、記録の作成および結果の報告に関する責任および権限、ならびに要求事項を規定するために、内部監査に関する社内規定を確立する。
- (4) 監査およびその結果の記録を維持する（4. 2. 4 参照）。
- (5) 監査された領域に責任をもつ管理者は、検出された不適合およびその原因を除去するために遅滞なく、必要な修正および是正処置すべてがとられることを確実にする。フォローアップには、とられた処置の検証および検証結果の報告を含める（8. 5. 2 参照）。

8. 2. 3 プロセスの監視および測定

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視、および適用可能な場合に行う測定には、適切な方法を適用する。
- (2) これらの方法は、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。
- (3) 計画どおりの結果が達成できない場合には、適切に、修正および是正処置をとる。

8. 2. 4 検査および試験

- (1) 組織は、原子炉施設の要求事項が満たされていることを検証するために、検査および試験に関する社内規定に基づき、原子炉施設を検査および試験する。検査および試験は、業務の計画（7. 1 参照）に従って、適切な段階で実施する。検査および試験の合否判定基

準への適合の証拠を維持する（4. 2. 4 参照）。

- (2) 検査および試験要員の独立の程度を定める。
- (3) リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人を、記録する（4. 2. 4 参照）。
- (4) 業務の計画（7. 1 参照）で決めた検査および試験が完了するまでは、当該原子炉施設を据え付けたり、運転したりしない。ただし、当該の権限をもつ者が承認したときは、この限りではない。

8. 3 不適合管理

- (1) 組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。
- (2) 不適合の処理に関する管理およびそれに関連する責任および権限を規定するために、不適合管理に関する社内規定を確立する。
- (3) 発電所長は、不適合管理を適切に実施するため、不適合と思われる情報の収集および不適合管理グレードの決定等を次のとおり実施させる。
 - a) 発電所の要員は、不適合と思われる事象が発生した場合、その情報を課長（品質保証）に提出する。
 - b) 課長（品質保証）は、不適合と思われる情報を収集・整理し、「不適合判定検討会」へインプットする。
 - c) 品質保証部長は、「不適合判定検討会」の主査として、不適合と思われる情報について、不適合管理グレードの決定および処置方法の検討を実施する。
- (4) 該当する場合には、組織は、次の一つまたはそれ以上の方法で、不適合を処理する。
 - a) 検出された不適合を除去するための処置をとる。
 - b) 当該の権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース、または合格と判定することを正式に許可する。
 - c) 本来の意図された使用または適用ができないような処置をとる。
 - d) 外部への引渡し後または業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響または起こり得る影響に対して適切な処置をとる。
- (5) 不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合を実証するための再検証を行う。
- (6) 不適合の性質の記録、および不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を維持する（4. 2. 4 参照）。
- (7) 組織は、原子力施設の保安の向上に役立たせる観点から、社内規定に定める公開基準に従い、不適合の内容をニューシアへ登録することにより、情報の公開を行う。

8. 4 データの分析

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムの適切性および有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために、社内規定に基づき、適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視および測定の結果から得られたデータならびにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。
- (2) データの分析によって、次の事項に関連する情報を提供する。
 - a) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方（8. 2. 1 参照）
 - b) 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合（8. 2. 3 および 8. 2. 4 参照）
 - c) 予防処置の機会を得ることを含む、プロセスおよび原子炉施設の、特性および傾向（8. 2. 3 および 8. 2. 4 参照）
 - d) 供給者の能力（7. 4 参照）

8. 5 改善

8. 5. 1 継続的改善

組織は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、予防処置およびマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

8. 5. 2 是正処置

- (1) 組織は、再発防止のため、社内規定に基づき、不適合の原因を除去する処置をとる。
- (2) 是正処置は、検出された不適合のもつ影響に応じたものとする。
- (3) 次の事項に関する要求事項（J E A C 4 1 1 1 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を規定するために、是正処置に関する社内規定を確立する。
 - a) 不適合のレビュー
 - b) 不適合の原因の特定
 - c) 不適合の再発防止を確実にするための処置の必要性の評価
 - d) 必要な処置の決定および実施
 - e) とった処置の結果の記録（4. 2. 4 参照）
 - f) とった是正処置の有効性のレビュー

8. 5. 3 予防処置

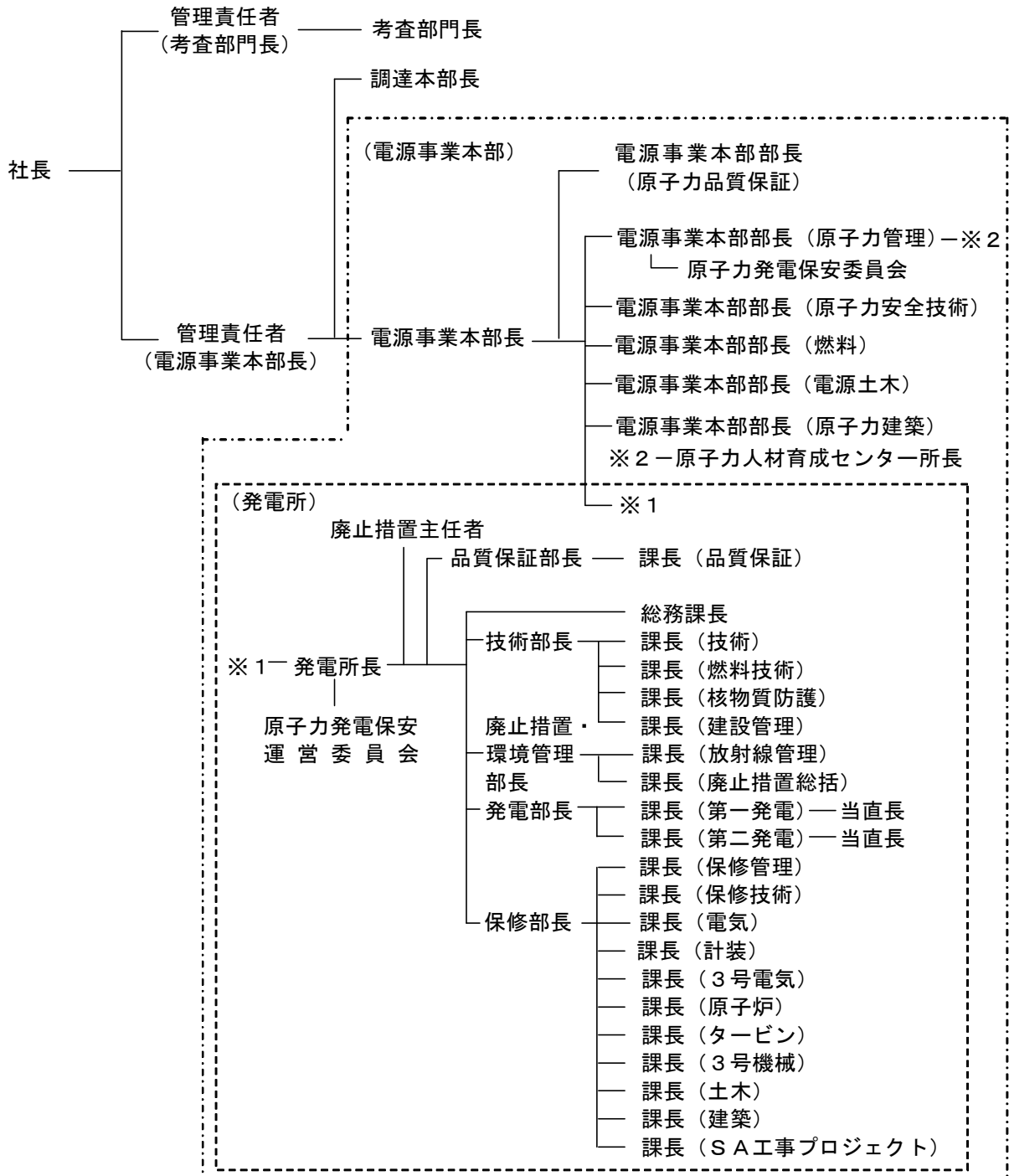
- (1) 組織は、起こり得る不適合が発生することを防止するために、保安活動の実施によって得られた知見（良好事例を含む。）および他の施設から得られた知見（BWR事業者協議会で取り扱う技術情報およびニューシア登録情報を含む。）の活用を含め、社内規定に基づき、その原因を除去する処置を決める。
- (2) 予防処置は、起こり得る問題の影響に応じたものとする。
- (3) 次の事項に関する要求事項（J E A C 4 1 1 1 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を規定するために、予防処置に関する社内規定を確立する。
 - a) 起こり得る不適合およびその原因の特定
 - b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価
 - c) 必要な処置の決定および実施
 - d) とった処置の結果の記録（4. 2. 4 参照）
 - e) とった予防処置の有効性のレビュー

第3章 保安管理体制

(保安に関する組織)

第126条 発電所の保安に関する組織は、図126のとおりとする。

図126



(保安に関する職務)

- 第127条 社長は、発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステムの構築、実施、維持および改善を統括する。保安に関する組織（廃止措置主任者を含む。）から報告を受けた場合、「トラブル等の報告に関する社長対応指針」に基づき原子力安全を最優先し必要な指示を行う。また、第123条（関係法令および保安規定の遵守）および第124条（安全文化の醸成）に関する活動として、関係法令および保安規定の遵守を確実にすることならびに安全文化を醸成することをコミットメントするとともに、これらの活動が行われる体制を確実にする。
2. 電源事業本部長は、品質保証活動（独立監査業務を除く。）の実施に係る管理責任者として、品質マネジメントシステムの具体的活動を統括する。また、第123条（関係法令および保安規定の遵守）および第124条（安全文化の醸成）に関する活動として、保安に関する組織における関係法令および保安規定の遵守を確実にするための活動ならびに安全文化を醸成する活動を統括する。
 3. 考査部門長は、独立監査業務に係る管理責任者として、品質マネジメントシステムにおける監査業務を統括する。
 4. 調達本部長は、調達に関する業務を統括する。
 5. 電源事業本部長（原子力品質保証）は、品質保証活動（独立監査業務を除く。）の総括に関する業務を行う。
 6. 電源事業本部長（原子力管理）は、電源事業本部（原子力管理）が実施する発電所の保安に関する業務（発電所における保安に関する業務のうち保安教育の総括に関する業務を含む。）を統括する。
 7. 電源事業本部長（原子力安全技術）は、電源事業本部（原子力安全技術）が実施する発電所の保安に関する業務を統括する。
 8. 電源事業本部長（燃料）は、電源事業本部（燃料）が実施する原子燃料の調達に関する業務を統括する。
 9. 電源事業本部長（電源土木）は、原子力発電設備に関する土木業務を統括する。
 10. 電源事業本部長（原子力建築）は、原子力発電設備に関する建築業務を統括する。
 11. 発電所長（以下「所長」という。）は、発電所における保安に関する業務（保安教育の総括に関する業務を除く。）を統括する。
 12. 原子力人材育成センター所長は、教育訓練の総括（保安教育の総括に関する業務を含む。）に関する業務を行う。
 13. 品質保証部長は、課長（品質保証）の所管する業務を統括する。
 14. 技術部長は、課長（技術）、課長（燃料技術）、課長（核物質防護）および課長（建設管理）の所管する業務を統括する。
 15. 廃止措置・環境管理部長は、課長（放射線管理）および課長（廃止措置総括）の所管する業務を統括する。
 16. 発電部長は、課長（第一発電）および課長（第二発電）の所管する業務を統括する。
 17. 保修部長は、課長（保修管理）、課長（保修技術）、課長（電気）、課長（計装）、課長（3号電気）、課長（原子炉）、課長（タービン）、課長（3号機械）、課長（土木）、課長（建築）および課長（SA工事プロジェクト）の所管する業務を統括する。
 18. 課長（品質保証）は、発電所における品質保証活動の総括に関する業務を行う。
 19. 総務課長は、調達に関する業務、文書管理に関する業務を行う。
 20. 課長（技術）は、異常時・緊急時の措置のための体制整備に関する業務を行う。
 21. 課長（燃料技術）は、燃料の管理および廃止措置工事^{※1}に関する業務を行う。
 22. 課長（核物質防護）は保全区域および周辺監視区域の管理に関する業務を行う。
 23. 課長（放射線管理）は、放射線管理、化学管理、放射性廃棄物管理、管理区域の出入管理

および環境放射能測定に関する業務を行う。

24. 課長（廃止措置総括）は、廃止措置管理に関する業務を行う。
25. 課長（第一発電）は、原子炉施設の運転管理に関する業務および燃料の取扱いに関する業務を行う。
26. 当直長は、業務を所管している課長（第一発電）のもとで原子炉施設の運転操作等に関する当直業務を行う。
27. 課長（保修管理）は、原子炉施設の改造工事および保修に関する業務のうち計画・管理に係る業務ならびに初期消火活動のための体制の整備に関する業務を行う。
28. 課長（保修技術）は、原子炉施設の改造工事および保修に関する業務のうち保全計画に関する業務を行う。
29. 課長（電気）は、原子炉施設のうち電気設備の改造工事、保修および廃止措置工事^{※1}に関する業務を行う。
30. 課長（計装）は、原子炉施設のうち計測制御設備の改造工事、保修および廃止措置工事^{※1}に関する業務を行う。
31. 課長（原子炉）は、原子炉施設のうち原子炉、放射性廃棄物処理設備および空調換気設備の改造工事、保修および廃止措置工事^{※1}に関する業務を行う。
32. 課長（タービン）は、原子炉施設のうちタービンおよび弁・配管設備の改造工事、保修および廃止措置工事^{※1}に関する業務を行う。
33. 課長（土木）は、原子炉施設のうち土木関係設備の改造工事、保修および廃止措置工事^{※1}に関する業務を行う。
34. 課長（建築）は、原子炉施設のうち建築関係設備の改造工事、保修および廃止措置工事^{※1}に関する業務を行う。
35. 第18項から第34項に定める職位（第26項の当直長を除く。）（以下「各課長」という。）、当直長および原子力人材育成センター所長は、所管業務に基づき緊急時の措置、保安教育ならびに記録および報告を行う。また、課長（建設管理）、課長（第二発電）、課長（3号電気）、課長（3号機械）および課長（SA工事プロジェクト）は第1編第5条（保安に関する職務）の所管業務に基づき緊急時の措置を行う。
36. 各課長、当直長および原子力人材育成センター所長は、第12項および第18項から第35項に定める業務の遂行にあたって、所属員を指示・指導し、品質保証活動を行う。また、所属員は各課長、当直長および原子力人材育成センター所長の指示・指導に従い業務を実施する。
37. その他関連する組織は、「組織規程」に基づき業務を行う。

※1：廃止措置工事とは、第141条に定める、原子炉等規制法第43条の3の3第2項の規定に基づき認可を受けた廃止措置計画（以下、「廃止措置計画」という。）に基づき実施する工事をいう。

(原子力発電保安委員会)

第128条 電源事業本部に原子力発電保安委員会（以下「保安委員会」という。）を設置する。

2. 保安委員会は、原子炉施設の保安に関する次の事項を審議し、確認する。
 - (1) 原子炉設置（変更）許可申請書本文に記載の構築物、系統および機器の変更
 - (2) 廃止措置計画の変更
 - (3) 原子炉施設保安規定の変更
 - (4) 保安教育実施計画の策定（第187条）に関する事項
 - (5) その他保安委員会で定めた審議事項
3. 電源事業本部部長（原子力管理）を委員長とする。
4. 保安委員会は、委員長、電源事業本部部長（原子力安全技術）、所長、廃止措置主任者、各部長（品質保証部長、技術部長、廃止措置・環境管理部長、発電部長および保修部長）、電源事業本部（原子力管理）マネージャー、原子力人材育成センター所長および電源事業本部（原子力安全技術）マネージャーに加え、委員長が指名した者で構成する。
5. 委員長は、審議結果を定期的に社長へ報告する。

(原子力発電保安運営委員会)

第129条 発電所に原子力発電保安運営委員会(以下「運営委員会」という。)を設置する。
2. 運営委員会は、発電所における原子炉施設の保安運営に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、あらかじめ運営委員会にて定めた軽微な事項は審議事項に該当しない。

(1) 廃止措置管理に関する規定類の制定および改正

- ・ 運転員の構成人員に関する事項
- ・ 当直の引継方法に関する事項
- ・ 巡視に関する事項
- ・ 警報発生時の措置に関する事項
- ・ 原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項
- ・ 定期試験に関する事項
- ・ 廃止措置計画に関する事項
- ・ 安全貯蔵の措置に関する事項

(2) 燃料管理に関する規定類の制定および改正

- ・ 新燃料および使用済燃料の運搬に関する事項
- ・ 新燃料および使用済燃料の貯蔵に関する事項

(3) 放射性廃棄物管理に関する規定類の制定および改正

- ・ 放射性固体廃棄物の保管および運搬に関する事項
- ・ 放射性液体廃棄物の放出管理に関する事項
- ・ 放射性気体廃棄物の放出管理に関する事項
- ・ 放出管理用計測器の点検・校正に関する事項

(4) 放射線管理に関する規定類の制定および改正

- ・ 管理区域の設定、区域区分および特別措置を要する区域に関する事項
- ・ 管理区域の出入管理および遵守事項に関する事項
- ・ 保全区域に関する事項
- ・ 周辺監視区域に関する事項
- ・ 線量の評価に関する事項
- ・ 除染に関する事項
- ・ 外部放射線に係る線量当量率等の測定に関する事項
- ・ 放射線計測器類の点検・校正に関する事項
- ・ 管理区域内で使用した物品の搬出および運搬に関する事項

(5) 保守管理に関する規定類の制定および改正ならびに保全・保守管理の有効性評価に関する事項

(6) 改造の実施に関する事項

(7) 事故・故障の水平展開の実施状況に関する事項

3. 所長を委員長とする。

4. 運営委員会は、委員長、廃止措置主任者および各部長(品質保証部長, 技術部長, 廃止措置・環境管理部長, 発電部長および保修部長)に加え、委員長が指名した者で構成する。

(廃止措置主任者の選任)

第130条 所長は、廃止措置主任者を、保安活動を監督するにあたり必要な知識を有する者であって、以下の(1)から(5)のいずれかの業務に従事した期間が通算して3年以上の者の中から選任する。

- (1) 原子炉施設の工事または保守管理に関する業務
- (2) 原子炉の運転に関する業務
- (3) 原子炉施設の設計に係る安全性の解析および評価に関する業務
- (4) 原子炉に使用する燃料体の設計または管理に関する業務
- (5) 原子炉施設の放射性廃棄物管理に関する業務

2. 廃止措置主任者は、課長以上とする。

3. 廃止措置主任者には代行者を置くことができる。

4. 廃止措置主任者が職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は、第1項および第2項に基づき、あらためて廃止措置主任者を選任する。

(廃止措置主任者の職務等)

第131条 廃止措置主任者は、原子炉施設の廃止措置に関し保安の監督を誠実にを行うことを任務とし、次の職務を遂行する。

- (1) 原子炉施設の廃止措置に関し保安上必要な場合は、所長へ意見具申する。
 - (2) 原子炉施設の廃止措置に関し保安上必要な場合は、廃止措置に従事する者へ指導・助言を行う。
 - (3) 表131-1に定める事項のうち、第187条および第188条については、電源事業本部部長(原子力管理)の承認に先立ち確認し、その他の事項については、所長の承認に先立ち確認する。
 - (4) 表131-2に定める各職位からの報告内容等を確認する。
 - (5) 表131-3に示す記録の内容を確認する。
 - (6) 第190条(報告)第1項の報告について、精査し、必要な指導・助言を行う。
 - (7) その他、原子炉施設の廃止措置に関する保安の監督に必要な職務を行う。
2. 所長は、廃止措置主任者がその保安のためにする意見具申を尊重する。
3. 原子炉施設の廃止措置に従事する者は、廃止措置主任者がその保安のためにする指導・助言を尊重する。

表131-1

条 文	内 容
第158条(管理区域の設定および解除)	第5項に定める一時的な管理区域の設定および解除 第7項に定める管理区域の設定および解除
第187条(所員への保安教育)	所員への保安教育実施計画
第188条(協力会社従業員への保安教育)	協力会社従業員への保安教育実施計画

表131-2

条 文	内 容
第138条(地震・火災等発生時の対応)	地震・火災が発生した場合に講じた措置の結果
第142条(工事完了の報告)	工事計画に基づき実施した工事の結果
第145条(施設運用上の基準を満足しない場合)	施設運用上の基準を満足していないと判断した場合
	施設運用上の基準を満足していると判断した場合
第190条(報告)	施設運用上の基準を満足していないと判断した場合
	放射性液体廃棄物または放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合
	外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合
	「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」(以下「実用炉規則」という。) 第134条第3号 ^{※1} 、第4号 ^{※1} 、第6号から第12号および第14号に定める報告事象が生じた場合

※1：新燃料貯蔵設備、使用済燃料貯蔵設備および燃料取扱設備に限る。

表 1 3 1 - 3

記 録 項 目
1. 燃料に係る記録 <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置 ・ 使用済燃料の払出し時における放射能の量
2. 放射線管理に係る記録 <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料の貯蔵施設, 放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率 ・ 管理区域内における外部放射線に係る 1 週間の線量当量, 空気中の放射性物質の 1 週間についての平均濃度および放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度 ・ 放射性物質による汚染の広がり防止および除去を行った場合には, その状況
3. 放射性廃棄物管理に係る記録 <ul style="list-style-type: none"> ・ 放射性廃棄物の排気口または排気監視設備および排水口または排水監視設備における放射性物質の 1 日間および 3 月間についての平均濃度 ・ 廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類, 当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量, 当該放射性廃棄物を容器に封入し, または容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量および比重ならびにその廃棄の場所および方法 ・ 放射性廃棄物を容器に封入し, または容器に固型化した場合には, その方法 ・ 発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量, その運搬に使用した容器の種類およびその運搬の経路
4. 原子炉施設の巡視の結果
5. 保安教育の実施報告
6. 廃止措置に係る工事の方法, 時期および対象となる発電用原子炉施設の設備の名称

第4章 廃止措置管理

第1節 通則

(構成および定義)

第132条 本章第3節(第144条から第146条を除く。)における条文の基本的な構成は次のとおりとする。

- (1) 第1項：施設運用上の基準
- (2) 第2項：施設運用上の基準を満足していることを確認するために行う事項
- (3) 第3項：施設運用上の基準を満足していないと判断した場合^{※1}に要求される措置

※1：施設運用上の基準を満足していないと判断した場合とは、次のいずれかをいう。

- (1) 第2項の確認を行ったところ、施設運用上の基準を満足していないと当直長が判断した場合
- (2) 第2項の確認を行うことができなかった場合
- (3) 第2項にかかわらず施設運用上の基準を満足していないと当直長が判断した場合

2 用語の定義は、各条に特に定めがない場合は、次のとおりとする。

- (1) 「速やかに」とは、可能な限り短時間で実施するものであるが、一義的に時間を決められないものであり、意図的に遅延させることなく、行うことを意味する。なお、要求される措置を実施する場合には、上記主旨を踏まえた上で、組織的に実施する準備^{※2}が整い次第行う活動を意味する。また、複数の「速やかに」実施することが要求される措置に規定されている場合は、いずれか一つの要求される措置を「速やかに」実施し、引き続き遅滞なく、残りの要求される措置を実施する。
- (2) 「照射された燃料に係る作業」とは、照射された燃料の移動作業および新燃料または制御棒の移動の際に照射された燃料上を通過する作業をいう。なお、照射された燃料に係る作業の中止の措置が要求された場合であって、進行中の作業を安全な状態で終了させる場合を除く。

※2：関係者への連絡、各運転員への指示、手順の準備・確認等を行うこと。

(運転員の確保)

第133条 課長(第一発電)は、原子炉施設の運転に必要な知識を有する者を確保する。なお、原子炉施設の運転に必要な知識を有する者とは、原子炉施設の運転に関する実務の研修を受けた者をいう。

2. 課長(第一発電)は、原子炉施設の運転にあたって前項に定める者の中から、1班あたり3名以上をそろえ、5班以上編成した上で、2交替勤務を行わせる。なお、特別な事情がある場合を除き、運転員には24時間を超える勤務を行わせてはならない。また、3名以上のうち、1名は当直長^{※1}とする。

※1：当直長は、1号炉および2号炉で兼任させることができる。

3. 課長(第一発電)は、第2項で定める者のうち、運転士以上の職位の運転員の中から常時1名以上を中央制御室に確保する。

(巡視)

第134条 当直長は、毎日1回以上、原子炉施設(第160条(管理区域内における特別措置)第1項に定める区域を除く。)を巡視する。

2 当直長は、第160条(管理区域内における特別措置)第1項に定める区域の巡視について、「運転管理要領」に基づき実施する。

(規定類の作成)

第135条 課長(第一発電)は、次の各号に掲げる当直長が実施する原子炉施設の廃止措置管理に関する事項の規定類を作成し、制定・改定にあたっては、第129条(原子力発電保安運営委員会)第2項に基づき運営委員会の確認を得る。

- (1) 巡視に関する事項
- (2) 警報発生時の措置に関する事項
- (3) 原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項
- (4) 定期試験に関する事項

(引継)

第136条 当直長は、その業務を次の当直長に引き継ぐにあたり、引継日誌を引き渡し、施設運用状況を申し送る。

(原子炉の運転停止に関する恒久的な措置)

第137条 当直長は、次の事項を遵守する。

(1) 原子炉内に燃料を装荷しないこと。

(2) 原子炉モードスイッチを「停止」位置から他の位置に切り替えないこと。

2 課長(燃料技術)は、燃料を譲り渡す場合は、表137に定める譲り渡し先に譲り渡す。

表137 燃料の譲り渡し先

種別	譲り渡し先
使用済燃料	再処理事業者
新燃料	加工事業者

(地震・火災等発生時の対応)

第138条 各課長または当直長は、地震・火災が発生した場合は、次の措置を講じるとともに、その結果を所長、廃止措置主任者および各部長に報告する。

(1) 震度5弱以上の地震が観測^{※1}された場合は、地震終了後、維持すべき原子炉施設^{※2}の損傷の有無を確認する。

(2) 原子炉施設に火災が発生した場合は、早期消火および延焼の防止に務め、鎮火後、維持すべき原子炉施設^{※2}の損傷の有無を確認する。

※1：観測された震度は発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等の震度をいう（以下、本条において同じ）。

※2：廃止措置計画に定める維持管理対象設備をいう（以下、本条および第173条において同じ）。

2. 火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の措置を講じる。

(1) 課長（保修管理）は、発電所から消防機関へ通報するため、専用回線を使用した通報設備を中央制御室に設置する^{※3}。

(2) 課長（保修管理）は、初期消火活動を行う要員として、10名以上（発電所合計数）を常駐させるとともに、この要員に対する火災発生時の通報連絡体制を定める。

(3) 課長（保修管理）は、初期消火活動を行うため、表138に示す化学消防自動車および泡消火薬剤を配備する。また、初期消火活動に必要なその他資機材を定め、配備する。

(4) 課長（保修管理）は、原子炉施設における持込物（可燃物）の管理方法を定める。

(5) 当直長は、第134条（巡視）に定める巡視により、火災発生の有無を確認する。

(6) 各課長または当直長は、震度5弱以上の地震が観測された場合は、地震終了後、維持すべき原子炉施設の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長、廃止措置主任者、各部長および総務課長に報告する。

(7) 課長（保修管理）は、前各号に定める初期消火活動のための体制について、総合的な発電所としての訓練および初期消火活動の結果を1年に1回以上評価するとともに、評価結果に基づき、より適切な体制となるよう必要な見直しを行う。

表138

設備	数量
化学消防自動車 ^{※4}	1台 ^{※5※6}
泡消火薬剤 (化学消防自動車保有分を含む)	1500リットル以上 ^{※6}

※3：専用回線、通報設備が点検または故障により使用不能となった場合を除く。ただし、点検後または修復後は遅滞なく復旧させる。

※4：400リットル毎分の泡放射を同時に2口行うことが可能な能力を有すること。

※5：化学消防自動車が、点検または故障の場合には、※4に示す能力を有する小型動力ポンプ付水槽車等をもって代用することができる。

※6：発電所合計数

3. 当直長は、山火事、台風、津波等の影響により、原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性がある判断した場合は、あらかじめ定められた経路に従い、所長、廃止措置主任者、各部長および総務課長に連絡する。発電部長は、必要に応じて、所長、廃止措置主任者、品質保証部長、技術部長、廃止措置・環境管理部長および保修部長と必要な措置を協議する。

(電源機能喪失時等の体制の整備)

第139条 課長(技術)は、交流電源を供給する全ての設備の機能が喪失した場合、原子炉施設内において溢水が発生した場合、重大事故^{※1}に至るおそれがある事故もしくは重大事故が発生した場合(以下、「重大事故等発生時」という。)または大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより原子炉施設に大規模な損壊が生じた場合(以下、「大規模損壊発生時」という。)で、使用済燃料プールを冷却する全ての設備の機能が喪失した場合(以下、「電源機能喪失時等」という。)における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の各号に掲げる事項に係る計画を策定し、技術部長の確認、所長の承認を得る。

(1) 電源機能喪失時等における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置

(2) 電源機能喪失時等における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する1年に1回以上の教育訓練

(3) 電源機能喪失時等における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備

2. 各課長は、前項の計画に基づき、電源機能喪失時等における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として必要な手順を定める。

3. 各課長は、第1項の計画に基づき、電源機能喪失時等における原子炉施設の保全のための活動を実施するとともに、第1項(1)の要員に第2項の手順を遵守させる。

4. 各課長は、第3項に定める事項について定期的に評価を行い、所管する部長の確認(総務課長を除く。)を受けて、課長(技術)に報告する。課長(技術)は、評価の結果について技術部長の確認、所長の承認を得て必要な措置を講じる。

※1: 「重大事故」とは、実用炉規則第4条に掲げる「核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体又は使用済燃料の著しい損傷」をいう。

第2節 廃止措置管理

(安全貯蔵措置)

第140条 課長（廃止措置総括）は、廃止計画に基づく安全貯蔵^{※1}の対象範囲および期間を定めるとともに、安全貯蔵期間中に講じる措置を定める。

※1：安全貯蔵とは、放射能レベルの比較的高い原子炉圧力容器および原子炉圧力容器を取り囲む放射線しゃへい体を含む領域の解体撤去工事を実施する前に、放射線業務従事者の被ばく線量を合理的に達成可能な限り低減するため、残存放射能の時間的減衰を図ることをいう。

(工事の計画および実施)

第141条 各課長は、廃止措置計画に基づき工事^{※1}を行う場合、以下の必要なプロセスを実施する。

- (1) 工事計画
- (2) 設計管理
- (3) 調達管理
- (4) 工事管理

2 各課長は、工事計画を策定するにあたり、工事の内容が、2号炉および3号炉の運転に必要な原子炉施設に影響を与えないことを確認する。

3 各課長は、工事を実施するにあたり、廃止措置計画を踏まえ、次の各号に掲げる安全確保対策のために必要な措置を講じる。

- (1) 放射性物質の漏えいおよび拡散防止対策
- (2) 被ばく低減対策
- (3) 事故防止対策

4 各課長は、工事の結果について記録する。

※1：工事とは、廃止措置計画に基づく、核燃料物質による汚染の除去工事、汚染状況の調査およびその他第173条（保守管理計画）に定める保全対象範囲以外の設備の解体撤去工事をいう（以下、本条において同じ）。

(工事完了の報告)

第142条 各課長は、第141条（工事の計画および実施）に基づく工事が完了した場合には、工事の結果を、所長、廃止措置主任者および廃止措置・環境管理部長に報告するとともに、関係する各課長に通知する。

第3節 施設運用上の基準

(使用済燃料プールの水位および水温)

第143条 使用済燃料プールに使用済燃料が貯蔵されている期間において、使用済燃料プールの水位および水温は、表143-1に定める事項を施設運用上の基準とする。

2. 使用済燃料プールの水位および水温が、前項に定める施設運用上の基準を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、表143-1の事項を毎日1回確認する。

3. 当直長は、使用済燃料プールの水位または水温が、第1項に定める施設運用上の基準を満足していないと判断した場合は、表143-2の措置を講じる。

表143-1

項目	施設運用上の基準
使用済燃料プールの水位	オーバーフロー水位付近にあること
使用済燃料プールの水温	65℃以下

表143-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 使用済燃料プールの水位または水温が、施設運用上の基準を満足していないと判断した場合	A1. 使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。 および A2. 使用済燃料プール内での照射された燃料に係る作業を中止する。 ^{※1}	速やかに その後毎日1回 速やかに

※1：移動中の燃料については、所定の場所に移動するものとする。

(施設運用上の基準の確認)

- 第144条 当直長は、施設運用上の基準を第143条（使用済燃料プールの水位および水温）の第2項（以下、各条において「この規定第2項」という。）に定める事項で確認する。
2. 当直長は、この規定第2項に定める事項を行うことができなかつた場合は、施設運用上の基準を満足していないと判断するが、この場合は判断した時点から第143条（使用済燃料プールの水位および水温）の第3項（以下、各条において「この規定第3項」という。）の要求される措置を開始するのではなく、判断した時点から速やかに当該事項を実施し、施設運用上の基準を満足していることを確認することができる。この結果、施設運用上の基準を満足していないと判断した場合は、この時点からこの規定第3項の要求される措置を開始する。
3. この規定第2項に定める事項が実施され、かつその結果が施設運用上の基準を満足していれば、この規定第2項に定める事項が実施されていない期間は、施設運用上の基準が満足していないと判断しない。ただし、第145条（施設運用上の基準を満足しない場合）第2項で施設運用上の基準を満足していないと判断した場合を除く。

(施設運用上の基準を満足しない場合)

第145条 施設運用上の基準を満足しない場合とは、当直長が、第143条(使用済燃料プールの水位および水温)に定める施設運用上の基準を満足していないと判断した場合をいう。なお、当直長は、この判断を速やかに行う。

2. 当直長は、この規定第2項に定める事項が実施されていない期間においても、施設運用上の基準に関係する事象が発見された場合は、施設運用上の基準を満足しているかどうかの判断を速やかに行う。
3. 当直長は、施設運用上の基準を満足していないと判断した場合、あらかじめ定められた経路に従い、所長、廃止措置主任者、各部長に連絡する。
4. 当直長は、施設運用上の基準を満足していないと判断した時点(完了時間の起点)から要求される措置を開始する。
5. 当直長は、当該施設運用上の基準を満足していると判断した場合は、廃止措置主任者および課長(発電)に報告する。
6. 当直長は、次の各号を適用することができる。
 - (1) 施設運用上の基準を満足していないと判断している期間中は、要求される措置に定めがある場合を除き、当該条文の第2項に定められた事項を実施しなくてもよい。ただし、当該条文の第2項で定める頻度で実施しなかった事項については、施設運用上の基準を満足していると判断した後、速やかに実施する。
 - (2) 施設運用上の基準を満足していると判断した場合は、それ以後要求される措置を実施しなくてもよい。
 - (3) 要求される措置を実施した場合、その内容がこの規定第2項で定める事項と同じである場合は、当該事項を実施したとみなすことができる。
 - (4) 当該条文の基準を満足していると判断するにあたり、その内容が当該条文の第2項で定める事項と同じである場合は、当該事項を実施したとみなすことができる。

(施設運用上の基準に関する記録)

第146条 当直長は、施設運用上の基準を満足していないと判断した場合は、次の各号を引継日誌に記録する。

- (1) 施設運用上の基準を満足していないと判断した場合は、当該施設運用上の基準および満足していないと判断した時刻。
- (2) 要求される措置を実施した場合は、当該措置の実施結果。(保守作業を含む。)
- (3) 施設運用上の基準を満足していると判断した場合は、満足していると判断した時刻。

第5章 燃料管理

(新燃料の運搬)

第147条 課長(燃料技術)は、新燃料輸送容器から新燃料を取り出す場合および新燃料を新燃料輸送容器に収納する場合は、原子炉建物クレーンを使用する。

2. 課長(燃料技術)は、管理区域内において新燃料を運搬する場合は、次の各号を遵守する。
 - (1) 車両への積付けは、運搬中に移動、転倒または転落を防止する措置を講じること。
 - (2) 法令に定める危険物と混載しないこと。
 - (3) 新燃料が臨界に達しない措置を講じること。
3. 課長(燃料技術)は、管理区域外において新燃料を運搬する場合は、第2項(1)から(3)に加え、次の各号を遵守する。
 - (1) 法令に適合する容器に封入すること。
 - (2) 容器および車両の適当な箇所に法令に定める標識をつけること。
4. 課長(放射線管理)は、第3項の運搬において、容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面の放射性物質の密度(以下「表面汚染密度」という。)が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、第159条(管理区域内における区域区分)第1項(1)に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。
5. 課長(放射線管理)は、課長(燃料技術)が管理区域内で第159条(管理区域内における区域区分)第1項(1)に定める区域に新燃料を収納した新燃料輸送容器を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。
6. 課長(燃料技術)は、新燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。
7. 実用炉規則第88条第4項を適用している間は、本条は適用とならない。

(新燃料の貯蔵)

第148条 課長(燃料技術)は、新燃料を貯蔵する場合は、次の各号を遵守する。

- (1) 新燃料貯蔵庫または使用済燃料プール(以下「貯蔵施設」という。)に貯蔵すること。
- (2) 貯蔵施設の目につきやすい箇所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。
- (3) 原子炉建物クレーンまたは燃料取替装置を使用すること。
- (4) 貯蔵施設において新燃料が臨界に達しない措置が講じられていること。
2. 課長(燃料技術)は、使用済燃料プールに貯蔵している新燃料を新燃料貯蔵庫に貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。
 - (1) 使用済燃料プールに貯蔵している新燃料を気中に取り出した後、専用の作業台を使用し、新燃料から燃料棒を引き抜き、燃料棒表面を除染し、再度燃料集合体の形状に組み立てること。
 - (2) 専用の作業台で取り扱う新燃料は、1体のみかつその1体分の燃料棒のみに限定すること。
 - (3) 再度燃料集合体の形状に組み立てた新燃料は、新燃料貯蔵庫に貯蔵すること。

(使用済燃料の貯蔵)

第149条 課長(燃料技術)は、使用済燃料を貯蔵する場合は、次の各号を遵守する。

- (1) 使用済燃料を使用済燃料プールに貯蔵すること。
- (2) 使用済燃料プールの目につきやすい箇所に燃料貯蔵施設である旨および貯蔵上の注意事項を掲示すること。
- (3) 燃料取替装置を使用すること。
- (4) 使用済燃料プールにおいて燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。

(使用済燃料の運搬)

第150条 課長(燃料技術)は、使用済燃料輸送容器から使用済燃料を取り出す場合は、使用済燃料プールにおいて、燃料取替装置を使用する。

2. 課長(燃料技術)は、発電所内において使用済燃料を運搬する場合は、次の各号を遵守し、使用済燃料プールにおいて、使用済燃料輸送容器に収納する。
 - (1) 法令に適合する容器を使用すること。
 - (2) 燃料取替装置を使用すること。
 - (3) 使用済燃料が臨界に達しない措置を講じること。
 - (4) 収納する使用済燃料のタイプおよび冷却期間が、使用済燃料輸送容器の収納条件に適合していること。
3. 課長(燃料技術)は、発電所内において、使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器を管理区域外に運搬する場合は、次の各号を遵守する。
 - (1) 容器の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒または転落を防止する措置を講じること。
 - (2) 法令に定める危険物と混載しないこと。
 - (3) 運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者および他の車両の立入を制限するとともに、必要な箇所に見張り人を配置すること。
 - (4) 車両を徐行させること。
 - (5) 核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識および経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。
 - (6) 容器および車両の適当な箇所に法令に定める標識をつけること。
4. 課長(放射線管理)は、前項の運搬において、容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、第159条(管理区域内における区域区分)第1項(1)に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。
5. 課長(放射線管理)は、課長(燃料技術)が管理区域内で第159条(管理区域内における区域区分)第1項(1)に定める区域に使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。
6. 課長(燃料技術)は、使用済燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。

第6章 放射性廃棄物管理

(放射性固体廃棄物の管理)

第151条 課長(放射線管理)、課長(燃料技術)および課長(第一発電)は、次に定める放射性固体廃棄物等の種類に応じて、それぞれ定められた処理を施したうえで、当該の廃棄施設等に貯蔵^{※1}または保管する。

- (1) 濃縮廃液は、課長(第一発電)がドラム詰装置でドラム缶等の容器に固型化し、課長(放射線管理)が固体廃棄物貯蔵所(以下「貯蔵所」という。)に保管する。
- (2) 原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等は、課長(燃料技術)が使用済燃料プールに貯蔵またはサイトバンカに保管する。ただし、封入またはしゃへい等の措置により課長(放射線管理)が貯蔵所に保管することができる。
- (3) 使用済樹脂およびフィルタスラッジは、課長(第一発電)が廃樹脂タンク等に貯蔵またはドラム詰装置でドラム缶等の容器に固型化し、課長(放射線管理)が貯蔵所に保管する。または課長(第一発電)が雑固体廃棄物焼却設備で焼却し、焼却灰をドラム缶等の容器に封入したうえで、課長(放射線管理)が貯蔵所に保管する。
- (4) その他の雑固体廃棄物は、各課長がドラム缶等の容器に封入すること等により汚染の広がりを防止する措置を講じ、課長(放射線管理)が貯蔵所に保管する。なお、ドラム缶等の容器に封入するにあたっては、以下の処理を行うことができる。
 - a. 焼却する場合は、課長(第一発電)が雑固体廃棄物焼却設備で焼却する。
 - b. 圧縮減容する場合は、課長(放射線管理)が減容機で圧縮減容する。
 - c. 熔融する場合は、課長(第一発電)が雑固体廃棄物処理設備で熔融する。

2. 各課長は、放射性固体廃棄物を封入または固型化したドラム缶等の容器には、放射性廃棄物を示す標識を付け、かつ表189-1の放射性固体廃棄物に係る記録と照合できる整理番号をつける。

3. 各課長は、次の事項を確認するとともに、その結果異常が認められた場合は、必要な措置を講じる。

- (1) 課長(放射線管理)は、貯蔵所における放射性固体廃棄物の保管状況を確認するために、1週間に1回貯蔵所を巡視するとともに、3箇月に1回保管量を確認する。
- (2) 課長(第一発電)は、廃樹脂タンク等における使用済樹脂およびフィルタスラッジの貯蔵状況を監視し、3箇月に1回貯蔵量を確認する。
- (3) 課長(燃料技術)は、サイトバンカにおける原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等の保管状況を確認するために、1箇月に1回サイトバンカを巡視するとともに、3箇月に1回保管量を確認する。また、使用済燃料プールにおける原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等について、3箇月に1回貯蔵量を確認する。

4. 課長(放射線管理)は貯蔵所、課長(燃料技術)はサイトバンカの目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。

5. 課長(放射線管理)または課長(燃料技術)は管理区域外に放射性固体廃棄物を運搬する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 法令に適合する容器に封入して運搬すること。ただし、放射性固体廃棄物の放射能濃度が法令に定める限度を超えない場合であって、法令に定める障害防止の措置を講じた場合は、この限りでない。

- (2) 容器等の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒または転落を防止する措置を講じること。
- (3) 法令に定める危険物と混載しないこと。
- (4) 容器等の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。

6. 課長（放射線管理）は、前項の運搬において、容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、第159条（管理区域内における区域区分）第1項（1）に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。

7. 課長（放射線管理）は、各課長が管理区域内で第159条（管理区域内における区域区分）第1項（1）に定める区域に放射性固体廃棄物を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。

8. 課長（放射線管理）は、放射性固体廃棄物を発電所外に廃棄する場合は、所長の承認を得る。

※1：貯蔵とは、保管の前段階のもので、廃棄とは異なるものをいう。

(放射性廃棄物でない廃棄物の管理)

第152条 「原子力施設において設置された資材等または使用された物品であって「核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物で廃棄しようとするもの」でない廃棄物」(以下、「放射性廃棄物でない廃棄物」という。)の判断をしようとする対象物の範囲は、管理区域内において設置された金属、コンクリート類、ガラスくず、廃油、プラスチック等(以下、本条において「資材等」という。)および管理区域内において使用された工具類等(以下、本条において「物品」という。)とする。

2. 課長(放射線管理)は、管理区域内において設置された資材等または使用された物品を「放射性廃棄物でない廃棄物」と判断する場合は、次の各号に基づき実施する。

(1) 汚染のおそれのない管理区域において設置された資材等については、適切な汚染防止対策が行われていることを確認した上で、適切に管理された使用履歴、設置状況の記録等により汚染がないことを判断する。

(2) 汚染のおそれのない管理区域以外の管理区域において設置された資材等については、適切な汚染防止対策が行われていることを確認した上で、適切に管理された使用履歴、設置状況の記録等により汚染がないことを判断する。

なお、汚染された資材等について、汚染部位の特定・分離を行った場合には、残った汚染されていない部位は「放射性廃棄物でない廃棄物」とすることができる。

また、適切な測定方法により念のための放射線測定評価を行い、測定結果が理論検出限界曲線の検出限界値未満であることを確認する。

(3) 汚染のおそれのない管理区域で使用された物品については、適切に管理された使用履歴の記録等により汚染がないことを判断する。

(4) 汚染のおそれのない管理区域以外の管理区域で使用された物品については、適切な汚染防止対策が行われていることを確認した上で適切に管理された使用履歴の記録等により汚染がないことを判断する。

また、適切な測定方法により念のための放射線測定評価を行い、測定結果が理論検出限界曲線の検出限界値未満であることを確認する。

3. 各課長は、「放射性廃棄物でない廃棄物」と判断されたものについては、管理区域から搬出するまでの間、汚染されたものとの混在防止措置を講じる等、所要の管理を行う。

(事故由来放射性物質の降下物の影響確認)

第153条 課長(放射線管理)は、原子炉等規制法に基づく工事計画(変更)認可申請書に記載されている設備・機器等(以下、本条において「設備・機器等」という。)について、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故由来の放射性物質の降下物(以下、本条において「降下物」という。)の影響の有無を確認する場合は、適切な測定方法により、降下物の分布調査を行う。

2. 各課長は、第1項の確認の結果、理論検出限界曲線の検出限界値未満でなかった場合、設備・機器等を廃棄または資源として有効利用しようとする際には、降下物により汚染されたものとして発電所内で適切に管理する。

(放射性液体廃棄物の管理)

第154条 課長（第一発電）は、放射性液体廃棄物を放出する場合は、復水器冷却水放水路より放出するとともに、次の事項を管理する。

- (1) 放射性液体廃棄物の放出による復水器冷却水放水路排水中の放射性物質濃度の3箇月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないこと。
 - (2) 復水器冷却水放水路排水中の放射性物質（トリチウムを除く。）の放出量が、表154-1に定める放出管理目標値を超えないように努めること。
2. 課長（第一発電）は、復水器冷却水放水路排水中のトリチウムの放出量が、表154-2に定める放出管理の基準値を超えないように努める。
3. 課長（放射線管理）は、表154-3に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、その結果を課長（第一発電）に通知する。

表154-1

項 目	放出管理目標値
放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く。)	$8.6 \times 10^{10} \text{Bq}/\text{年}^{*1}$

表154-2

項 目	放出管理の基準値
トリチウム	$8.6 \times 10^{12} \text{Bq}/\text{年}^{*1}$

※1：1号炉，2号炉および3号炉の合計

表154-3

分 類	測定項目	計測器種類	測定頻度	試料採取箇所
放射性液体廃棄物	放射性物質の濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	放出の都度	・床ドレンサンプルタンク ・処理水タンク
	トリチウム濃度	試料放射能測定装置	1箇月に1回	・ランドリドレンサンプルタンク ・シャワドレンタンク

(放射性気体廃棄物の管理)

第155条 課長(第一発電)は、放射性気体廃棄物を放出する場合は、表155-1に示す排気筒等より放出するとともに、次の事項を管理する。

(1) 排気筒およびタービン建物排気筒からの放射性気体廃棄物の放出による周辺監視区域外の空気中の放射性物質濃度の3箇月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を超えないこと。

(2) 排気筒およびタービン建物排気筒からの放射性物質(希ガス、よう素131)の放出量が、表155-1に定める放出管理目標値を超えないように努めること。

2. 課長(放射線管理)は、表155-2に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、その結果を課長(第一発電)に通知する。

3. 表155-2に示す排気筒等以外の場所において換気を行う場合は、次の事項を行う。ただし、第159条(管理区域内における区域区分)第1項(1)に定める区域等における換気は、この限りでない。

(1) 各課長は、フィルター付局所排気装置等により法令に定める管理区域に係る値を超えないよう拡散防止措置を行う。

(2) 課長(放射線管理)は、表155-3に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。なお、換気によって放出される空気中放射性物質の濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれがない場合は、この限りでない。

表155-1

項 目	放出管理目標値
放射性気体廃棄物	
希ガス	7.9×10^{14} Bq/年 ^{※1}
よう素 131	3.9×10^{10} Bq/年 ^{※1}

※1：1号炉，2号炉および3号炉の合計

表155-2

分 類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度
放射性 気 体 廃棄物	・排気筒	希ガス濃度	排気筒モニタ	常 時
	・タービン 建物 排気筒	よう素131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回

表155-3

	測定項目	計測器種類	測定頻度
排気筒等以外の排気出口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	作業の都度 ^{※2}

※2：作業が1週間を超える場合は、1週間に1回測定する。

(放出管理用計測器の管理)

第156条 課長(放射線管理)および課長(計装)は、表156に定める放出管理用計測器について、同表に定める数量を確保する。ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理または代替品を補充する。

表156

分類	計測器種類	所管課長	数量
1. a. 放射性液体 廃棄物放出 監視用計測器	排水モニタ	課長(計装)	1台
b. 放射性液体 廃棄物放出 管理用計測器	試料放射能測定装置	課長(放射線管理)	2台 ^{※1}
2. 放射性気体 廃棄物放出 管理用計測器	排気筒モニタ	課長(計装)	1台
	タービン建物排気筒モニタ	課長(計装)	1台
	試料放射能測定装置	課長(放射線管理)	1台 ^{※1※2}

※1: 1号炉, 2号炉および3号炉共用

※2: 放射性液体廃棄物放出管理用計測器と共用

(頻度の定義)

第157条 本章でいう測定頻度等に関する考え方は、表157のとおりとする。

表157

頻度	考え方
1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施
1箇月に1回	毎月1日を始期とする1箇月間に1回実施
3箇月に1回	4月1日, 7月1日, 10月1日および1月1日を始期とする各3箇月間に1回実施
常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており, 点検時等の測定不能な期間を除く。

第7章 放射線管理

(管理区域の設定および解除)

第158条 管理区域は、添付4に示す区域とする。

2. 課長（放射線管理）は、管理区域を壁、柵等の区画物によって区画するほか、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する。
3. 課長（放射線管理）は、管理区域の解除を行う場合は、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。
4. 課長（放射線管理）は、添付4における管理区域境界付近において、表158に示す作業を行う場合で、3ヶ月以内に限り管理区域を設定または解除することができる。設定または解除にあたって、課長（放射線管理）は目的、期間および場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、課長（放射線管理）はあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。
5. 課長（放射線管理）は、前項以外で、一時的に管理区域を設定または解除する場合は、廃止措置主任者の確認を得て、所長の承認を得て行うことができる。設定または解除にあたって、課長（放射線管理）は目的、期間および場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、課長（放射線管理）はあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し、廃止措置主任者の確認を得て、所長の承認を得る。
6. 課長（放射線管理）は、前項にかかわらず、緊急を要する場合は管理区域を設定することができる。設定にあたって、課長（放射線管理）は法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。
7. 課長（放射線管理）は、前項における管理区域を設定した場合は、設定後において、目的、期間および場所を明らかにし、廃止措置主任者の確認を得て、所長の承認を得る。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを課長（放射線管理）が確認し、廃止措置主任者の確認を得て、所長の承認を得る。

表158

タンク点検等
ポンプ点検等
バルブ点検等
配管点検等
ケーブル点検等
空調点検等
計測器類点検等
監視カメラ点検等
扉・シャッター修理他作業
清掃作業
建物補修
搬出入作業
物品の仮置

(管理区域内における区域区分)

第159条 課長(放射線管理)は、管理区域を次のとおり区分することができる。

(1) 表面汚染密度および空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域(以下「汚染のおそれのない管理区域」という。)

(2) 表面汚染密度または空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超える区域または超えるおそれのある区域

2. 汚染のおそれのない管理区域は、添付4に示す区域とする。

3. 課長(放射線管理)は、一時的に第1項に係る区域区分を変更する場合は、目的、期間および場所を明らかにするとともに、あらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元の区域区分に戻す場合についても、課長(放射線管理)はあらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。

4. 課長(放射線管理)は、汚染のおそれのない管理区域と第1項(2)で定める区域が隣接する場合は、第1項(2)で定める区域への入口付近に標識を設ける。

(管理区域内における特別措置)

第160条 課長(放射線管理)は、管理区域のうち次の基準を超える場合または超えるおそれがある場合は、標識を設けて他の場所と区別するほか、区画、施錠等の措置を講じる。

ただし、放射線等の危険性が低い場合は、この限りでない。

(1) 外部放射線に係る線量当量率が1時間につき1ミリシーベルト

(2) 空気中の放射性物質濃度または床、壁、その他人の触れるおそれのある物の表面汚染密度が、法令に定める管理区域に係る値の10倍

2. 各課長は、前項の区域内で作業を行う場合、作業による線量および作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案し、課長(放射線管理)の承認を得る。ただし、別に所長の承認を得た巡視・点検その他定型化された業務を行うために立入る場合は、この限りでない。

3. 各課長は、汚染の広がりを防止するため、第1項(2)の区域から退出する場合および物品等を持ち出す場合は、更衣および持ち出す物の養生等の措置を講じる。

(管理区域への出入管理)

第161条 課長(放射線管理)は、次に示す立入者の区分により、管理区域への立入許可に係る事項を定め、所長の承認を得る。

(1) 放射線業務従事者：業務上管理区域に立入る者

(2) 一時立入者：放射線業務従事者以外の者であって、放射線業務従事者の随行により管理区域に一時的に立入る者

2. 課長(放射線管理)は、前項に基づき管理区域に立入る者に対して許可を与える。
3. 課長(放射線管理)は、前項にて許可していない者を管理区域に立入らせない措置を講じる。
4. 課長(放射線管理)は、管理区域の出入管理室において、人の出入り等を監視する。
5. 課長(放射線管理)は、前項以外の出入口には、施錠等の人のみだりに立入りできない措置を講じる。
6. 課長(放射線管理)は、管理区域から退出する者または管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する者の身体および身体に着用している物の表面汚染密度が、法令に定める表面密度限度の10分の1を超えないような措置を講じる。ただし、汚染のおそれのない管理区域から退出する場合は、この限りでない。

(管理区域出入者の遵守事項)

第162条 課長(放射線管理)は、管理区域に出入りする所員に、次の事項を遵守させる措置を講じる。

- (1) 出入管理室を経由すること。ただし、課長(放射線管理)の承認を得て、その指示に従う場合は、この限りでない。
- (2) 管理区域に立入る場合は、個人線量計を着用すること。ただし、一時立入者であって課長(放射線管理)の指示に従う場合は、この限りでない。
- (3) 管理区域に立入る場合は、保護衣を着用すること。ただし、汚染のおそれのない管理区域に立入る場合または課長(放射線管理)の承認を得て、その指示に従う場合は、この限りでない。
- (4) 第160条(管理区域内における特別措置)第1項(2)に係る区域から退出する場合および物品等を持ち出す場合は、更衣および持ち出す物の養生等を行うこと。
- (5) 管理区域から退出する場合または管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する場合は、身体および身体に着用している物の表面汚染密度を確認すること。ただし、汚染のおそれのない管理区域から退出する場合、または、第161条(管理区域への出入管理)第6項に基づく課長(放射線管理)の指示に従う場合は、この限りでない。
- (6) 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食および喫煙をしないこと。

(保全区域)

第163条 保全区域は、添付5に示す区域とする。

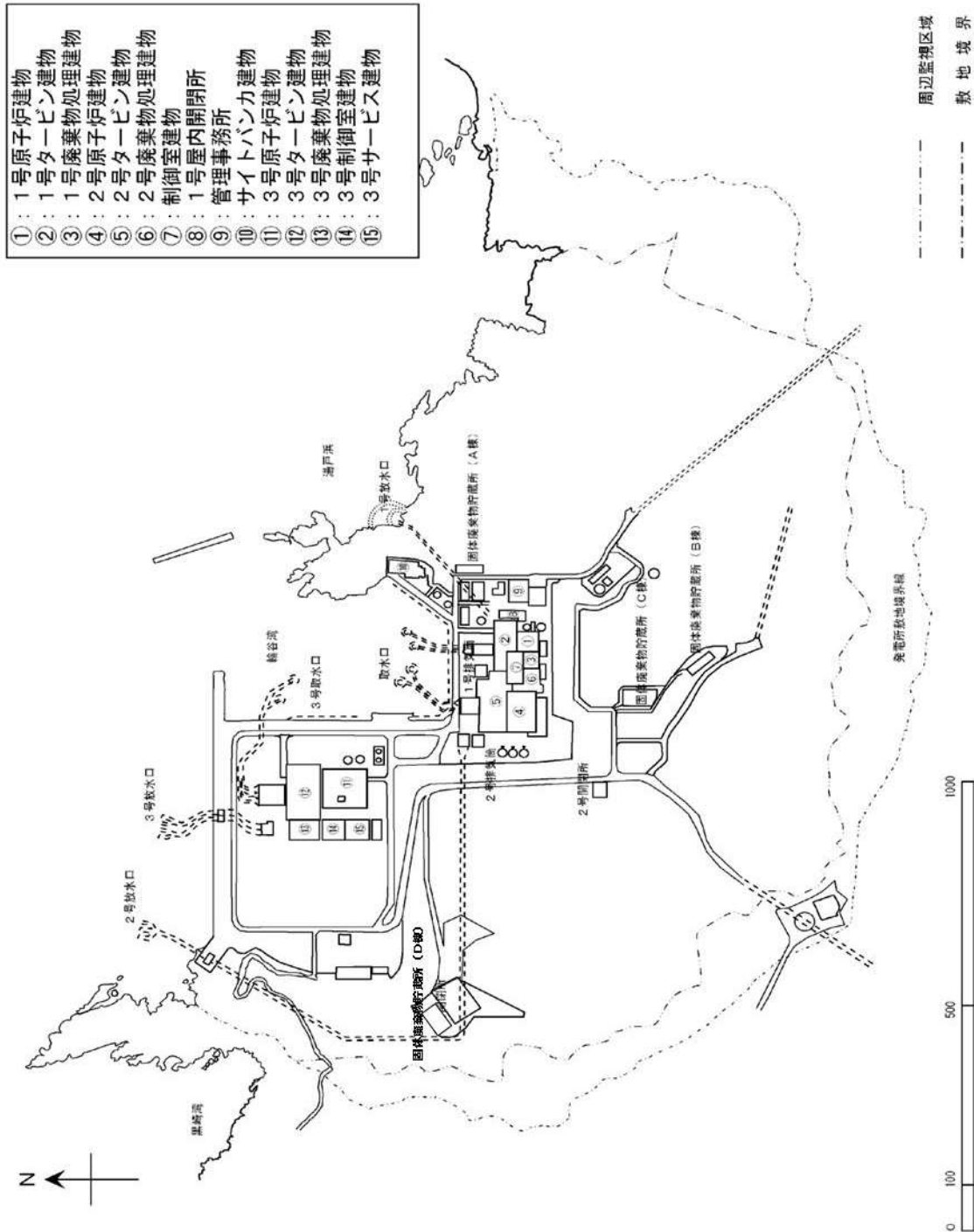
2. 課長(核物質防護)は、保全区域を標識等により区別するほか、必要に応じて立入制限等の措置を講じる。

(周辺監視区域)

第164条 周辺監視区域は、図164に示す区域とする。

2. 課長(核物質防護)は、前項の周辺監視区域境界に、柵を設けるまたは標識を掲げることにより、業務上立入る者以外の立入りを制限する。ただし、当該区域に立入るおそれのないことが明らかな場合は、この限りでない。

図164



(線量の評価)

第165条 課長(放射線管理)は、所員の放射線業務従事者の実効線量および等価線量を表165に定める項目および頻度に基づき評価し、法令に定める線量限度を超えていないことを確認する。

表165

項目	頻度
外部被ばくによる線量	3箇月に1回 ^{※1}
内部被ばくによる線量	3箇月に1回 ^{※1}

※1:女子(妊娠不能と診断された者および妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。)にあつては、1箇月に1回とする。

(床、壁等の除染)

第166条 各課長または当直長は、法令に定める表面密度限度を超えるような予期しない汚染を床、壁等に発生させた場合または発見した場合は、課長(放射線管理)に連絡するとともに、汚染拡大防止のため区画等の応急措置を講じる。

2. 前項の汚染箇所に係る作業の所管課長は、汚染状況等について課長(放射線管理)の確認を受けたうえで、その協力を得ながら汚染の除去等、放射線防護上の必要な措置を講じる。
3. 前項の所管課長は、その措置結果について、課長(放射線管理)の確認を得る。

(外部放射線に係る線量当量率等の測定)

第167条 課長（放射線管理）は、表167-1および表167-2（第159条（管理区域内における区域区分）第1項（2）の区域内に設定した汚染のおそれのない管理区域内に限る。）に定める管理区域内および周辺監視区域境界付近（測定場所は図167に定める。）における測定項目について、同表に定める頻度で測定する。ただし、人の立入れない措置を講じた管理区域については、この限りでない。

2. 課長（放射線管理）は、前項の測定により異常が認められた場合は、直ちにその原因を調査し、必要な措置を講じる。

表167-1

場 所	測定項目	測定頻度
1. 管理区域内 ^{※1}	外部放射線に係る線量当量率 ^{※2}	毎日1回
	外部放射線に係る線量当量率 ^{※3}	1週間に1回
	外部放射線に係る線量当量	1週間に1回
	空気中の放射性物質濃度 ^{※4}	1週間に1回
	表面汚染密度 ^{※4}	1週間に1回
2. 周辺監視区域境界付近	空気吸収線量	3箇月に1回
	空気吸収線量率 ^{※5}	常時
	空気中の粒子状放射性物質濃度	3箇月に1回

※1：人の立入頻度等を考慮して、被ばく管理上重要な項目について測定

※2：エリアモニタにおいて測定する項目（使用済燃料の貯蔵施設）

※3：エリアモニタにおいて測定する項目（使用済燃料の貯蔵施設以外の施設）

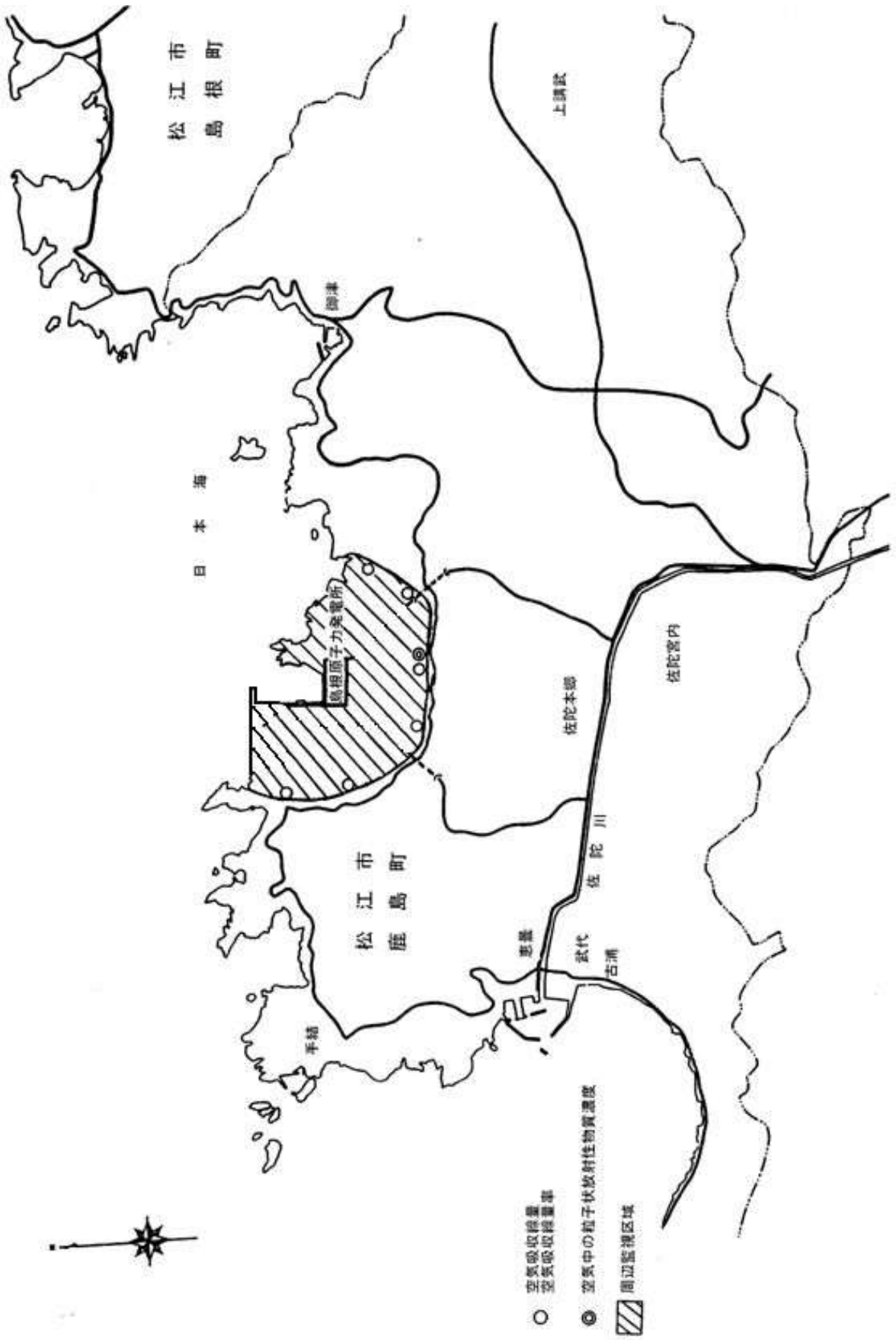
※4：汚染のおそれのない管理区域は、測定を省略することができる。

※5：モニタリングポストにおいて測定する項目

表167-2

場 所	測定項目	測定頻度
汚染のおそれのない管理区域内	表面汚染密度	1週間に1回 (汚染のおそれのない管理区域が 設定されている期間)

図 167



(放射線計測器類の管理)

第168条 課長（放射線管理）および課長（計装）は、表168に定める放射線計測器類について、同表に定める数量を確保する。ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理または代替品を補充する。

表168

分類	計測器種類	所管課長	数量
1. 被ばく管理用計測器	ホールボディカウンタ	課長（放射線管理）	1台 ^{※1}
2. 放射線管理用計測器	線量当量率測定用サーベイメータ	課長（放射線管理）	2台 ^{※2}
	汚染密度測定用サーベイメータ	課長（放射線管理）	2台 ^{※2}
	体表面モニタ	課長（放射線管理）	3台 ^{※3}
	試料放射能測定装置	課長（放射線管理）	1台 ^{※1※5}
	電子式積算線量計	課長（放射線管理）	1式 ^{※1}
3. 放射線監視用計測器	モニタリングポスト	課長（計装）	6台 ^{※1}
	エリアモニタ	課長（計装）	13台 ^{※4※6}
4. 環境放射能計測器	試料放射能測定装置	課長（放射線管理）	1台 ^{※1}
	積算線量計測定装置	課長（放射線管理）	1台 ^{※1}

※1：1号炉，2号炉および3号炉共用

※2：1号炉，2号炉および3号炉共用の1台を含む

※3：1号炉および2号炉共用

※4：1号炉および2号炉共用の2台を含む

※5：表156の試料放射能測定装置と共用

※6：管理区域外測定用の1台を含む。

(管理区域外等への搬出および運搬)

第169条 課長(放射線管理)は、各課長が管理区域外に搬出する物品または管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する物品の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から搬出される場合は、この限りでない。

2. 各課長は、管理区域外に核燃料物質等(第147条(新燃料の運搬)、第150条(使用済燃料の運搬)および第151条(放射性固体廃棄物の管理)に定めるものを除く。以下、本条において同様。)を運搬する場合、または船舶輸送に伴い車両によって運搬する場合は、第151条(放射性固体廃棄物の管理)第5項を準用する。

3. 課長(放射線管理)は、前項の運搬において、容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。

4. 課長(放射線管理)は、各課長が管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に核燃料物質等を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。

(発電所外への運搬)

第170条 各課長は、核燃料物質等(第147条(新燃料の運搬)、第150条(使用済燃料の運搬)および第151条(放射性固体廃棄物の管理)に定めるものを除く。)を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。

(協力会社の放射線防護)

第171条 課長(放射線管理)は、管理区域内で作業を行う協力会社に対して、以下に示す放射線防護上の必要な事項を定め、所長の承認を得る。

(1) 管理区域出入者の遵守事項

- a. 出入方法に関すること。
- b. 個人線量計の着用に関すること。
- c. 保護衣の着用に関すること。
- d. 汚染拡大防止措置に関すること。
- e. 管理区域内での飲食および喫煙に関すること。

(2) 線量評価の項目および頻度に関すること。

(3) 床、壁等の汚染発見時の措置に関すること。

2. 各課長は、管理区域内で作業を行う協力会社に対して、前項に定めた必要事項を遵守させる措置を講じる。

(頻度の定義)

第172条 本章でいう測定頻度等に関する考え方は、表172のとおりとする。

表172

頻 度	考 え 方
毎日1回	午前0時を始期とする1日の間に1回実施し、連続して実施(測定等)している場合も含む。
1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施
1箇月に1回	毎月1日を始期とする1箇月間に1回実施
3箇月に1回	4月1日、7月1日、10月1日および1月1日を始期とする各3箇月間に1回実施
常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。

第8章 保守管理

(保守管理計画)

第173条 保守管理を実施するにあたり、原子炉施設の安全を確保するために以下の保守管理計画を定める。保守管理に関する業務を確実に実施するために、「保守管理要領」に従い実施する。また、組織は、保守管理の業務に必要な文書を「文書・記録管理基本要領」に従い品質マネジメントシステムの文書として作成・管理し、保守管理の業務を実施する。

1. 定義

本保守管理計画における用語の定義は、「原子力発電所の保守管理規程（JEAC4209-2007）」に従うものとする。ただし、本条において「原子力発電所の保守管理規程（JEAC4209-2007）」で定める「点検計画」は「点検の計画」と読みかえる。

2. 保守管理の実施方針および保守管理目標

(1) 社長は、原子炉施設の安全確保を最優先として、保守管理の継続的な改善を図るため、保守管理の現状等を踏まえ、保守管理の実施方針を定める。また、12.の保守管理の有効性評価の結果、および保守管理を行う観点から特別な状態（7.3参照）を踏まえ保守管理の実施方針の見直しを行う。

(2) 所長は、「マネジメントレビュー基本要領」で定めた手順により、社達で周知された保守管理の実施方針に基づき、保守管理の改善を図るための保守管理目標を設定する。また、12.の保守管理の有効性評価の結果、および保守管理を行う観点から特別な状態（7.3参照）を踏まえ保守管理目標の見直しを行う。

3. 保全プログラムの策定

組織は、2.の保守管理目標を達成するため、4.より11.からなる保全プログラムを策定する。また、12.の保守管理の有効性評価の結果、および保守管理を行う観点から特別な状態（7.3参照）を踏まえ保全プログラムの見直しを行う。

4. 保全対象範囲の策定

組織は、原子力発電施設の中から、保全を行うべき対象範囲として次の各項の設備を選定する。

- (1) 維持すべき原子炉施設
- (2) その他、自ら定める設備

5. 保全重要度の設定

組織は、4.の保全対象範囲について系統毎の範囲と機能を明確にした上で、構築物、系統および機器の保全重要度を設定する。

- (1) 系統の保全重要度は、原子炉施設の安全性を確保するため重要度分類指針の重要度を参考に、廃止措置期間中における安全機能要求の有無を考慮して設定する。
- (2) 機器の保全重要度は、当該機器が属する系統の保全重要度と整合するよう設定する。なお、この際、機器が故障した場合の系統機能への影響を考慮することができる。
- (3) 構築物の保全重要度は、(1)または(2)に基づき設定する。

6. 保全活動管理指標の設定、監視計画の策定および監視

(1) 組織は、保全の有効性を監視、評価するために5.の保全重要度を踏まえ、系統レベルの保全活動管理指標を設定する。

a. 系統レベルの保全活動管理指標

系統レベルの保全活動管理指標として、5. (1) の保全重要度の高い系統に対して以下のものを設定する。

(a) 予防可能故障 (MPFF) 回数

(2) 組織は、以下に基づき保全活動管理指標の目標値を設定する。また、11. の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全活動管理指標の目標値の見直しを行う。

a. 系統レベルの保全活動管理指標

(a) 予防可能故障 (MPFF) 回数の目標値は、運転実績、重要度分類指針の重要度を考慮して設定する。

(3) 組織は、系統の供用開始までに、保全活動管理指標の監視項目、監視方法および算出周期を具体的に定めた監視計画を策定する。なお、監視計画には、計画の始期および期間に関することを含める。

(4) 組織は、監視計画に従い保全活動管理指標に関する情報を採取し、その結果を記録する。

7. 保全計画の策定

(1) 組織は、4. の保全対象範囲に対し、以下の保全計画を策定する。なお、保全計画には、計画の始期および期間に関することを含める。

- a. 点検計画 (7. 1 参照)
- b. 補修、取替えおよび改造計画 (7. 2 参照)
- c. 特別な保全計画 (7. 3 参照)

(2) 組織は、保全計画の策定にあたって、5. の保全重要度を勘案し、必要に応じて次の事項を考慮する。また、11. の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全計画の見直しを行う。

- a. 運転実績、事故および故障事例などの運転経験
- b. 使用環境および設置環境
- c. 劣化、故障モード
- d. 機器の構造等の設計的知見
- e. 科学的知見

(3) 組織は、保全の実施段階において、維持すべき原子炉施設の安全機能に影響を及ぼす可能性のある行為を把握し、保全計画を策定する。

7. 1 点検の計画策定

(1) 組織は、点検を実施する場合、あらかじめ保全方式を選定し、点検の方法ならびにそれらの実施頻度および実施時期を定めた点検計画、点検計画表を策定する。

(2) 組織は、構築物、系統および機器の適切な単位ごとに、以下に示す保全方式から適切な方式を選定する。

- a. 予防保全
 - (a) 時間基準保全
 - (b) 状態基準保全
- b. 事後保全

(3) 組織は、選定した保全方式の種類に応じて、次の事項を定める。

- a. 時間基準保全
 - 点検を実施する時期までに、次の事項を定める。
 - (a) 点検の具体的方法
 - (b) 構築物、系統および機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目、評価方法および管理基準

(c) 実施頻度

(d) 実施時期

なお、時間基準保全を選定した機器に対して、運転中に設備診断技術を使った状態監視データ採取、巡視点検または定例試験の状態監視を実施する場合、状態監視の内容に応じて、状態基準保全を選定した場合に準じて必要な事項を定める。

b. 状態基準保全

(a) 設備診断技術を使い状態監視データを採取する時期までに、次の事項を定める。

①状態監視データの具体的採取方法

②機器の故障の兆候を検知するために必要な状態監視データ項目、評価方法および必要な対応を適切に判断するための管理基準

③状態監視データ採取頻度

④実施時期

⑤機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法

(b) 巡視点検を実施する時期までに、次の事項を定める。

①巡視点検の具体的方法

②構築物、系統および機器の状態を監視するために必要なデータ項目、評価方法および管理基準

③実施頻度

④実施時期

⑤機器の状態が管理基準に達するかまたは故障の兆候を発見した場合の対応方法

(c) 定例試験を実施する時期までに、次の事項を定める。

①定例試験の具体的方法

②構築物、系統および機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目、評価方法および管理基準

③実施頻度

④実施時期

⑤機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法

c. 事後保全

事後保全を選定した場合、機能喪失の発見後、修復を実施する前に、修復方法、修復後に所定の機能を発揮することの確認方法および修復時期を定める。

7. 2 補修、取替えおよび改造計画の策定

(1) 組織は、補修、取替えおよび改造を実施する場合、あらかじめその方法および実施時期を定めた計画を策定する。また、安全上重要な機器^{※1}の補修、取替えおよび改造については、法令に基づく必要な手続き^{※2}の要否について確認を行い、法令に基づく必要な手続きの要否およびその内容（手続きが不要と判断した場合、その理由を含む。）を記録する。

(2) 組織は、補修、取替えおよび改造を実施する構築物、系統および機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを、検査および試験により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。

a. 検査および試験の具体的方法

b. 所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な検査および試験の項目、評価方法および管理基準

c. 検査および試験の実施時期

※1：安全上重要な機器とは、安全上重要な機器等を定める告示に定める機器および構造物のうち、新燃料貯蔵設備、使用済燃料貯蔵設備および燃料取扱設備をいう。（以下、第18

9条（記録）において同じ。）

※2：法令に基づく必要な手続きとは、「原子炉等規制法」の第43条の3の8（変更の許可及び届出等）、第43条の3の9（工事の計画の認可）、第43条の3の10（工事の計画の届出）、第43条の3の11（使用前検査）および第43条の3の13（溶接安全管理検査）ならびに「電気事業法」の第47条・第48条（工事計画）および第49条・第50条（使用前検査）に係る手続きをいう。なお、手続きが不要と判断した場合にも、その理由を併せて記録する。（以下、第189条（記録）において同じ。）

7. 3 特別な保全計画の策定

- (1) 組織は、地震、事故等により特別な保全を実施する場合などは、特別な措置として、あらかじめ当該原子炉施設の状態に応じた保全方法および実施時期を定めた計画を策定する。
- (2) 組織は、特別な保全計画に基づき保全を実施する構築物、系統および機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを点検により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。
 - a. 点検の具体的方法
 - b. 所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な点検の項目、評価方法および管理基準
 - c. 点検の実施時期

8. 保全の実施

- (1) 組織は、7. で定めた保全計画にしたがって点検・補修等の保全を実施する。
- (2) 組織は、保全の実施にあたって、以下の必要なプロセスを実施する。
 - a. 工事計画
 - b. 設計管理
 - c. 調達管理
 - d. 工事管理
- (3) 組織は、点検・補修等の結果について記録する。

9. 点検・補修等の結果の確認・評価

- (1) 組織は、あらかじめ定めた方法で、保全の実施段階で採取した構築物、系統および機器の点検・補修等の結果から所定の機能を発揮しうる状態にあることを、所定の時期^{※3}までに確認・評価し、記録する
- (2) 組織は、最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合には、定めたプロセスに基づき、点検・補修等が実施されていることを、所定の時期^{※3}までに確認・評価し、記録する。

※3：所定の時期とは、所定の機能が要求される時またはあらかじめ計画された保全の完了時をいう。

10. 点検・補修等の不適合管理、是正処置および予防処置

- (1) 組織は、以下のa. およびb. の場合には、不適合管理を行ったうえで、9. の確認・評価の結果を踏まえて実施すべき原子炉施設の点検等の方法、実施頻度および時期の是正処置ならびに予防処置を講じる。
 - a. 点検・補修等を実施した構築物、系統および機器が所定の機能を発揮しうることを確認・評価できない場合。
 - b. 最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合にあつて、定めたプロセスに基づき、点検・補修等が実施されていることが確認・評価できない場合。
- (2) 組織は、(1) a. およびb. の場合の不適合管理、是正処置および予防処置について記

録する。

11. 保全の有効性評価

組織は、保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。

(1) 組織は、あらかじめ定めた時期および内容に基づき、保全の有効性を評価する。なお、保全の有効性評価は、以下の情報を適切に組み合わせて行う。

- a. 保全活動管理指標の監視結果
- b. 保全データの推移および経年劣化の長期的な傾向監視の実績
- c. トラブルなど運転経験
- d. 他プラントのトラブルおよび経年劣化傾向に係るデータ
- e. リスク情報、科学的知見

(2) 組織は、保全の有効性評価の結果を踏まえ、構築物、系統および機器の保全方式を変更する場合には、7. 1に基づき保全方式を選定する。また、構築物、系統および機器の点検間隔を変更する場合には、保全重要度を踏まえた上で、以下の評価方法を活用して評価する。

- a. 点検および取替結果の評価
- b. 劣化トレンドによる評価
- c. 類似機器等のベンチマークによる評価
- d. 研究成果等による評価

(3) 組織は、保全の有効性評価の結果とその根拠および必要となる改善内容について記録する。

12. 保守管理の有効性評価

(1) 組織は、11. の保全の有効性評価の結果および2. 保守管理目標の達成度から、定期的に保守管理の有効性を評価し、保守管理が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。

(2) 組織は、保守管理の有効性評価の結果とその根拠および改善内容について記録する。

13. 情報共有

組織は、保守点検を行った事業者から得られた保安の向上に資するために必要な技術情報を、BWR事業者協議会を通じて他の原子炉設置者と情報共有を行う。

(溶接事業者検査の実施)

第174条 所長は、溶接事業者検査（以下、本条において「検査」という。）を統括する。

2. 検査の責任者は、検査に係る以下の事項を実施し、適切に検査を実施する。

- (1) 検査要領書および成績書の作成
- (2) 検査員の選任および検査実施体制の確立
- (3) 検査の工程管理
- (4) 検査の実施
- (5) 検査記録の管理

第9章 緊急時の措置

(原子力防災組織)

- 第175条 課長(技術)は、緊急事態が発生した場合に、原子力災害対策活動を行えるよう、原子力防災組織を定めるにあたり、所長の承認を得る
2. 緊急時対策本部の本部長は所長とする。なお所長不在の場合は、所長が定めた代行者を本部長とする。
3. 原子力災害対策特別措置法に基づく措置が必要な場合は、本規定にかかわらず当該措置を優先する。(以下、本章において同じ。)

(原子力防災組織の要員)

- 第176条 課長(技術)は、原子力防災組織の要員を定めるにあたり、所長の承認を得る。

(緊急作業従事者の選定)

- 第177条 課長(技術)は、次の各号全ての要件に該当する所員および協力会社従業員等の放射線業務従事者(女子については、妊娠不能と診断された者および妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者に限る。)から、緊急作業に従事させるための要員(以下「緊急作業従事者」という。)を選定し、所長の承認を得る。
- (1) 表177の緊急作業についての教育を受けた上で、緊急作業に従事する意思がある旨を、社長に書面で申し出た者
- (2) 表177の緊急作業についての訓練を受けた者
- (3) 実効線量について250ミリシーベルトを線量限度とする緊急作業に従事する者にあつては、原子力災害対策特別措置法第8条第3項に規定する原子力防災要員、同法第9条第1項に規定する原子力防災管理者または同法同条第3項に規定する副原子力防災管理者であること。

表177

分類	項目	時間
教育	緊急作業の方法に関する知識 (放射線測定の方法、身体等の汚染の状態の検査、保護具の性能および使用方法等)	3時間以上
	電離放射線の生体に与える影響、健康管理の方法および被ばく線量の管理の方法に関する知識	1時間以上
訓練	緊急作業の方法	3時間以上
	緊急作業で使用する施設および設備の取扱い ^{※1}	3時間以上

※1：兼用できる訓練

- ・ 第138条第2項、第139条第1項、第180条および第187条のうち、緊急作業で使用する施設及び設備の取扱いに関する訓練

(原子力防災資機材等の整備)

第178条 課長(技術)は、原子力防災組織の活動に必要な放射線障害防護用器具および非常用通信機器等を定めるにあたり、所長の承認を得る。

(通報経路)

第179条 課長(技術)は、緊急事態が発生した場合の社内ならびに国、県、市、警察署および消防署等の社外関係機関との通報経路を定めるにあたり、所長の承認を得る。

(緊急時訓練)

第180条 課長(技術)は、原子力防災組織の要員に対して、緊急事態に対処するための総合的な訓練を、発電所で毎年度1回以上実施し、所長に報告する。

(通報)

第181条 当直長等は、原子炉施設に異常が発生し、その状況が緊急事態である場合は、あらかじめ定められた通報経路に従って、所長へ通報する。

2. 所長は、緊急事態の発生について通報を受け、もしくは自ら発見した場合は、第179条(通報経路)に定める通報経路に従って、通報する。

(緊急時体制の発令)

第182条 所長は、緊急事態が発生した場合は、緊急時体制を発令して、原子力防災組織の要員を召集し、発電所に緊急時対策本部を設置する。

(応急措置)

第183条 本部長は、原子力防災組織を統括し、緊急事態において次の応急措置を実施する。

- (1) 避難
- (2) 放射性物質の影響範囲の推定
- (3) 緊急被ばく医療
- (4) 消火活動
- (5) 汚染拡大の防止
- (6) 線量評価
- (7) 応急復旧
- (8) 原子力災害の拡大防止を図るための措置
- (9) 資機材の調達および輸送

(緊急時における活動)

第184条 原子力緊急事態宣言発令後、本部長は、第183条(応急措置)で定める応急措置を継続実施する。

(緊急作業従事者の線量管理等)

第185条 本部長は、緊急作業従事者が緊急作業期間中に受ける線量を可能な限り低減するため、次の事項を実施する。

(1) 緊急作業従事者が緊急作業に従事する期間中の実効線量および等価線量を表185に定める項目および頻度に基づき評価するとともに、法令に定める線量限度を超えないように被ばく線量の管理を実施する。

(2) 原子炉施設の状況および作業内容を考慮し、放射線防護マスクの着用等の放射線防護措置を講じる。

2 本部長は、緊急作業従事者に対し、緊急作業期間中および緊急作業に係る業務から離れる際、医師による健康診断を実施する。

表185

項目	頻度
外部被ばくによる線量	1箇月 ^{※1} に1回
内部被ばくによる線量	1箇月 ^{※1} に1回

※1：毎月1日を始期とする。

(緊急時体制の解除)

第186条 本部長は、事象が収束し、緊急時体制を継続する必要がなくなった場合は、関係機関と協議した上で、緊急時体制を解除する。また、その旨を第179条(通報経路)の経路に従って連絡する。

第10章 保安教育

(所員への保安教育)

第187条 廃止措置を行う所員への保安教育を実施するにあたり、具体的な保安教育内容およびその見直し頻度を定めた「力量および教育訓練基本要領」に基づき、次の各号を実施する。

- (1) 原子力人材育成センター所長は、毎年度、廃止措置を行う所員への保安教育実施計画を表187-1, 2, 3の実施方針に基づき作成し、廃止措置主任者および所長の確認を得て、電源事業本部部長（原子力管理）の承認を得る。
- (2) 原子力人材育成センター所長は、(1)の保安教育実施計画の策定にあたり、第128条（原子力発電保安委員会）第2項に基づき保安委員会の確認を得る。
- (3) 各課長は、(1)の保安教育実施計画に基づき、保安教育を実施する。原子力人材育成センター所長は、年度毎に実施結果を所長および電源事業本部部長（原子力管理）に報告する。
ただし、各課長が、定められた基準に従い、各項目の全部または一部について、十分な知識および技能を有していると認めた者については、該当する教育について省略することができる。
- (4) 原子力人材育成センター所長は、保安教育の具体的な内容について、定められた頻度に基づき見直しを行う。

(協力会社従業員への保安教育)

第188条 総務課長は、原子炉施設に関する作業を協力会社が行う場合は、当該協力会社従業員の発電所入所時に安全上必要な教育が表188の実施方針に基づき実施されていることを確認する。

なお、総務課長は、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会う。

ただし、総務課長が、電源事業本部部長（原子力管理）によりあらかじめ承認された基準に従い、各項目の全部または一部について、十分な知識および技能を有していると認められた者については、該当する教育について省略することができる。

2. 課長（放射線管理）は、原子炉施設に関する作業のうち、管理区域内における業務を協力会社が行う場合は、当該業務に従事する協力会社従業員に対し、安全上必要な教育が表188の実施方針に基づき実施されていることを確認する。

なお、課長（放射線管理）は、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし、課長（放射線管理）が、電源事業本部部長（原子力管理）によりあらかじめ承認された基準に従い、各項目の全部または一部について、十分な知識および技能を有していると認められた者については、該当する教育について省略することができる。

3. 課長（第一発電）は、放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助を協力会社が行う場合は、当該業務に従事する従業員に対し、表187-1, 2, 3の実施方針のうち、「放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認する。原子力人材育成センター所長は、その内容を廃止措置主任者および所長の確認を得て、電源事業本部部長（原子力管理）の承認を得る。

4. 課長（第一発電）は、第3項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認する。原子力人材育成センター所長は、その実施結果を所長および電源事業本部部長（原子力管理）に報告する。

なお、課長（第一発電）は、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし、課長（第一発電）が、電源事業本部部長（原子力管理）によりあらかじめ承認された基準に従い、各項目の全部または一部について、十分な知識および技能を有していると認められた者については、該当する教育について省略することができる。

5. 課長（第一発電）または課長（燃料技術）は、燃料の取扱いに関する業務の補助を協力会社が行う場合は、当該業務に従事する従業員に対し、表187-1, 2, 3の実施方針のうち、「燃料の取扱いの業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認する。原子力人材育成センター所長は、その内容を廃止措置主任者および所長の確認を得て、電源事業本部部長（原子力管理）の承認を得る。

6. 課長（第一発電）または課長（燃料技術）は、第5項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認する。原子力人材育成センター所長は、その実施結果を所長および電源事業本部部長（原子力管理）に報告する。

なお、課長（第一発電）または課長（燃料技術）は、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし、課長（第一発電）または課長（燃料技術）が、電源事業本部部長（原子力管理）によりあらかじめ承認された基準に従い、各項目の全部または一部について、十分な知識および技能を有していると認められた者については、該当する教育について省略することができる。

表 1 8 7 - 1 (保安教育実施方針(総括表))

保安教育の内容				対象者と教育時間 ※2								
大分類	中分類 (実用炉規則第92条の内容)	小分類 (項目)	内 容	実施時期	運転員					運転員以外の 技術系所属員	事務系所属員	
					当直長 当直副長	当直主任 運転士	補助運転士	放射性廃棄物処理 設備の業務に関わる者	燃料の取扱いの業務に関 わる者			
入所時に実施する教育 ※1	関係法令 および 保安規定の遵守に関すること	原子炉等規制法	原子炉等規制法に関する法令の概要ならびに関係法令および保安規定の遵守に関すること	入所時 (原子力発電所新規配属時)	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	
		原子炉施設の構造、性能に関すること	設備概要 主要系統の機能		原子炉のしくみ	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
		原子炉施設の廃止措置に関すること	廃止措置計画		原子炉容器等主要機器の構造に関すること 原子炉炉冷却系統等主要系統の機能・性能に関すること	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
		非常の場合に講ずべき処置に関すること	非常の場合に講ずべき処置の概要			◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
						◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
放射線業務 従事者教育 ※1	関係法令 および 保安規定の遵守に関すること	原子炉施設の構造、性能に関すること	設備概要 主要系統の機能	管理区域内において核燃料物質もしくは使用済燃料 または これらによって汚染された物を取扱う業務に就かせる時	対象者と教育時間は、表187-2参照							
		放射線管理に関すること	原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備 および その他の設備の構造に関すること									
			原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備 および その他の設備の取扱いの方法									
			管理区域への立入り および 退去の手順									
			外部放射線による線量当量率 および 空気中の放射性物質の濃度の監視の方法									
その他 反復教育	関係法令 および 保安規定の遵守に関すること	原子炉施設保安規定	保安規定(総則、品質保証、保安管理体制、保安教育、記録および報告)に関することならびに関係法令および保安規定の遵守に関すること	1回/10年毎以上	対象者、実施時期および教育時間については、表187-3参照					○ (1.0時間以上)	○ (1.0時間以上)	
		原子炉施設の廃止措置の運用に関すること	廃止措置管理		通則、施設運用上の基準に関すること	対象者、実施時期および教育時間については、表187-3参照					○ (1.0時間以上)	×
					巡視に関すること							
					定期試験に関すること							
					異常時対応(現場機器対応)							
放射線管理に関すること	放射線管理	異常時対応(中央制御室内対応)	対象者、実施時期および教育時間については、表187-3参照					×	×			
		異常時対応(指揮、状況判断)										
		保守管理						保守管理計画に関すること				
		放射線測定器の取扱い						管理区域への出入り管理等、区域管理に関すること				
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること	放射性廃棄物管理	線量限度等、被ばく管理に関すること	対象者、実施時期および教育時間については、表187-3参照					○ (1.0時間以上)	×			
		外部放射線に係る線量当量率等の測定に関すること										
		管理区域外への移動等 物品移動の管理に関すること										
		協力会社等の放射線防護に関すること										
非常の場合に講ずべき処置に関すること	燃料管理	放射性固体・液体・気体廃棄物の管理に関すること	対象者、実施時期および教育時間については、表187-3参照					○ (0.5時間以上)	×			
		燃料管理における臨界管理										
		燃料の運搬および貯蔵に関すること										
		緊急事態応急対策等、原子力防災対策活動に関すること(アクシデントマネジメント対応を含む)						◎ ^{※3}		◎ ^{※3}	◎ ^{※3}	◎ ^{※3}

※1：各課長が、電源事業本部長(原子力管理)によりあらかじめ承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有していると認められた者については、該当する教育について省略することができる。

※2：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。

※3：アクシデントマネジメント対応については、支援組織要員を対象とする。

◎：全員が教育の対象者(関連する業務内容に応じて教育内容に濃淡あり)

○：業務に関連する者が教育の対象(関連する業務内容に応じ教育内容に濃淡あり)

×：教育の対象外

()：合計の教育時間

表 187-2 (保安教育実施方針(放射線業務従事者教育))

総括表中分類との対応	内 容	対象者と教育時間 ※2							電離放射線障害防止規則の分類
		運転員							
		当直長 当直副長	当直主任 運転士	補助運転士	放射性廃棄物処理 設備の業務に関わ る者	燃料の取扱いの業務 に関わる者	左記以外の技術系 所員	事務系所員	
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関する事 ※1	①核燃料物質 または 使用済燃料の種類および性状 ②核燃料物質 または 使用済燃料によって汚染された物の種類 および 性状	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	○ (0.5時間以上)	○ (0.5時間以上)	核燃料物質 もしくは 使用済燃料 または これらによって汚染された物に関する知識
放射線管理に関する事 ※1	①管理区域に関する事	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	○ (1.5時間以上)	○ (1.5時間以上)	原子炉施設における作業の方法に関する知識
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関する事 ※1	②核燃料物質 もしくは 使用済燃料 または これらによって汚染された物の運搬、貯蔵 および 廃棄の作業の方法 および 順序								
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関する事 ※1	③核燃料物質 または 使用済燃料によって汚染された設備の保守 および 点検の作業の方法 および 順序								
放射線管理に関する事 ※1	④外部放射線による線量当量率 および 空気中の放射性物質の濃度の監視の方法								
放射線管理に関する事 ※1	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認 および 汚染の除去の方法								
非常の場合に講ずべき処置に関する事 ※1	⑥異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法								
・原子炉施設の構造、性能に関する事 ・放射線管理に関する事 ※1	原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備 および その他の設備の構造 および 取扱いの方法	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	○ (1.5時間以上)	○ (1.5時間以上)	原子炉施設に係る設備の構造 および 取扱いの方法に関する知識
放射線管理に関する事 ※1	①電離放射線の種類 および 性質 ②電離放射線が生体の細胞、組織、器官 および 全身に与える影響	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	○ (0.5時間以上)	○ (0.5時間以上)	電離放射線の生体に与える影響
関係法令 および 保安規定の遵守に関する事 ※1	法令、労働安全衛生規則 および 電離放射線障害防止規則の関係条項	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	○ (1.0時間以上)	○ (1.0時間以上)	関係法令
放射線管理に関する事 ※1	①管理区域への立入り および 退去の手順	◎ (2.0時間以上)	◎ (2.0時間以上)	◎ (2.0時間以上)	◎ (2.0時間以上)	◎ (2.0時間以上)	○ (2.0時間以上)	○ (2.0時間以上)	原子炉施設における作業の方法 および 同施設に係る設備の取扱い
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関する事 ※1	②核燃料物質 もしくは 使用済燃料 または これらによって汚染された物の運搬、貯蔵 および 廃棄の作業								
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関する事 ※1	③核燃料物質 または 使用済燃料によって汚染された設備の保守 および 点検の作業								
放射線管理に関する事 ※1	④外部放射線による線量当量率 および 空気中の放射性物質の濃度の監視								
放射線管理に関する事 ※1	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認 および 汚染の除去								
・原子炉施設の構造、性能に関する事 ・放射線管理に関する事 ※1	⑥原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備 および その他の設備の取扱い								
非常の場合に講ずべき処置に関する事 ※1	⑦異常な事態が発生した場合における応急の措置								

※1：課長（放射線管理）が、電源事業本部長（原子力管理）によりあらかじめ承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有していると認められた者については、該当する教育について省略することができる。

※2：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。

◎：全員が教育の対象者
○：業務に関連する者が教育の対象
()：合計の教育時間

表 187-3 (保安教育実施方針(運転員))

保安教育の内容			具体的教育内容	対象者 ※1					実施頻度および時間
中分類	小分類(項目)	細目		運転員					
				当直長 当直副長	当直主任 運転士	補助運転士	放射性廃棄物処理設 備の業務に関わる者	燃料の取扱いの業 務に関わる者	
関係法令 および 保安規定の遵守に関する こと	原子炉施設保安規定		保安規定(総則、品質保証、保安管理体制、保安教育、記録および報告に関する規則の概要)に関することならびに関係法令および保安規定の遵守に関すること	◎	◎	◎	◎	◎	<当直長、当直副長、当直主任、運転士、補助運転士> 3年間で20時間以上※2 <放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者> 3年間で24時間以上※2 <燃料の取扱いの業務に関わる者> 3年間で3時間以上※2
			保安に関する各組織 および 各職務の具体的役割と確認すべき記録	◎	×	×	×	×	
原子炉施設の廃止措置の運用に関する こと	廃止措置管理	廃止措置管理Ⅰ	廃止措置の通則、施設運用上の基準についての概要	◎	◎	◎	◎ (放射性廃棄物処理設 備に関することのみ)	×	
		巡視・定期的検査Ⅰ	巡視の範囲と確認項目	◎	◎	◎	◎ (放射性廃棄物処理設 備に関することのみ)	×	
			定期試験の内容と頻度						
		異常時対応 (現場機器対応)	各設備の運転操作の概要(現場操作)	◎	◎	◎	◎ (放射性廃棄物処理設 備に関することのみ)	×	
			警報発生時の対応操作(現場操作)						
		廃止措置管理Ⅱ	廃止措置の通則の適用と根拠	◎	◎	×	×	×	
			施設運用上の基準の具体的値と基準を超えた場合の措置						
		巡視・定期的検査Ⅱ	巡視時の確認項目の根拠	◎	◎	×	×	×	
			定期試験の基準値						
		異常時対応 (中央制御室内対応)	各設備の運転操作と監視項目	◎	◎	×	×	×	
警報発生時の対応操作(中央制御室)									
廃止措置管理Ⅲ	基準および基準を超えた場合の措置の根拠と運用	◎	×	×	×	×			
	異常時対応 (指揮、状況判断)	◎	×	×	×	×			
保守管理	保守管理計画に関することⅠ	定期検査時の検査項目概要	◎	◎	◎	×	×		
		定期検査時の検査項目の根拠	◎	×	×	×	×		
核燃料物質 および 核燃料物質により 汚染された物の取扱いに関する こと	放射性廃棄物管理	放射性固体・液体・気体廃棄物の管理に関すること	◎	◎	◎	◎ (放射性廃棄物処理設 備に関することのみ)	×		
		燃料の臨界管理に関すること	◎	◎	◎	×	◎		
	燃料管理	燃料の運搬および貯蔵に関すること							

※1: 各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。

※2: 記載するにあたっての考えは、以下のとおり。

- ・本教育は、同一細目であっても対象者の職位に応じて理解の範囲、深さに差がある。
(ある教育で、複数の細目をカバーする場合もある)
- ・この〇年間で〇〇時間以上とは、運転員が行う一連の教育の時間であり、
上表は、この教育時間の中に含まれている。(上述の表の細目の時間を累積した時間ではない)

◎: 全員が教育の対象者

(関連する業務内容に応じて教育内容に濃淡あり)

×: 教育の対象外

表 188 (保安教育実施方針 (協力会社))

(1) 発電所入所時に安全に必要な教育

大分類	保安教育の内容			実施時期	対象者 ※2	
	中分類 (実用炉規則第9.2条の内容)	小分類 (項目)	内 容		放射線業務従事者	放射線業務従事者以外
入所時に実施する教育※1	原子炉施設の構造、性能に関する こと	設備概要 主要系統の機能	作業上の留意事項	入所時	◎	○
	非常の場合に講ずべき処置に関する こと		非常の場合に講ずべき処置の概要		◎	◎
	関係法令および保安規定の遵守に 関すること	原子炉等規制法 原子炉施設保安規定	関係法令および保安規定の遵守に 関すること		◎	○
	原子炉施設の廃止措置に関する こと		廃止措置の概要		◎	○

(2) 放射線業務従事者に対する教育

総括表中分類との対応	保安教育の内容		実施時期	対象者と教育時間 ※2		電離放射線傷害防止規則の分類
		内 容		放射線業務従事者	放射線業務従事者以外	
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※3	①核燃料物質 または 使用済燃料の種類 および 性状 ②核燃料物質 または 使用済燃料によって汚染された物の種類 および 性状		管理区域内において、核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物を取り扱う業務に就かせる時	◎ (0.5時間以上)	×	核燃料物質 もしくは 使用済燃料 または これらによって汚染された物に関する知識
放射線管理に関すること ※3	①管理区域に関すること			◎ (1.5時間以上)	×	原子炉施設における作業の方法に関する知識
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※3	②核燃料物質 もしくは 使用済燃料 または これらによって汚染されたものの運搬、貯蔵 および 廃棄の作業の方法 および 順序			◎ (1.5時間以上)	×	原子炉施設に係る設備の構造 および 取扱いの方法に関する知識
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※3	③核燃料物質 または 使用済燃料によって汚染された設備の保守 および 点検の作業の方法 および 順序			◎ (0.5時間以上)	×	電離放射線の生体を与える影響
放射線管理に関すること ※3	④外部放射線による線量当量率 および 空気中の放射性物質の濃度の監視の方法			◎ (1.0時間以上)	×	関係法令
放射線管理に関すること ※3	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認 および 汚染の除去の方法			◎ (2.0時間以上)	×	原子炉施設における作業の方法 および 同施設に係る設備の取扱い
非常の場合に講ずべき処置に関すること ※3	⑥異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法					
・原子炉施設の構造、性能に関すること ・放射線管理に関すること ※3	原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備 および その他の設備の構造 および 取扱いの方法					
放射線管理に関すること ※3	①電離放射線の種類 および 性質 ②電離放射線が 生体の細胞、組織、器官 および 全身に与える影響					
関係法令 および 保安規定の遵守に関すること ※3	法令、労働安全衛生規則 および 電離放射線障害防止規則の関係条項					
放射線管理に関すること ※3	①管理区域への立入り および 退去の手順					
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※3	②核燃料物質 もしくは 使用済燃料 または これらによって汚染された物の運搬、貯蔵 および 廃棄の作業					
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※3	③核燃料物質 または 使用済燃料によって汚染された設備の保守 および 点検の作業					
放射線管理に関すること ※3	④外部放射線による線量当量率 および 空気中の放射性物質の濃度の監視					
放射線管理に関すること ※3	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認 および 汚染の除去					
・原子炉施設の構造、性能に関すること ・放射線管理に関すること ※3	⑥原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備 および その他の設備の取扱い					
非常の場合に講ずべき処置に関すること ※3	⑦異常な事態が発生した場合における応急の措置					

※1：総務課長が、電源事業本部部长（原子力管理）によりあらかじめ承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有していると認められた者については、該当する教育について省略することができる。

※2：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。

※3：課長（放射線管理）が、電源事業本部部长（原子力管理）よりあらかじめ承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有していると認められた者については、該当する教育について省略することができる。

◎：全員が教育の対象者

○：業務に関連する者が教育の対象

×：教育の対象外

()：合計の教育時間

第 1 1 章 記録および報告

(記録)

第 1 8 9 条 各課長，当直長および原子力人材育成センター所長は，表 1 8 9 - 1 のうち，1. および 2. については保存し，その他については，適正^{*}に作成し，保存する。なお，記録の作成にあたっては，法令に定める記録に関する事項を遵守する。

2. 検査の責任者は，表 1 8 9 - 2 に定める検査に関する記録について適正^{*}に作成し，保存する。なお，記録の作成にあたっては，法令に定める記録に関する事項を遵守する。

3. 組織は，表 1 8 9 - 3 に定める保安に関する記録を適正^{*}に作成し，保存する。なお，記録の作成にあたっては，法令に定める記録に関する事項を遵守する。

4. 各課長および当直長は，表 1 8 9 - 4 に定める保安に関する記録を保存する。

※適正とは，不正行為がなされていないことをいう。

表 1 8 9 - 1

記録（実用炉規則第 6 7 条に基づく記録）	記録すべき場合 ^{*1}	保存期間
1. 使用前検査の結果	検査の都度	同一事項に関する次の検査の時までの期間
2. 施設定期検査の結果	検査の都度	同一事項に関する次の検査の時までの期間
3. 原子炉施設の巡視の状況並びにその担当者の氏名	毎日 1 回	巡視を実施した施設または設備を廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
4. 保全活動管理指標の監視結果およびその担当者の氏名	実施の都度	監視を実施した原子炉施設を解体または廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
5. 点検・補修等の結果（安全上重要な機器を除く。）およびその担当者の氏名	実施の都度	点検・補修等を実施した原子炉施設を解体または廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
6. 安全上重要な機器の点検・補修等の結果（法令に基づく必要な手続きの有無およびその内容を含む。）およびその担当者の氏名	実施の都度	点検・補修等を実施した原子炉施設を解体または廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
7. 点検・補修等の結果の確認・評価およびその担当者の氏名	実施の都度	確認・評価を実施した原子炉施設を解体または廃棄した後 5 年が経過するまでの期間

記録（実用炉規則第67条に基づく記録）	記録すべき場合※1	保存期間
8. 点検・補修等の不適合管理，是正処置，予防処置およびその担当者の氏名	実施の都度	不適合管理，是正処置および予防処置を実施した原子炉施設を解体または廃棄した後5年が経過するまでの期間
9. 保全の有効性評価およびその担当者の氏名	評価の都度	評価を実施した原子炉施設の保守管理に関する方針，保守管理の目標または保守管理の実施に関する計画の改定までの期間
10. 保守管理の有効性評価およびその担当者の氏名	評価の都度	評価を実施した原子炉施設の保守管理に関する方針，保守管理の目標または保守管理の実施に関する計画の改定までの期間
11. 使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置	配置または配置替えの都度	5年間
12. 使用済燃料の払出し時における放射能の量	払出しの都度	10年間
13. 使用済燃料の貯蔵施設，放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率	使用済燃料の貯蔵施設の記録にあっては毎日1回，使用済燃料の貯蔵施設以外の記録にあっては毎週1回	10年間
14. 放射性廃棄物の排気口または排気監視設備および排水口または排水監視設備における放射性物質の1日間および3月間についての平均濃度	1日間の平均濃度にあつては毎日1回，3月間の平均濃度にあつては3月ごとに1回	10年間
15. 管理区域における外部放射線に係る1週間の線量当量，空気中の放射性物質の1週間についての平均濃度および放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度	毎週1回	10年間

記録（実用炉規則第67条に基づく記録）	記録すべき場合※1	保存期間
16. 放射線業務従事者の4月1日を始期とする1年間の線量，女子※2の放射線業務従事者の4月1日，7月1日，10月1日および1月1日を始期とする各3月間の線量ならびに本人の申出等により妊娠の事実を知ることとなった女子の放射線業務従事者にあつては出産までの間毎月1日を始期とする1月間の線量	1年間の線量にあつては毎年度1回，3月間の線量にあつては3月ごとに1回，1月間の線量にあつては1月ごとに1回	※3
17. 4月1日を始期とする1年間の線量が20ミリシーベルトを超えた放射線業務従事者の当該1年間を含む原子力規制委員会が定める5年間の線量	原子力規制委員会が定める5年間において毎年度1回	※3
18. 放射線業務従事者が緊急作業に従事した期間の始期および終期ならびに放射線業務従事者の当該期間の線量	その都度	※3
19. 放射線業務従事者が当該業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線被ばくの経歴および原子力規制委員会が定める5年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの経歴	そのものが当該業務に就く時	※3
20. 発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量，その運搬に使用した容器の種類ならびにその運搬の日時および経路	運搬の都度	1年間
21. 廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類，当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量，当該放射性廃棄物を容器に封入し，または容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量および比重ならびにその廃棄の日，場所および方法	廃棄の都度	※4
22. 放射性廃棄物を容器に封入し，または容器に固型化した場合には，その方法	封入または固型化の都度	※4
23. 放射性物質による汚染の広がりの防止および除去を行った場合には，その状況および担当者の氏名	広がりの防止および除去の都度	1年間
24. 事故の発生および復旧の日時	その都度	※4
25. 事故の状況および事故に際して採った処置	同上	※4
26. 事故の原因	同上	※4
27. 事故後の処置	同上	※4
28. 風向および風速	連続して	10年間
29. 降雨量	同上	10年間
30. 大気温度	同上	10年間
31. 保安教育の実施計画	策定の都度	3年間
32. 保安教育の実施日時，項目および受けた者の氏名	実施の都度	3年間

記録（実用炉規則第67条に基づく記録）	記録すべき場合※1	保存期間
33. 廃止措置に係る工事の方法、時期および対象となる原子炉施設の設備の名称	廃止措置計画に記載された工事の各工程の終了の都度	※4

※1：記録可能な状態において常に記録することを意味しており、点検、故障または消耗品の取替により記録不能な期間を除く。

※2：妊娠不能と診断された者および妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。

※3：その記録に係る者が放射線業務従事者でなくなった場合またはその記録を保存している期間が5年を超えた場合において、その記録を原子力規制委員会の指定する機関に引き渡すまでの期間。

※4：廃止措置が終了し、その結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて、原子力規制委員会の確認を受けるまでの期間。

表189-2

記録（実用炉規則第37条に基づく記録）	記録すべき場合	保存期間
1. 溶接事業者検査の結果 (1) 検査年月日 (2) 検査の対象 (3) 検査の方法 (4) 検査の結果 (5) 検査を行った者の氏名 (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容	検査の都度	検査に係る原子炉容器等の存続する期間
(7) 検査の実施に係る組織 (8) 検査の実施に係る工程管理 (9) 検査において協力した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項 (10) 検査記録の管理に関する事項 (11) 検査に係る教育訓練に関する事項	検査の都度	当該溶接事業者検査を行った後最初の法第四十三条の三の十三第六項の通知を受けるまでの期間

表 1 8 9 - 3 ※⁵

記録（実用炉規則第 6 7 条に基づく記録）	記録すべき場合	保存期間
1. 品質保証計画に関する以下の記録		
(1) 第 1 2 5 条 4. 2. 1 に定める文書	変更の都度	変更後 5 年が経過するまでの期間
2. JEAC4111 の要求事項に基づき作成する以下の記録		
(1) マネジメントレビューの結果の記録	作成の都度	5 年
(2) 教育・訓練、技能および経験について該当する記録	作成の都度	5 年
(3) 業務の計画で必要と定めた記録（本項の他で定めるものを除く）	作成の都度	5 年
(4) 業務に対する要求事項のレビューの結果の記録およびそのレビューを受けてとられた処置の記録	作成の都度	5 年
(5) 原子炉施設の要求事項に関連する設計・開発へのインプットの記録	作成の都度	5 年
(6) 設計・開発のレビューの結果の記録および必要な処置があればその記録	作成の都度	5 年
(7) 設計・開発の検証の結果の記録および必要な処置があればその記録	作成の都度	5 年
(8) 設計・開発の妥当性確認の結果の記録および必要な処置があればその記録	作成の都度	5 年
(9) 設計・開発の変更の記録	作成の都度	5 年
(10) 設計・開発の変更のレビューの結果の記録および必要な処置があればその記録	作成の都度	5 年
(11) 供給者の評価の結果の記録および評価によって必要とされた処置があればその記録	作成の都度	5 年
(12) プロセスの妥当性確認で組織が記録を必要とした活動の記録	作成の都度	5 年
(13) 業務に関するトレーサビリティの記録	作成の都度	5 年
(14) 組織外の所有物に関して、組織が必要と判断した場合の記録	作成の都度	5 年
(15) 校正または検証に用いた基準の記録	作成の都度	5 年
(16) 測定機器が要求事項に適合していないと判明した場合の、過去の測定結果の妥当性評価の記録	作成の都度	5 年
(17) 校正および検証の結果の記録	作成の都度	5 年
(18) 内部監査の結果の記録	作成の都度	5 年
(19) 検査および試験の合否判定基準への適合の記録	作成の都度	5 年

記録（実用炉規則第67条に基づく記録）	記録すべき場合	保存期間
(20) リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人の記録	作成の都度	5年
(21) 不適合の性質，不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録	作成の都度	5年
(22) 是正処置の結果の記録	作成の都度	5年
(23) 予防処置の結果の記録	作成の都度	5年

※5：表189-1，表189-2を適用する場合は，本表を適用しない。

表 189-4

記録項目	保存期間
1. 熱出力	10 年間
2. 炉心の中性子束密度	10 年間
3. 炉心の温度	10 年間
4. 冷却材入口温度	10 年間
5. 冷却材出口温度	10 年間
6. 冷却材圧力	10 年間
7. 冷却材流量	10 年間
8. 制御棒位置	1 年間
9. 再結合装置内の温度	1 年間
10. 原子炉に使用している冷却材および減速材の純度ならびにこれらの毎日の補給量	1 年間
11. 原子炉内における燃料体の配置	取出後 10 年間
12. 警報装置から発せられた警報の内容※ ⁶	1 年間
13. 運転責任者の名前および運転員の氏名ならびに、これらの者の交代の日時および交代時の引継事項	1 年間
14. 燃料体の形状または性状に関する検査の結果	取出後の 10 年間
15. 原子炉本体、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率	10 年間
16. 原子炉施設における保安活動の実施の状況の評価の結果	※ 7
17. 原子炉施設に対して実施した保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価の結果	※ 7
18. 定期事業者検査の結果 (1) 検査年月日 (2) 検査の対象 (3) 検査の方法 (4) 検査の結果 (5) 検査を行った者の氏名 (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容 (7) 検査の実施に係る組織 (8) 検査の実施に係る工程管理 (9) 検査において協力した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項 (10) 検査記録の管理に関する事項 (11) 検査に係る教育訓練に関する事項	※ 8

※ 6 : 「警報装置から発せられた警報」とは、技術基準規則第 47 条第 1 項および第 2 項に規定する範囲の警報をいう。

※ 7 : 廃止措置が終了し、その結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて、原子力規制委員会の確認を受けるまでの期間。

※ 8 : その特定発電用原子炉施設が廃棄された後 5 年が経過するまでの期間

(報告)

第190条 各課長または当直長は、次に定める事項に該当する場合または該当するおそれがあると判断した場合について、あらかじめ定められた経路に従って、直ちに所長および廃止措置主任者に報告する。

(1) 施設運用上の基準を満足していないと判断した場合(第145条)

(2) 放射性液体廃棄物または放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合。(第154条, 第155条)

(3) 外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合。(第167条)

(4) 実用炉規則第134条第3号^{※1}, 第4号^{※1}, 第6号から第12号および第14号に定める報告事象が生じた場合。

2 所長は、前項で定める事項について報告を受けた場合、社長に報告する。

3 本条に規定される報告については、「異常事象発生時の対応要領」に基づき実施する。

※1：新燃料貯蔵設備，使用済燃料貯蔵設備および燃料取扱設備に限る。

附 則

附則（平成29年9月27日 原規規発第1709272号）

（施行期日）

第1条 この原子炉施設保安規定は、平成29年10月1日から施行する。

2. 組織改正に伴う第4条、第5条、第6条、第7条、第9条、第11条、第71条、第72条、第73条、第74条、第106条、第117条、第118条、第119条、第126条、第127条、第128条、第129条、第131条、第187条、第188条および第189条については、平成29年10月1日から施行する。

第2条 第60条において、非常用発電機の運用を開始するまでは、必要な電力供給が可能な場合、他号炉の非常用ディーゼル発電機または予備発電機を非常用発電機とみなすことができる。

なお、1号炉の非常用ディーゼル発電機を非常用発電機とみなす期間は、当該非常用ディーゼル発電機について、第60条第2項および第61条第2項に準じて、1箇月に1回、次の各号の事項により、動作可能であることを確認する。

- （1）非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が 6.9 ± 0.345 kV以内および周波数が 60 ± 1.2 Hz以内であること。
- （2）燃料小出槽レベルが 0.16 m^3 以上あること。
- （3）所要の電力供給が可能な燃料貯蔵量、潤滑油貯蔵量および起動用空気貯槽圧力（自動用）があること。

附則（平成29年4月19日 原規規発第1704196号）

（施行期日）

第1条 この原子炉施設保安規定は、平成29年4月26日から施行する。

2. 第141条（工事の計画および実施）の第2項については、2号炉および3号炉のうち、最初の原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備に関する規則の施行に伴う原子炉設置変更の許可および原子炉施設保安規定変更の施行から適用する。

第2条 第60条において、非常用発電機の運用を開始するまでは、必要な電力供給が可能な場合、他号炉の非常用ディーゼル発電機または予備発電機を非常用発電機とみなすことができる。

なお、1号炉の非常用ディーゼル発電機を非常用発電機とみなす期間は、当該非常用ディーゼル発電機について、第60条第2項に準じて、1箇月に1回、次の各号の事項により、動作可能であることを確認する。

- （1）非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が 6.9 ± 0.345 kV以内および周波数が 60 ± 1.2 Hz以内であること。
- （2）燃料小出槽レベルが 0.16 m^3 以上あること。

附則（平成28年10月25日 原規規発第1610254号）

（施行期日）

第1条 この原子炉施設保安規定は、平成28年11月1日から施行する。

附則（平成28年9月1日 原規規発第1609012号）

（施行期日）

第1条 この原子炉施設保安規定は、平成28年9月5日から施行する。

附則（平成28年3月24日 原規規発第16032410号）

（施行期日）

第1条 この原子炉施設保安規定は、平成28年4月1日から施行する。

附則（平成27年6月17日 原規規発第1506174号）

（施行期日）

第1条 この原子炉施設保安規定は、平成27年7月1日から施行する。

附則（平成27年5月11日 原規規発第1505116号）

（施行期日）

第1条 この原子炉施設保安規定は、平成27年5月20日から施行する。

2. 第97条については、固体廃棄物貯蔵所（D棟）を管理区域に設定するまでの間の図97は従前の例とする。
3. 添付2については、固体廃棄物貯蔵所（D棟）を管理区域に設定するまでの間の「図1. 管理区域図」は従前の例（その2）とする。
固体廃棄物貯蔵所（D棟）を管理区域に設定した時点から、「図1. 管理区域図」（従前の例）および「図27. 固体廃棄物貯蔵所（D棟）」を施行する。
4. 添付3については、固体廃棄物貯蔵所（D棟）を管理区域に設定するまでの間の「図1. 保全区域図」は従前の例（その2）とする。
固体廃棄物貯蔵所（D棟）を管理区域に設定した時点から、「図1. 保全区域図」（従前の例）を施行する。

附則（平成26年2月26日 原管B発第1402261号）

（施行期日）

第1条 この原子炉施設保安規定は、平成26年3月29日から施行する。

2. 第1条の（目的）における原子炉施設は、3号炉初装荷燃料を原子炉内に装荷開始するまでの間は従前の例による。
3. 3号炉については、第10条（原子炉施設の定期的な評価）、第54条（使用済燃料プールの水位および水温）および第55条（燃料または制御棒を移動するときの原子炉水位）は、次の各号に定める時点から適用する。
 - （1）第10条（原子炉施設の定期的な評価）については、電気事業法第49条第1項および原子炉等規制法第43条の3の11第1項の使用前検査に合格した時点。
 - （2）第54条（使用済燃料プールの水位および水温）については、燃料プールに照射された燃料等を初めて貯蔵する時点。
 - （3）第55条（燃料または制御棒を移動するときの原子炉水位）については、照射された燃料または照射された制御棒を原子炉上部で初めて移動する時点。

4. 第11条の2（原子炉の運転期間）における3号炉の原子炉の運転期間の始期は、実用炉規則第48条第1項ただし書きにより、設置の工事の後、運転が開始された日とする。
5. 添付2については、3号炉初装荷燃料を原子炉内に装荷開始までの「図1. 管理区域図」は、従前の例とする。
3号炉初装荷燃料を原子炉内に装荷開始した時点から、「図1. 管理区域図」および「図29. 3号タービン建物地下3階、3号廃棄物処理建物地下3階」から「図37. 3号復水貯蔵タンク、補助復水貯蔵タンク」を適用する。
6. 添付3については、3号炉初装荷燃料を原子炉内に装荷開始までの「図1. 保全区域図」は、従前の例とする。
3号炉初装荷燃料を原子炉内に装荷開始した時点から、「図1. 保全区域図」を適用する。
7. 第60条において、非常用発電機の運用を開始するまでは、必要な電力供給が可能な場合、他号炉の非常用ディーゼル発電機または予備発電機を非常用発電機とみなすことができる。

（試験使用期間中の特例）

第2条 3号炉については、原子炉への燃料装荷を開始する時点から電気事業法第49条第1項および原子炉等規制法第43条の3の11第1項の使用前検査に合格するまでの期間（以下「試験使用期間中」という。）、第27条の2（計測および制御設備）の一部および第48条（格納容器内の酸素濃度）を適用除外する。

下表に、適用除外条項、適用除外期間および適用除外期間中の対応を示す。

適用除外条項	適用除外期間	適用除外期間中の対応
第27条の2（計測および制御設備） 2. 起動領域モニタ計装 表27の2-2-2（3号炉 起動領域モニタ計装）	燃料装荷期間中、 計数率が安定して 3 s ⁻¹ 確保される までの期間	[適用除外期間中の起動領域モニタ計装に係る確認] 適用除外期間中、起動領域モニタ計装に係る確認については、別表1のとおりとする。
第48条（格納容器内の酸素濃度）	試験使用期間中	—

別表1 起動領域モニタ計装に係る確認

要素	項目	頻度
1. 起動領域モニタ計装	当直長は起動領域モニタの要素が動作不能でないことを管理的手段により確認する。	原子炉の状態が燃料交換 ^{※1} の場合は毎日1回 炉心変更中 ^{※1} の場合は12時間に1回

※1：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合は除く。

2. 3号炉については、その試験使用期間中、本規定について、燃料の初装荷に関する事項へ適用する場合は、以下のとおり読みかえる。

本規定中の用語	読みかえ
取替	装荷
取替炉心	初装荷炉心

3. 3号炉については、その試験使用期間中、第20条（反応度監視）の一部を、以下のとおり読みかえる。

本規定第20条中の条文	読みかえ
<p>2. 反応度の予測値と監視値との差が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 課長（燃料技術）は、燃料取替後の原子炉起動操作終了から3日間以内に1回、反応度の予測値と監視値との差を評価する。</p> <p>(2) 課長（燃料技術）は、原子炉の状態が運転において、燃焼度の増分が1,000MWd/tに1回、反応度の予測値と監視値の差を評価する。</p>	<p>2. 反応度の予測値と監視値との差が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 課長（燃料技術）は、初めて定格電気出力に到達した時点から3日間以内に1回、反応度の予測値と監視値との差を評価する。</p> <p>(2) 課長（燃料技術）は、(1)の評価の実施以降、原子炉の状態が運転において、燃焼度の増分が1,000MWd/tに1回、反応度の予測値と監視値の差を評価する。</p>

4. 3号炉については、その試験使用期間中、第22条（制御棒のスクラム機能）、第25条（原子炉熱的制限値）、第26条（原子炉熱出力および炉心流量）、第28条の2（原子炉再循環ポンプ）、第38条（原子炉圧力）、第39条の2（非常用炉心冷却系その1）、第45条（サプレッションチェンバの平均水温）、第46条（サプレッションチェンバの水位）、第57条（外部電源その1）、第62条（直流電源その1）、第64条（所内電源系統その1）について、各条文の一部を以下のとおり読みかえる。

(1) 第22条（制御棒のスクラム機能）

本規定第22条中の条文	読みかえ
原子炉の状態が運転および起動において、制御棒のスクラム機能は、表22-1に定める事項を運転上の制限とする。	原子炉の状態が運転および起動において、制御棒のスクラム機能は、表22-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、使用前検査 ^{※1} および計画的に実施する試験 ^{※2} において、スクラムした制御棒を除く。

※1：使用前検査とは、以下のものなどをいう。

- ・制御棒駆動系検査
- ・主蒸気隔離弁全閉検査
- ・プラントトリップ検査
- ・発電機負荷遮断検査

- ・外部電源喪失検査
- ・再循環ポンプトリップ検査

※2：計画的に実施する試験とは、以下のものなどをいう。

- ・制御棒駆動系試験
- ・主蒸気隔離弁試験
- ・プラントトリップ試験
- ・発電機負荷遮断試験
- ・外部電源喪失試験
- ・再循環ポンプトリップ試験

(2) 第25条（原子炉熱的制限値）

本規定第25条中の条文	読みかえ
原子炉熱出力が30%以上において、最小限界出力比および燃料棒最大線出力密度は、表25-1に定める事項を運転上の制限とする。	原子炉熱出力が30%以上において、最小限界出力比および燃料棒最大線出力密度は、表25-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、使用前検査※1および計画的に実施する試験※2を行う場合を除く。

※1：使用前検査とは、以下のものなどをいう。

- ・主蒸気隔離弁全閉検査
- ・プラントトリップ検査
- ・発電機負荷遮断検査
- ・外部電源喪失検査
- ・再循環ポンプトリップ検査

※2：計画的に実施する試験とは、以下のものなどをいう。

- ・主蒸気隔離弁試験
- ・プラントトリップ試験
- ・発電機負荷遮断試験
- ・外部電源喪失試験
- ・再循環ポンプトリップ試験

(3) 第26条（原子炉熱出力および炉心流量）

本規定第26条中の条文	読みかえ
原子炉熱出力が30%以上において、原子炉熱出力および炉心流量は、表26-1に定める事項を運転上の制限とする。	原子炉熱出力が30%以上において、原子炉熱出力および炉心流量は、表26-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、使用前検査※1および計画的に実施する試験※2を行う場合を除く。

※1：使用前検査とは、以下のものなどをいう。

- ・再循環ポンプトリップ検査
- ・制御棒に対する中性子束応答検査
- ・圧力制御検査
- ・給水系検査
- ・再循環流量制御検査

※2：計画的に実施する試験とは、以下のものなどをいう。

- ・再循環ポンプトリップ試験
- ・制御棒に対する中性子束応答試験
- ・圧力調整器試験

- ・ 給水制御系試験
- ・ 再循環流量制御系試験
- ・ 選択制御棒挿入試験
- ・ ヒータドレンポンプトリップ試験
- ・ 安定性試験
- ・ 定格熱出力一定運転確認試験
- ・ 定格出力高流量データ採取試験

(4) 第28条の2 (原子炉再循環ポンプ)

本規定第28条の2中の条文	読みかえ
原子炉の状態が運転および起動において、原子炉冷却材再循環ポンプは、表28の2-1に定める事項を運転上の制限とする。	原子炉の状態が運転および起動において、原子炉冷却材再循環ポンプは、表28の2-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、使用前検査※ ¹ および計画的に実施する試験※ ² を行う場合を除く。

※1：使用前検査とは、以下のものなどをいう。

- ・ 主蒸気隔離弁全閉検査
- ・ プラントトリップ検査
- ・ 発電機負荷遮断検査
- ・ 外部電源喪失検査
- ・ 再循環ポンプトリップ検査

※2：計画的に実施する試験とは、以下のものなどをいう。

- ・ 制御棒駆動系試験
- ・ 主蒸気隔離弁試験
- ・ プラントトリップ試験
- ・ 発電機負荷遮断試験
- ・ 外部電源喪失試験
- ・ 再循環ポンプトリップ試験
- ・ 選択制御棒挿入試験

(5) 第38条 (原子炉圧力)

本規定第38条中の条文	読みかえ
原子炉の状態が運転および起動において、原子炉圧力は、表38-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬時の原子炉圧力変動を除く。	原子炉の状態が運転および起動において、原子炉圧力は、表38-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、以下の場合を除く。 (1) 送電線事故等による瞬時の原子炉圧力変動 (2) 使用前検査※ ¹ および計画的に実施する試験※ ² を行う場合

※1：使用前検査とは、以下のものなどをいう。

- ・ 圧力制御検査
- ・ 主蒸気隔離弁全閉検査
- ・ プラントトリップ検査
- ・ 発電機負荷遮断検査
- ・ 外部電源喪失検査
- ・ 再循環ポンプトリップ検査
- ・ タービン保安装置検査 (無負荷運転中)

※ 2 : 計画的に実施する試験とは、以下のものなどをいう。

- ・ 圧力調整器試験
- ・ 主蒸気隔離弁試験
- ・ プラントトリップ試験
- ・ 発電機負荷遮断試験
- ・ 外部電源喪失試験
- ・ 再循環ポンプトリップ試験
- ・ タービン保安装置試験（無負荷運転中）
- ・ タービン主蒸気止め弁・加減弁試験
- ・ タービンバイパス弁試験

(6) 第 39 条の 2（非常用炉心冷却系その 1）

本規定第 39 条の 2 中の条文	読みかえ
<p>原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、非常用炉心冷却系は、表 39 の 2 - 1 に定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉停止時冷却系の起動準備中および原子炉停止時冷却系の運転中は、当該低圧注水系（原子炉格納容器スプレイ冷却系）の動作不能とはみなさない。</p>	<p>原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、非常用炉心冷却系は、表 39 の 2 - 1 に定める事項を運転上の制限とする。ただし、以下の場合を除く。</p> <p>(1) 原子炉停止時冷却系の起動準備中および原子炉停止時冷却系の運転中は、当該低圧注水系（原子炉格納容器スプレイ冷却系）の動作不能とはみなさない。</p> <p>(2) 使用前検査※¹ および計画的に実施する試験※² を行う場合</p>

※ 1 : 使用前検査とは、以下のものなどをいう。

- ・ 原子炉隔離時冷却系検査

※ 2 : 計画的に実施する試験とは、以下のものなどをいう。

- ・ 原子炉隔離時冷却系試験

(7) 第 45 条（サプレッションチェンバの平均水温）

本規定第 45 条中の条文	読みかえ
<p>原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、サプレッションチェンバの平均水温は、表 45 - 1 に定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉隔離時冷却系の動作確認等により、サプレッションチェンバの水温が上昇するような時は、確認開始時から確認終了後 24 時間までを除く。</p>	<p>原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、サプレッションチェンバの平均水温は、表 45 - 1 に定める事項を運転上の制限とする。ただし、以下の場合を除く。</p> <p>(1) 原子炉隔離時冷却系の動作確認等により、サプレッションチェンバの水温が上昇するような時は、確認開始時から確認終了後 24 時間まで</p> <p>(2) 使用前検査※¹ および計画的に実施する試験※² を行う場合</p>

※ 1 : 使用前検査とは、以下のものなどをいう。

- ・ 主蒸気隔離弁全閉検査
- ・ 発電機負荷遮断検査
- ・ 再循環ポンプトリップ検査

※ 2 : 計画的に実施する試験とは、以下のものなどをいう。

- ・ 主蒸気隔離弁試験

- ・発電機負荷遮断試験
- ・再循環ポンプトリップ試験
- ・主蒸気逃し安全弁試験

(8) 第46条 (サブプレッションチェンバの水位)

本規定第46条中の条文	読みかえ
原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、サブプレッションチェンバの水位は、表46-1 (図46) に定める事項を運転上の制限とする。ただし、地震時における一時的な水位変動を除く。	原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、サブプレッションチェンバの水位は、表46-1 (図46) に定める事項を運転上の制限とする。ただし、以下の場合を除く。 (1) 地震時における一時的な水位変動 (2) 使用前検査 ^{※1} および計画的に実施する試験 ^{※2} を行う場合

※1：使用前検査とは、以下のものなどをいう。

- ・主蒸気隔離弁全閉検査
- ・発電機負荷遮断検査
- ・再循環ポンプトリップ検査

※2：計画的に実施する試験とは、以下のものなどをいう。

- ・主蒸気隔離弁試験
- ・発電機負荷遮断試験
- ・再循環ポンプトリップ試験
- ・主蒸気逃し安全弁試験

(9) 第57条 (外部電源その1)

本規定第57条中の条文	読みかえ
原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、外部電源は、表57-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬時停電時を除く。	原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、外部電源は、表57-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、以下の場合を除く。 (1) 送電線事故等による瞬時停電時 (2) 使用前検査 ^{※1} および計画的に実施する試験 ^{※2} を行う場合

※1：使用前検査とは、以下のものなどをいう。

- ・外部電源喪失検査

※2：計画的に実施する試験とは、以下のものなどをいう。

- ・外部電源喪失試験

(10) 第62条 (直流電源その1)

本規定第62条中の条文	読みかえ
原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、直流電源は、表62-1に定める事項を運転上の制限とする。	原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、直流電源は、表62-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、使用前検査 ^{※1} および計画的に実施する試験 ^{※2} を行う場合を除く。

※1：使用前検査とは、以下のものなどをいう。

- ・外部電源喪失検査

※2：計画的に実施する試験とは、以下のものなどをいう。

- ・外部電源喪失試験

(11) 第64条(所内電源系統その1)

本規定第64条中の条文	読みかえ
原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、所内電源系統は、表64-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬時停電時を除く。	原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、所内電源系統は、表64-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、以下の場合を除く。 (1) 送電線事故等による瞬時停電時 (2) 使用前検査 ^{※1} および計画的に実施する試験 ^{※2} を行う場合。なお、使用前検査および計画的に実施する試験において、非常用交流高圧電源母線から電源を供給されている系統については、非常用ディーゼル発電機が自動起動し電源が供給されるまでの期間は動作不能とみなさない。

※1：使用前検査とは、以下のものなどをいう。

- ・外部電源喪失検査

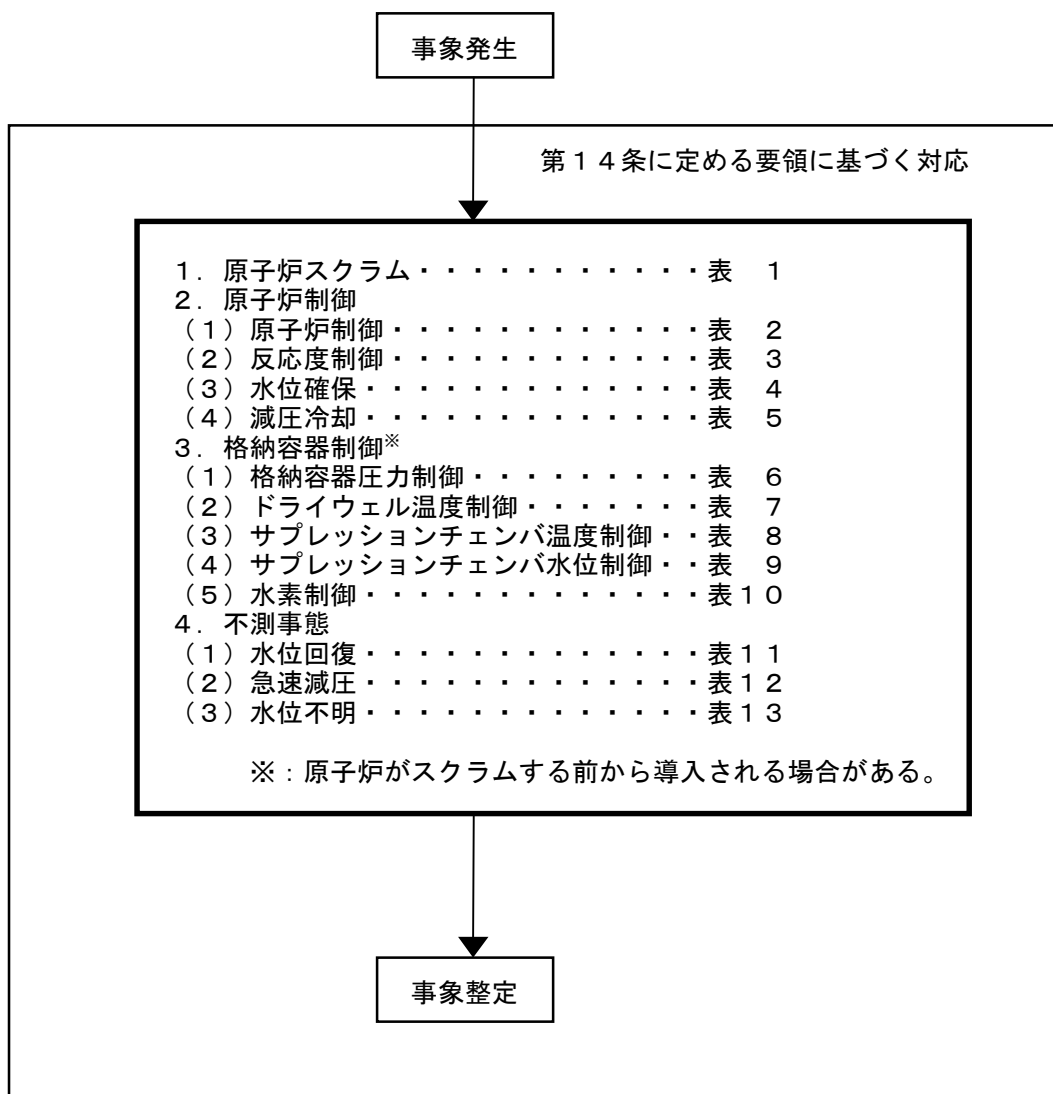
※2：計画的に実施する試験とは、以下のものなどをいう。

- ・外部電源喪失試験

添付 1 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準
(第 7 6 条関連)

原子炉がスクラムした場合の運転操作基準

炉心は原子力発電所において最大の放射能インベントリを有する部分である。したがって、著しい放射能の放出となる炉心の大損傷を防止するために、原子炉内の核分裂反応を停止し、炉心冷却形状を維持することおよび発電所外への放射能の放出を防止するために格納容器の健全性を維持することが重要である。このため、原子炉の未臨界維持、原子炉の冷却の確保、格納容器の健全性確保に関して、以下の運転操作基準を定める。なお、この操作基準を使用する際には、当直長の判断に基づいて、より保守的な（安全側の）操作や事象の進展に応じた監視操作の省略等を妨げるものではない。



また、当直長は、以下の一般的な注意事項について留意する。

- (1) 原子炉スクラム信号が発生した場合は、制御棒位置表示が挿入されていることを示し、かつ中性子束が減少していることにより原子炉スクラムを確認する。
- (2) 原子炉スクラム信号が発生したにもかかわらず、原子炉がスクラムしない場合は、直ちに原子炉の手動スクラムを試みる。また、原子炉が自動スクラムすべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、スクラム回路が作動しない場合は、直ちに原子炉を手動スクラムする。
- (3) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機または非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、2つ以上の独立した計器により状況を確認するまでは、自動作動が正しいものとして対処し、不用意に手動停止しない。
- (4) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機または非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、複数の計器により系統の健全性および注入の有無等を確認する。
- (5) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機または非常用ガス処理系等の自動作動信号が発生したにもかかわらず、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機または非常用ガス処理系等が自動作動しない場合は、直ちに当該設備の手動作動を試みる。また、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機または非常用ガス処理系等が自動的に作動すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機または非常用ガス処理系等が作動しない場合は、直ちに当該設備を手動作動する。
- (6) 非常用炉心冷却系が自動作動した場合に、十分な炉心冷却が確保されていることが少なくとも2つ以上の独立した計器により確認できない場合は、非常用炉心冷却系を手動操作してはならない。さらに、炉心冷却が確保され、非常用炉心冷却系の手動操作が必要なくなり、手動停止した場合は、当該系統を必ず自動作動できる状態とする。
- (7) 格納容器隔離信号または原子炉棟隔離信号が発生した場合は、当該隔離弁が自動作動したことを確認する。
- (8) 格納容器隔離信号または原子炉棟隔離信号が発生したにもかかわらず、当該隔離弁が自動作動しない場合は手動で全閉することを試みる。また、格納容器隔離弁または原子炉棟給排気隔離弁が自動作動する事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、当該隔離弁が自動作動しない場合は、直ちに手動で全閉する。
- (9) 格納容器隔離弁または原子炉棟給排気隔離弁の自動隔離が発生した場合は、放射線モニタの指示を確認し、異常のないことが判明するまで、隔離解除あるいは復旧を行ってはならない。ただし、特段の理由がある場合を除く。

表 1

1. 原子炉スクラム
①目的 ・原子炉スクラム後、事象を整定させ、通常停止操作に移行する。
②導入条件 ・原子炉がスクラムした場合
③基本的な考え方 ・事象が想定どおり推移していることを確認する。 ・事象が想定どおり推移しない場合は、「原子炉制御」に移行する。
④主な監視操作内容
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;">A. 原子炉出力</div> <ul style="list-style-type: none"> ・「自動スクラム」警報の発信を確認する。 ・全制御棒挿入状態を確認する。 ・平均出力領域計装の指示を確認する。 ・スクラム排水容器ドレン弁、ベント弁の全閉を確認する。 ・原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 ・原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ速度を確認する。 ・中性子源領域計装検出器および中間領域計装検出器を炉心内に挿入する。 ・平均出力領域計装、中性子源領域計装および中間領域計装により、原子炉臨界未満を確認する。
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;">B. 原子炉水位</div> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位を確認する。 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合は、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 ・タービン駆動給水ポンプを停止し、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系（1要素）で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;">C. 原子炉圧力</div> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。 ・主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認する。 ・原子炉圧力制御が正常でない場合または復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し、原子炉を隔離する。 ・主蒸気隔離弁が閉の場合は、主蒸気逃がし安全弁を開して、原子炉圧力を調整する。なお、復水器が使用可能である場合は、主蒸気ドレン系により調整してもよい。 ・主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションチェンバの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションチェンバ冷却を行う。 ・原子炉圧力がタービンバイパス弁または主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的に監視する。

D. タービン・電源

- ・原子炉スクラム後、タービンが自動トリップしていることまたは自動トリップすることを確認する。
- ・タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。
- ・所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部または全部が確保されない場合は、所内電源を確保するとともに、必要に応じて原子炉隔離時冷却系による原子炉冷却を行う。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器およびグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- ・原子炉圧力制御が正常でない場合または復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し原子炉を隔離する。
- ・タービン、発電機の停止状態を確認する。

E. モニタ確認

- ・各種放射線モニタの指示を確認する。
- ・各種放射線モニタの指示の異常が確認された場合は、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

F. 復旧

- ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- ・格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- ・原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。
- ・格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- ・原子炉浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また原子炉棟空調換気系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- ・主蒸気隔離弁が閉している場合は、開可能であれば均圧後、主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁等で原子炉を減圧する。
- ・原子炉スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- ・原子炉再循環ポンプが停止した場合は、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- ・原子炉を冷温停止する。

表 2

2. 原子炉制御 (1) 原子炉制御	
目的 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉を停止する。 ・十分な炉心冷却状態を維持する。 ・原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 	
②導入条件 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉スクラム要求時 	③脱出条件 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉スクラムを確認した場合
④基本的な考え方 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 	
⑤主な監視操作内容 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉がスクラムしているかどうかを確認する。 ・原子炉スクラムが失敗した場合には、手動スクラムを行う。 ・全制御棒が全挿入位置まで挿入されていることを確認し、確認できない場合は、原子炉制御「反応度制御」へ移行する。 ・全制御棒全挿入を確認した場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。 	

表 3

<p>2. 原子炉制御 (2) 反応度制御</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・スクラム不能異常過渡事象発生時に、原子炉を安全に停止させる。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「原子炉制御」においてスクラム後の全制御棒全挿入が確認できない場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全制御棒が最大未臨界引抜位置以上まで挿入された場合 ・ほう酸水注入系が全量注入完了した場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉出力を監視し、制御する。 ・「ほう酸水注入系起動」, 「水位制御」, 「制御棒挿入」を並行操作する。なお、同時に実行することが不可能な場合は、「ほう酸水注入系起動」, 「水位制御」, 「制御棒挿入」の順に優先させる。 	
<p>④主な監視操作内容</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合は、「反応度制御」の制御棒挿入操作を行いつつ、原子炉制御「水位確保」に移行する。 ・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上で、原子炉が隔離していない場合は、原子炉再循環ポンプがランバックしていることを確認するか、または原子炉再循環ポンプをランバックする。 ・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上で、原子炉が隔離している場合は、原子炉再循環ポンプが停止していることを確認するか、または原子炉再循環ポンプを停止する。 </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>B. ほう酸水注入系起動</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サブレーションチェンバ水温が原子炉出力・サブレーションチェンバ水温相関曲線のほう酸水注入系起動領域に入った場合は、ほう酸水注入系を起動する。 ・原子炉浄化系が隔離したことを確認する。 ・ほう酸水注入系を起動した場合は、全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし、全制御棒が最大未臨界引抜位置以上まで挿入された場合は、ほう酸水注入系を停止する。 </div>	

C. 水位制御

- ・原子炉水位が不明となった場合は、「水位不明時操作」に移行する。
- ・原子炉が隔離状態でかつ原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上の場合は、「水位低下操作」に移行する。
- ・「水位低下操作」として、原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満になるまで低下させる。(原子炉水位の下限値はスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下下限値とする。) 原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下下限値以上に維持できない場合は、「原子炉減圧」に移行する。
- ・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上の場合で、かつ原子炉が隔離状態でない場合は、給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値と原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。ただし、原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持する。
- ・原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合は、「原子炉減圧」に移行する。「原子炉減圧」として自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を原子炉減圧操作時必要弁数開して原子炉を減圧し、給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持する。
- ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を原子炉減圧操作時必要弁数開しても、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開する。
- ・主蒸気逃がし安全弁を順次開しても、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合は、復水輸送系、消火系を起動して原子炉への注水を開始し、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持する。

D. 水位不明時操作

- ・「水位不明時操作」を実施中に全制御棒が最大未臨界引抜位置以上まで挿入された場合は、不測事態「水位不明」に移行する。
- ・主蒸気隔離弁、主蒸気ドレン弁ならびに原子炉隔離時冷却系および原子炉浄化系の隔離弁を全閉する。
- ・主蒸気逃がし安全弁を水位不明時操作時必要弁数開して原子炉を減圧し、給復水系、制御棒駆動水圧系、高圧炉心スプレイ系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。
- ・給復水系、制御棒駆動水圧系、高圧炉心スプレイ系で注水できない場合は、主蒸気逃がし安全弁を順次開し、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。

E. 制御棒挿入

- ・スクラム弁が閉の場合は、スクラムパイロット弁電磁弁の電源切または制御空気の排気を行う。
- ・スクラム弁が開の場合は、スクラムリセットし、スクラム排水容器水位高トリップリセットを確認し、スクラムテストスイッチによる個別スクラムを行う。
- ・制御棒駆動水圧系の水圧を確保し、制御棒を手動挿入する。

表 4

<p>2. 原子炉制御 (3) 水位確保</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「原子炉制御」においてスクラムが確認された場合 原子炉制御「反応度制御」において原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合 格納容器制御「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションチェンバ圧力を格納容器設計圧力以下に維持できる場合 不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合 不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持可能な場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>A. プラント状態把握</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位、原子炉圧力、格納容器隔離ならびに非常用炉心冷却系および非常用ディーゼル発電機の作動を確認する。 作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。 </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>B. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復、維持できない場合は、有効燃料頂部以上に維持する。 給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下となった場合は、制御棒駆動水圧系、復水輸送系および消火系による原子炉注水の準備を行う。 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」に移行する。 原子炉水位が不明の場合は、不測事態「水位不明」に移行する。 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。 </div>	

表 5

<p>2. 原子炉制御 (4) 減圧冷却</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持しつつ、原子炉を減圧し、冷温停止状態へ移行させる。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合 原子炉制御「反応度制御」において、全制御棒が最大未臨界引抜位置以上まで挿入されたかほう酸水注入系が全量注入完了した場合であって、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合 格納容器制御「サプレッションチェンバ温度制御」において、原子炉手動スクラム後、サプレッションチェンバ水温がサプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合 格納容器制御「サプレッションチェンバ水位制御」において、原子炉を手動スクラムした場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力が残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下で、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動し、原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 緊急性を要しないため、原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内になるように努める。 主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合は、原子炉冷却材温度変化率およびサプレッションチェンバ水温を十分監視しながら、主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠で行う。さらに、サプレッションチェンバ水温上昇を均一にするように開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また、サプレッションチェンバ水温上昇防止のため、残留熱除去系によるサプレッションチェンバ冷却を行う。 「水位維持」と「原子炉減圧」を並行操作する。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>A. 水位維持</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系を使用して、原子炉水位を有効燃料頂部から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」に移行する。 </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>B. 原子炉減圧</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系による原子炉への注水ができない場合は、非常用炉心冷却系が少なくとも1台運転可能でなければ、原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下に減圧してはならない。 復水器が使用可能である場合は、タービンバイパス弁等による減圧を行う。 復水器が使用不能であり、かつサプレッションチェンバ水温がサプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は、主蒸気逃がし安全弁等による減圧を行う。 原子炉圧力が残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下の場合は、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動する。残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが起動できない場合は、復旧を図る。 </div>	

表 6

<p>3. 格納容器制御 (1) 格納容器圧力制御</p>	
<p>①目的 ・格納容器圧力を監視し，制御する。</p>	
<p>②導入条件 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合</p>	<p>③脱出条件 ・ドライウエル圧力の上昇の原因が，窒素ガスまたは空気の漏えいであり，かつドライウエル圧力を下げた場合 ・24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合</p>
<p>④基本的な考え方 ・ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は，格納容器の健全性を維持して，できる限り放射能放出を抑える目的で，格納容器設計圧力に達する前に原子炉を急速減圧し，格納容器設計圧力以下に維持できない場合は，原子炉を満水にし，格納容器最高使用圧力を超える場合は，格納容器ベントを行う。 ・格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合は，ドライウエルスプレイおよびサプレッションチェンバスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要がある，炉心再冠水後速やかにドライウエルスプレイおよびサプレッションチェンバスプレイを起動する。</p>	

⑤主な監視操作内容

A. 格納容器圧力制御

- ・ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉がスクラムしたことを確認する。
- ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエル圧力を下げる。
- ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合は、原子炉水位が有効炉心長の3分の2に相当する水位以上で安定し、格納容器冷却系として作動させる低圧注水系以外の非常用炉心冷却系の継続的作動を確認した後に、ドライウエルスプレイおよびサブプレッションチェンバスプレイを作動させる。
- ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力になった場合は、24時間以内にサブプレッションチェンバスプレイを作動させる。
- ・サブプレッションチェンバ圧力がドライウエルスプレイ起動圧力に達した場合は、24時間以内に原子炉再循環ポンプおよびドライウエル冷却機を停止し、ドライウエルスプレイおよびサブプレッションチェンバスプレイを作動させる。
- ・サブプレッションチェンバ圧力が設計基準事故時最高圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプおよびドライウエル冷却機を停止し、ドライウエルスプレイおよびサブプレッションチェンバスプレイを作動させる。
- ・サブプレッションチェンバ圧力が設計基準事故時最高圧力を超え、格納容器最高使用圧力未満の場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。
- ・サブプレッションチェンバ圧力を格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスプレイおよびサブプレッションチェンバスプレイとして起動し、格納容器を減圧するとともに「原子炉満水」操作を行う。

B. 原子炉満水

- ・「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁を開いた後、主蒸気隔離弁、主蒸気ドレン弁ならびに原子炉隔離時冷却系および原子炉浄化系の隔離弁を全閉する。
- ・給復水系、制御棒駆動水圧系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉へ注水し、注水量を増やして、原子炉水位をできるだけ高く維持する。また、必要に応じて、復水輸送系、ほう酸水注入系^{*}、消火系による原子炉注水を行う。
- ・サブプレッションチェンバ圧力を格納容器設計圧力以下に維持できる場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- ・サブプレッションチェンバ圧力を格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。

※：ほう酸水注入系を原子炉注水機能として使用する場合は、補給水系を水源とする。以下同じ。

C. 格納容器ベント

- ・サブプレッションチェンバ圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。
- ・格納容器ベントは、窒素ガス制御系のサブプレッションチェンバ側ベントラインを優先して使用し、サブプレッションチェンバ水位が高い場合は、窒素ガス制御系のドライウエル側ベントラインを使用する。

表 7

<p>3. 格納容器制御 (2) ドライウエル温度制御</p>	
<p>①目的 ・ドライウエルの空間温度を監視し、制御する。</p>	
<p>②導入条件 ・ドライウエル冷却機入口ガス温度が温度高警報設定点以上の場合 ・ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合</p>	<p>③脱出条件 ・ドライウエル冷却機入口ガス温度が温度高警報設定点未満となった場合</p>
<p>④基本的な考え方 ・ドライウエル空間温度がドライウエル設計温度に到達する前に、ドライウエルスプレイを作動させ、ドライウエル設計温度以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。</p>	
<p>⑤主な監視操作内容 ・ドライウエル冷却機入口ガス温度が温度高警報設定点、またはドライウエル局所温度が温度高警報設定点を超えるような場合は、予備のドライウエル冷却機を運転する。 ・ドライウエル空間温度がドライウエル設計温度に到達する前に、原子炉再循環ポンプおよびドライウエル冷却機を停止し、ドライウエルスプレイを作動させる。 ・ドライウエル空間温度がドライウエル設計温度以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ドライウエル空間温度がドライウエル空間部温度制限値になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。</p>	

表 8

<p>3. 格納容器制御 (3) サプレッションチェンバ温度制御</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバの水温および空間部温度を監視し、制御する。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・サプレッションチェンバ空間部の局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度以上の場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバのバルク水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下となった場合 ・サプレッションチェンバのバルク水温がスクラム制限温度以上で、手動スクラムし、サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合 ・サプレッションチェンバ空間部の局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度未満となった場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバ水温がスクラム制限温度に到達したら、原子炉を手動スクラムし、原子炉を減圧する。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>A. サプレッションチェンバ水温</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバ水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションチェンバの冷却を開始する。 ・サプレッションチェンバ水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下に下がらない場合は、原子炉を通常停止する。 ・サプレッションチェンバ水温がスクラム制限温度に到達したら、原子炉を手動スクラムし、サプレッションチェンバ水温を確認する。サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>B. サプレッションチェンバ空間部温度</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバの局所空間部温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度まで上昇したら、サプレッションチェンバ冷却を実施するとともに、サプレッションチェンバ空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系の異常、主蒸気逃がし安全弁排気管の異常、サプレッションチェンバ・ドライウエル間真空破壊弁の異常等）を復旧する。 ・サプレッションチェンバ空間部温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度以下に下がらない場合は、サプレッションチェンバ空間部温度がサプレッションチェンバ設計温度に到達する前に、サプレッションチェンバスプレイを作動させる。 </div>	

表 9

<p>3. 格納容器制御 (4) サプレッションチェンバ水位制御</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバの水位を監視し、制御する。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバ水位が通常運転時高水位制限値以上の場合 ・サプレッションチェンバ水位が通常運転時低水位制限値以下の場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバ水位が24時間以内に通常運転時制限値以内に復旧した場合 ・サプレッションチェンバ水位が通常運転時高水位限界値または通常運転時低水位限界値を超えてスクラムした場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバ高水位は、原子炉冷却材喪失事故時の空間部体積を確保する観点から、通常運転時高水位限界値以上では原子炉をスクラムし、減圧を開始する。さらにそれ以上の水位では、真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達する前に、ドライウェルスプレイを実施する。最終的には、格納容器の圧力が大気時の最大浸水水位に達したら、格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。 ・サプレッションチェンバ低水位は、原子炉冷却材喪失事故時の除熱源を確保する観点から、通常運転時低水位限界値以下では、原子炉をスクラムし減圧を開始する。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>A. サプレッションチェンバ水位制御（高水位）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバ水位が24時間以内に通常運転時高水位制限値以内に復旧しない場合は、原子炉を通常停止し、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 ・サプレッションチェンバ水位が通常運転時高水位限界値に到達した場合は、原子炉をスクラムし原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 ・サプレッションチェンバ水位が真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達する前に、原子炉再循環ポンプおよびドライウェルス冷却機を停止し、ドライウェルスプレイを作動させる。 ・格納容器内水位が格納容器の圧力が大気時の最大浸水水位に達したら、格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。 </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>B. サプレッションチェンバ水位制御（低水位）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバ水位が24時間以内に通常運転時低水位制限値以上に復旧しない場合は、原子炉を通常停止し、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 ・サプレッションチェンバ水位が通常運転時低水位限界値以下に到達した場合は、原子炉をスクラムし、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 </div>	

表 10

<p>3. 格納容器制御 (5) 水素制御</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内の水素および酸素濃度を監視し、制御する。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「原子炉スクラム」から導入され、主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合 ・原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合 ・原子炉水位が不明の場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可燃性ガス濃度制御系が作動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合。 ・主蒸気隔離弁閉、または原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器水素・酸素濃度分析系の応答時間および計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材喪失事故または炉心露出が生じた場合は、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 ・原子炉水位不明または原子炉隔離状態が長時間継続する場合は、格納容器水素・酸素濃度分析系により可燃性ガス濃度の監視を開始し、可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。 ・可燃性ガス濃度制御系再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合は、ドライウエル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図の可燃領域に入らないように再循環流量を調整する。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合または原子炉水位が不明になった場合は格納容器水素・酸素濃度分析系により格納容器内の水素濃度を監視する。 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合、格納容器内の水素濃度が可燃限界に対し、可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器水素・酸素濃度分析系の応答時間および計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合、または原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合は、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 ・可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように、必要に応じてドライウエルスプレイまたはサプレッションチェンバースプレイを運転する。 ・可燃性ガス濃度制御系の運転は、格納容器内の水素および酸素濃度に応じて再循環流量および吸込流量を調整する。 	

表 1 1

<p>4. 不測事態 (1) 水位回復</p>
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位を回復する。
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合 ・原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や代替注水系の起動を行う。 ・原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合は、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1200℃または燃料被覆管酸化割合が15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系および復水輸送系等を起動する。
<p>⑤主な監視操作内容</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>A. 水位回復</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位が有効燃料頂部以下に低下した時刻を記録する。 ・原子炉隔離時冷却系を起動する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統[※]のうち、少なくとも1つの系統の起動を試みる。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、1系統以上の起動ができない場合は、復水輸送系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系による注水準備を行う。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に回復したら、原子炉制御「水位確保」へ移行する。 <p style="margin-left: 20px;">※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは以下をいう。表12、表13において同じ。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水ポンプ、復水昇圧ポンプ、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系A系、低圧注水系B系、低圧注水系C系 </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>B. 水位上昇中</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系が作動していない場合は、非常用炉心冷却系1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は、非常用炉心冷却系1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。 </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>C. 水位下降中</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以上の場合は、原子炉隔離時冷却系を作動させる。 ・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合、または原子炉隔離時冷却系が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、1系統以上を運転状態とし、不測事態「急速減圧」へ移行する。低圧で原子炉へ注水可能な系統を1系統も運転状態とすることができない場合は復水輸送系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系を起動し、不測事態「急速減圧」へ移行する。 </div>

不測事態に関しては、「③脱出条件」はない。以下、表12および表13も同じ。

表 1 2

<p>4. 不測事態 (2) 急速減圧</p>
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉を速やかに減圧する。
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サプレッションチェンバ圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合 ・格納容器制御「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル空間温度がドライウエル設計温度を超えた場合 ・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が有効燃料頂部以下でかつ下降中であり、原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合であって、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合 ・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動できない場合であって、非常用炉心冷却系が1系統以上作動している場合 ・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合であって、非常用炉心冷却系が1系統以上作動している場合 ・不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合 ・格納容器制御「サプレッションチェンバ温度制御」において、サプレッションチェンバ水温がサプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力低下必要時に、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数を開放する。 ・主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。 ・原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。 ・原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。
<p>⑤主な監視操作内容</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上、または代替注水系が作動していることを確認する。 ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。 ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数を開放する。 ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数を開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最少弁数以上開放する。 ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最少弁数を開放できなければ、原子炉隔離時冷却系を使用して減圧する。 ・原子炉減圧が不十分である場合は、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と復水器により減圧する。 ・原子炉水位が判明した場合は、不測事態「水位不明」の導入前の制御へ移行する。 ・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水操作」および格納容器制御「水素制御」へ移行する。

表 1 3

<p>4. 不測事態 (3) 水位不明</p>
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「反応度制御」を除き、原子炉水位が不明になった場合 ・原子炉制御「反応度制御」の「水位不明時操作」を実施中に、全制御棒が最大未臨界引抜位置以上まで挿入された場合 ・格納容器制御「ドライウエル温度制御」において、原子炉水位計の基準水柱近傍でのドライウエル温度がドライウエル空間部温度制限値に達した場合 ・不測事態「急速減圧」において、原子炉水位が判明しない場合、または原子炉水位計の基準水柱近傍のドライウエル温度がドライウエル空間部温度制限値に達した場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位不明時に、給復水系、非常用炉心冷却系または代替注水系を使用した原子炉注水操作を行い、さらに原子炉圧力を目安にした原子炉満水操作を行う。 ・原子炉注水操作は、使用可能なすべての注水系のうち、1系統以上を作動させ、原子炉圧力とサプレッションチェンバ圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるように注水操作を行う。 ・原子炉水位が判明した場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。
<p>⑤主な監視操作内容</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>A. 注水操作</p> </div> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上作動した場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も作動しない場合は、原子炉隔離時冷却系を作動させる。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統、原子炉隔離時冷却系が作動しない場合は、復水輸送系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系を作動させ、復水輸送系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系が作動した場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系が作動し、かつ低圧で原子炉へ注水可能な系統、復水輸送系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系の全部が作動しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統、復水輸送系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系の復旧を行い、これらの系統が復旧した場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。

B. 満水操作

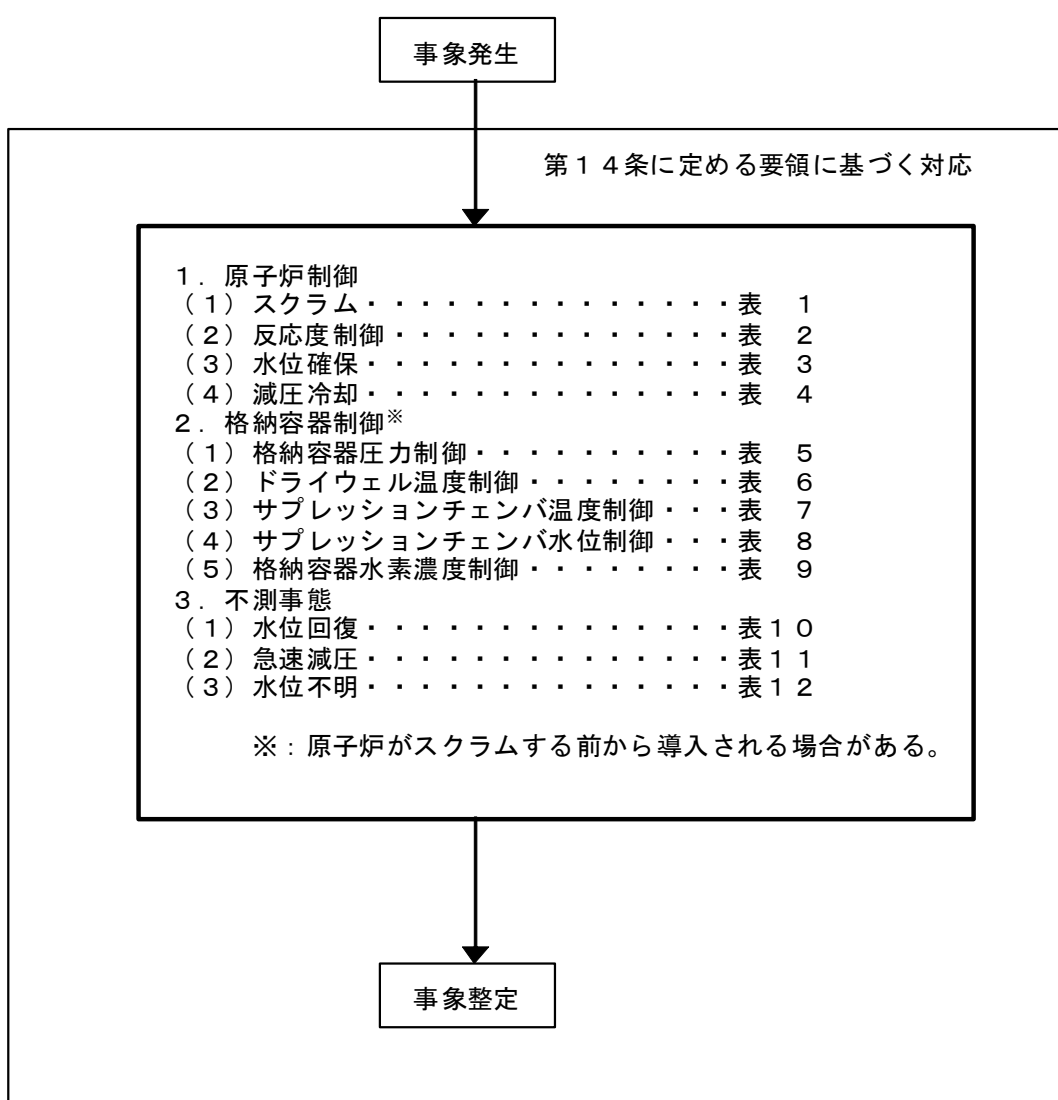
- ・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁以上開放または電動駆動給水ポンプ、高圧炉心スプレイ系による原子炉注水が可能な場合、「水位計復旧」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明しない場合は、主蒸気隔離弁、主蒸気ドレン弁ならびに原子炉隔離時冷却系および原子炉浄化系の隔離弁を全閉し、「満水操作」を行う。
- ・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁も開放できず、かつ電動駆動給水ポンプ、高圧炉心スプレイ系による原子炉注水も不可能な場合は、給復水系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、復水輸送系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系を使用して原子炉への注水維持を行うとともに、主蒸気隔離弁、主蒸気ドレン弁ならびに原子炉隔離時冷却系および原子炉浄化系の隔離弁を開維持して、原子炉の減圧を継続する。
- ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、いずれか1系統を使用して原子炉へ注水し、注水流量を増加して原子炉を加圧し、原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサブプレッションチェンバ圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
- ・原子炉圧力をサブプレッションチェンバ圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統を1系統ずつ順次起動して、原子炉への注水流量を増加させて、原子炉圧力をサブプレッションチェンバ圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
- ・低圧で原子炉へ注水可能な系統をすべて起動しても、原子炉圧力をサブプレッションチェンバ圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、主蒸気逃がし安全弁の開数を原子炉圧力容器満水確認用最少必要弁数まで減らし、原子炉圧力をサブプレッションチェンバ圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
- ・低圧で原子炉へ注水可能な系統をすべて起動し、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最少必要弁数のみ開しても、原子炉圧力をサブプレッションチェンバ圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、復水輸送系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系を起動し、原子炉圧力をサブプレッションチェンバ圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。

C. 水位計復旧

- ・原子炉圧力がサブプレッションチェンバ圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できていれば、炉心の健全性は確保されているため、「水位計復旧」操作は対応する余裕がある場合のみ試みればよい。
- ・原子炉水位計の基準水柱に水を満たす。
- ・原子炉への注水を継続し、基準水柱の周囲温度を100℃以下にし、原子炉水位計を使用可能とする。
- ・原子炉水位を読み取るため、原子炉注水を停止し、原子炉水位を下げる。
- ・最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合には、原子炉制御「水位確保」へ移行する。原子炉水位が判明しない場合は、「満水操作」へ移行する。

原子炉がスクラムした場合の運転操作基準

炉心は原子力発電所において最大の放射能インベントリを有する部分である。したがって、著しい放射能の放出となる炉心の大損傷を防止するために、原子炉内の核分裂反応を停止し、炉心冷却形状を維持することおよび発電所外への放射能の放出を防止するために格納容器の健全性を維持することが重要である。このため、原子炉の未臨界維持、原子炉の冷却の確保、格納容器の健全性確保に関して、以下の運転操作基準を定める。なお、この操作基準を使用する際には、当直長の判断に基づいて、より保守的な（安全側の）操作や事象の進展に応じた監視操作の省略等を妨げるものではない。



また、当直長は、以下の一般的な注意事項について留意する。

- (1) 原子炉スクラム信号が発生した場合は、制御棒位置表示が挿入されていることを示し、かつ中性子束が減少していることにより原子炉スクラムを確認する。
- (2) 原子炉スクラム信号が発生したにもかかわらず、原子炉がスクラムしない場合は、直ちに原子炉の手動スクラムを試みる。また、原子炉が自動スクラムすべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、スクラム回路が作動しない場合は、直ちに原子炉を手動スクラムする。
- (3) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機または非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、2つ以上の独立した計器により状況を確認するまでは、自動作動が正しいものとして対処し、不用意に手動停止しない。
- (4) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機または非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、複数の計器によりシステムの健全性および注入の有無等を確認する。
- (5) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機または非常用ガス処理系等の自動作動信号が発生したにもかかわらず、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機または非常用ガス処理系等が自動作動しない場合は、直ちに当該設備の手動作動を試みる。また、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機または非常用ガス処理系等が自動的に作動すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機または非常用ガス処理系等が作動しない場合は、直ちに当該設備を手動作動する。
- (6) 非常用炉心冷却系が自動作動した場合に、十分な炉心冷却が確保されていることが少なくとも2つ以上の独立した計器により確認できない場合は、非常用炉心冷却系を手動操作してはならない。さらに、炉心冷却が確保され、非常用炉心冷却系の手動操作が必要なくなり、手動停止した場合は、当該システムを必ず自動作動できる状態とする。
- (7) 格納容器隔離信号または原子炉棟隔離信号が発生した場合は、当該隔離弁が自動作動したことを確認する。
- (8) 格納容器隔離信号または原子炉棟隔離信号が発生したにもかかわらず、当該隔離弁が自動作動しない場合は手動で全閉することを試みる。また、格納容器隔離弁または原子炉棟給排気隔離弁が自動作動する事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、当該隔離弁が自動作動しない場合は、直ちに手動で全閉する。
- (9) 格納容器隔離弁または原子炉棟給排気隔離弁の自動隔離が発生した場合は、放射線モニタの指示を確認し、異常のないことが判明するまで、隔離解除あるいは復旧を行ってはならない。ただし、特段の理由がある場合を除く。

表 1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉を停止する。 ・十分な炉心冷却状態を維持する。 ・原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 ・格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む) 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉スクラム信号が発生した場合 ・手動スクラムした場合 ・各制御の脱出条件が成立した場合 	<p>③脱出条件</p>
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 ・単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 ・多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 ・各計器を並行監視し、微候に応じた制御を行う。 ・原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、格納容器制御より優先される。ただし、原子炉格納容器が損傷する恐れがある場合には原子炉制御「スクラム」と格納容器制御を並行して行う。 ・原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の制御棒全挿入を確認し「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要警報「スクラム」警報の発信を確認する。 ・全制御棒挿入状態を確認する。 ・平均出力領域モニタの指示を確認する。 ・自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムを行う。 ・原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 ・全制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入されていることを確認し、確認できない場合は手動スクラムを行い原子炉制御「反応度制御」へ移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も原子炉制御「反応度制御」で行う。 ・原子炉水位、原子炉圧力、原子炉冷却材再循環ポンプ運転状態および速度を確認する。 ・平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位を確認する。 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、原子炉格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 ・タービン駆動原子炉給水ポンプの停止を確認し、電動機駆動原子炉給水ポンプ※および給水制御系（単要素）で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 ・給復水系（復水器を含む）が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動起動する。（原子炉隔離時冷却系が自動起動した場合は不要） ・原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系および原子炉隔離時冷却系と合わせて原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。 ・原子炉水位が不明になった場合には、不測事態「水位不明」および格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 ・原子炉水位を連続的に監視する。 <p>※：電動機駆動原子炉給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。</p>	

C. 原子炉圧力

- ・原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認する。
- ・原子炉圧力制御が正常でない場合または復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- ・主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合、格納容器制御「サプレッションチェンバ温度制御」へ移行する。
- ・主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開して、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気ドレン弁により調整してもよい。
- ・主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサプレッションチェンバの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサプレッションチェンバ冷却を行う。
- ・原子炉圧力がタービンバイパス弁または主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的に監視する。
- ・主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

- ・原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認する。
- ・タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。
- ・所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部または全部が確保されない場合は、所内電源を確保するとともに、必要に応じて原子炉隔離時冷却系による原子炉冷却を行う。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器およびグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- ・原子炉圧力制御が正常でない場合または復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- ・タービン、発電機の停止状態を確認する。

E. モニタ確認

- ・各種放射線モニタの指示を確認する。
- ・各種放射線モニタの指示の異常が確認された場合、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

F. 復旧

- ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- ・原子炉格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- ・原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。
- ・原子炉格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- ・原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉・タービン建物換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- ・主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後、主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁の開閉で原子炉減圧する。
- ・スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- ・原子炉冷却材再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉冷却材再循環ポンプを起動する。
- ・原子炉を冷温停止する。

G. 格納容器制御への導入

- ・格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)

表 2

<p>1. 原子炉制御 (2) 反応度制御</p>	
<p>①目的 ・スクラム不能異常過渡事象発生時に、原子炉を安全に停止させる。</p>	
<p>②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入されない場合</p>	<p>③脱出条件 ・全制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入され、かつ原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合 ・ほう酸水注入系が全量注入完了し、かつ原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合</p>
<p>④基本的な考え方 ・短期的には原子炉の健全性を維持し、長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサプレッションチェンバの健全性を維持する。 ・「ほう酸水注入系」、「制御棒」、「水位」を並行操作する。なお、同時に実行することが不可能な場合は、「ほう酸水注入系」、「制御棒」、「水位」の順に優先させる。</p>	
<p>⑤主な監視操作内容</p>	
<p>A. 原子炉出力 ・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合には、原子炉制御「反応度制御」の制御棒操作を行いつつ、原子炉制御「水位確保」を並行操作する。 ・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上でタービンが運転中の場合は、原子炉冷却材再循環ポンプをランバック後停止する。また、タービンが停止中の場合は、原子炉冷却材再循環ポンプを停止する。</p>	
<p>B. ほう酸水注入系 ・サプレッションチェンバ水温が原子炉出力サプレッションチェンバ水温度相関曲線のほう酸水注入系起動領域に接近した場合には、ほう酸水注入系を起動する。 ・原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。 ・ほう酸水注入系を起動した場合には、全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし、全制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、ほう酸水注入系を停止する。</p>	
<p>C. 水位 ・原子炉水位が不明となった場合、「反応度制御水位不明」および格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉が隔離状態で、かつ原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上の場合、「水位低下」操作に移行する。 ・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値以上の場合、「水位低下」操作に移行する。 ・「水位低下」操作として、原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで低下させる。(原子炉水位の下限値は高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位とする。)ただし、原子炉水位が高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合は、原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持する。 ・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上、スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満で、かつ原子炉が隔離状態でない場合、「水位維持」操作を行う。 ・「水位維持」操作として、給復水系、制御棒駆動系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位を原子炉隔離時冷却系(補給水機能)作動水位から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。ただし、原子炉水位が原子炉隔離時冷却系(補給水機能)作動水位以上に維持できない場合は、原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持する。 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、「減圧」操作を行う。「減圧」操作として、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「減圧」操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し給復水系、制御棒駆動系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持する。 ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「減圧」操作時必要弁数開しても、原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合には、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開放する。</p>	

- ・主蒸気逃がし安全弁を順次開放しても、原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合には、復水補給水系、消火系を起動して原子炉への注水を開始し、原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持する。
- ・原子炉水位が自動減圧系作動水位を下回って自動減圧タイマが作動した場合には、自動減圧系自動起動を阻止し、自動減圧系の作動を阻止する。

D. 反応度制御水位不明

- ・「反応度制御水位不明」を実行中に全制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、不測事態「水位不明」に移行する。
- ・主蒸気隔離弁、原子炉格納容器隔離弁および主蒸気ドレン弁、ならびに原子炉隔離時冷却系および原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- ・水位不明の場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御水位不明」操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し、給復水系、制御棒駆動系、高圧炉心注水系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。
- ・給復水系、制御棒駆動系、高圧炉心注水系で注水できない場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開し、低圧注水系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。

E. 制御棒

- ・スクラム弁が閉の場合、代替制御棒挿入機能の動作、ペアロッドスクラム、スクラムパイロット弁電磁弁の電源切または制御用空気の排気を行う。
- ・スクラム弁が開の場合、スクラムリセットし再度手動スクラムまたは代替制御棒挿入機能等によるスクラムを行う。
- ・個々の制御棒の電動挿入を行う。

表 3

<p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合 原子炉制御「反応度制御」において原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合 格納容器制御「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サブプレッションチェンバ圧力を原子炉格納容器制限値以下に維持できる場合 不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合 不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位確保</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位、原子炉圧力および原子炉格納容器隔離、ならびに非常用炉心冷却系および非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。 作動すべきものが不作動の場合は、手動作動させる。 <p>B. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系、制御棒駆動系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復、維持できない場合は、有効燃料頂部以上に維持する。 給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下となった場合には、制御棒駆動系、復水補給水系、消火系による原子炉注水の準備を行う。 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」および格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。 	

表 4

<p>1. 原子炉制御 (4) 減圧冷却</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持しつつ、原子炉を減圧し、冷温停止状態へ移行させる。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気隔離弁が閉状態でかつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合 原子炉制御「水位確保」において、有効燃料頂部から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合 格納容器制御「サプレッションチェンバ温度制御」において、手動スクラム後、サプレッションチェンバ水温がサプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合 格納容器制御「サプレッションチェンバ水位制御」において、手動スクラムした場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力が原子炉停止時冷却系の使用可能圧力以下で、原子炉停止時冷却系が起動し、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 緊急性を要しないため、原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内になるように努める。 主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には、原子炉冷却材温度変化率およびサプレッションチェンバ水温を十分監視しながら、主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに、サプレッションチェンバ水温上昇を均一にするように、開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また、サプレッションチェンバ水温上昇防止のため、残留熱除去系によるサプレッションチェンバ冷却を行う。 「水位」と「減圧」を並行操作する。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系、制御棒駆動系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系を使用して、原子炉水位を有効燃料頂部から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。 原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」および格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 <p>B. 減圧</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系による原子炉注水ができない場合、非常用炉心冷却系（原子炉隔離時冷却系を除く）が少なくとも1系統運転可能でなければ、原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下に減圧してはならない。 復水器が使用可能である場合、タービンバイパス弁等による減圧を行う。 復水器が使用不能であり、かつサプレッションチェンバ水温がサプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合、主蒸気逃がし安全弁による減圧を行う。 復水器が使用不能であり、かつサプレッションチェンバ水温がサプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合、不測事態「急速減圧」に移行する。 原子炉圧力が原子炉停止時冷却系の使用可能圧力以下の場合は、原子炉停止時冷却系を起動する。原子炉停止時冷却系が起動できない場合は、復旧を図る。 原子炉水位を有効燃料頂部以上に確保する。 	

表 5

<p>2. 格納容器制御 (1) 格納容器圧力制御</p>	
<p>①目的 ・原子炉格納容器圧力を監視し、制御する。</p>	
<p>②導入条件 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合</p>	<p>③脱出条件 ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであり、かつドライウエルベントを実施した場合 ・24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合</p>
<p>④基本的な考え方 ・ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、原子炉格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、サプレッションチェンバ圧力を原子炉格納容器圧力制限値に達する前に原子炉を急速減圧し、原子炉格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、原子炉格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。 ・原子炉格納容器内で原子炉圧力容器バウンダリの大破断が発生した場合、ドライウエルスプレイおよびサプレッションチェンバスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があるため、速やかにドライウエルスプレイおよびサプレッションチェンバスプレイを起動する。</p>	
<p>⑤主な監視操作内容</p>	
<p>A. 格納容器圧力制御</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。 ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持し、高圧炉心注水系、低圧注水系A系、原子炉隔離時冷却系の継続的作動を確認した後に、ドライウエルスプレイおよびサプレッションチェンバスプレイを起動する。また、格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。高圧炉心注水系、低圧注水系A系、原子炉隔離時冷却系で原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合は不測事態「水位回復」に移行する。 ・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」および格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつドライウエルスプレイ起動圧力以下の状態が24時間継続した場合は、サプレッションチェンバスプレイを起動する。 ・サプレッションチェンバ圧力がドライウエルスプレイ起動圧力以上の状態が24時間継続した場合、またはサプレッションチェンバ圧力が設計基準事故時最高圧力に相当する圧力に達した場合は、原子炉冷却材再循環ポンプおよびドライウエル冷却系を停止し、ドライウエルスプレイおよびサプレッションチェンバスプレイを起動する。 ・サプレッションチェンバ圧力が設計基準事故時最高圧力に相当する圧力以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・サプレッションチェンバ圧力が原子炉格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスプレイおよびサプレッションチェンバスプレイとして起動し、原子炉格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。 	
<p>B. 原子炉満水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位が有効燃料頂部以下になった場合は、不測事態「水位回復」と並行操作を行う。 ・不測事態「急速減圧」時必要最少弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、または電動機駆動原子炉給水ポンプあるいは高圧炉心注水系が原子炉注水可能な場合は、主蒸気隔離弁、主蒸気ドレン弁、原子炉隔離時冷却系および原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。 ・給復水系、制御棒駆動系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。また、必要に応じて、復水補給水系、ほう酸水注入系[*]、消火系による原子炉注水を行う。 ・サプレッションチェンバ圧力が原子炉格納容器圧力制限値以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。 ・サプレッションチェンバ圧力が原子炉格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。 	

※：ほう酸水注入系を原子炉注水機能として使用する場合は、テストタンクを水源とする。以下、各表において同じ。

C. 格納容器ベント

- ・ サプレッションチェンバ圧力が原子炉格納容器最高使用圧力を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。
- ・ 格納容器ベントは、耐圧強化ベントライン、不活性ガス系または非常用ガス処理系のサプレッションチェンバ側ベントラインを優先して使用し、サプレッションチェンバ水位が高い場合は、耐圧強化ベントライン、不活性ガス系または非常用ガス処理系のドライウエル側ベントラインを使用する。

表 6

<p>2. 格納容器制御 (2) ドライウエル温度制御</p>	
<p>①目的 ・ドライウエルの空間温度を監視し、制御する。</p>	
<p>②導入条件 ・ドライウエル空間部温度(ドライウエル冷却系冷却器入口温度)が通常運転時制限温度以上の場合 ・ドライウエル空間部温度(局所温度)が温度高警報設定点以上の場合</p>	<p>③脱出条件 ・ドライウエル空間部温度(ドライウエル冷却系冷却器入口温度)が通常運転時制限温度未満で、かつドライウエル空間部温度(局所温度)が温度高警報設定点未満となった場合</p>
<p>④基本的な考え方 ・ドライウエル空間部温度がドライウエル最高使用温度に到達する前にドライウエルスプレイを起動し、ドライウエル最高使用温度以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・原子炉制御「反応度制御」を実施中は、「反応度制御」を優先する。</p>	
<p>⑤主な監視操作内容 ・ドライウエル空間部温度(ドライウエル冷却系冷却器入口温度)が通常運転時制限温度、またはドライウエル空間部温度(局所温度)が温度高警報設定点を超えるような場合は、予備のドライウエル冷却系を運転する。 ・ドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達した場合、通常停止を行う。 ・ドライウエル局所温度がドライウエル最高使用温度に到達する前に、原子炉冷却材再循環ポンプおよびドライウエル冷却系を停止し、ドライウエルスプレイを起動する。ドライウエルスプレイが起動しない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ドライウエル局所温度がドライウエル最高使用温度以下に維持できないようであれば、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ドライウエル局所温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合は、不測事態「水位不明」および格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</p>	

表 7

<p>2. 格納容器制御 (3) サプレッションチェンバ温度制御</p>	
<p>①目的 ・ サプレッションチェンバの水温および空間部温度を監視し, 制御する。</p>	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉制御「スクラム」において, 主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 ・ サプレッションチェンバの平均水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・ サプレッションチェンバ空間部局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度以上の場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ サプレッションチェンバの平均水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下となった場合 ・ サプレッションチェンバの平均水温がスクラム制限温度以上で, 手動スクラムした場合 ・ サプレッションチェンバ空間部局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度未満となった場合
<p>④基本的な考え方 ・ サプレッションチェンバ水温がスクラム制限温度に到達したら, 直ちに手動スクラムし, 原子炉を減圧する。</p>	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. サプレッションチェンバ水温制御</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ サプレッションチェンバ水温が通常運転時制限温度まで上昇したら, サプレッションチェンバの冷却を開始する。 ・ サプレッションチェンバの水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下に下がらない場合, 原子炉を通常停止する。 ・ サプレッションチェンバ水温がスクラム制限温度に到達したら手動スクラムし, サプレッションチェンバ水温を確認する。サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し, サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。 <p>B. サプレッションチェンバ空間部温度</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ サプレッションチェンバ空間部局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度まで上昇したらサプレッションチェンバ冷却を実施するとともに, サプレッションチェンバ空間部温度上昇の原因(原子炉隔離時冷却系の異常, 主蒸気逃がし安全弁排気管の異常, サプレッションチェンバ・ドライウエル間真空破壊弁の異常等)を復旧する。 ・ サプレッションチェンバ空間部温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度未満に下がらない場合は, サプレッションチェンバ空間部温度がサプレッションチェンバ最高使用温度に到達する前に, サプレッションチェンバスプレイを作動させる。 ・ さらに, サプレッションチェンバ水温がスクラム制限温度未満の場合は, 原子炉を通常停止し, スクラム制限温度以上の場合は手動スクラムする。 	

表 8

<p>2. 格納容器制御 (4) サプレッションチェンバ水位制御</p>	
<p>①目的 ・ サプレッションチェンバ水位を監視し, 制御する。</p>	
<p>②導入条件 ・ サプレッションチェンバ水位が通常運転時高水位制限値以上の場合 ・ サプレッションチェンバ水位が通常運転時低水位制限値以下の場合</p>	<p>③脱出条件 ・ サプレッションチェンバ水位が 2 4 時間以内に通常運転時制限値以内に復旧した場合 ・ サプレッションチェンバ水位が通常運転時高水位限界値または通常運転時低水位限界値を超えてスクラムした場合</p>
<p>④基本的な考え方 ・ サプレッションチェンバ高水位は, 冷却材喪失事故時の空間部体積を確保する観点から通常運転時高水位限界値以上では原子炉をスクラムし, 減圧を開始する。さらに, それ以上の水位では主蒸気逃がし安全弁の動荷重制限および真空破壊弁機能喪失防止の観点から, サプレッションチェンバ水位計測定上限を超えた場合には, 真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前にドライウェルスプレイを実施するとともに不測事態「急速減圧」へ移行する。最終的には, 原子炉格納容器ベント最高水位になる前に原子炉格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。 ・ サプレッションチェンバ低水位は, 冷却材喪失事故時の除熱源を確保する観点から通常運転時低水位限界値以下では, 原子炉をスクラムし, 減圧を開始する。また, ベント管凝縮限界値以下になった場合には, 不測事態「急速減圧」へ移行する。</p>	
<p>⑤主な監視操作内容</p>	
<p>A. サプレッションチェンバ水位制御 (高水位)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ サプレッションチェンバ水位が 2 4 時間以内に通常運転時高水位制限値以内に復旧しない場合は, 原子炉を通常停止する。 ・ サプレッションチェンバ水位が通常運転時高水位限界値に到達した場合には, 原子炉をスクラムし, 原子炉制御「スクラム」および原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 ・ サプレッションチェンバ水位がサプレッションチェンバ水位計測定上限を超えた場合には, 真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前に原子炉冷却材再循環ポンプおよびドライウェルス冷却系を停止し, ドライウェルスプレイを実施するとともに, 不測事態「急速減圧」に移行する。なお, サプレッションチェンバ水位の上昇が補給水系等の漏えいによることが判明している場合には, ドライウェルスプレイを作動させない。 ・ サプレッションチェンバ水位が, 原子炉格納容器ベント最高水位になる前に原子炉格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。 	
<p>B. サプレッションチェンバ水位制御 (低水位)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ サプレッションチェンバ水位が 2 4 時間以内に通常運転時低水位制限値以上に復旧しない場合は, 原子炉を通常停止する。 ・ サプレッションチェンバ水位が通常運転時低水位限界値以下に到達した場合は, 原子炉をスクラムし, 原子炉制御「スクラム」および原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 ・ サプレッションチェンバ水位が, ベント管凝縮限界値以下になった場合, 復水器が使用可能であれば不測事態「急速減圧」(タービンバイパス弁が使用可能)へ移行し, 復水器が使用不能であれば不測事態「急速減圧」へ移行する。 	

表 9

<p>2. 格納容器制御 (5) 格納容器水素濃度制御</p>	
<p>①目的 ・原子炉格納容器内の水素および酸素濃度を監視し、制御する。</p>	
<p>②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」から導入され、主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合 ・格納容器制御「格納容器圧力制御」においてドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合 ・原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合 ・原子炉水位が不明の場合</p>	<p>③脱出条件 ・冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し、原子炉格納容器内の水素濃度が低下した場合 ・主蒸気隔離弁閉、または原子炉水位不明であるが原子炉格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気モニタ系の応答時間および計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合</p>
<p>④基本的な考え方 ・冷却材喪失事故または炉心露出が生じた場合には、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 ・原子炉水位不明または原子炉隔離状態が長時間継続する場合には、格納容器雰囲気モニタ系により可燃性ガス濃度の監視を開始し、可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。 ・再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合には、ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図の可燃領域に入らないように再循環流量を調整する。</p>	
<p>⑤主な監視操作内容 ・主蒸気隔離弁全閉後12時間以内に冷温停止できない場合または原子炉水位が不明になった場合は、格納容器雰囲気モニタ系により原子炉格納容器内の水素および酸素濃度を監視し、原子炉格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気モニタ系の応答時間および計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達後、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 ・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合、または原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合には、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 ・可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、原子炉格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように必要に応じてドライウェルスプレイまたはサプレッションチェンバースプレイを運転する。 ・可燃性ガス濃度制御系の運転は、原子炉格納容器内の水素および酸素濃度に応じて再循環流量および吸込流量を調整する。</p>	

表 10

<p>3. 不測事態 (1) 水位回復</p>
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位を回復する。
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合 ・原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 ・原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合 ・格納容器制御「原子炉格納容器圧力制御」において低圧注水系（B系およびC系）以外の非常用炉心冷却系で原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合
<p>③基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や代替注水系の起動を行う。 ・原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1200℃または燃料被覆管酸化割合が15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部に回復するように非常用炉心冷却系および復水補給水系等を起動する。
<p>④主な監視操作内容</p> <p>A. 水位回復</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」へ移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。 ・原子炉隔離時冷却系を起動する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統[※]のうち、少なくとも2つの系統の起動を試みる。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、2系統以上の起動ができない場合、復水補給水系、制御棒駆動系、ほう酸水注入系、消火系による注水準備を行う。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に回復したら、原子炉制御「水位確保」へ移行する。 <p>※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、高圧復水ポンプ、低圧復水ポンプ、高圧炉心注水系B系、高圧炉心注水系C系、低圧注水系A系、低圧注水系B系、低圧注水系C系をいう。以下、各表において同じ。</p> <p>B. 水位上昇中</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系が作動していない場合は、非常用炉心冷却系1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は、非常用炉心冷却系1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。 <p>C. 水位下降中</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以上の場合は、原子炉隔離時冷却系を作動させる。 ・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合、または原子炉隔離時冷却系が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、1系統以上運転状態とし、不測事態「急速減圧」へ移行する。低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も運転状態とすることができない場合は、復水補給水系、制御棒駆動系、ほう酸水注入系、消火系を起動し、不測事態「急速減圧」へ移行する。

不測事態に関しては、「③脱出条件」はない。以下、表 11 および表 12 も同じ。

表 1 1

<p>3. 不測事態 (2) 急速減圧</p>
<p>①目的 ・原子炉を速やかに減圧する。</p>
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「減圧冷却」において、サプレッションチェンバ水温がサプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合 ・格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サプレッションチェンバ圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合 ・格納容器制御「ドライウェル温度制御」において、ドライウェル空間部局所温度がドライウェル最高使用温度を超えた場合、またはドライウェル空間部局所温度がドライウェル最高使用温度に接近しドライウェルスプレイが不能な場合 ・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が有効燃料頂部以下で原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の時、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系統が起動できた場合 ・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動できない時、非常用炉心冷却系が1系統以上作動している場合 ・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できず、非常用炉心冷却系1系統以上が作動している場合 ・不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系統が起動できた場合 ・格納容器制御「サプレッションチェンバ水位制御」において、サプレッションチェンバ水位が真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差を考慮した値以上になった場合 ・格納容器制御「サプレッションチェンバ水位制御」において、サプレッションチェンバ水位がベント管凝縮限界値以下になった場合 ・格納容器制御「サプレッションチェンバ温度制御」において、サプレッションチェンバ水温がサプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合
<p>③基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。または、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて不測事態「急速減圧」時必要弁数開放する。 ・主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。 ・原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。 ・原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。
<p>④主な監視操作内容</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上、または代替注水系統が起動していることを確認する。 ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開放する。 ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて不測事態「急速減圧」時必要弁数開放する。 ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて不測事態「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて不測事態「急速減圧」時必要最少弁数以上開放する。 ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて2弁以上開放できなければ、原子炉隔離時冷却系を使用して減圧する。 ・原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と復水器により減圧する。 ・原子炉水位が判明した場合は、不測事態「水位不明」の導入前の制御へ移行する。 ・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」および格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。

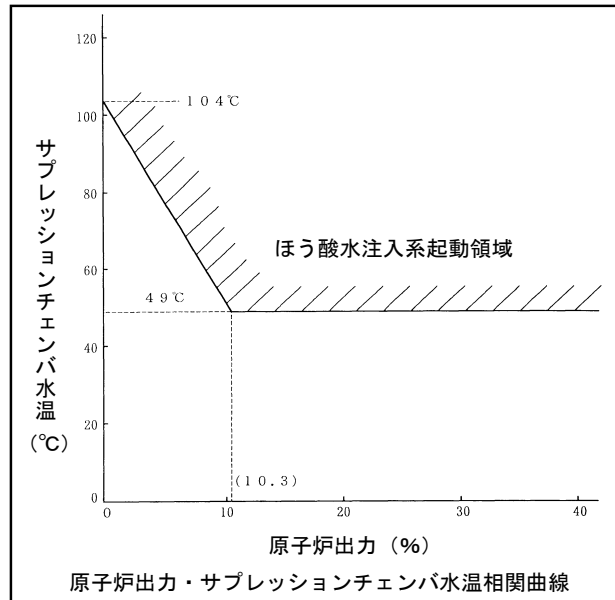
表 1 2

<p>3. 不測事態 (3) 水位不明</p>
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「反応度制御」を除き、原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において、原子炉水位が不明になった場合 ・原子炉制御「反応度制御水位不明」を実施中に、全ての制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・格納容器制御「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合 ・不測事態「急速減圧」において、原子炉水位が判明しない場合、またはドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合
<p>③基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位不明時に、給復水系、非常用炉心冷却系、または代替注水系を使用した原子炉注水操作を行い、さらに原子炉圧力を目安にした原子炉満水操作を行う。 ・原子炉注水操作は、使用可能な全ての注水系のうち、2系統以上を作動させ、原子炉圧力とサプレッションチェンバ圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるように注水操作を行う。 ・原子炉水位が判明した場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。
<p>④主な監視操作内容</p> <p>A. 注水確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水位不明時刻を記録する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上作動した場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も作動しない場合は、原子炉隔離時冷却系を作動させる。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統、原子炉隔離時冷却系が作動しない場合は、復水補給水系、制御棒駆動系、ほう酸水注入系、消火系を作動させ1台以上が作動した場合には、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系が作動し、かつ低圧で原子炉へ注水可能な系統、復水補給水系、制御棒駆動系、ほう酸水注入系、消火系の全部が作動しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統、復水補給水系、制御棒駆動系、ほう酸水注入系、消火系の復旧を行い、これらの系統が復旧した場合には不測事態「急速減圧」へ移行する。 <p>B. 満水注入</p> <ul style="list-style-type: none"> ・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が2弁以上開放、「水位計復旧」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明しない場合、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系および原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「満水注入」を行う。 ・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が2弁以上開放できない場合は、復水系、高圧炉心注水系、低圧注水系、復水補給水系、制御棒駆動系、ほう酸水注入系、消火系を使用して原子炉への注水維持を行うとともに、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系および原子炉冷却材浄化系の隔離弁を開け、原子炉を減圧する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、いずれか2系統を使用して原子炉へ注水し、注水流量を増加して原子炉を加圧し、原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサプレッションチェンバ圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・原子炉圧力がサプレッションチェンバ圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、原子炉への注水流量を増加させて、原子炉圧力をサプレッションチェンバ圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動しても、原子炉圧力をサプレッションチェンバ圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、主蒸気逃がし安全弁の開数を原子炉圧力容器満水確認用最少必要弁数まで減らし、原子炉圧力をサプレッションチェンバ圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動し、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最少必要弁数のみ開としても原子炉圧力をサプレッションチェンバ圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、他の代替確認方法にて満水を確認する。 ・他の代替確認方法によっても原子炉圧力容器満水が確認できない場合には、主蒸気逃がし安全弁を7弁開とし、代替注水系を起動し、原子炉水位をできるだけ上昇させる。

C. 水位計復旧

- ・原子炉圧力がサプレッションチェンバ圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できていれば、炉心の健全性は確保されているため、「水位計復旧」操作は対応する余裕がある場合のみ試みればよい。
- ・原子炉水位計の基準水柱に水を満たす。
- ・原子炉への注水を継続し、基準水柱の周囲温度を100℃以下にし、原子炉水位計を使用可能とする。
- ・原子炉水位を読み取るため、原子炉注水を停止し、原子炉水位を下げる。
- ・最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合には、原子炉制御「水位確保」へ移行する。原子炉水位が判明しない場合には、「満水注入」へ移行する。

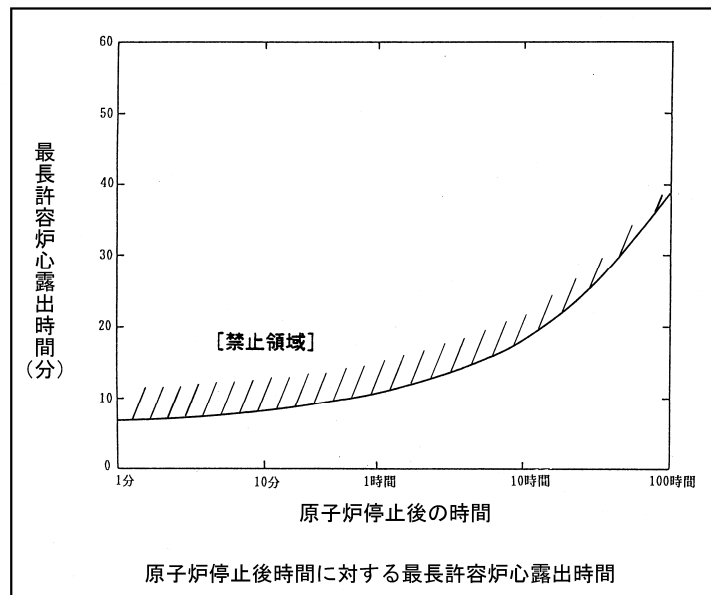
- (1) 最大未臨界引抜位置：02位置
- (2) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値：3%（平均出力領域計装）
- (3) 原子炉出力・サプレッションチェンバ水温相関曲線：下図のとおり



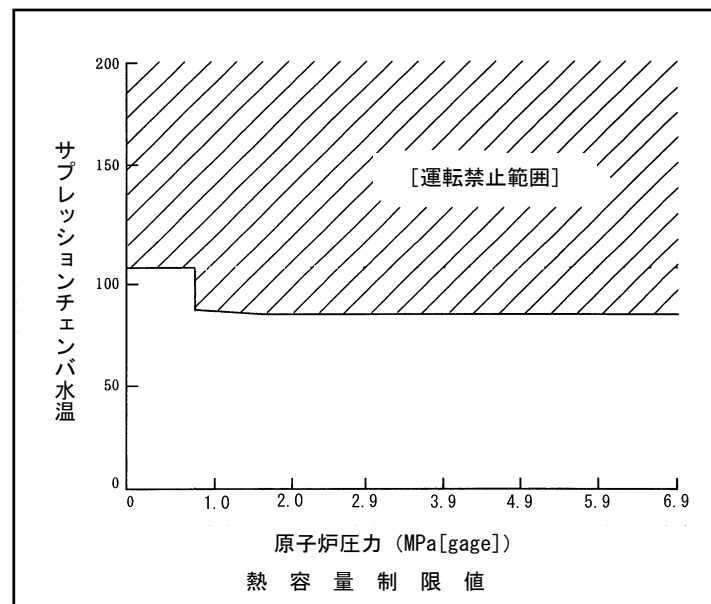
- (4) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值：低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位+50cm
- (5) 「反応度制御」原子炉減圧操作時必要弁数：2弁
- (6) 「反応度制御」水位不明時操作時必要弁数：1弁
- (7) 炉心冠水最低圧力：下表のとおり

開いている主蒸気逃がし安全弁の数	炉心冠水最低圧力 MPa [gage]
3	0.5
2	0.8
1	2.1

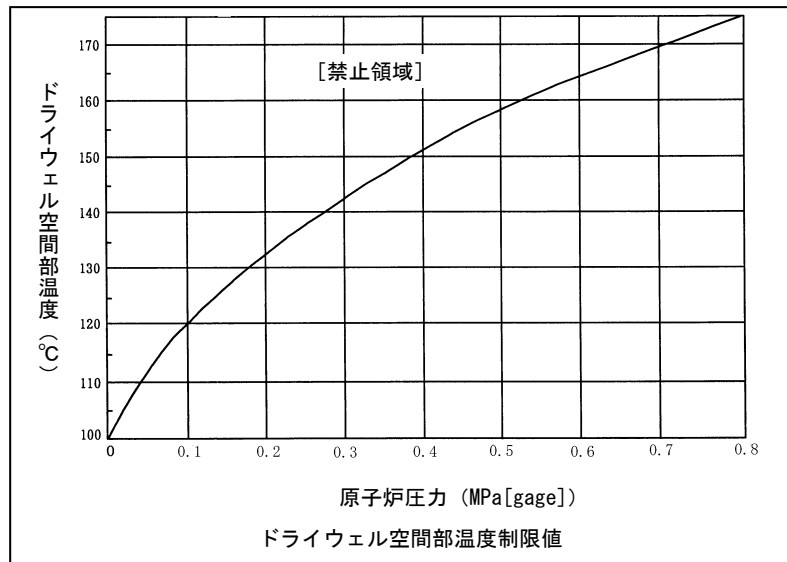
(8) 最長許容炉心露出時間：下図のとおり



(9) サプレッションチェンバ熱容量制限図：下図のとおり

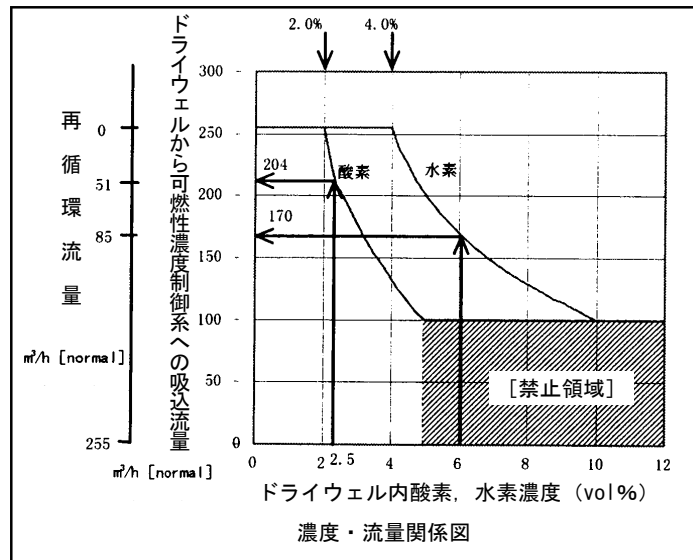


- (10) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力：0.88MPa[gage]以下
- (11) ドライウェルスプレイ起動圧力：100kPa[gage]
- (12) 「急速減圧」時必要最少弁数：1弁
- (13) ドライウェル冷却機入口ガス温度高警報設定点：60℃
- (14) ドライウェル空間部温度制限値：下図のとおり



- (15) サプレッションチェンバースプレイ起動温度：65℃
- (16) 真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位：4.9m
- (17) 格納容器の圧力が大気時の最大浸水水位：26.2m
- (18) 可燃限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器水素・酸素濃度分析系の応答時間および計測誤差の余裕を見込んだ濃度：3.5%

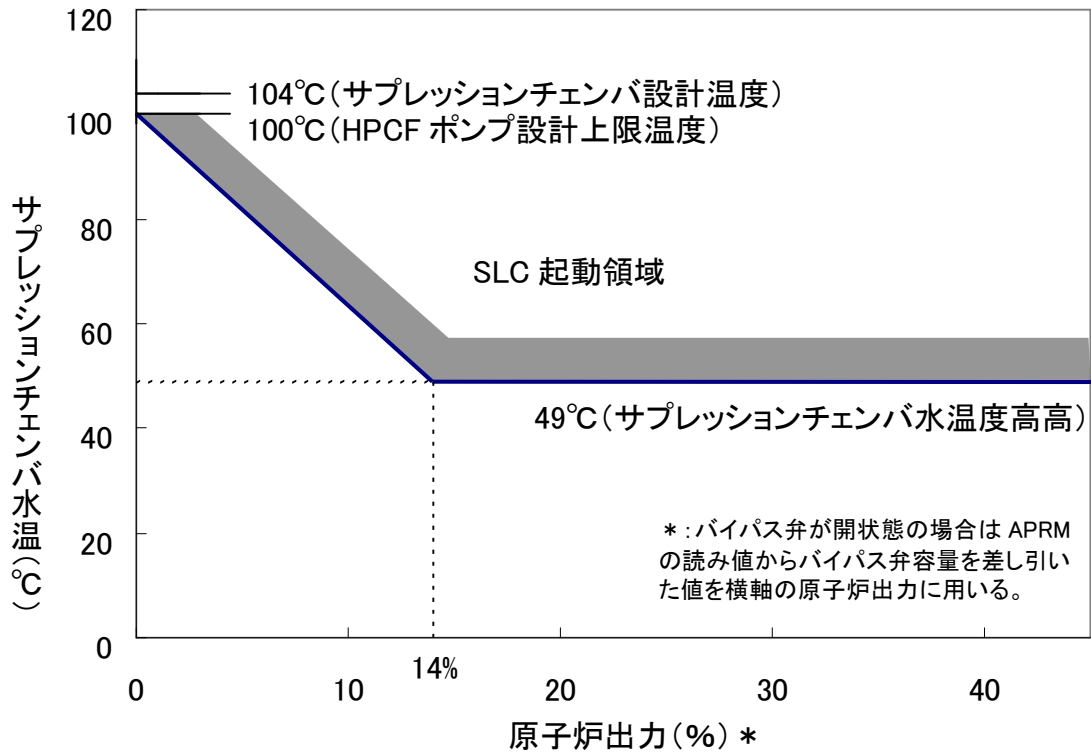
(19) ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図：下図のとおり



- (20) 可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力：427kPa[gage]
- (21) 「急速減圧」時必要弁数：6弁
- (22) 原子炉圧力容器満水確認最低圧力：0.6MPa[gage]
- (23) 原子炉圧力容器満水確認用適正弁数：4弁
- (24) 原子炉圧力容器満水確認用最少必要弁数：1弁

3号炉

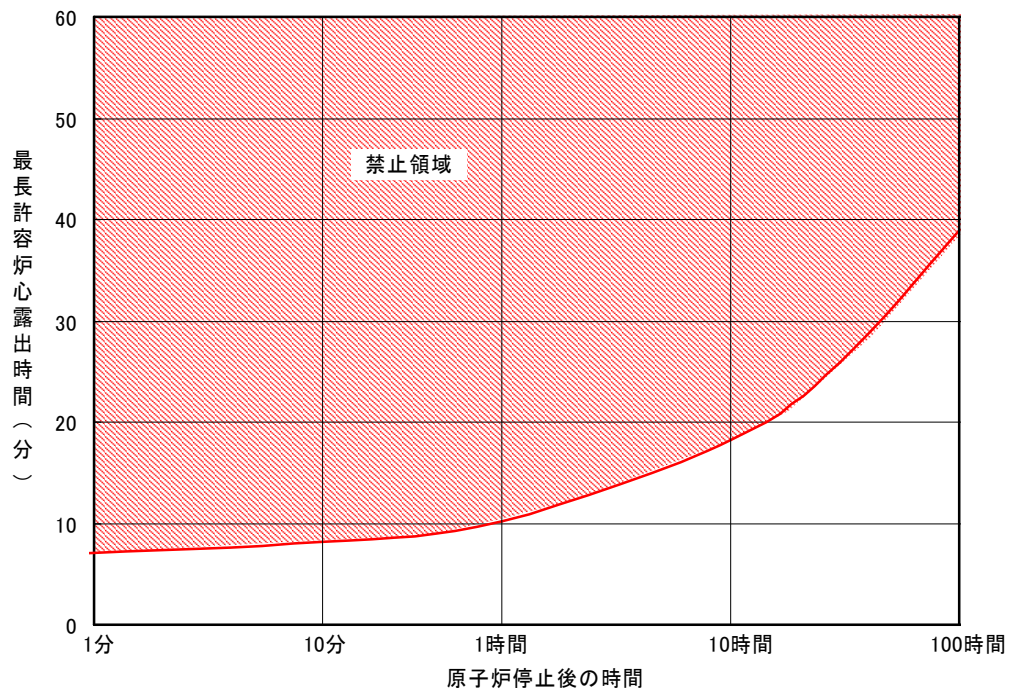
- (1) 最大未臨界引抜位置：8ステップ
- (2) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値：3%（平均出力領域モニタ）
- (3) 原子炉出力・サプレッションチェンバ水温相関曲線：下図のとおり



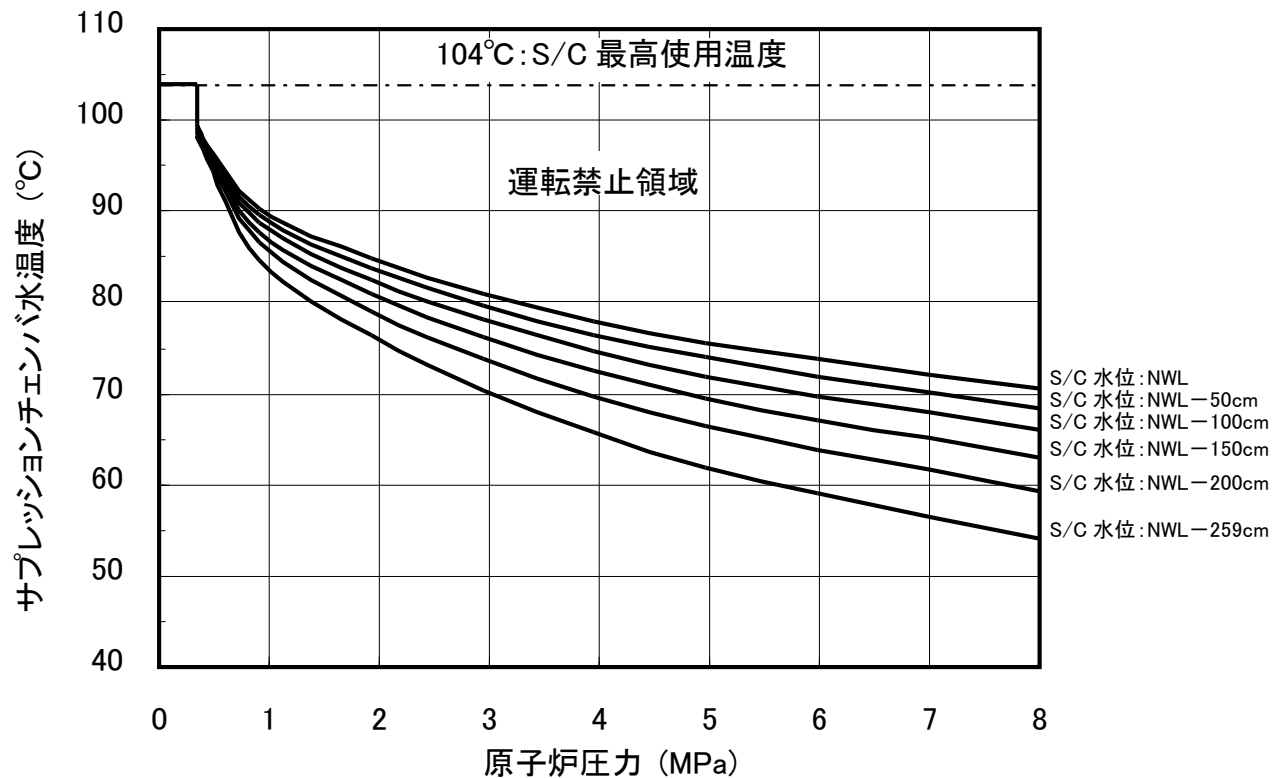
- (4) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値：60%（平均出力領域モニタ）
- (5) 反応度制御「減圧」操作時必要主蒸気逃がし安全弁数：3弁
- (6) 反応度制御「水位不明」操作時必要主蒸気逃がし安全弁数：3弁
- (7) 炉心冠水最低圧力：下表のとおり

開いている主蒸気逃がし安全弁の数	炉心冠水最低圧力 MPa [gage]
9	1.58
8	1.79
7	2.06
6	2.12
5	2.93
4	3.68
3	4.94

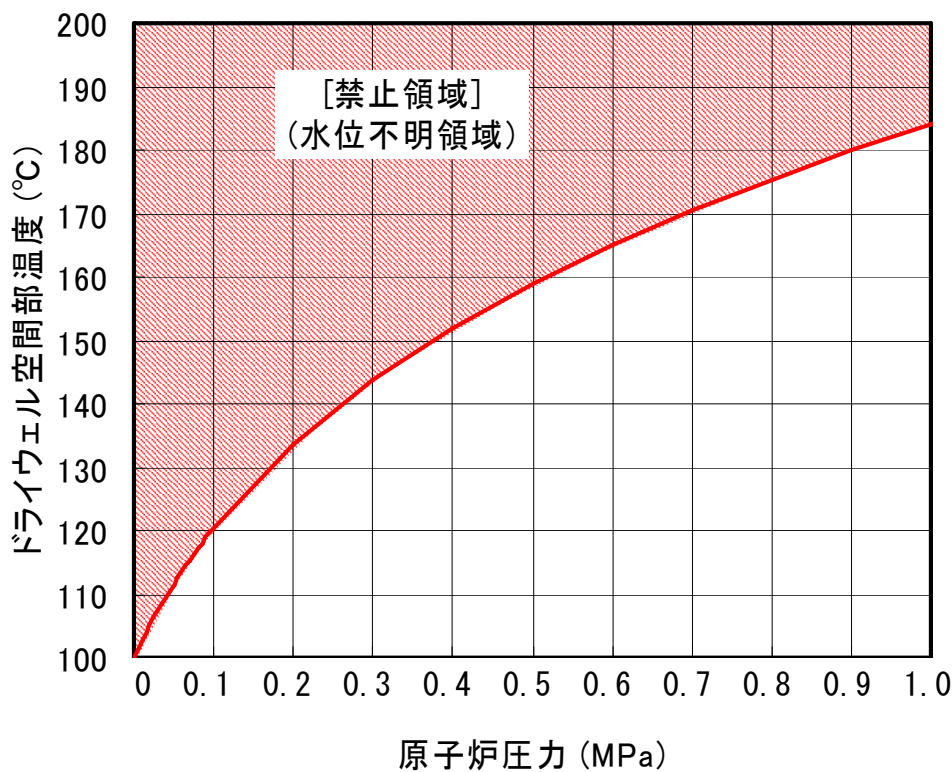
8) 最長許容炉心露出時間：下図のとおり



(9) サプレッションチェンバ熱容量制限図：下図のとおり



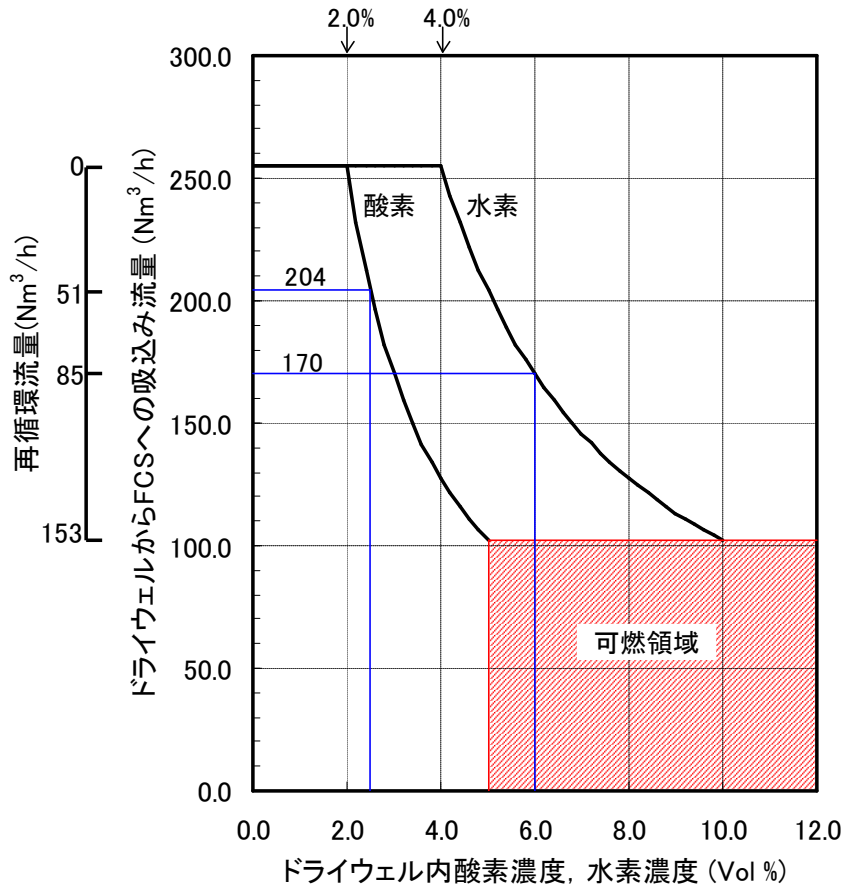
- (10) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力：0.93MPa[gage]以下
- (11) ドライウェルスプレイ起動圧力：0.1MPa[gage]
- (12) 設計基準事故時原子炉格納容器最高圧力：0.25MPa[gage]
- (13) 原子炉格納容器圧力制限値：0.28MPa[gage]
- (14) 原子炉格納容器最高使用圧力：0.31MPa[gage]
- (15) 不測事態「急速減圧」時必要最少主蒸気逃がし安全弁数：2弁
- (16) ドライウェル空間部温度（ドライウェル冷却系冷却器入口温度）通常運転時制限温度：57℃
- (17) ドライウェル空間部温度（局所温度）温度高警報設定点：65℃
- (18) ドライウェル設計温度：171℃
- (19) 主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度：90℃
- (20) 水位不明判断曲線：下図のとおり



- (21) サプレッションチェンバスプレイ起動温度：49℃
- (22) サプレッションチェンバ空間部温度（局所温度）温度高警報設定点：65℃
- (23) サプレッションチェンバ設計温度：104℃
- (24) 真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差等を考慮した値：+12.7m
- (25) 原子炉格納容器ベント最高水位：+27.2m
- (26) ベント管凝縮限界値：-2.59m
- (27) 水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間, 格納

容器内雰囲気モニタ系の応答時間および計測誤差の余裕を見込んだ濃度：
3.4%

(28) 可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図：下図のとおり



- (29) 原子炉格納容器の可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力：0.21MPa[abs]
- (30) 不測事態「急速減圧」時必要主蒸気逃がし安全弁数：7弁
- (31) 不測事態「急速減圧」時必要最少主蒸気逃がし安全弁数：2弁
- (32) 原子炉圧力容器満水確認最低圧力：0.4MPa[gage]
- (33) 原子炉圧力容器満水確認用適正弁数：3弁
- (34) 原子炉圧力容器満水確認用必要最少弁数：2弁

添付 2 管理区域図
(第91条, 第92条関連)

核物質防護のため非公開

添付 3 保 全 区 域 図
(第 9 6 条 関 連)

核物質防護のため非公開

添付4 管理区域図
(第158条, 第159条関連)

核物質防護のため非公開

添付 5 保 全 区 域 図
(第 1 6 3 条 関 連)

核物質防護のため非公開