

変更後保安規定目次	設置許可記載有無 (○：有り -：無し)	保安規定変更有無 (○：有り -：無し)	設置許可との整合性
第1章 総則			
第1条 目的	-	○※	※引用法令番号の最新化，用語の適正化（「原子炉施設」⇒「発電用原子炉施設」，「原子炉」⇒「発電用原子炉」）のみの変更 設置許可に記載はなく，設置許可と保安規定記載に齟齬はない。
第2条 基本方針	- (本文十一号)	-	保安規定に係る基本方針であり設置許可は対象外であるが，基本方針の内容である「保安活動は適切な品質保証活動に基づく旨」は，本文十一号であり，保安規定記載はこれらに整合している。
第2条の2 関係法令及び保安規定の遵守	○ (本文十一号)	○※	※マニュアル名称の変更（「法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動の手引き」⇒「法令等の遵守に係る活動基本マニュアル」）のみの変更 社長が法令等を確実に遵守するための取り組みについて，本文十一号（5.1 経営責任者の原子力安全のためのリーダーシップ（6））において規定しており，保安規定記載はこれに整合している。
第2章 品質保証			
第3条 品質マネジメントシステム計画	○ (本文十一号)	○	本文十一号との比較により，保安規定記載の設置許可との整合性を整理している。
第3章 体制及び評価			
第1節 保安管理体制			
第4条 保安に関する組織	○ (本文十一号) (添付書類五，八)	○	添付書類五，添付書類八（13.2 保安管理体制）に記載があるが，保安規定記載は現組織に合わせて変更されている。 また，本文十一号（5.5 責任，権限及びコミュニケーション）において，組織の責任と権限を明確化する旨記載されており，保安規定記載はこれに整合している。【別冊(2)-1 参照】
第5条 保安に関する職務	○ (本文十一号) (添付書類五，八)	○	添付書類五，添付書類八（13.2 保安管理体制）に記載があるが，保安規定記載は現組織に合わせて変更されている。 また，本文十一号（5.5 責任，権限及びコミュニケーション，8.2.4 機器等の検査等(5)）において，組織の責任と権限を明確化する旨記載，使用前事業者検査等の独立性について記載されており，保安規定記載はこれに整合している。【別冊(2)-2 参照】
第6条 原子力発電保安委員会	○ (添付書類八)	○※	※用語の置き換え（「主任技術者」⇒「原子炉主任技術者」）のみの変更 添付書類八（13.2 保安管理体制）に委員会を設置する旨の記載があり，保安規定記載はこれに整合している。
第7条 原子力発電保安運営委員会	○ (添付書類八)	○	添付書類八（13.2 保安管理体制）に委員会を設置する旨の記載があり，保安規定記載はこれに整合している。【別冊(2)-4 参照】

変更後保安規定目次		設置許可記載有無 (○：有り -：無し)	保安規定変更有無 (○：有り -：無し)	設置許可との整合性
第 8 条	原子炉主任技術者の選任	○ (添付書類五, 八)	○	添付書類五, 添付書類八(13.2 保安管理体制)に記載があり, 保安規定記載はこれに整合している。【別冊(2)-5 参照】
第 8 条の2	電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者の選任	-	○	設置許可に記載はなく, 設置許可と保安規定記載に齟齬はない。【別冊(2)-5 参照】
第 9 条	原子炉主任技術者の職務等	○ (添付書類五)	○※	※引用法令番号の最新化, 条文番号の変更, 用語の置き換え(「主任技術者」⇒「原子炉主任技術者」)のみの変更 添付書類五に, 発電用原子炉主任技術者は, 発電用原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実にを行う旨の記載があり, 保安規定記載はこれに整合している。
第 9 条の2	電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者の職務等	-	○	設置許可に記載はなく, 設置許可と保安規定記載に齟齬はない。【別冊(2)-6 参照】
第 9 条の3	主任技術者の情報交換	-	○	設置許可に記載はなく, 設置許可と保安規定記載に齟齬はない。【別冊(2)-6 参照】
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	○ (本文十一号)	-	本文十一号(8.2.3 プロセスの監視測定)において, 「原子炉施設の定期的な評価」も含めて記載しており, 保安規定記載はこれに整合している。
第4章 運転管理				
第1節 通則				
第 11 条	構成及び定義	-	○※	※用語の置き換え(「定検」⇒「定事検」, 「定期検査」⇒「定期事業者検査」)のみの変更 設置許可に記載はなく, 設置許可と保安規定記載に齟齬はない。 (保安規定4章内の構成と定義を記載しているのみ。)
第 11 条の2	原子炉の運転期間	-	○※	※引用法令番号の最新化, 用語の置き換え(「定期検査」⇒「定期事業者検査」)のみの変更 設置許可に記載はなく, 設置許可と保安規定記載に齟齬はない。
第 12 条	原子炉の運転員の確保	○ (添付書類八)	-	添付書類八(13.3 運転管理)に運転管理について運転に習熟した者の確保について記載されており, 保安規定記載はこれに整合している。 なお, 運転員の人数等については, 設置許可に具体的な記載はない。
第 12 条の2	運転管理業務	○ (添付書類八)	○	添付書類八(13.3 運転管理)に運転管理業務について記載されている。保安規定の遵守及び運転員の力量確保等記載されており, 保安規定記載はこれらに整合している。【別冊(2)-6 参照】
第 13 条	巡視点検	○ (添付書類八)	○	添付書類八(13.3 運転管理)に運転管理業務について記載されている。保安規定の遵守及び運転員の力量確保等記載されており, 保安規定記載はこれらに整合している。【別冊(2)-6 参照】

変更後保安規定目次	設置許可記載有無 (○：有り -：無し)	保安規定変更有無 (○：有り -：無し)	設置許可との整合性
第14条 マニュアルの作成	○ (添付書類八)	-	添付書類八(13.3 運転管理)に運転管理業務について記載されている。保安規定の遵守及び運転員の力量確保等記載されており、保安規定記載はこれらに整合している。
第15条 引継	-	-	設置許可に記載はなく、設置許可と保安規定記載に齟齬はない。
第16条 原子炉起動前の確認事項	-	○※	※用語の置き換え(「定検」⇒「定事検」)のみの変更 設置許可に記載はなく、設置許可と保安規定記載に齟齬はない。
第17条 地震・火災等発生時の対応	○ (添付書類八)	○※	※用語の置き換え(「主任技術者」⇒「原子炉主任技術者」)のみの変更 添付書類八(13.8 緊急時の措置)に緊急時の措置として、地震・火災・その他原因による相当な規模の災害に対する対応が記載されており、保安規定記載はこれに整合している。
第17条の2 電源機能等喪失時の体制の整備	○ (添付書類八)	-	添付書類八(13.8 緊急時の措置)に緊急時の措置として、地震・火災・その他原因による相当な規模の災害に対する対応が記載されており、保安規定記載はこれに整合している。
第2節 運転上の留意事項			
第18条 水質管理	○ (添付書類八)	-	添付書類八(6.2 原子炉冷却材浄化系)に水質管理に係る記載があり、保安規定記載はこれに整合している。
第3節 運転上の制限			
第19条 停止余裕	○ (本文, 添付書類八)	○※	※用語の置き換え(「機能検査」⇒「機能確認」)のみの変更 本文, 添付書類八(3.3 核設計)他に最大反応度値を有する制御棒が一本未挿入状態であっても、常に炉心を臨界未満にすることが出来ることの記載があり、保安規定記載はこれらに整合している。
第20条 反応度監視	-	-	設置許可に直接の記載はないが、添付書類八の炉心特性に関連して、取替炉心の安全性の確認に用いた核設計手法の妥当性を判断する目的で、運転時の監視値が計算コードの予測範囲内であることを確認するものであり、設置許可と保安規定記載に齟齬はない。
第21条 制御棒の動作確認	○ (添付書類八)	-	添付書類八(3.2.3 原子炉停止系)他に制御棒駆動機構に係る記載があり、保安規定記載はこれに整合している。
第22条 制御棒のスクラム機能	○ (本文, 添付書類八)	○※	※用語の置き換え(「定検」⇒「定事検」, 「機能検査」⇒「機能確認」)のみの変更 本文, 添付書類八(3.2.3 原子炉停止系)他に制御棒のスクラム時間に係る記載があり、保安規定記載はこれらに整合している。

変更後保安規定目次	設置許可記載有無 (○：有り -：無し)	保安規定変更有無 (○：有り -：無し)	設置許可との整合性
第 23 条 制御棒の操作	○ (添付書類八)	○※	※用語の置き換え(「主任技術者」⇒「原子炉主任技術者」)のみの変更 添付書類八(3.3.4 炉心特性)他に原子炉から制御棒を引き抜くときは制御棒価値等を満足する引抜手順を定めることに加えて、制御棒価値ミニマイザにより引き抜き手順を監視する旨記載されており、保安規定記載はこれらに整合している。
第 24 条 ほう酸水注入系	○ (本文, 添付書類八)	○	本文, 添付書類八(3.2.3 原子炉停止系)他にほう酸水注入系に係る記載があり、サーベイランスの実施方法については、実条件性能確認の観点から追加し、保安規定記載はこれらに整合している。【別冊(2)-7参照】
第 25 条 原子炉熱的制限値	○ (本文, 添付書類八)	-	本文, 添付書類八(3.4 熱水力設計)他に最小限界出力比及び燃料棒最大線出力密度の熱的制限値に係る記載があり、保安規定記載はこれらに整合している。
第 26 条 原子炉熱出力及び炉心流量	○ (添付書類八)	-	添付書類八(3.4 熱水力設計)他に炉心流量—原子炉出力特性曲線の範囲内で運転を行う旨の記載があり、保安規定記載はこれに整合している。
第 27 条 計装及び制御装置	○ (本文, 添付書類八)	○※	※用語の置き換え(「定検」⇒「定事検」, 「機能検査」⇒「機能確認」)のみの変更 本文, 添付書類八(8. 計測及び制御設備)他に計測制御系に係る記載があり、保安規定記載はこれらに整合している。
第 28 条 原子炉再循環ポンプ	○ (本文, 添付書類八)	-	本文, 添付書類八(4.4.2 冷却材再循環系)他に再循環ポンプに係る運転制御の記載があり、保安規定記載はこれらに整合している。
第 29 条 ジェットポンプ	○ (本文, 添付書類八)	-	本文, 添付書類八(4.4.2 冷却材再循環系)他にジェットポンプに係る運転制御の記載があり、保安規定記載はこれらに整合している。
第 30 条 主蒸気逃がし安全弁	○ (本文, 添付書類八)	○※	※用語の置き換え(「定検」⇒「定事検」, 「機能検査」⇒「機能確認」)のみの変更 本文, 添付書類八(4.4.3 主蒸気系)他に主蒸気逃がし安全弁に係る記載があり、保安規定記載はこれらに整合している。
第 31 条 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率	○ (添付書類八)	-	添付書類八(8.6 原子炉プラント・プロセス計装)に記載があり、保安規定記載はこれに整合している。
第 32 条 非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力監視	-	○※	※用語の置き換え(「定検」⇒「定事検」, 「機能検査」⇒「機能確認」)のみの変更 原子炉冷却材圧力バウンダリ弁が漏えいし、低圧部の破損に至ることのないよう監視する行為を保安規定で定めており、設置許可には記載はなく、設置許可と保安規定記載に齟齬はない。

変更後保安規定目次	設置許可記載有無 (○：有り -：無し)	保安規定変更有無 (○：有り -：無し)	設置許可との整合性
第 33 条 原子炉冷却材中のよう素 131 濃度	○ (添付書類十)	-	添付書類十 (3.4 環境への放射性物質の異常な放出) 他の解析条件として記載があり、保安規定記載はこれに整合している。
第 34 条 原子炉停止時冷却系その 1	○ (本文, 添付書類八)	-	本文, 添付書類八 (6.3 残留熱除去系) 他に残留熱除去系に係る記載があり、保安規定記載はこれらに整合している。
第 35 条 原子炉停止時冷却系その 2	○ (添付書類八)	○※	※用語の置き換え (「主任技術者」⇒「原子炉主任技術者」) のみの変更 同上 (ただし, 冷温停止時に係る要求であり, 設置許可に記載はない)
第 36 条 原子炉停止時冷却系その 3	○ (添付書類八)	-	同上 (ただし, 燃料交換時に係る要求であり, 設置許可に記載はない)
第 37 条 原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率	○ (添付書類八)	○※	※用語の置き換え (「主任技術者」⇒「原子炉主任技術者」) のみの変更 添付書類八 (4.3 主要設備の仕様) の加熱・冷却率に記載があり、保安規定記載はこれに整合している。
第 38 条 原子炉圧力	○ (添付書類十)	-	添付書類十の過渡解析及び事故解析の初期条件として記載があり、保安規定記載はこれらに整合している。
第 39 条 非常用炉心冷却系その 1	○ (本文, 添付書類八)	○	本文, 添付書類八 (5.1 原子炉格納施設, 5.2 非常用炉心冷却系) 他に非常用炉心冷却系及び格納容器スプレイ冷却系に係る記載があり、保安規定記載はこれらに整合している。【別冊(2)-9 参照】
第 40 条 非常用炉心冷却系その 2	○ (本文, 添付書類八)	-	同上 (ただし, 停止時の要求は設置許可に記載はない。)
第 41 条 原子炉隔離時冷却系	○ (本文, 添付書類八)	○	本文, 添付書類八 (6.4 原子炉隔離時冷却系) 他に記載があり、保安規定記載はこれらに整合している。(ABWR はなし。) 【別冊(2)-11 参照】
第 42 条 主蒸気隔離弁	○ (本文, 添付書類八)	○※	※用語の置き換え (「定検」⇒「定事検」) のみの変更 本文, 添付書類八 (4.4.3 主蒸気系) 他に主蒸気隔離弁に係る記載があり、保安規定記載はこれらに整合している。
第 43 条 格納容器及び格納容器隔離弁	○ (本文, 添付書類八)	○※	※条文番号の変更, 用語の置き換え (「定検」⇒「定事検」) のみの変更 本文, 添付書類八 (5.1 原子炉格納施設) 他に格納容器及び隔離弁に係る記載があり、保安規定記載はこれらに整合している。
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	○ (添付書類八)	○※	※用語の置き換え (「定検」⇒「定事検」) のみの変更 添付書類八 (5.1 原子炉格納施設) 他に真空破壊弁に係る記載があり、保安規定記載はこれらに整合している。

変更後保安規定目次	設置許可記載有無 (○：有り -：無し)	保安規定変更有無 (○：有り -：無し)	設置許可との整合性
第 45 条 サプレッションプールの平均水温	○ (添付書類十)	-	添付書類十の安全解析条件としてサプレッションプール水温の記載があり、保安規定記載はこれに整合している。
第 46 条 サプレッションプールの水位	○ (添付書類八)	-	添付書類八(5.1 原子炉格納施設)他にサプレッションプールの空間容積に係る記載があり、保安規定記載はこれらに整合している。
第 47 条 可燃性ガス濃度制御系	○ (本文, 添付書類八)	○※	※用語の置き換え(「定検」⇒「定事検」)のみの変更 本文, 添付書類八(5.1 原子炉格納施設)他に可燃性ガス濃度制御系に係る記載があり、保安規定記載はこれらに整合している。
第 48 条 格納容器内の酸素濃度	○ (本文, 添付書類八)	-	本文, 添付書類八(5.1 原子炉格納施設)他に不活性ガス系に係る記載があり、保安規定はこれらに整合している。
第 49 条 原子炉建屋	○ (本文, 添付書類八)	○※	※用語の置き換え(「定検」⇒「定事検」)のみの変更 本文, 添付書類八(5.1 原子炉格納施設)他に原子炉区域に係る記載があり、保安規定記載はこれらに整合している。
第 50 条 原子炉建屋給排気隔離弁	○ (添付書類八)	○※	※用語の置き換え(「定検」⇒「定事検」)のみの変更 添付書類八(12.4 換気空調系)他に原子炉建屋換気空調系(隔離弁)に係る記載があり、保安規定記載はこれらに整合している。
第 51 条 非常用ガス処理系	○ (本文, 添付書類八)	○※	※用語の置き換え(「定検」⇒「定事検」)のみの変更 本文, 添付書類八(5.1 原子炉格納施設)他に非常用ガス処理系に係る記載があり、保安規定記載はこれらに整合している。
第 52 条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系	○ (本文, 添付書類八)	○※	※用語の置き換え(「定検」⇒「定事検」)のみの変更 本文, 添付書類八(12.3 原子炉補機冷却系)他に残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系に係る記載があり、保安規定記載はこれらに整合している。
第 53 条 非常用ディーゼル発電設備冷却系	○ (添付書類八)	○※	※用語の置き換え(「定検」⇒「定事検」)のみの変更 添付書類八(12.3 原子炉補機冷却系)他に非常用ディーゼル発電設備冷却系に係る記載があり、保安規定記載はこれらに整合している。
第 54 条 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系	○ (添付書類八)	○※	※用語の置き換え(「定検」⇒「定事検」)のみの変更 添付書類八(12.3 原子炉補機冷却系)他に記載があり、保安規定記載はこれらに整合している。(ABWR はなし)
第 55 条 使用済燃料プールの水位及び水温	○ (添付書類八)	-	添付書類八(6.1 燃料取扱及び貯蔵設備系)他に燃料プール冷却浄化系に係る記載があり、保安規定記載はこれらに整合している。

変更後保安規定目次	設置許可記載有無 (○：有り -：無し)	保安規定変更有無 (○：有り -：無し)	設置許可との整合性
第 56 条 燃料又は制御棒を移動する時の原子炉水位	○ (添付書類十)	-	添付書類十の燃料集合体落下時における水中へ放出された放射性無機 よう素の水中での除染係数を確保できる条件として原子炉水位があ り、保安規定記載はこれに整合している。
第 57 条 中央制御室非常用換気空調系	○ (本文、添付書類八)	○	本文、添付書類八(12.4 換気空調系)他に中央制御室非常用換気空調 系に係る記載があり、サーベイランスの実施方法については、実条件 性能確認の観点から追加し、保安規定記載はこれらに整合している。 【別冊(2)-12 参照】
第 58 条 外部電源その 1	○ (本文、添付書類八)	-	本文、添付書類八(9. 電気施設)に外部電源に係る記載があるが、設 置許可上、外部電源に期待しておらず、設置許可と保安規定記載に齟 齬はない。
第 59 条 外部電源その 2	○ (添付書類八)	-	同上
第 60 条 非常用ディーゼル発電機その 1	○ (本文、添付書類八)	○※	※用語の置き換え(「定検」⇒「定事検」)のみの変更 本文、添付書類八(9. 電気施設)に非常用ディーゼル発電機に係る記 載があり、保安規定記載はこれらに整合している。
第 61 条 非常用ディーゼル発電機その 2	○ (本文、添付書類八)	-	同上
第 62 条 非常用ディーゼル発電機燃料油等	○ (添付書類八)	-	添付書類八(9. 電気施設)に非常用ディーゼル発電機の燃料貯蔵に係 る記載があり、保安規定記載はこれらに整合している。
第 63 条 直流電源その 1	○ (本文、添付書類八)	○※	※用語の置き換え(「定検」⇒「定事検」)のみの変更 本文、添付書類八(9. 電気施設)に直流電源設備に係る記載があり、 保安規定記載はこれらに整合している。
第 64 条 直流電源その 2	○ (本文、添付書類八)	-	同上
第 65 条 所内電源系統その 1	○ (本文、添付書類八)	-	本文、添付書類八(9. 電気施設)に所内電源系統に係る記載があり、 保安規定記載はこれらに整合している。
第 66 条 所内電源系統その 2	○ (本文、添付書類八)	-	同上
第 67 条 原子炉停止中の制御棒 1 本の引き抜き	-	-	保安のための手順等に係る内容であり設置許可に記載はなく、設置許 可と保安規定記載に齟齬はない。
第 68 条 単一制御棒駆動機構の取り外し	-	-	保安のための手順等に係る内容であり設置許可に記載はなく、設置許 可と保安規定記載に齟齬はない。
第 69 条 複数の制御棒引き抜きを伴う検査	-	○※	※用語の置き換え(「主任技術者」⇒「原子炉主任技術者」)のみの変 更 保安のための手順等に係る内容であり設置許可に記載はなく、設置許 可と保安規定記載に齟齬はない。

変更後保安規定目次	設置許可記載有無 (○：有り -：無し)	保安規定変更有無 (○：有り -：無し)	設置許可との整合性
第70条 原子炉の昇温を伴う検査	-	-	保安のための手順等に係る内容であり設置許可に記載はなく、設置許可と保安規定記載に齟齬はない。
第71条 原子炉モードスイッチの切替を伴う検査	-	-	保安のための手順等に係る内容であり設置許可に記載はなく、設置許可と保安規定記載に齟齬はない。
第72条 運転上の制限の確認	-	○	設置許可に記載はないが、サーベイランスについては、実条件性能確認の観点で実施することを追加し、保安規定審査基準改正を反映したものであり、実施方法について、設置許可記載との整合性の観点で記載を追加している。【別冊(2)-13参照】
第73条 運転上の制限を満足しない場合	-	○※	※用語の置き換え（「主任技術者」⇒「原子炉主任技術者」）のみの変更 設置許可に記載はなく、設置許可と保安規定記載に齟齬はない。
第74条 予防保全を目的とした保全作業を実施する場合	-	○	設置許可に記載はなく、設置許可と保安規定記載に齟齬はない。【別冊(2)-14参照】
第75条 運転上の制限に関する記録	-	-	設置許可に記載はなく、設置許可と保安規定記載に齟齬はない。
第4節 異常時の措置			
第76条 異常発生時の基本的な対応	-	○※	※用語の置き換え（「主任技術者」⇒「原子炉主任技術者」）のみの変更 設置許可に記載はなく、設置許可と保安規定記載に齟齬はない。
第77条 異常時の措置	-	○※	※用語の置き換え（「主任技術者」⇒「原子炉主任技術者」）のみの変更 設置許可に記載はなく、設置許可と保安規定記載に齟齬はない。
第78条 異常収束後の措置	-	○※	※用語の置き換え（「主任技術者」⇒「原子炉主任技術者」）のみの変更 設置許可に記載はなく、設置許可と保安規定記載に齟齬はない。
第5章 燃料管理			
第79条 新燃料の運搬	○ (本文, 添付書類八, 九)	○	本文, 添付書類八(6.1燃料取扱及び貯蔵設備, 13.4燃料管理), 添付書類九(2.2管理区域内の管理)に使用する設備や管理方法の記載があり、保安規定の記載はこれらに整合している。【別冊(2)-14参照】
第80条 新燃料の貯蔵	○ (本文, 添付書類八)	-	本文, 添付書類八(6.1燃料取扱及び貯蔵設備)に使用する設備の記載があり、保安規定の記載はこれらに整合している。
第81条 燃料の検査	○ (本文, 添付書類八)	○	本文, 添付書類八(6.1燃料取扱及び貯蔵設備, 13.4燃料管理)に使用する設備や管理方法の記載があり、保安規定の記載はこれらに整合している。また、添付書類八(3.2機械設計)に記載された燃料の健全性に関連して、照射された燃料の使用期間中における技術基準適合性を確認するための検査を記載している。【別冊(2)-16参照】

変更後保安規定目次	設置許可記載有無 (○：有り -：無し)	保安規定変更有無 (○：有り -：無し)	設置許可との整合性
第 82 条 燃料取替実施計画	○ (添付書類八, 十)	○	燃料配置を変更する際、添付書類八、十に記載される安全評価等の解析入力値又は制限値を満足することを確認する旨、記載しており、設置許可記載に整合している。【別冊(2)-17 参照】
第 83 条 燃料移動手順	-	-	手順の内容は、設置許可に直接の記載はないが、保安規定では燃料移動時の炉心の未臨界確保のため、燃料移動手順に定めるべき事項を記載しており、添付書類八(6.1 燃料取扱及び貯蔵設備)に記載の未臨界性に関する設計方針と整合している。
第 84 条 燃料移動	○ (本文, 添付書類八)	-	本文, 添付書類八(6.1 燃料取扱及び貯蔵設備)に使用する設備の記載があり、保安規定の記載はこれらに整合している。
第 85 条 使用済燃料の貯蔵	○ (本文, 添付書類八)	○	本文, 添付書類八(6.1 燃料取扱及び貯蔵設備)に使用する設備の記載があり、保安規定の記載はこれらに整合している。【別冊(2)-20 参照】
第 86 条 使用済燃料の運搬	○ (本文, 添付書類八, 九)	○	本文, 添付書類八(6.1 燃料取扱及び貯蔵設備, 13.4 燃料管理), 添付書類九(2.2 管理区域内の管理)に使用する設備や管理方法等の記載があり、保安規定の記載はこれらに整合している。【別冊(2)-22 参照】
第6章 放射性廃棄物管理			
第 87 条 放射性廃棄物管理に係る基本方針	○ (本文, 添付書類八, 九)	○	本文, 添付書類八(13.5 放射性廃棄物管理), 添付書類九(1.放射線防護に関する基本方針)に記載があり、保安規定記載はALARAの基本方針の条文を新設し、これと整合している。(保安規定では、第2条(基本方針)でALARAについて記載しているが、第6章においても追記。)【別冊(2)-23 参照】
第 87 条の2 頻度の定義	-	○※	※条文番号のみの変更 設置許可に記載はなく、設置許可と保安規定記載に齟齬はない。
第 88 条 放射性固体廃棄物の管理	○ (本文, 添付書類八, 九)	○	本文, 添付書類八(10.4 固体廃棄物処理系及び固体廃棄物貯蔵庫), 添付書類九(4.4 固体廃棄物処理)に記載に記載があり、保安規定の記載はこれらに整合している。【別冊(2)-25 参照】
第 88 条の2 放射性廃棄物でない廃棄物の管理	-	○※	※条文番号のみの変更 設置許可に記載はなく、設置許可と保安規定記載に齟齬はない。
第 88 条の3 事故由来放射性物質の降下物の影響確認	-	○※	※条文番号, 引用法令の最新化のみの変更 設置許可に記載はなく、設置許可と保安規定記載に齟齬はない。
第 89 条 放射性液体廃棄物の管理	○ (本文, 添付書類九)	○※	※条文番号のみの変更 本文, 添付書類九(2.5 放射性廃棄物の放出管理), (4.3 液体廃棄物処理)に記載があり、保安規定記載はこれらに整合している。

変更後保安規定目次	設置許可記載有無 (○：有り -：無し)	保安規定変更有無 (○：有り -：無し)	設置許可との整合性
第 90 条 放射性気体廃棄物の管理	○ (本文, 添付書類九)	○※	※条文番号のみの変更 本文, 添付書類九 (2.5 放射性廃棄物の放出管理), (4.2 気体廃棄物処理) に記載があり, 保安規定記載はこれらに整合している。
第 91 条 放出管理用計測器の管理	○ (本文, 添付書類八, 九)	○	本文, 添付書類八 (11.2 放射線管理施設), 添付書類九 (2.6 放射性廃棄物の放出管理) 他に記載があり, 保安規定記載はこれらに整合している。【別冊(2)-27 参照】
第7章 放射線管理			
第 92 条 放射線管理に係る基本方針	○ (本文, 添付書類八, 九)	○	本文, 添付書類八 (13.6 放射線管理), 添付書類九 (1. 放射線防護に関する基本方針) に記載があり, 保安規定記載は ALARA の基本方針の条文を新設し, これに整合している。(保安規定では, 第2条(基本方針)で ALARA について記載しているが, 第7章においても追記。)【別冊(2)-29 参照】
第 92 条の2 頻度の定義	-	○※	※条文番号のみの変更 設置許可に記載はなく, 設置許可と保安規定記載に齟齬はない。
第 93 条 管理区域の設定及び解除	○ (本文, 添付書類八, 九)	○※	※条文番号, 用語の置き換え(「主任技術者」⇒「原子炉主任技術者」)のみの変更 本文, 添付書類八 (13.6 放射線管理), 添付書類九 (2.1 管理区域, 保全区域及び周辺監視区域の設定, 2.2 管理区域内の管理) に記載があり, 保安規定記載はこれに整合している。
第 94 条 管理区域内における区域区分	○ (本文, 添付書類九)	○※	※条文番号のみの変更 本文, 添付書類九 (2.2 管理区域内の管理) に記載があり, 保安規定記載はこれに整合している。
第 95 条 管理区域内における特別措置	○ (本文, 添付書類九)	○※	※条文番号のみの変更 本文, 添付書類九 (2.2 管理区域内の管理) に記載があり, 保安規定記載はこれらに整合している。
第 96 条 管理区域への出入管理	○ (本文, 添付書類八, 九)	○※	※条文番号のみの変更 本文, 添付書類八 (13.6 放射線管理), 添付書類九 (2.2 管理区域内の管理) に記載があり, 保安規定記載はこれに整合している。
第 97 条 管理区域出入者の遵守事項	○ (本文, 添付書類九)	○※	※条文番号のみの変更 本文, 添付書類九 (2.2 管理区域内の管理) に記載があり, 保安規定記載はこれに整合している。

変更後保安規定目次	設置許可記載有無 (○：有り -：無し)	保安規定変更有無 (○：有り -：無し)	設置許可との整合性
第98条 保全区域	○ (添付書類九)	○※	※条文番号のみの変更 添付書類九(2.1管理区域, 保全区域及び周辺監視区域の設定)に記載があり, 保安規定記載はこれらに整合している。
第99条 周辺監視区域	○ (本文, 添付書類八, 九)	○※	※条文番号のみの変更 本文, 添付書類八(13.6放射線管理), 添付書類九(2.1管理区域, 保全区域及び周辺監視区域の設定, 2.4周辺監視区域内の管理)に記載があり, 保安規定記載はこれらに整合している。
第100条 放射線業務従事者の線量管理等	○ (本文, 添付書類八, 九)	○	本文, 添付書類八(13.6放射線管理), 添付書類九(2.2管理区域内の管理, 2.5個人被ばく管理)に記載に記載があり, 保安規定記載は条文中に追記することで, これらに整合している。【別冊(2)-30参照】
第101条 床, 壁等の除染	-	○※	※条文番号のみの変更 設置許可に記載はなく, 設置許可と保安規定記載に齟齬はない。
第102条 平常時の環境放射線モニタリング	○ (本文, 添付書類九)	○	本文, 添付書類九(3.周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視)に記載があり, 保安規定記載は新規条文を追加することで, これらに整合している。【別冊(2)-32参照】
第102条の2 外部放射線に係る線量当量率等の測定	○ (本文, 添付書類九)	○※	※条文番号のみの変更 本文, 添付書類九(2.2管理区域内の管理), (3.1空間放射線量等の監視)に記載があり, 保安規定記載はこれらに整合している。
第103条 放射線計測器類の管理	○ (本文, 添付書類八)	○	本文, 添付書類八(11.2放射線管理施設)に記載があり, 保安規定記載はこれらに整合している。【別冊(2)-33参照】
第104条 管理区域外等への搬出及び運搬	○ (本文, 添付書類九)	○	本文, 添付書類九(2.2管理区域内の管理)に記載があり, 保安規定記載はこれらに整合している。【別冊(2)-36参照】
第105条 発電所外への運搬	-	○	設置許可に記載はなく, 設置許可と保安規定記載に齟齬はない。【別冊(2)-36参照】
第106条 協力企業の放射線防護	○ (添付書類九)	○※	※条文番号のみの変更 添付書類九(2.発電所の放射線管理)に記載があり, 保安規定記載はこれらに整合している。
第8章 施設管理			
第107条 施設管理計画	○ (本文, 添付書類八)	○	本文, 添付書類八(13.7保守管理)に記載があり, 保安規定においては, 原子力事業者等における使用前事業者検査, 定期事業者検査, 保安のための措置等に係る運用ガイドとの整合を図る。【別冊(2)-37参照】
第107条の2 設計管理	○ (本文十一号)	○	本文十一号にQMSに係る記載があり, 保安規定記載はこれらに整合している。【別冊(2)-42参照】

変更後保安規定目次	設置許可記載有無 (○：有り -：無し)	保安規定変更有無 (○：有り -：無し)	設置許可との整合性
第107条の3 作業管理	-	○	設置許可に記載はなく、設置許可と保安規定記載に齟齬はない。【別冊(2)-42参照】
第107条の4 使用前事業者検査の実施	○ (本文十一号)	○	本文十一号にQMSに係る記載があり、保安規定記載はこれに整合している。【別冊(2)-42参照】
第107条の5 定期事業者検査の実施	○ (本文十一号)	○	本文十一号にQMSに係る記載があり、保安規定記載はこれに整合している。【別冊(2)-44参照】
第107条の6 原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価及び長期施設管理方針	-	○※	※実用炉規則に合わせた修正、用語の置き換え（「長期保守管理方針」⇒「長期施設管理方針」）のみの変更 設置許可に記載はなく、設置許可と保安規定記載に齟齬はない。
第9章 緊急時の措置			
第108条 原子力防災組織	○ (添付書類八)	-	添付書類八（13.8 緊急時の措置）に基本的な方針の記載があり、保安規定記載はこれに整合している。
第109条 原子力防災組織の要員	○ (添付書類八)	-	添付書類八（13.8 緊急時の措置）に基本的な方針の記載があり、保安規定記載はこれに整合している。
第109条の2 緊急作業従事者の選定	○ (添付書類八)	-	添付書類八（13.8 緊急時の措置）に基本的な方針の記載があり、保安規定記載はこれに整合している。
第110条 原子力防災資機材等	○ (添付書類八)	-	添付書類八（13.8 緊急時の措置）に基本的な方針の記載があり、保安規定記載はこれに整合している。
第111条 通報経路	○ (添付書類八)	-	添付書類八（13.8 緊急時の措置）に基本的な方針の記載があり、保安規定記載はこれに整合している。
第112条 緊急時演習	○ (添付書類八)	-	添付書類八（13.9 教育訓練）に基本的な方針の記載があり、保安規定記載はこれに整合している。
第113条 通 報	○ (添付書類八)	-	添付書類八（13.8 緊急時の措置）に基本的な方針の記載があり、保安規定記載はこれに整合している。
第114条 緊急時態勢の発令	○ (添付書類八)	-	添付書類八（13.8 緊急時の措置）に基本的な方針の記載があり、保安規定記載はこれに整合している。
第115条 応急措置	○ (添付書類八)	-	添付書類八（13.8 緊急時の措置）に基本的な方針の記載があり、保安規定記載はこれに整合している。
第116条 緊急時における活動	○ (添付書類八)	-	添付書類八（13.8 緊急時の措置）に基本的な方針の記載があり、保安規定記載はこれに整合している。
第116条の2 緊急作業従事者の線量管理等	○ (添付書類八)	-	添付書類八（13.8 緊急時の措置）に基本的な方針の記載があり、保安規定記載はこれに整合している。
第117条 緊急時態勢の解除	○ (添付書類八)	-	添付書類八（13.8 緊急時の措置）に基本的な方針の記載があり、保安規定記載はこれに整合している。

変更後保安規定目次	設置許可記載有無 (○：有り -：無し)	保安規定変更有無 (○：有り -：無し)	設置許可との整合性
第10章 保安教育			
第118条 所員への保安教育	○ (添付書類五, 八)	○※	※引用法令の最新化, 用語の置き換え(「主任技術者」⇒「原子炉主任技術者」, 「保守管理」⇒「施設管理」, 「保守及び点検」⇒「保全」, 「定期検査」⇒「定期事業者検査」)のみの変更 添付書類五(5. 技術者に対する教育・訓練), 添付書類八(13.9 教育訓練)に基本的な方針の記載があり, 保安規定記載はこれに整合している。
第119条 協力企業従業員への保安教育	-	○※	※引用法令の最新化, 用語の置き換え(「主任技術者」⇒「原子炉主任技術者」, 「保守及び点検」⇒「保全」) 設置許可に記載はなく, 設置許可と保安規定記載に齟齬はない。
第11章 記録及び報告			
第120条 記録	○ (添付書類八)	○	添付書類八 13.10(記録及び報告)に基本的な方針の記載があり, 保安規定記載はこれに整合している。 【別冊(2)-45 参照】
第121条 報告	○ (添付書類八)	○※	※条文番号の変更, 用語の置き換え(「主任技術者」⇒「原子炉主任技術者」)のみの変更 添付書類八 13.10(記録及び報告)に基本的な方針の記載があり, 保安規定記載はこれに整合している。

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
<p>第3章 体制及び評価</p> <p>(保安に関する組織)</p> <p>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。</p> <p>図4</p> <p>【本社】</p> <p>【柏崎刈羽原子力発電所】</p> <p>※1 - 原子炉主任技術者 ※4 ※2 - 所長</p> <p>原子力発電保安運営委員会</p> <p>電気主任技術者 ※4 ボイラー・タービン主任技術者 ※4</p> <p>※1：発電所に常駐。 ※2：福島第二原子力発電所に常駐。 ※3：それぞれ1グループで1～7号炉を所管する。(所管する号炉が第一及び第二保全部に係ることから、便宜上両部に記載している。) ※4：原子炉主任技術者、電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者を総称して「主任技術者」という。</p>	<p>[本文]</p> <p>十一、発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項</p> <p>5.5 責任、権限及びコミュニケーション</p> <p>5.5.1 責任及び権限</p> <p>社長は、部門及び要員の責任及び権限並びに部門相互間の業務の手順を定めさせ、関係する要員が責任を持って業務を遂行できるようにする。</p> <p>5.5.2 品質マネジメントシステム管理責任者</p> <p>(1) 社長は、品質マネジメントシステムを管理する責任者に、次に掲げる責任及び権限を与える。</p> <p>a) プロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの運用状況及びその改善の必要性について、社長に報告すること。</p> <p>c) 健全な安全文化を育成し、及び維持することにより、原子力安全の確保についての認識が向上するようにすること。</p> <p>d) 関係法令を遵守すること。</p> <p>5.5.3 管理者</p> <p>(1) 社長は、次に掲げる業務を管理監督する地位にある者（以下「管理者」という。）に、当該管理者が管理監督する業務に係る責任及び権限を与える。</p> <p>a) 個別業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。</p> <p>b) 要員の個別業務等要求事項についての認識が向上するようにすること。</p> <p>c) 個別業務の実施状況に関する評価を行うこと。</p> <p>d) 健全な安全文化を育成し、及び維持すること。</p> <p>e) 関係法令を遵守すること。</p> <p>(2) 管理者は、(1)の責任及び権限の範囲において、原子力安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。</p> <p>a) 品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定すること。</p> <p>b) 要員が、原子力安全に対する意識を向上し、かつ、原子力安全への取組を積極的に行えるようにすること。</p> <p>c) 原子力安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達すること。</p> <p>d) 常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を要員に定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設の保安に関する問題の報告を行えるようにすること。</p> <p>e) 要員が、積極的に業務の改善に対する貢献を行えるようにすること。</p>	<p>・本文十一号（5.5 責任、権限及びコミュニケーション）において、組織の責任と権限を明確化する旨記載されており、保安規定記載はこれに整合している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
	<p>(3) 管理者は、管理監督する業務に関する自己評価を、あらかじめ定められた間隔で行う。</p> <p>5.5.4 組織の内部の情報の伝達</p> <p>(1) 社長は、組織の内部の情報が適切に伝達される仕組みが確立されているようにするとともに、品質マネジメントシステムの実効性に関する情報が確実に伝達されるようにする。</p> <p>[添付書類五]</p> <p>1. 設計及び運転等のための組織 (中略) 原子力関係組織図は、第 1 図に示すとおりである。 これら組織は定められた業務所掌に基づき明確な役割分担のもとで原子力発電所の設計及び運転等に係る業務を行っている。 (中略) 運転及び保守のための組織は、「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 37 条第 1 項の規定に基づく柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）で明確にしており、この組織において業務を遂行する。 (略)</p> <p>[添付書類八]</p> <p>13.2 保安管理体制 原子力発電所の安全確保に係る基本的な事項について審議するため、本店組織として原子力発電保安委員会を設ける。 発電所の保安管理体制は、所長、原子炉主任技術者、総務部、防災安全部、品質・安全部、技術総括部、ユニット所長、運転管理部、保全部、柏崎刈羽原子力人材開発センターをもって構成する。 さらに、発電所における原子炉施設の保安運営に関する具体的重要事項を審議するため原子力発電保安運営委員会を設ける。</p>	<p>・設置許可記載の組織は設置許可変更当時のものであるが「組織は、保安規定で明確にしており、この組織において業務を遂行する」の記載と保安規定記載は整合している。</p> <p>・添付書類八（13.2 保安管理体制）に記載があるが、設置許可の記載は設置許可変更当時の組織・職務であり、保安規定記載は現組織・職務に合わせて変更されている。</p>
<p>(保安に関する職務)</p> <p>第 5 条 保安に関する職務のうち、本社組織の職務は次のとおり。</p> <p>(1) 社長は、トップマネジメントとして、管理責任者を指揮し、品質マネジメントシステムの構築、実施、維持、改善に関して、保安活動を統轄するとともに、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに<u>健全な安全文化を育成及び維持するための活動</u>を統轄する。また、保安に関する組織（原子炉主任技術者を含む。）から適宜報告を求め、「トラブル等の報告マニュアル」に基づき、原子力安全を最優先し必要な指示を行う。</p> <p>(2) 内部監査室長は、管理責任者として、品質保証活動に関わる監査を統括管理する。また、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに<u>健全な安全文化を育成及び維持するための活動</u>を統括する（内部監査室に限る。）。</p> <p>(中略)</p>	<p>[本文]</p> <p>十一、発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項</p> <p>5.5 責任、権限及びコミュニケーション</p> <p>5.5.1 責任及び権限 社長は、部門及び要員の責任及び権限並びに部門相互間の業務の手順を定めさせ、関係する要員が責任を持って業務を遂行できるようにする。</p> <p>5.5.2 品質マネジメントシステム管理責任者 (1) 社長は、品質マネジメントシステムを管理する責任者に、次に掲げる責任及び権限を与える。 a) プロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。 b) 品質マネジメントシステムの運用状況及びその改善の必要性について、社長に報告すること。</p>	<p>・本文十一号（5.5 責任、権限及びコミュニケーション）において、組織の責任と権限を明確化する旨記載、使用前事業者検査等の独立性について記載されており、保安規定記載はこれに整合している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
<p>(4) 原子力・立地本部長は、管理責任者として、原子力安全・統括部、原子力運営管理部、原子力設備管理部、原子燃料サイクル部、原子力人財育成センター、原子力資材調達センターの長及び所長を指導監督し、原子力業務を統括する。また、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに<u>健全な安全文化を育成及び維持するための</u>活動を統括する（内部監査室を除く。）。</p> <p>(中略)</p> <p>(6) 原子力運営管理部は、原子力発電所の運転及び<u>施設管理</u>に関する業務（原子力設備管理部所管業務を除く。）を行う。</p> <p>(中略)</p> <p>2. 保安に関する職務のうち、発電所組織の職務は次のとおり。</p> <p>(1) 所長は、原子力・立地本部長を補佐し、発電所における保安に関する業務を統括し、その際には主任技術者の意見を尊重する。</p> <p><u>(2) 所長付は、変更管理の体系及びリスク管理の総括に関する業務を行う。</u></p> <p>(中略)</p> <p><u>(6) 安全総括グループは、事業者検査の総括に関する業務を行う。</u></p> <p>(中略)</p> <p><u>(14) 放射線管理グループは、発電所各グループマネージャー（以下「各GM」といい、当直長及びグループマネージャー相当の職位を含む。）が行う放射線管理の支援・指導・助言及び管理区域の維持・管理に関する業務を行う。</u></p> <p>(中略)</p> <p><u>(19) 作業管理グループは、原子炉施設の運転に関する業務のうち保安作業の管理に関する業務を行う。</u></p> <p>(中略)</p> <p><u>(22) 保全総括グループは、原子炉施設の施設管理の総括に関する業務を行う。</u></p> <p><u>(23) タービングループは、原子炉施設のうちタービン設備に係る施設管理に関する業務を行う。</u></p> <p><u>(24) 原子炉グループは、原子炉施設のうち原子炉設備に係る施設管理に関する業務を行う。</u></p> <p><u>(25) 高経年化評価グループは、原子炉内部構造物及び原子炉再循環系に係る施設管理並びに原子炉施設の高経年化に関する技術評価の総括に関する業務を行う。</u></p> <p><u>(26) 電気機器グループは、原子炉施設のうち電気設備に係る施設管理に関する業務を行う。</u></p> <p><u>(27) 計測制御グループは、原子炉施設のうち計測制御設備に係る施設管理に関する業務を行う。</u></p>	<p>c) 健全な安全文化を育成し、及び維持することにより、原子力安全の確保についての認識が向上するようにすること。</p> <p>d) 関係法令を遵守すること。</p> <p>5.5.3 管理者</p> <p>(1) 社長は、次に掲げる業務を管理監督する地位にある者（以下「管理者」という。）に、当該管理者が管理監督する業務に係る責任及び権限を与える。</p> <p>a) 個別業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。</p> <p>b) 要員の個別業務等要求事項についての認識が向上するようにすること。</p> <p>c) 個別業務の実施状況に関する評価を行うこと。</p> <p>d) 健全な安全文化を育成し、及び維持すること。</p> <p>e) 関係法令を遵守すること。</p> <p>(2) 管理者は、(1)の責任及び権限の範囲において、原子力安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。</p> <p>a) 品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定すること。</p> <p>b) 要員が、原子力安全に対する意識を向上し、かつ、原子力安全への取組を積極的に行えるようにすること。</p> <p>c) 原子力安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達すること。</p> <p>d) 常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を要員に定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設の保安に関する問題の報告を行えるようにすること。</p> <p>e) 要員が、積極的に業務の改善に対する貢献を行えるようにすること。</p> <p>(3) 管理者は、管理監督する業務に関する自己評価を、あらかじめ定められた間隔で行う。</p> <p>5.5.4 組織の内部の情報の伝達</p> <p>(1) 社長は、組織の内部の情報が適切に伝達される仕組みが確立されているようにするとともに、品質マネジメントシステムの実効性に関する情報が確実に伝達されるようにする。</p> <p>8.2.4 機器等の検査等</p> <p>(中略)</p> <p>(5) 組織は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の独立性（使用前事業者検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する部門に属する要員と部門を異にする要員とすることその他の方法により、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないことをいう。）を確保する。</p> <p>(6) 組織は、保安活動の重要度に応じて、自主検査等の独立性（自主検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する部門に属する要員と必要に応じて部門を異にする要員とすることその他の方法に</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
<p>(28) 環境施設グループは、廃棄物処理設備の保守の総括、<u>施設管理</u>に関する業務を行う。</p> <p>(中略)</p> <p>(31) 電子通信グループは、電子通信設備の運用・<u>施設管理</u>に関する業務を行う。</p> <p>(32) 直営作業グループは、原子炉施設の直営作業の総括に関する業務を行う。</p> <p>(33) 土木グループは、原子炉施設のうち土木設備に係る<u>施設管理</u>に関する業務を行う。</p> <p>(34) 建築グループは、原子炉施設のうち建築設備に係る<u>施設管理</u>に関する業務を行う。</p> <p>(35) <u>モバイル設備管理グループは、電源機能等喪失時に必要となる可搬式設備に係る施設管理に関する業務を行う。</u></p> <p>(36) <u>コンフィグレーションマネジメントグループは、発電所における設計管理及び構成管理の総括に関する業務を行う。</u></p> <p>(37) <u>発電所各グループは、第3条 8.2.4 で要求される検査の独立性を確保するため、本項の業務以外に、他組織の職務に係る検査に関する業務を行うことができる。</u></p> <p>3. 各職位は次のとおり、当該業務にあたる。</p> <p>(中略)</p> <p>(6) 各GMは、グループ員（当直員<u>及び所長付要員</u>を含む。）を指示・指導し、所管する業務を遂行するとともに、所管業務に基づき緊急時の措置、保安教育<u>並びに</u>記録及び報告を行う。</p> <p>(7) グループ員（当直員<u>及び所長付要員</u>を含む。）は、GMの指示・指導に従い、業務を遂行する。</p>	<p>より、自主検査等の中立性及び信頼性が損なわれないことをいう。)を確保する。</p> <p>[添付書類五]</p> <p>1. 設計及び運転等のための組織 (中略) 原子力関係組織図は、第1図に示すとおりである。 これら組織は定められた業務所掌に基づき明確な役割分担のもとで原子力発電所の設計及び運転等に係る業務を行っている。 (中略) 運転及び保守のための組織は、「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37条第1項の規定に基づく柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）で明確にしており、この組織において業務を遂行する。 (略)</p> <p>[添付書類八]</p> <p>13.2 保安管理体制 原子力発電所の安全確保に係る基本的に事項について審議するため、本店組織として原子力発電保安委員会を設ける。 発電所の保安管理体制は、所長、原子炉主任技術者、総務部、防災安全部、品質・安全部、技術総括部、ユニット所長、運転管理部、保全部、柏崎刈羽原子力人材開発センターをもって構成する。 さらに、発電所における原子炉施設の保安運営に関する具体的重要事項を審議するため原子力発電保安運営委員会を設ける。</p>	<p>・設置許可記載の組織は設置許可変更当時のものであるが「組織は、保安規定で明確にしており、この組織において業務を遂行する」の記載と保安規定記載は整合している。</p> <p>・添付書類八（13.2 保安管理体制）に記載があるが、設置許可の記載は設置許可変更当時の組織・職務であり、保安規定記載は現組織・職務に合わせて変更されている。</p>
<p>(原子力発電保安運営委員会) 第7条 (中略) 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。 (中略) (7) <u>施設管理</u>に関する事項 (中略) 4. 運営委員会は、委員長、原子力安全センター所長、安全総括部長、<u>原子炉主任技術者</u>、<u>電気主任技術者</u>、<u>ボイラー・タービン主任技術者</u>に加え、GM以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。</p>	<p>[添付書類八]</p> <p>13.2 保安管理体制 原子力発電所の安全確保に係る基本的に事項について審議するため、本店組織として原子力発電保安委員会を設ける。 発電所の保安管理体制は、所長、原子炉主任技術者、総務部、防災安全部、品質・安全部、技術総括部、ユニット所長、運転管理部、保全部、柏崎刈羽原子力人材開発センターをもって構成する。 さらに、発電所における原子炉施設の保安運営に関する具体的重要事項を審議するため原子力発電保安運営委員会を設ける。</p>	<p>・本変更は、設置許可記載の原子力発電保安運営委員会を設けることを変更するものではなく、保安規定記載はこれに整合している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
<p>(原子炉主任技術者の選任) 第8条 原子力・立地本部長は、<u>原子炉主任技術者及び代行者を、原子炉主任技術者免状を有する者であって、次の業務に通算して3年以上従事した経験を有する者の中から</u>選任する。 <u>(1) 原子炉施設の施設管理に関する業務</u> <u>(2) 原子炉の運転に関する業務</u> <u>(3) 原子炉施設の設計に係る安全性の解析及び評価に関する業務</u> <u>(4) 原子炉に使用する燃料体の設計又は管理に関する業務</u> 2. <u>原子炉主任技術者は原子炉毎に選任する。</u> 3. <u>原子炉主任技術者及び代行者は特別管理職とする。</u> 4. <u>原子炉主任技術者のうち少なくとも1名は部長以上に相当する者とし、第9条に定める職務を専任する。</u> 5. 第4項以外の<u>原子炉主任技術者</u>については、原子力安全センターの職務を兼務できる。 6. 第5項の<u>原子炉主任技術者</u>については、自らの担当している号炉について<u>原子炉主任技術者の職務と原子力安全センターの職務が重複する場合には、原子炉主任技術者としての職務を優先し、原子力安全センターの職務については、上位職の者が実施する。</u> 7. <u>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、第1項から第5項に基づき、改めて原子炉主任技術者を選任する。</u></p>	<p>[添付書類五] 6. 有資格者の選任・配置 柏崎刈羽原子力発電所の運転に際しては、原子炉主任技術者を選任し、原子炉の運転に関し保安の監督を誠実にに行い、かつ保安のための指示が適切に遂行できる配置としている。 原子炉主任技術者は、原子炉主任技術者免状を有する者の中から原子力・立地本部の所属とし、その職務を選任する。また、代行者をグループマネージャー以上、所長付、安全品質担当又は安全担当のいずれかの職位の者から専任し、職務遂行に万全を期している。 (略)</p> <p>[添付書類八] 13.2 保安管理体制 原子力発電所の安全確保に係る基本的に事項について審議するため、本店組織として原子力発電保安委員会を設ける。 発電所の保安管理体制は、所長、原子炉主任技術者、総務部、防災安全部、品質・安全部、技術総括部、ユニット所長、運転管理部、保全部、柏崎刈羽原子力人材開発センターをもって構成する。 さらに、発電所における原子炉施設の保安運営に関する具体的重要事項を審議するため原子力発電保安運営委員会を設ける。</p>	<p>・本変更は、実用炉規則の改正内容を反映するものであり、設置許可記載の原子炉主任技術者の選任条件等を変更するものではなく、保安規定記載はこれらと整合している。</p>
<p>(電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者の選任) 第8条の2 <u>所長は、電気主任技術者を、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。</u> 2. <u>電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者は、特別管理職とし、それぞれ少なくとも1名は保全、運転等の業務に直接係らない者とする。なお、該当者がいない場合は、これに準じる者とする。</u> 3. <u>電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者の代行者は、特別管理職とする。なお、該当者がいない場合は、これに準じる者とする。</u> 4. <u>電気主任技術者又はボイラー・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、第1項及び第2項に基づき、改めて電気主任技術者又はボイラー・タービン主任技術者を選任する。</u></p>	<p>(設置許可記載なし)</p>	<p>・保安規定審査基準の記載 「<u>実用炉規則第92条第1項第4号、第5号、第6号</u> 発電用原子炉主任技術者の職務の範囲等 4. 電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者が保安の監督の責務を十分に果たすことができるようにするため、電気事業法第43条第4項に規定する要件を満たすことを含め、職務範囲及びその内容について適切に定められていること。また、電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者が保安の監督を適切に行う上で、必要な権</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
<p><u>（電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者の職務等）</u> <u>第9条の2</u> 電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者は、原子力発電工作物※1（原子炉施設に限る。）の工事、維持及び運用に関する保安（以下「電気工作物の保安」という。）の監督を誠実に行うことを任務とし、次の職務を遂行する。</p> <p><u>（1）電気工作物の保安のための諸計画立案にあたっては、必要に応じて電気工作物の工事、維持及び運用に従事する者に対し指示又は指導・助言する。</u></p> <p><u>（2）電気工作物の保安上必要な場合には、電気工作物の工事、維持及び運用に従事する者へ指示又は指導・助言する。</u></p> <p><u>（3）使用前事業者検査及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及び監督を行う。</u></p> <p><u>（4）法令に基づき行われる立入検査に立会う。</u></p> <p><u>（5）あらかじめ定められた点検すべき記録について、確認を行う。</u></p> <p><u>（6）運営委員会に電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者が少なくともそれぞれ1名が必ず出席する。</u></p> <p><u>（7）その他、電気工作物の保安の監督に必要な職務を行う。</u></p> <p><u>2. 電気工作物の工事、維持及び運用に従事する者は、電気主任技術者及びボイラー・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。</u></p> <p>※1：原子力発電工作物とは、電気事業法第38条に定める事業用電気工作物のうち、電気事業法第106条に定める原子力を原動力とする発電用の電気工作物をいう。</p>	(設置許可記載なし)	<p>限及び組織上の位置付けがなされていること。」と保安規定の記載は整合している。</p> <p>・保安規定審査基準の記載 「<u>実用炉規則第92条第1項第4号、第5号、第6号</u> 発電用原子炉主任技術者の職務の範囲等 4. 電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者が保安の監督の責務を十分に果たすことができるようにするため、電気事業法第43条第4項に規定する要件を満たすことを含め、職務範囲及びその内容について適切に定められていること。また、電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者が保安の監督を適切に行う上で、必要な権限及び組織上の位置付けがなされていること。」と保安規定の記載は整合している。</p>
<p><u>（主任技術者の情報交換）</u> <u>第9条の3</u> 原子炉主任技術者、電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者は、意思疎通を図るため、定期的に及び必要に応じて相互の職務について情報交換する。</p>	(設置許可記載なし)	<p>・保安規定審査基準の記載 「<u>実用炉規則第92条第1項第4号、第5号、第6号</u> 発電用原子炉主任技術者の職務の範囲等 5. 発電用原子炉主任技術者、電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者が相互の職務について情報を共有し、意思疎通を図ることが定められていること。」と保安規定の記載は整合している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
<p>第4章 運転管理 <u>（運転管理業務）</u> <u>第12条の2 各GMは、原子炉の状態に応じた原子力安全への影響度を考慮して原子炉施設を安全な状態に維持するとともに、事故等を安全に収束させるため、運転管理に関する次の各号の業務を実施する。</u> <u>（1）当直長は、原子炉施設の運転に関する次の業務を実施する。</u> <u>a)中央制御室における監視、第13条第1項の巡視点検及び第2項の巡視によって、施設の状態管理を実施し、その結果、機器に異状があれば関係GMに通知する。</u> <u>b)運転操作（状態管理を含む。）を実施する。</u> <u>c)原子炉施設に係る警報発生時の対応操作を実施する。</u> <u>d)原子炉施設の設備故障及び事故発生時の対応操作を実施する。</u> <u>（2）当直長は、関係GMの依頼に基づく運転操作（状態管理を含む。）が必要な場合は、第1号b)による運転操作（状態管理を含む。）を実施する。また、関係GMは、当直長から引き渡された系統に対して、必要な作業を行い、作業完了後に当直長へ系統を引き渡す。</u> <u>（3）各GMは、第3節（第72条から第75条を除く。）各条第2項の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原子炉施設の定期的な試験・確認等の計画を定め、実施する。なお、原子炉起動前の施設及び設備の点検については、第16条に従い実施する。</u></p>	<p>[添付書類八] 13.3 運転管理 原子炉施設の運転管理は、保安規定に定める運転上の留意事項、運転上の制限、運転上の条件及び異常時の措置を遵守し、原子炉施設の運転に習熟したものを確保し運転に当たらせ、機器の性能及び状態を正しく把握した上で行う。 また、火災防護に関する計画を策定し、実施状況の確認及び見直しを定期的に行う。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 添付書類八（13.3 運転管理）に運転管理に係る保安規定の遵守、機器の性能及び状態の把握の記載があり、保安規定記載はこれらに整合している。
<p><u>（巡視点検）</u> 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。）内部及び第95条第1項で定める区域を除く。）を巡視し、次の施設及び設備について点検を行う。<u>実施においては、第107条の3第3項に定める観点を含めて行う。以下、本条において同じ。</u></p>	<p>[添付書類八] 13.3 運転管理 原子炉施設の運転管理は、保安規定に定める運転上の留意事項、運転上の制限、運転上の条件及び異常時の措置を遵守し、原子炉施設の運転に習熟したものを確保し運転に当たらせ、機器の性能及び状態を正しく把握した上で行う。 また、火災防護に関する計画を策定し、実施状況の確認及び見直しを定期的に行う。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 添付書類八（13.3 運転管理）に運転管理に係る保安規定の遵守、機器の性能及び状態の把握の記載があり、保安規定記載はこれらに整合している。
<p><u>（ほう酸水注入系）</u> 第24条 （中略） 2. ほう酸水注入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）運転評価GMは、<u>定事検</u>停止時に、ほう酸水注入系の機能を確認し、その結果を当直長に通知する。 （2）当直長は、<u>定事検</u>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}が原子炉の状態に応じた開閉状態であることを確認する。 （中略）</p>	<p>[本文] 五、原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備 へ. 計測制御系統の構造及び設備 （二）非常用制御設備 （1）制御材の個数及び構造 非常用制御設備としてほう酸水注入系を設ける。この系は、手動でほう酸水注入ポンプを起動して中性子を吸収するほう素（五ほう酸水ナトリウム溶液）を炉心に注入し、原子炉を停止するものである。 系統数 1 中性子吸収体 ほう素（五ほう酸ナトリウム溶液） （2）主要な機器の個数及び構造</p>	<ul style="list-style-type: none"> 本変更は、設置許可記載の機器仕様（台数、容量、揚程）や中性子吸収体を変更するものではなく、保安規定記載はこれらに整合している。

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
<p>(5) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力が表 2 4 - 2 に定める値であること 及び主要な電動弁が開することを 1 ヶ月に 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使用した弁が待機状態にあることを確認する。 (中略)</p> <p>※1：主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁及び電動弁並びにこれらの配管に接続する配管上の手動弁のうち一次弁をいう。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ほう酸水貯蔵タンクからほう酸水注入ポンプまでの吸込配管及びほう酸水注入ポンプから原子炉圧力容器までの注入配管をいう。(主要な電動弁については、第 2 項第 5 号においても同様。)</p>	<p>ポンプ台数 2 台（うち 1 台は予備） ポンプ容量 約 11m³/h/台 ポンプ揚程 約 860m ほう酸水貯蔵タンク容量 約 30m³</p> <p>(3) 反応度制御能力 この系は、全制御棒がそう入不能の場合でも原子炉を低温停止する能力を持っている。 停止時実効増倍率 $k_{eff} \leq 0.95$ 反応度印加速度 0.001 $\Delta k/min$ 以上</p> <p>[添付書類八] 3.原子炉及び炉心 3.2 機械設計 3.2.3 原子炉停止系 3.2.3.4 主要設備 3.2.3.4.2 ほう酸水注入系 ほう酸水注入系は、制御棒のそう入不能によって原子炉の低温停止ができない場合に、中性子吸収材を高圧炉心注水スパーチャから注入して毎分 0.001 Δk 以上の負の反応度を与え、原子炉を徐々に低温停止する能力をもっている。予備的計算によれば、ほう酸水注入系は約 30 ふん官で低温停止に必要な負の反応度を印加する能力を有している。 中性子吸収材としては、原子炉を定格出力運転運転状態から 0.05 Δk 以上の溶融をもって低温停止し、この状態に維持することができる濃度の五ほう酸ナトリウム溶液を使用する。 ほう酸水注入系は、第 3.2-8 図に示すように、ほう酸水貯蔵タンク、ポンプ、テスト・タンク、配管、弁で構成する。 五ほう酸ナトリウム溶液は、約 15℃以上の温度で貯蔵する。ポンプは並列に 2 台あるが、1 台は予備で多重性を備えている。 ほう酸水注入系の操作は中央制御室から遠隔主導で行う。必要な時確実に五ほう酸ナトリウム溶液が注入できるようにポンプの吐出側に並列に 2 個の電動弁を設ける。 ほう酸水注入後、これを除去するためには、まず原子炉冷却系をフラッシングし、最終的には原子炉冷却材浄化系によって除去する。</p> <p>3.2.3.5 試験検査 (2)ほう酸水注入系は、系統の作動性を確認するため、テスト・ラインを用いて定期的に作動試験が行えるようにする。 注入弁は、原子炉停止中に作動試験が行えるようにする。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
	<p>第 3.2-5 表 ほう酸水注入系主要仕様</p> <p>系統数 1</p> <p>中性子吸収材 ほう素（五ほう酸ナトリウム溶液）</p> <p>停止時実効増倍率 $k_{eff} \leq 0.95$</p> <p>反応度印加速度 最低 0.001 $\Delta k / \text{min}$</p> <p>ほう酸水貯蔵タンク</p> <p>材 料 ステンレス鋼</p> <p>基 数 1</p> <p>容 量 約 30m³</p> <p>ポンプ</p> <p>台 数 2（うち 1 台は予備）</p> <p>容 量 約 11m³ / h / 第</p> <p>揚 程 約 860m</p>	
<p>（非常用炉心冷却系その 1）</p> <p>第 3 9 条</p> <p>〔6 号炉及び 7 号炉〕</p> <p>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉隔離時冷却系※2及び自動減圧系については原子炉圧力が 1. 0 3 MPa[gage]以上）において、非常用炉心冷却系は表 3 9 - 1 で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起動準備及び原子炉停止時冷却系の運転中は、当該低圧注水系（格納容器スプレイ冷却系）を動作不能とはみなさない。また、原子炉隔離時冷却系においては、原子炉起動時における原子炉圧力 1. 0 3 MPa[gage]で実施する運転確認終了後から運転上の制限を適用する。</p> <p>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。</p> <p>(1) 運転評価 GM は、定事検停止時に、高圧炉心注水系、低圧注水系及び自動減圧系が模擬信号で作動すること及び格納容器スプレイ冷却系が手動で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 運転評価 GM は、定事検停止後の原子炉起動から定期事業者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し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(3) 当直長は、定事検停止後の原子炉起動前に表 3 9 - 2（項目 3）に定める事項及び高圧炉心注水系、低圧注水系（格納容器スプレイ冷却系）、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状態に応じた開閉状態並びに主要配管が満水であることを確認する。※1</p> <p>（省略）</p>	<p>〔本文〕</p> <p>五、原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ホ. 原子炉冷却系統施設の構造及び設備</p> <p>(ハ) 非常用冷却設備</p> <p>(中略)</p> <p>ｃ. 原子炉隔離時冷却系</p> <p>この系は、給水系が喪失した場合に原子炉水位を維持するための設備であるが、その他に非常用炉心冷却系としての機能を持たせたものであり、主要設備については、</p> <p>(二)、(2) 原子炉隔離時冷却系に記述する。</p> <p>(中略)</p> <p>(二) その他の主要な事項</p> <p>その他主要な設備として、以下のものを設置する。</p> <p>(2) 原子炉隔離時冷却系</p> <p>この系は、原子炉停止後、なんらかの原因で給水系が停止した場合に原子炉水位を維持する機能の他に非常用炉心冷却系としての機能を持たせた設備であり、原子炉蒸気の一部を用いたタービン駆動ポンプにより、復水貯蔵槽水又はサブプレッション・チェンバのプール水を原子炉に注水する。</p> <p>ポンプ台数 1</p> <p>ポンプ容量 約 180m³/h</p> <p>ポンプ揚程 約 190m～約 900m</p> <p>〔添付書類八〕</p> <p>5.工学的安全施設</p> <p>5.2 非常用炉心冷却系</p> <p>5.2.4 主要設備</p> <p>5.2.4.3 原子炉隔離時冷却系</p>	<p>・本変更は、設置許可記載の運転範囲、機器仕様（台数、容量、揚程）等を変更するものではなく、保安規定記載は、これらに整合している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明															
	<p>原子炉隔離時冷却系は、蒸気駆動タービン1台、タービン駆動ポンプ1台、配管・弁類及び計測制御装置からなり、冷却材喪失事故時には、低圧注水系、高圧炉心注水系及び自動減圧系と連携して、炉心を冷却する機能を有する。</p> <p>本系統は、原子炉水位低（レベル1.5）又はドライウエル圧力高の信号で作動を開始し、第6.4-1図に示すように復水貯蔵層の水又はサブプレッション・チェンバのプール水を給水系を經由して圧力容器へ注水する。水源は、第一次水源として復水貯蔵層の水を使用するが、復水貯蔵層の水位が設定値より下がるか、サブプレッション・チェンバのプール水位が設定値より上がると第二次水源のサブプレッション・チェンバのプール水に自動的に切り替わるようになっている。</p> <p>なお、本系統は、「6.原子炉補助設備」に記載する復水・給水系からの給水喪失時に原子炉水位の異常低下を防止し水位を維持する機能も併せ持っている。</p> <p>(中略)</p> <p>第5.2-1表 非常用炉心冷却系主要機器仕様</p> <p>(3) 原子炉隔離時冷却系ポンプ</p> <table border="1" data-bbox="1115 710 1579 790"> <tr> <td>台数</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約190m³/h</td> </tr> <tr> <td>全揚程</td> <td>約190m～約900m</td> </tr> </table> <p>(中略)</p> <p>6.原子炉補助設備</p> <p>6.4 原子炉隔離時冷却系</p> <p>6.4.4 主要設備</p> <p>(中略)</p> <p>この系は、原子炉水位低の信号による自動起動のほかに、中央制御室からの手動操作によっても運転が可能であり、原子炉圧力が約80kg/cm²gから約10kg/cm²gの範囲で運転することができる。</p> <p>(中略)</p> <p>6.4.5 試験検査</p> <p>現地据付後、個々の動的危機の作動試験及び系統機能試験を行い、系統に要求される機能が十分発揮できることを確認する。</p> <p>また、本系統は、その運転可能性を確認するために定期的に試験を行う。</p> <p>(中略)</p> <p>第6.4-1表 原子炉隔離時冷却系主要機器仕様</p> <table border="1" data-bbox="1048 1324 1512 1428"> <tr> <td>(1) 蒸気タービン</td> <td>形式</td> <td>背圧式</td> </tr> <tr> <td></td> <td>台数</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>(2) ポンプ</td> <td></td> <td></td> </tr> </table>	台数	1	容量	約190m ³ /h	全揚程	約190m～約900m	(1) 蒸気タービン	形式	背圧式		台数	1	(2) ポンプ			
台数	1																
容量	約190m ³ /h																
全揚程	約190m～約900m																
(1) 蒸気タービン	形式	背圧式															
	台数	1															
(2) ポンプ																	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明				
	<p>台数 1 容量 約 190m³/h 第 6.4-1 図 原子炉隔離時冷却系系統概要図 [略]</p>					
<p>（原子炉隔離時冷却系） 第 4 1 条 〔1 号炉， 2 号炉， 3 号炉， 4 号炉及び 5 号炉〕 原子炉の状態が運転， 起動及び高温停止（原子炉圧力が 1. 0 3 MPa[gage]以上）において， 原子炉隔離時冷却系※1は表 4 1-1 で定める事項を運転上の制限とする。また， 原子炉起動時における原子炉圧力 1. 0 3 MPa[gage]で実施する運転確認終了後から運転上の制限を適用する。 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）運転評価 GM は， 定事検停止後の原子炉起動から定期事業者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し， その結果を当直長に通知する。 （2）当直長は， 定事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状態に応じた開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。 ※2 （中略） ※1： 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（サブプレッションプール又は復水貯蔵槽）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， 並びにタービン駆動用蒸気配管及び排気配管を指し， 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及び電動弁並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及び注入配管の満水は， 当該主要配管の圧力低の警報が継続的に発生していないことで確認する。 （中略） 表 4 1-2</p>	<p>[本文] 五、原子炉及びその附属施設の位置， 構造及び設備 ホ. 原子炉冷却系統施設の構造及び設備 （二）その他の主要な事項 その他主要な設備として， 以下のものを設置する。 （2）原子炉隔離時冷却系 この系は， 原子炉停止後， なんらかの原因で給水系が停止した場合に原子炉水位を維持するための設備であり， 原子炉蒸気の一部を用いたタービン駆動ポンプにより， 復水貯蔵槽水又はサブプレッション・チェンバのプール水を原子炉に注水する。 ポンプ台数 1 ポンプ容量 約 140m³/h ポンプ揚程 約 180m～約 890m [添付書類八] 6.原子炉補助設備 6.4 原子炉隔離時冷却系 6.4.4 主要設備 （中略） この系は， 原子炉水位低の信号による自動起動のほかに， 中央制御室からの手動操作によっても運転が可能であり， 原子炉圧力が約 80kg/cm²g から約 10 kg/cm²g の範囲で運転することができる。 （中略） 6.4.5 試験検査 現地据付後， 個々の動的危機の作動試験及びシステム機能試験を行い， システムに要求される機能が十分発揮できることを確認する。 また， 本システムは， その運転可能性を確認するために定期的に試験を行う。 （中略） 第 6.4-1 表 原子炉隔離時冷却系主要機器仕様 （1） 蒸気タービン 形 式 背圧式 台 数 1 （2） ポ ン プ 台 数 1</p>	<p>・本変更は， 設置許可記載の運転範囲， 機器仕様（台数， 容量， 揚程）等を変更するものではなく， 保安規定記載は， これらに整合している。</p>				
<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="203 1168 719 1200">項 目</th> <th data-bbox="719 1168 927 1200">頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="203 1200 719 1423">1. 原子炉隔離時冷却系ポンプの流量が 1 3 6 m³/h で， 全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて 8 0 m 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及び主要配管が満水であることを確認する。</td> <td data-bbox="719 1200 927 1423">定事検停止後の原子炉起動中※3 に 1 回 その後 1 ヶ月に 1 回</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	頻 度	1. 原子炉隔離時冷却系ポンプの流量が 1 3 6 m ³ /h で， 全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて 8 0 m 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及び主要配管が満水であることを確認する。	定事検停止後の原子炉起動中※3 に 1 回 その後 1 ヶ月に 1 回		
項 目	頻 度					
1. 原子炉隔離時冷却系ポンプの流量が 1 3 6 m ³ /h で， 全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて 8 0 m 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及び主要配管が満水であることを確認する。	定事検停止後の原子炉起動中※3 に 1 回 その後 1 ヶ月に 1 回					

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
<p>2. 原子炉隔離時冷却系における注入弁及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及び主要配管が満水であることを確認する。</p> <p>※3：主蒸気圧力設定を1.03MPa[gage]とした場合の原子炉圧力をいう。</p> <p>(中略)</p>	<p>容量 約140m³/h</p> <p>第6.4-1図 原子炉隔離時冷却系系統概要図 [略]</p>	
<p>(中央制御室非常用換気空調系)</p> <p>第57条 (中略)</p> <p>2. 中央制御室非常用換気空調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。</p> <p>(1) 運転評価GMは、<u>定事検</u>停止時に、中央制御室非常用換気空調系が模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 化学管理GMは、<u>定事検</u>停止時に、中央制御室非常用換気空調系の総合除去効率が表57-2に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p><u>(3) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時^{*1}又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室非常用換気空調系ファンが起動すること及び中央制御室非常用換気空調系ダンパが動作可能であることを1ヶ月に1回確認する。</u></p> <p>(中略)</p>	<p>[本文]</p> <p>五、原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ヌ. その他原子炉の附属施設の構造及び設備</p> <p>(3)換気空調系 (中略)</p> <p>換気空調系は、中央制御室の換気及び空調を行い、事故時には中央制御室内空気をチャコール・フィルタを通して再循環する。</p> <p>[添付書類八]</p> <p>12.発電所補助系</p> <p>12.4 換気空調系</p> <p>12.4.4 主要設備</p> <p>(2)中央制御室換気空調系</p> <p>中央制御室換気空調系は、事故時に放射線業務従事者等を内部被ばくから防護し必要な運転操作を継続することができるようにするため、他の換気系とは独立にして、外気との連絡口を遮断し、チャコール・フィルタ系を通して再循環することができ、また、必要に応じて、外気をチャコール・フィルタ系を通して取り入れることができるような設計とする。</p> <p>中央制御室換気空調系の系統概要を第12.4-2図に示す。</p> <p>中央制御室換気空調系は、空気調和機、チャコール・フィルタ、再循環ファン及び排気ファン等で構成する。</p> <p>空気調和機には給気ファン、フィルタのほか、冷却コイルを設け、循環空気の冷却によって中央制御室内の空気調節を行う。</p> <p>なお、本系統の電源は、外部電源喪失時に非常用電源に切替えられる。</p> <p>12.4.5 試験検査</p> <p>(2)中央制御室換気空調設備は、定期的に運転試験を行いその健全性を確認する。</p> <p>第12.4-1表 換気空調系主要機器仕様</p> <p>(2)中央制御室換気空調系</p> <p>(a)給気ファン</p> <p>台数 4 (うち1台は予備)</p>	<p>・本変更は、設置許可記載の設備構成等を変更するものではなく、保安規定記載はこれらに整合している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
	容 量 約 10 万 m ³ /h/台 (b)再循環ファン 台 数 2 (うち 1 台は予備) 容 量 約 8,000m ³ /h/台 (c)フィルタ・ユニット 基 数 1 処理容量 約 8,000 m ³ /h チャコール・フィルタ・ヘッド厚さ 約 5cm 系統よう素除去効率 90%以上(相対湿度 70%以下において)	
(運転上の制限の確認) 第 7 2 条 各GMは、運転上の制限を第 3 節各条の第 2 項で定める事項 ^{*1} で確認する。 <u>なお、この確認は、確認する機能が必要となる事故時等の条件で必要な性能が発揮できるかどうかを確認（以下「実条件性能確認」という。）するために十分な方法（事故時等の条件を模擬できない場合等においては、実条件性能確認に相当する方法であることを検証した代替の方法を含む。）により行う。</u> (中略)	(設置許可記載なし)	・保安規定審査基準の記載 <u>「実用炉規則第 9 2 条第 1 項第 8 号イからハまで」</u> 発電用原子炉施設の運転に関する体制、確認すべき事項、異状があった場合の措置等 8. サーベイランスの実施方法については、確認する機能が必要となる事故時等の条件で必要な性能が発揮できるかどうかを確認（以下「実条件性能確認」という。）するために十分な方法（事故時等の条件を模擬できない場合等においては、実条件性能確認に相当する方法であることを検証した代替の方法を含む。）が定められていること。」と保安規定記載は整合している。

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
<p>（予防保全を目的とした保全作業を実施する場合）</p> <p>第74条 各GMは、予防保全を目的とした保全作業を実施するため、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、<u>その有効性について確率論的リスク評価等を用いて検証した上で</u>、要求される完了時間の範囲内で実施する。</p> <p>2. 各GMは、予防保全を目的とした保全作業を実施するため、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保全作業を実施する場合は、あらかじめ必要な安全措置^{*1}を定め、<u>その有効性について確率論的リスク評価等を用いて検証し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u></p> <p>（中略）</p> <p>9. 各GM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、当該号炉を所管する運転管理部長に報告し、当該号炉を所管する運転管理部長は<u>原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p>（中略）</p>	<p>（設置許可記載なし）</p>	<ul style="list-style-type: none"> 保安規定審査基準の記載 「<u>実用炉規則第92条第1項第8号イからハまで</u>」発電用原子炉施設の運転に関する体制、確認すべき事項、異状があった場合の措置等 12. LCOが設定されている設備等について、予防保全を目的とした保全作業をその機能が要求されている発電用原子炉の状態においてやむを得ず行う場合には、当該保全作業が限定され、原則としてAOT内に完了することとし、必要な安全措置を定め、確率論的リスク評価（PRA：Probabilistic Risk Assessment）等を用いて措置の有効性を検証することが定められていること。」と保安規定記載は整合している。
<p>第5章 燃料管理</p>		
<p>（新燃料の運搬）</p> <p>第79条 （中略）</p> <p>2. 燃料GMは、管理区域内において、新燃料を運搬する場合は、<u>運搬前に</u>次の事項を<u>確認する。</u></p> <p>（中略）</p> <p>3. 燃料GMは、管理区域外において、新燃料を運搬する場合は、<u>運搬前に</u>第2項（1）から（3）に加え、次の事項を<u>確認する。</u></p> <p>（中略）</p> <p><u>（3）運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者及び他の車両の立入り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。</u></p>	<p>[本文]</p> <p>五、原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備 ニ. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備 （イ）核燃料物質取扱設備の構造 核燃料物質取扱設備（燃料取扱設備）は、燃料取替機（1号、2号、5号及び6号炉共用、既設）、クレーン（1号、2号、5号及び6号炉共用、既設）等で構成する。 新燃料は、原子炉建屋原子炉区域内に設ける新燃料貯蔵庫からクレーン等で使用済燃料プールに移し、燃料取替機により炉心に挿入する。</p> <p>九、発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項</p>	<ul style="list-style-type: none"> 本変更は、設置許可記載の原子炉建屋クレーンの使用、管理方法等を変更するものではなく、保安規定記載はこれに整合している。

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
<p><u>(4) 車両を徐行させること。</u> <u>(5) 核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識及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。</u> 4. 放射線管理GMは、第3項の運搬において、<u>運搬前に</u>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及び容器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、<u>第94条第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。</u> 5. 放射線管理GMは、燃料GMが管理区域内で<u>第94条第1項（1）に定める区域に新燃料を移動する場合は、移動前に</u>新燃料を収納した新燃料輸送容器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。 <u>6. 燃料GMは、新燃料を発電所外に運搬する場合は、輸送物が法令に定められた技術基準に適合したものであることを確認するために、次の検査を実施する。</u> <u>(1) 外観検査</u> <u>(2) 線量当量率検査</u> <u>(3) 未臨界検査</u> <u>(4) 吊上検査</u> <u>(5) 重量検査</u> <u>(6) 収納物検査</u> <u>(7) 表面密度検査</u> 7. 燃料GM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。 8. 実用炉規則<u>第88条第4項</u>を適用している間は、本条は適用としない。 （中略）</p>	<p>イ 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線被ばくの管理の方法 (3) 管理区域内の管理 (i)管理区域については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（以下「実用炉規則」という。）に基づき、次の措置を講ずる。 c. 床、壁、その他人の触れるおそれのある物であって、放射性物質によって汚染されたものの表面の放射性物質の密度が、「線量限度等を定める告示」に定める表面密度限度を超えないようにする。 d. 管理区域から人が退去し、又は物品を持ち出そうとする場合には、その者の身体及び衣服、履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には、その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度がc.の表面密度限度の十分の一を超えないようにする。</p> <p>[添付書類八] 6. 原子炉補助設備 6.1 燃料取扱及び貯蔵設備 6.1.3 主要設備 発電所に到着した新燃料は、受取検査後、原子炉区域内の新燃料貯蔵庫に貯蔵する。 (2)原子炉建屋クレーン 原子炉建屋クレーン（6号炉原子炉区域1号、2号、5号及び6号炉共用、既設）は、新燃料、キャスクの運搬に使用するとともに、原子炉遮へい体、原子炉格納容器上蓋、原子炉压力容器上蓋、蒸気乾燥器、気水分離器等の取外し、運搬及び取付けに使用する。 また、原子炉建屋クレーン（6号炉原子炉区域内1号、2号、5号及び6号炉共用、既設）の主要要素は、種々の二重化を行うとともに重量物を吊った状態で使用済燃料貯蔵ラック上を通過できないようインターロックを設ける。</p> <p>13.運転保守 13.4 燃料管理 燃料の運搬、貯蔵、検査、受払い、取替等は保安規定に基づき厳重に管理し、あらかじめ定める燃料取替計画等に従い、所定の容器及び燃料取扱設備を使用し、燃料が臨界に達するおそれがないように必要な措置をとりながら行う。</p> <p>[添付書類九] 2.発電所の放射線管理 2.2 管理区域内の管理</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
	<p>(3) 床，壁，その他人の触れるおそれのある物であって，放射性物質によって汚染されたものの表面の放射性物質の密度が，「線量限度等を定める告示」（第5条）に定める表面密度限度を超えないようにする。</p> <p>(4) 管理区域のうち汚染又は汚染のおそれのある区域から人が退去し，又は物品を持ち出そうとする場合には，その者の身体及び衣服，履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には，その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度が(3)の表面密度限度の十分の一を超えないようにする。</p>	
<p>（燃料の検査）</p> <p>第81条 燃料GMは，<u>定期事業者検査</u>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とともに，<u>燃料の使用の可否を判断する。</u></p> <p><u>2. 第1項については，第8章の施設管理に基づき実施する。</u></p> <p>3. 燃料GMは，第1項の検査の結果，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，破損燃料容器に収納する等の措置を講じる。</p> <p>4. 燃料GMは，第1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。</p>	<p>[本文]</p> <p>五、原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備</p> <p>ニ、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備</p> <p>（イ）核燃料物質取扱設備の構造</p> <p>核燃料物質取扱設備（燃料取扱設備）は，燃料取替機（1号，2号，5号及び6号炉共用，既設），クレーン（1号，2号，5号及び6号炉共用，既設）等で構成する。</p> <p>新燃料は，原子炉建屋原子炉区域内に設ける新燃料貯蔵庫からクレーン等で使用済燃料プールに移し，燃料取替機により炉心に挿入する。</p> <p>燃料の取替は，原子炉上部のウェルに水を張り，水中で燃料取替機を用いて行う。</p> <p>（中略）</p> <p>燃料取替機は，燃料取扱時において燃料が臨界に達することのない設計とするとともに，燃料集合体の落下を防止する設計とする。</p> <p>[添付書類八]</p> <p>3.原子炉及び炉心</p> <p>3.2 機械設計</p> <p>3.2.1 燃料</p> <p>3.2.1.2 設計方針</p> <p>燃料の機械的設計においては，燃料材料，使用温度，圧力条件及び照射効果を考慮し，次の設計方針を満足する設計とする。</p> <p>(1)添付書類十の「2. 運転時の異常な過渡変化の解析」に記載する運転時の異常な過渡変化時において，プラントの各系統とあいまって，燃料の許容設計限界を超えないこと。</p> <p>(2)被覆管応力は，許容応力以下であること。</p> <p>(3)設計応力サイクル条件及びサイクル数から計算された疲労の累積係数は1未満であること。</p> <p>上記のほか，被覆管の水素化，フレットイング腐食，ペレット-不覆管相互作用，使用中の燃料棒の変化等による燃料集合体の過度の寸法変化，燃料集合体の輸送及び取扱い</p>	<p>・本変更は，設置許可記載の燃料取替機の使用や管理方法を変更するものではなく，保安規定記載はこれに整合している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
	<p>時の健全性等についても考慮し、総合的に燃料の健全性を評価する。 (中略)</p> <p>6. 原子炉補助設備 6.1 燃料取扱及び貯蔵設備 6.1.3 主要設備 発電所に到着した新燃料は、受取検査後、原子炉区域内の新燃料貯蔵庫に貯蔵する。 (1)燃料取替機 燃料取替機（6号炉原子炉区域内1号、2号、5号及び6号炉共用、既設）は、原子炉ウェル燃料プール及び蒸気乾燥器・気水分離器ピット上を水平に移動するブリッジ並びにその上を移動するトロリで構成する。 また、燃料つかみ具は2重のワイヤや燃料t集合体を確実につかんでいない場合には、吊上げができない等のインターロックを設け、圧縮空気が喪失した場合にも、燃料集合体が外れない設計とする。 燃料取替作業による放射線業務従事者の被ばくを低減するため、燃料取替機は遠隔自動で運転できる。</p> <p>13.運転保守 13.4 燃料管理 燃料の運搬、貯蔵、検査、受払い、取替等は保安規定に基づき厳重に管理し、あらかじめ定める燃料取替計画等に従い、所定の容器及び燃料取扱設備を使用し、燃料が臨界に達するおそれがないように必要な措置をとりながら行う。</p>	
<p>(燃料取替実施計画) 第82条 燃料GM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及び燃料配置を変更する体制を燃料取替実施計画に定め、<u>第2項に定める評価及び確認の結果を含めて原子炉主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。</u> 2. 燃料GMは、<u>取替炉心毎に原子炉の運転履歴及び燃料配置等の変動によって生じる炉心特性の変化を考慮し、原子炉設置（変更）許可申請書に基づき設定する制限値（燃料の熱・機械設計、核設計、熱水力設計、安定性及び安全評価の解析入力値又は制限値に基づき設定）を満足することを確認するため、次号を実施する。</u> <u>(1) 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事業者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所定の出力で運転できるように設定した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。なお、評価には、妥当性を確認した計算コードを用いることとし、妥当性を確認する体制をあらかじめ定める。</u></p>	<p>[添付書類八] 1.安全設計 1.1 安全設計の方針 1.1.4 核設計及び熱水力設計の基本方針 (1)炉心の核設計 (中略) また、燃料の装荷、取替に当たっては、次の取替までの期間中、最大価値を有する制御棒（同一の水圧制御ユニットに属する1組又は1本）が未そう入の状態であっても、0.01Δkの余裕を持って低温停止できることを計算によって確認する。</p> <p>3.原子炉本体 3.2 機械設計 3.2.1 燃料 3.2.1.5 評価 (5)応力解析</p>	<p>・本変更は、設置許可記載の安全評価等の解析入力値又は制限値を取替炉心の安全評価項目として反映したものであり、保安規定記載はこれらに整合している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
<p>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 ⑤ 燃料の出力履歴 ⑥ 核熱水力安定性（チャンネル水力的安定性、炉心安定性及び領域安定性） ⑦ 減速材ボイド係数 ⑧ スクラム反応度曲線 ⑨ 制御棒の最大反応度値※1 ⑩ ほう酸水注入時の実効増倍率</p> <p>※1：制御棒の最大反応度値は、制御棒グループの設定やバンク引き抜き等によって燃料装荷パターンや炉心状態に限らず基準を満足する手順を作成することが可能である。よって、取替炉心の安全性評価項目ではあるが燃料取替実施計画を定める前ではなく、制御棒引き抜き手順作成時に確認を行う。</p> <p>3. 燃料を装荷した後に、第2項で評価に用いた期間を延長する場合には、あらかじめ燃料GMは、その延長する期間も含め第2項に定める評価及び確認を行い、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。 （中略）</p>	<p>（中略） 本解析においては、燃料が寿命中に経験する出力を十分包絡する出力履歴を設計用出力履歴として設定した上で、燃料棒寸法、内圧、冷却材圧力等の統計的分布を考慮し、統計的評価を行う。</p> <p>3.2.1.7 燃料の使用実績 (1)発電用原子炉燃料の使用実績 （中略） 燃料の熱的制限値及び損傷限界値は、これらの燃料の使用実績及び開発試験結果に基づいて定められたものである。高燃焼度 8×8 燃料の主な核熱設計パラメータは、次のとおりである。 （中略） (c)燃焼集合体最高燃焼度 50,000MWd/t</p> <p>3.3 核設計 3.3.2 設計方針 3.2.2.3 具体的設計方針 具体的には、上記 3.3.2.1, 3.3.2.2 を踏まえ、次のことを考慮した設計とする。 (1) 反応度係数 減速材ボイド係数とドップラ係数とにより決まる反応度係数（出力反応度係数）は、常に負であり、常に以下の条件を満たすこと。ただし、この値に特定の制限値を置いて設計を行うというよりは、むしろ炉心特性と関連して、その値の妥当性を評価する。 (i)減速材ボイド係数は、負であること。 (ii)ドップラ係数は、負で、十分な反応度フィードバック特性を有するものであること。 (iii)減速材温度係数は、現在の設計の範囲内では、問題となるほどの値ではなく、特に制限しない。 (2) キセノンの空間振動 出力反応度係数は、キセノンの空間振動を十分減衰できる大きさであること。 (3) 制御棒の最大反応度値及び反応度添加率 制御棒の最大反応度値及び反応度添加率に関して、以下の制限を適用する。 (i)運転制御棒パターン及び制御棒引抜シーケンスの選定に当たっては、同一制御棒グループに属する複数本の制御棒を同時に引き抜いた場合の反応度を制御棒値ミニマイザで許容される最大値である 0.035 Δk 以下にすること。また、制御棒1本が万一落下した場合でも、その落下制御棒の最大値は、制御棒値ミニマイザで許容される 0.013 Δk 以下とするように制限し、制御棒落下により原子炉冷却材</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
	<p>圧力バウンダリを破損せず、また、炉心冷却を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉压力容器内部構造物の破損を生じないようにすること。</p> <p>(ii)制御棒引抜速度は、3.3cm/s 以下とすること。</p> <p>(iii)制御棒ステップ長さは、前述の引抜速度で同一引抜グループに属する複数本の制御棒を同時に1ステップ動かしたときの原子炉周期が、運転員が安全に原子炉を制御できるものであるよう設計すること。</p> <p>(4) ほう酸水注入系の停止能力 ほう酸水注入系は、高温待機状態及び高温運転状態から炉心を臨界未満にでき、キセノン崩壊及び冷却材温度変化による反応度添加を補償しつつ、温度 20℃で未臨界状態を達成し、かつ、維持できること。</p> <p>(5)制御棒による原子炉の停止余裕 3.3.2.1(5)の基準を満足するよう、制御棒及び燃料集合体の可燃性中性子吸収物質の濃度等の設計を行うこと。</p> <p>(6) 出力分布の制御 出力分布は、以下の通常運転時の熱的制限値を満足するように制御すること。 最大線出力密度 44.0kW/m 最小限界出力比（以下 3.では「MCPR」という。） 高燃焼度 8×8 燃料 1.22 9×9 燃料（A 型） 1.22 9×9 燃料（B 型） 1.21</p> <p>(7) 炉心寿命 炉心寿命は、定格出力運転を前提とし、燃料取替間隔及びその間の設備利用率により決定すること。</p> <p>(8) 反応度制御系の機能 制御棒位置及び再循環流量を調整することにより、原子炉の反応度変化を調整し、原子炉を所要の運転状態に維持できること。</p> <p>3.4 熱水力設計 3.4.2 設計方針 (1) 安全上の設計方針 原子炉安全上の見地から、次のことを考慮した設計とする。 a. 原子炉の熱水力設計上の過渡特性 炉心は、それに関連する原子炉冷却系、原子炉停止系、計測制御系及び安全保護系の機能とあいまって、添付書類十の「2. 運転時の異常な過渡変化の解析」に記載する運転時の異常な過渡変化時においては「3.4.3 熱水力設計上の燃料の許容設計限界」に定義する熱水力設計上の燃料の許容設計限界を超えないこと。 b. 原子炉の出力振動制御特性 出力振動が生じてもそれを容易に制御できること。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
	<p>なお、本設計方針に対する詳細については、「3.5 動特性」において記載する。</p> <p>(2) 運転上の設計方針 原子炉運転上の見地から、次のことを考慮した設計とする。</p> <p>a. 原子炉の運転性能 炉心は、通常運転時において「3.4.4 通常運転時の熱的制限値」に定義する通常運転時の熱的制限値を超えることなく運転でき、また出力調整ができること。</p> <p>3.5 動特性 3.5.2 安定性の定義及び設計方針 3.5.2.2.設計方針 (1) 限界基準 プラントの運転中に予期されるあらゆる運転状態に対して、次の限界基準を満たすように設計する。 チャンネル水力学的安定性 $X_2/X_0 < 1$; $\zeta_n > 0$ 炉心安定性 $X_2/X_0 < 1$; $\zeta_n > 0$ プラント安定性 $X_2/X_0 < 1$; $\zeta_n > 0$ (中略) (2) 運転上の設計基準 原子炉の安定性は、究極的には、限界基準により保証されるが、同時に、すべての平常運転状態に対して、次の運転上の設計基準を満足することを目標として設計する。 (中略) 炉心安定性 $X_2/X_0 \leq 0.25$; $\zeta_n \geq 0.22$</p>	
<p>(使用済燃料の貯蔵) 第85条 燃料GMは、発電所内において、使用済燃料（以下、<u>照射された燃料を含む。</u>）を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。 (中略) <u>(5) 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使用済燃料については、破損燃料容器に収納する等の措置を講じること。</u> 2. 燃料GMは、使用済燃料中間貯蔵施設で使用する貯蔵容器に使用済燃料を収納する場合は、次の事項を遵守する。 (1) 実用炉規則第89条第2項第2号に基づき、使用済燃料を選定すること。 (中略)</p>	<p>[本文] 五、原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備 ニ、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備 (ロ) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力 (2) 使用済燃料貯蔵設備 A.6 号炉 a. 構造 使用済燃料貯蔵設備（1号、2号、5号及び6号炉共用、既設）は、使用済燃料を水中の貯蔵ラックに入れて貯蔵する鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼内張りの水槽（使用済燃料プール）であり原子炉建屋原子炉区域内に設ける。 使用済燃料プールは、使用済燃料プールの上部に十分な水深を確保するとともに、燃料プール水位及び燃料プール水の漏えいを監視する設備を設ける。 使用済燃料貯蔵設備は、想定されるいかなる状態においても燃料が臨界に達することのない構造とする。 また、使用済燃料プールには、使用済燃料からの崩壊熱を除去するとともに使用済燃料プール水を浄化するため、燃料プール冷却浄化系を設ける。さらに、残留熱除去系を</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
	<p>用いても、燃料プール水の冷却及び補給が可能な設計とする。</p> <p>b. 貯蔵能力 全炉心燃料の約 390%相当分 (1号, 2号, 5号及び6号炉共用, 既設)</p> <p>B.7号炉 「6号炉」を「7号炉」に読かえる他は、6号炉と同じ。</p> <p>[添付書類八]</p> <p>6. 原子炉補助設備</p> <p>6.1 燃料取扱及び貯蔵設備</p> <p>6.1.3 主要設備</p> <p>(4) 使用済燃料プール</p> <p>燃料プール（6号炉原子炉区域内1号, 2号, 5号及び6号炉共用, 既設）は、6号炉の約390%炉心分の燃料の貯蔵が可能であり、さらに放射化された機器等の貯蔵及び取扱ができるスペースをもたせる。壁の厚さは遮へいを考慮して十分とり、内面はステンレス鋼でライニングし漏えいを防止する。燃料プールの水深は約11.5mである。また、著しい破損燃料集合体は、燃料プール内の破損燃料貯蔵ラックに収納する。</p> <p>なお、燃料プールは通常運転中、全炉心の燃料を貯蔵できる容量を確保する。</p> <p>また、常用の補給機能が喪失した場合には、残留熱除去系を用いて、燃料プール水を補給する。</p> <p>使用済燃料貯蔵ラックは、中性子吸収材であるほう素を添加したステンレス鋼を使用するとともに適切な燃料間距離をとることにより、燃料を貯蔵容量最大で貯蔵し、かつ燃料プール水温及び燃料貯蔵ラック内燃料位置等について、想定されるいかなる場合でも実効増倍率を0.95以下に保ち、貯蔵燃料の臨界を防止する。</p> <p>燃料プール水の漏えいを防止するため、燃料プールには排水口を設けない。万一の燃料プール水の漏えい、又は崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態を監視するため、漏えい水検出器、燃料プール水位検出器及び燃料プール水温度検出器を設け、異常が検出された場合には中央制御室に警報を出す。</p> <p>また、燃料プール水の補給に復水貯蔵槽水が使用できない場合には、残留熱除去系を用いてサブプレッション・チェンバのプール水を補給する。</p> <p>キャスク・ピットは、燃料プールの横に別個に設け、万一のキャスクの落下事故の場合にも、燃料プールの機能を喪失しないようにする。</p> <p>なお、新燃料を燃料プールに一時的に仮置することもある。</p>	<p>・本変更は、設置許可記載の「著しい破損燃料集合体は、～収納する」の記載に整合している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
<p>(使用済燃料の運搬) 第86条 (中略) 2. 燃料GMは、発電所内において、使用済燃料を運搬する場合は、<u>運搬前に</u>次の事項を<u>確認</u>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。 (中略) 3. 燃料GM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運搬する場合は、<u>運搬前に</u>次の事項を<u>確認する</u>。ただし、管理区域内で運搬する場合には、(3)から(6)の適用を除く。 (中略) 4. 放射線管理GMは、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おいて運搬する場合は、<u>運搬前に</u>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及び容器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、<u>第94条第1項(1)</u>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. 放射線管理GMは、燃料GMが管理区域内で<u>第94条第1項(1)</u>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、<u>移動前に</u>容器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。 <u>6. 燃料GMは、使用済燃料を発電所外に運搬する場合は、輸送物が法令に定められた技術基準に適合するよう、措置を講じる。</u> <u>7. 安全総括GMは、第4条に定める保安に関する組織のうち、使用済燃料の運搬に関する組織とは別の組織の者を、検査実施GMとして指名する。</u> <u>8. 検査実施GMは、自ら検査実施責任者となるか、第4条に定める保安に関する組織のうち、検査の独立性確保を考慮し、検査実施責任者を指名する。</u> <u>9. 前項の検査実施責任者は、使用済燃料を発電所外に運搬する場合は、輸送物が法令に定められた技術基準に適合したものであることを確認するために、次の検査を実施する。使用済燃料を他の号炉に運搬をする場合にも同様の検査を実施する。</u> <u>(1) 外観検査</u> <u>(2) 気密漏えい検査</u> <u>(3) 圧力測定検査</u> <u>(4) 線量当量率検査</u> <u>(5) 未臨界検査</u> <u>(6) 温度測定検査</u> <u>(7) 吊上検査</u> <u>(8) 重量検査</u> <u>(9) 収納物検査</u></p>	<p>[本文] 五、原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備 ニ、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備 (イ) 核燃料物質取扱設備の構造 核燃料物質取扱設備（燃料取扱設備）は、燃料取替機（1号、2号、5号及び6号炉共用、既設）、クレーン（1号、2号、5号及び6号炉共用、既設）等で構成する。 新燃料は、原子炉建屋原子炉区域内に設ける新燃料貯蔵庫からクレーン等で使用済燃料プールに移し、燃料取替機により炉心に挿入する。 燃料の取替は、原子炉上部のウェルに水を張り、水中で燃料取替機を用いて行う。 使用済燃料は、遮へいに必要な水深を確保した状態で、水中で燃料取替機により移送し、原子炉建屋原子炉区域内の使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料プール）（1号、2号、5号及び6号炉共用、既設）の水中に貯蔵する。 燃料取替機は、燃料取扱時において燃料が臨界に達することのない設計とするとともに、燃料集合体の落下を防止する設計とする。 なお、使用済燃料の搬出には、使用済燃料輸送容器を使用する。</p> <p>九、発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項 イ 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線被ばくの管理の方法 (3) 管理区域内の管理 (i) 管理区域については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（以下「実用炉規則」という。）に基づき、次の措置を講ずる。 c. 床、壁、その他人の触れるおそれのある物であって、放射性物質によって汚染されたものの表面の放射性物質の密度が、「線量限度等を定める告示」に定める表面密度限度を超えないようにする。 d. 管理区域から人が退去し、又は物品を持ち出そうとする場合には、その者の身体及び衣服、履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には、その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度がc.の表面密度限度の十分の一を超えないようにする。</p> <p>[添付書類八] 6. 原子炉補助設備 6.1 燃料取扱及び貯蔵設備</p>	<p>・本変更は、設置許可記載の輸送容器の使用、管理方法等を変更するものではなく、保安規定記載はこれに整合している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
<p><u>(10) 表面密度検査</u> <u>10. 燃料GM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。</u></p>	<p>6.1.3 主要設備 発電所に到着した新燃料は、受取検査後、原子炉区域内の新燃料貯蔵庫に貯蔵する。</p> <p>(1)燃料取替機 燃料取替機（6号炉原子炉区域内1号、2号、5号及び6号炉共用、既設）は、原子炉ウェル燃料プール及び蒸気乾燥器・気水分離器ピット上を水平に移動するブリッジ並びにその上を移動するトロリで構成する。 また、燃料つかみ具は2重のワイヤや燃料集合体を確実につかんでいない場合には、吊上げができない等のインターロックを設け、圧縮空気が喪失した場合にも、燃料集合体が外れない設計とする。 燃料取替作業による放射線業務従事者の被ばくを低減するため、燃料取替機は遠隔自動で運転できる。</p> <p>13.運転保守 13.4 燃料管理 燃料の運搬、貯蔵、検査、受払い、取替等は保安規定に基づき厳重に管理し、あらかじめ定める燃料取替計画等に従い、所定の容器及び燃料取扱設備を使用し、燃料が臨界に達するおそれがないように必要な措置をとりながら行う。</p> <p>[添付書類九] 2.発電所の放射線管理 2.2 管理区域内の管理 (3) 床、壁、その他人の触れるおそれのある物であって、放射性物質によって汚染されたものの表面の放射性物質の密度が、「線量限度等を定める告示」（第5条）に定める表面密度限度を超えないようにする。 (4) 管理区域のうち汚染又は汚染のおそれのある区域から人が退去し、又は物品を持ち出そうとする場合には、その者の身体及び衣服、履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には、その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度が(3)の表面密度限度の十分の一を超えないようにする。</p>	
<p>第6章 放射性廃棄物管理</p>		
<p><u>(放射性廃棄物管理に係る基本方針)</u> <u>第87条 発電所における放射性廃棄物に係る保安活動は、放射性物質の放出による公衆の被ばくを、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低い水準に保つよう実施する。</u></p>	<p>[本文] 九、発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項 イ 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線被ばくの管理の方法 (1) 放射線防護に関する基本方針・具体的方法 さらに、発電所周辺の一般公衆に対する線量については、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（以下</p>	<p>・本変更は、設置許可記載の発電所周辺の公衆の線量について、法令に定める限度以下であり、かつ、合理的に達成できる限り低減する旨の記載に整合している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
	<p>「線量目標値に関する指針」という。)に基づき、合理的に達成できる限り低くすることとする。 具体的方法については、以下のとおりとする。 (i)本発電所に係る放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で、遮蔽設備、換気設備、放射線管理施設及び廃棄物処理設備を設計し、運用する。</p> <p>(6) 放射性廃棄物の放出管理 気体及び液体廃棄物の放出に当たっては、周辺監視区域外の空气中及び水中の放射性物質の濃度が「線量限度等を定める告示」に定める値を超えないように厳重な管理を行う。</p> <p>[添付書類八] 13. 運転保守 13.5 放射性廃棄物管理 放射性気体廃棄物及び液体廃棄物を発電所外に放出する場合は、法令に定められた濃度限度等の制限値を遵守することはもちろん、発電所周辺の一般公衆の線量を合理的に達成できる限り低減するよう厳重な放出管理を行う。 放射性固体廃棄物を発電所内に貯蔵保管する場合は、所定の貯蔵設備において厳重に管理する。</p> <p>[添付書類九] 1. 放射線防護に関する基本方針 1.1 基本的考え方 (中略) さらに、発電所周辺の一般公衆の受ける線量については、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針について」に基づき、合理的に達成できる限り低くすることとする。 (中略) 1.2 具体的方法 (1)本発電所に係る放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で、遮蔽設備、換気設備、放射線管理施設及び廃棄物処理設備を設計し、運用する。 (中略)</p> <p>2. 発電所の放射線管理 2.6 放射性廃棄物の放出管理 発電所外に放出される気体及び液体廃棄物は、以下に述べるように厳重に管理を行い、周辺監視区域外の空气中及び水中の放射性物質の濃度が「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量当量限度等を定める告示」(第9条)に定める値を超えないようにする。 (略)</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
<p>(放射性固体廃棄物の管理)</p> <p><u>第88条</u></p> <p>(中略)</p> <p>5. 各GMは、管理区域外に放射性固体廃棄物を運搬する場合は、次の措置を講じ、運搬前にこれらの措置の実施状況を確認する。</p> <p>(中略)</p> <p><u>(5) 運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者及び他の車両の立入りを制限するとともに、必要な箇所に見張人を配置すること。</u></p> <p><u>(6) 車両を徐行させること。</u></p> <p><u>(7) 核燃料物質等の取扱いに関し、相当の知識及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。</u></p> <p>6. 放射線管理GMは、第5項の運搬において、<u>運搬前に</u>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及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、<u>第94条第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。</u></p> <p>7. 放射線管理GMは、各GMが管理区域内で<u>第94条第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。</u></p> <p><u>8. 放射性固体廃棄物を発電所外に廃棄する場合は、次の事項を実施する。</u></p> <p><u>(1) 環境GMは、埋設する放射性固体廃棄物に関する記録を作成し、発電所外の廃棄に関する措置の実施状況を確認する。</u></p> <p><u>(2) 環境GMは、発電所外の廃棄施設の廃棄事業者へ埋設する放射性固体廃棄物に関する記録を引き渡す。</u></p> <p><u>(3) 環境GMは、放射性固体廃棄物を発電所外に廃棄するにあたって、所長の承認を得る。</u></p> <p><u>9. 環境GMは、放射性固体廃棄物を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。</u></p> <p><u>10. 環境GMは、運搬前に次の事項を確認する。</u></p> <p><u>(1) 法令に適合する容器に封入されていること。</u></p> <p><u>(2) 法令に定める書類及び物品以外のものが収納されていないこと。</u></p> <p><u>11. 放射線管理GMは、第9項の運搬において、運搬前に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及び容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度を超えていないことを確認する。ただし、第94条第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。</u></p> <p>(中略)</p>	<p>[本文]</p> <p>五、原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ト. 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備</p> <p>放射性廃棄物の排気施設は、気体、液体及び固体の各廃棄設備(処理系)からなる。</p> <p>(ハ) 固体廃棄物の廃棄設備</p> <p>(1) 構造</p> <p>固体廃棄物の廃棄設備(固体廃棄物処理系)は、廃棄物の種類に応じて処理するため、濃縮廃液タンク(5号、6号及び7号炉共用、以下(ハ)では「濃縮廃液タンク」という)、固化装置(5号、6号及び7号炉共用、以下(ハ)では「固化装置」という)、冷却材浄化系沈降分離槽(6号及び7号炉共用、以下(ハ)では「冷却材浄化系沈降分離槽」という)、使用済樹脂槽(6号及び7号炉共用、以下(ハ)では「使用済樹脂槽」という)、雑固体廃棄物焼却設備(1号、2号、3号、4号、5号、6号及び7号炉共用、以下(ハ)では「雑固体廃棄物焼却設備」という)、減容装置(5号、6号及び7号炉共用、以下(ハ)では「減容装置」という)、固体廃棄物貯蔵庫(1号、2号、3号、4号、5号、6号及び7号炉共用、以下(ハ)では「固体廃棄物貯蔵庫」という)等で構成する。</p> <p>濃縮廃液は、濃縮廃液タンクで放射能を減衰させた後、固化装置で固化材(セメント)と混合してドラム缶内に固化し貯蔵保管する。</p> <p>原子炉冷却材浄化系及び燃料プール冷却浄化系から発生する使用済樹脂並びに復水浄化系復水ろ過装置廃スラッジ及び液体廃棄物処理系ろ過装置廃スラッジは、冷却材浄化系沈降分離槽に貯蔵する。</p> <p>復水浄化系復水脱塩装置及び液体廃棄物処理系脱塩装置から発生する使用済樹脂は、使用済樹脂槽に貯蔵し放射能を減衰させた後、雑固体系の雑固体廃棄物焼却設備で焼却し、焼却灰はドラム缶詰めし、貯蔵保管する。</p> <p>雑固体廃棄物は、雑固体廃棄物焼却設備で処理可能なものは焼却処理し、減容装置で処理可能なものは圧縮減容する。</p> <p>雑固体廃棄物のうち、焼却灰については、ドラム缶に詰めて貯蔵保管する。その他の雑固体廃棄物については、固体廃棄物処理建屋(1号、2号、3号、4号、5号、6号及び7号炉共用、以下(ハ)では「固体廃棄物処理建屋」という)内で固型化材(モルタル)を充填してドラム缶内に固型化し貯蔵保管するか、または放射性物質が飛散しないような措置を講じて貯蔵保管する。</p> <p>また、使用済制御棒等の放射化された機器は、使用済燃料プールに貯蔵する。</p>	<p>・本変更は、設置許可記載の固体廃棄物の種類・処理方法等を変更するものではなく、保安規定記載はこれに整合している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
	<p>固体廃棄物処理系は、廃棄物の粉碎、圧縮、焼却、固化等の処理過程における放射性物質の散逸等を防止する設計とする。</p> <p>上記、固体廃棄物を詰めたドラム缶等は、所要の遮へい設計を行った発電所内の固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。</p> <p>なお、必要に応じて、固体廃棄物を廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄する。</p> <p>九、発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項 ロ 放射性廃棄物の廃棄に関する事項 (4) 固体廃棄物の保管管理 固体廃棄物には、使用済樹脂、濃縮廃液等をドラム缶詰め処理したもの、使用済フィルタ、布・紙等の雑固体廃棄物及び使用済制御棒等がある。 固体廃棄物を詰めたドラム缶等は、発電所敷地内の固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。 また、一部の不燃性雑固体廃棄物は、放射性物質が飛散しないような措置を講じて貯蔵保管する。 使用済制御棒等は、その放射能を減衰させるため、使用済燃料貯蔵プールに貯蔵する。 固体廃棄物貯蔵庫は、管理区域とし、周辺の放射線サーベイ等を行い厳重に管理する。</p> <p>[添付書類八] 10.放射性廃棄物廃棄施設 10.4 固体廃棄物処理系及び固体廃棄物貯蔵庫 10.4.1 概要 固体廃棄物処理系は、原子炉施設で発生する濃縮装置濃縮廃液、原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩装置使用済樹脂、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置使用済樹脂、復水浄化系復水ろ過装置廃スラッジ、液体廃棄物処理系ろ過装置廃スラッジ、復水浄化系復水脱塩装置及び液体廃棄物処理系脱塩装置使用済樹脂及び雑固体廃棄物を収集、処理し、その種類に応じて廃棄物処理系のタンクに貯蔵するか固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵する。</p> <p>[添付書類九] 4.4 固体廃棄物処理 4.4.1 固体廃棄物の種類とその発生量 固体廃棄物には、濃縮廃液等をドラム缶詰め処理したもの、使用済フィルタ、布、紙等の雑固体廃棄物及び使用済制御棒等がある。液体固体廃棄物発生量及び設計運転条件から推定した固体廃棄物の種類別推定した固体廃棄物の種類別推定発生量を第 4.4-1 表に示す。 固体廃棄物の取扱いは、以下のように行う。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
	<p>(1)原子炉冷却材浄化系及び燃料プール冷却浄化系から発生する使用済樹脂並びに復水浄化系復水ろ過装置廃スラッジ及び液体廃棄物処理ろ過装置廃スラッジは、発生量の10年分以上の貯蔵容量を有する冷却浄化系沈降分離槽に貯蔵する。</p> <p>復水浄化系復水脱塩装置及び液体廃棄物処理系脱塩装置から発生する使用済樹脂は、発生量の5年分以上の貯蔵容量を有する使用済樹脂槽に貯蔵し、放射能を減衰させた後、雑固体系の焼却設備で焼却する。排ガスはフィルタを通し焼却設備排気筒から放出し、焼却灰はドラム缶詰めする。</p> <p>(2)濃縮廃液は、固化材と混合してドラム缶内に固化する。</p> <p>(3)可燃性雑固体廃棄物は、焼却し、焼却灰はドラム缶に詰め、不燃性雑固体廃棄物は、減容可能なものは圧縮減容しドラム缶等に詰める。</p> <p>(4)使用済制御棒等は、原則として使用済燃料プールに貯蔵し、放射能の減衰を図ることとする。</p>	
<p>（放出管理用計測器の管理）</p> <p>第91条 各GMは、表91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。また、定期的に点検を実施し機能維持を図る。ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理又は代替品を補充する。なお、環境施設GMは排水モニタに限り、修理又は代替品を補充することができる。</p> <p>表91 （省略）</p>	<p>[本文]</p> <p>五、原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>チ. 放射線管理施設の構造及び設備</p> <p>発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の安全管理を確実にを行うため、つぎの放射線管理施設を設ける。</p> <p>(ロ) 屋外管理用の主要な設備の種類</p> <p>発電所外へ放出する放射性物質の濃度、発電所敷地内外の放射線等を監視するために主排気筒モニタ、廃棄物処理系排水モニタ、気象観測設備（1号、2号、3号、4号、5号、6号及び7号炉共用、既設）、周辺監視区域境界付近固定モニタ（1号、2号、3号、4号、5号、6号及び7号炉共用、既設）及び放射能観測車（1号、2号、3号、4号、5号、6号及び7号炉共用、既設）を設ける。</p> <p>九、発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項</p> <p>イ 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線被ばくの管理の方法</p> <p>(6) 放射性廃棄物の放出管理</p> <p>気体及び液体廃棄物の放出に当たっては、周辺監視区域外の空气中及び水中の放射性物質の濃度が「線量限度等を定める告示」に定める値を超えないように厳重な管理を行う。</p> <p>さらに、「線量目標値に関する指針」に基づき、発電所から放出される放射性物質について放出管理の目標値を定め、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」に基づく測定を行い、これを超えないように努める。</p> <p>(i) 気体廃棄物</p> <p>平常運転時に気体廃棄物を大気中に放出する場合は、放射性物質の濃度を主排気筒モニタ等によって連続監視する。</p> <p>(ii) 液体廃棄物</p>	<p>・本変更は、設置許可記載の放出管理用計測器の設備の仕様等を変更するものではなく、定期的な検査を反映したものであり、保安規定記載はこれらに整合している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
	<p>平常運転時に液体廃棄物を放出する場合にはあらかじめ、タンク等においてサンプリングし、放射性物質の濃度を測定し、放出量を確認する。</p> <p>また、放出される液体中の放射性物質濃度は、廃棄物処理系排水モニタによって常に監視する。</p> <p>[添付書類八]</p> <p>11.放射線防護及び管理施設</p> <p>11.2 放射線管理施設</p> <p>11.2.4 主要設備</p> <p>11.2.4.2 試料分析関係設備（6号炉及び7号炉共用）</p> <p>(2)放射能測定室</p> <p>各種系統及び作業環境の放射性試料の放射能を測定するため放射能測定室を設け必要な機器を設置する。</p> <p>11.2.4.3 放射能監視設備</p> <p>(1)プロセス放射線モニタリング設備</p> <p>プロセス放射線モニタは、連続的に放射線を測定し、放射線レベル基準設定値を超えたときは警報を発する。</p> <p>主なプロセス放射線モニタとして次のものがあり、その配置図を第 11.2-1 図に示す。</p> <p>b. 主排気筒モニタ</p> <p>主排気筒から放出される放射性ガスの監視を行い、中央制御室にて指示及び記録し警報を発する。検出器には Na I シンチレータ及び電離箱をしようする。また、よう素用フィルタ、粒子用フィルタ及びトリチウム補修装置を設けて放射性ヨウ素、粒子状放射性物質及びトリチウムを連続的に捕集し、定期的に回収、測定する。</p> <p>k. 液体廃棄物処理系排水モニタ</p> <p>液体廃棄物処理系設備の放出液中の放射能監視を行い、中央制御室にて指示及び記録し警報を発する。また、5号炉廃棄物寄り系制御室においても指示及び記録し警報を発する。検出器には Na I シンチレータを使用する。</p> <p>11.2.5 試験検査</p> <p>出入管理関係設備、試料分析関係設備、放射線監視設備等は、定期的に検査を行うことによりその健全性を確認する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
<p>第7章 放射線管理 <u>(放射線管理に係る基本方針)</u> <u>第92条 発電所における放射線管理に係る保安活動は、放射線による従業員等の被ばくを、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低い水準に保つよう実施する。</u></p>	<p>[本文] 九、発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項 イ 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線被ばくの管理の方法 (1) 放射線防護に関する基本方針・具体的方法 放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に当たっては、「原子炉等規制法」及び「労働安全衛生法」を遵守し、本発電所に起因する放射線被ばくから周辺監視区域外の公衆、放射線業務従事者等を防護するため十分な放射線防護対策を講ずる。 具体的方法については、以下のとおりとする。 (i) 本発電所に係る放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で、遮蔽設備、換気設備、放射線管理施設及び廃棄物処理設備を設計し、運用する。 (ii) 放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くするために、管理区域を設定して、立入りの制限を行い、外部放射線に係る線量当量、空气中若しくは水中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を監視する。 (iii) 放射線業務従事者に対しては、線量を測定評価し線量の低減に努める。</p> <p>[添付書類八] 13. 運転保守 13.6 放射線管理 放射線管理は、発電所周辺の一般公衆、放射線業務従事者等の線量を法律に定められた限度を超えないようにすることはもちろん、合理的に達成できる限り低減する方針で行う。</p> <p>[添付書類九] 1. 放射線防護に関する基本方針 1.1 基本的考え方 放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に当たっては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下、原子炉等規制法）という。）及び「労働安全衛生法」を遵守し、本発電所に起因する放射線被ばくから周辺監視区域外の公衆、放射線業務従事者等を防護するため十分な放射線防護対策を講ずる。 さらに、発電所周辺の一般公衆の受ける線量については、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針について」に基づき、合理的に達成できる限り低くすることとする。 （中略） 1.2 具体的方法 (1) 本発電所に係る放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で、遮蔽設備、換気設備、放射線管理施設及び廃棄物処理設備を設計し、運用する。</p>	<p>・本変更は、設置許可記載の発電所周辺の公衆の線量について、法令に定める限度以下であり、かつ、合理的に達成できる限り低減する旨の記載に整合している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
	<p>(2)放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くするために、管理区域を設定して、立入の制限を行い、外部放射線に係る線量当量、空気中若しくは水中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を監視してその結果を管理区域内の諸管理に反映し、作業環境の整備に努める。</p> <p>(3)放射線業務従事者に対しては、被ばく歴を把握し、線量を測定評価し線量の低減に努める。</p> <p>(略)</p>	
<p>(放射線業務従事者の線量管理等)</p> <p><u>第100条</u> 各GMは、管理区域内で作業を実施する場合、作業内容に応じて作業計画を立案するとともに、放射線防護上必要な措置を講じることで放射線業務従事者の線量低減に努める。</p> <p><u>2.</u> 放射線安全GMは、所員の放射線業務従事者の実効線量及び等価線量を<u>表100</u>に定める項目及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。</p> <p><u>表100</u> (中略)</p>	<p>[本文]</p> <p>九、発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項</p> <p>イ 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線被ばくの管理の方法</p> <p>(1)放射線防護に関する基本方針・具体的方法</p> <p>(iii)放射線業務従事者に対しては、線量を測定評価し線量の低減に努める。</p> <p>(5)個人被ばく管理 放射線業務従事者の個人被ばく管理は、線量を測定評価するとともに定期的及び必要に応じて健康診断を実施し、身体的状態を把握することによって行う。</p> <p>[添付書類八]</p> <p>13.運転保守</p> <p>13.6 放射線管理 放射線管理は、発電所周辺の一般公衆、放射線業務従事者等の線量を法律に定められた限度を超えないようにすることはもちろん、合理的に達成できる限り低減する方針で行う。</p> <p>[添付書類九]</p> <p>1. 放射線防護に関する基本方針</p> <p>1.2 具体的方法</p> <p>(3)放射線業務従事者に対しては、被ばく歴を把握し、線量を測定評価し線量の低減に努める。</p> <p>2.発電所の放射線管理</p> <p>2.2 管理区域内の管理</p> <p>2.2.6 作業管理 管理区域での作業は、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低減することを旨として原則として次のように行う。</p> <p>(1)事前に作業環境に応じて放射線防護具類の着用、時間制限等必要な条件を定め、放射線業務従事者の個人被ばく歴を考慮して合理的な作業計画を立てる。</p> <p>また、必要に応じて事前に作業訓練を行うことも考慮する。</p> <p>(2)作業中には、必要に応じ、外部放射線に係る線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度を測定し、必要な場合には、</p>	<p>・本変更は、設置許可の管理区域内での作業管理、放射線業務従事者の線量低減に係る記載と整合している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
	<p>一時的遮蔽の使用，除染等を行い，作業環境の保全に努める。</p> <p>2.5 個人被ばく管理 放射線業務従事者の個人被ばく管理は，線量を常に測定評価測定評価するとともに定期的及び必要に応じて健康診断を実施し，身体的状態を把握することによって行う。</p> <p>(1) 管理区域立入前の措置 「実用炉規則」（第2条）に従って，原子炉の運転，原子炉施設の保全，核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の運搬，貯蔵，廃棄又は汚染の除去等の業務に従事する者であって，管理区域に立ち入る者を放射線業務従事者とする。 放射線業務従事者に対しては，あらかじめ次のような措置を講ずる。</p> <p>a. 放射線防護に関する教育，訓練を行う。 b. 被ばく歴及び健康診断結果を調査する。</p> <p>(2) 放射線業務従事者の線量限度 放射線業務従事者の線量は，「線量限度等を定める告示」（第6条）に定める線量限度を超えないようにする。</p> <p>(3) 線量の管理 放射線業務従事者の線量が，線量限度を超えないよう被ばく管理上必要な措置を講ずる。</p> <p>a. 外部被ばくによる線量の評価 (a) 放射線業務従事者の外部被ばくによる線量の評価は，管理区域内において，警報付デジタル線量計等の線量当量測定器を着用させ，外部被ばくによる線量当量の積算値の定期的な測定等により行う。 (b) 管理区域に立ち入る場合には，上記線量当量測定器の着用を確認し，外部被ばくによる線量当量をその日ごとに測定する。 (c) 特殊な作業に従事する者に対しては，その作業に応じて適切な放射線測定器，例えば中性子線源取扱作業などに関しては中性子線用固体飛跡検出器等を着用させ，その都度線量当量の測定を行う。</p> <p>b. 内部被ばくによる線量の評価 (a) 放射線業務従事者の内部被ばくによる線量の評価は，ホール・ボディ・カウンタによる体外計測法又は作業環境の空気中の放射性物質の濃度を測定することにより行う。 (b) ホール・ボディ・カウンタによる測定は発電所入所時（放射線業務従事者として勤務を開始する時），退所時並びに定期的及び必要に応じて行う。 (c) 放射性物質の体内摂取が考えられる場合には，必要に応じてバイオアッセイを行う。</p> <p>c. 放射線業務従事者の線量の評価結果は，本人に通知する。 d. 個人の線量の測定結果は，定期的に評価，記録するとともに以後の放射線管理及び健康管理に反映させる。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明						
	<p>なお、放射線業務従事者以外の者で管理区域に一時的に立ち入る者については、警報付デジタル線量計等により外部被ばくによる線量当量の測定を行うほか、必要に応じて内部被ばくによる線量の評価を行う。</p> <p>(4) 健康管理</p> <p>a. 「労働安全衛生規則」（第 44 条及び第 45 条）による健康診断のほか「電離放射線障害防止規則」（第 56 条）の規定に基づき放射線業務従事者について健康診断を実施し、常にその健康状態を把握する。</p> <p>b. 健康診断結果及び線量の評価結果による医師の勧告等を考慮し、必要がある場合は、保健指導及び就業上の措置を講ずる。</p> <p>c. 発電所内において放射線障害が発生した場合又はそのおそれがある場合は必要な応急措置をとる。</p>							
<p><u>(平常時の環境放射線モニタリング)</u> <u>第 102 条 放射線安全 GM は、周辺環境への放射性物質の影響を確認するため、平常時の環境放射線モニタリングの計画を立案し、その計画に基づき測定を行い評価する。</u></p>	<p>[本文]</p> <p>九、発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項</p> <p>イ 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線被ばくの管理の方法</p> <p>(7) 周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視</p> <p>(6)で述べたように、放射性廃棄物の放出に当たっては、厳重な管理を行うが、異常がないことの確認に資するため、周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視を行う。</p> <p>(i) 空間放射線量等の監視</p> <p>空間放射線量、空間放射線量率及び空気中の粒子状放射性物質濃度について、測定頻度及び測定点を定めて監視を行う。</p> <p>なお、モニタリング・ポストによる空間放射線量率の測定は、中央制御室で監視する。</p> <p>(ii) 環境試料の放射能監視</p> <p>周辺環境試料について、種類、頻度及び測定核種を定めて放射能監視を行う。</p> <p>[添付書類九]</p> <p>3. 周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視</p> <p>「2.6 放射性廃棄物の放出管理」に述べたように、気体及び液体廃棄物の放出に当たっては、厳重な管理を行うが、更に、異常がないことの確認に資するため周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視を行う。</p> <p>3.1 空間放射線量等の監視</p> <p>空間放射線量、空間放射線量率及び空気中の放射性粒子濃度の測定は、下表に示すように行う。</p> <table border="1" data-bbox="958 1321 1697 1423"> <thead> <tr> <th>測定対象</th> <th>測定頻度</th> <th>測定点及び監視</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>空間放射線量</td> <td>1 回/3 箇月</td> <td>・ 周辺監視区域境界付近及び周辺地域にモニタリング・ポイントを</td> </tr> </tbody> </table>	測定対象	測定頻度	測定点及び監視	空間放射線量	1 回/3 箇月	・ 周辺監視区域境界付近及び周辺地域にモニタリング・ポイントを	<p>・ 設置許可本文及び添付書類九に発電所周辺地域での空間照射線量の監視及び環境試料の放射能監視を行うことを記載している。本変更はこれらを満足するようモニタリング計画を立案する旨の記載であり、設置許可記載に整合している。</p>
測定対象	測定頻度	測定点及び監視						
空間放射線量	1 回/3 箇月	・ 周辺監視区域境界付近及び周辺地域にモニタリング・ポイントを						

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載			設置許可との整合性説明
		設定		
	空間放射線量率	常時	<ul style="list-style-type: none"> ・周辺監視区域境界付近にモニタリング・ポストを設置 ・中央制御室で常時監視 	
	放射性粒子濃度	常時	<ul style="list-style-type: none"> ・敷地境界付近にダスト・モニタを設置 ・全β線測定値を記録する ・フィルタを定期的に回収し核種分析測定する 	
<p>(放射線計測器類の管理)</p> <p><u>第103条</u> 各GMは、<u>表103</u>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。<u>また、定期的に点検を実施し機能維持を図る。</u>ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理又は代替品を補充する。</p> <p><u>表103</u></p> <p>(中略)</p> <p>※1：<u>表91</u> 試料放射能測定装置と共用</p> <p>(中略)</p>	<p>[本文]</p> <p>五、原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>チ. 放射線管理施設の構造及び設備</p> <p>発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の安全管理を確保するため、つぎの放射線管理施設を設ける。</p> <p>(イ)屋内管理用の主要な設備の種類</p> <p>(1)出入管理関係設備（6号及び7号炉共用）</p> <p>放射線業務従事者等の出入管理、汚染管理のためのチェック・ポイント、シャワ室、退出モニタ等を設ける。</p> <p>(2)試料分析関係設備（6号及び7号炉共用）</p> <p>各系統の試料及び放射性廃棄物の放出管理用試料等の化学分析並びに放射能測定を行うため、分析室、放射能測定室を設け測定機器を備える。</p> <p>(3)放射線監視設備</p> <p>各系統の放射性物質の濃度、管理区域内等の主要箇所的外部放射線に係る線量当量率等を監視、測定するために、プロセス放射線モニタリング設備、エリア放射線モニタリング設備及び放射線サーベイ機器（1号、2号、3号、4号、5号、6号及び7号炉共用、一部既設）を設ける。</p> <p>(4)個人管理用測定設備及び測定機器（1号、2号、3号、4号、5号、6号及び7号炉共用、一部既設）</p> <p>放射線業務従事者等の外部被ばく及び内部被ばくによる線量当量評価のため個人管理測定器及びホール・ボディ・カウンタを設ける。</p>			<p>・本変更は、設置許可記載の放射線計測器類の設備の仕様等を変更するものではなく、定期的な検査を反映したものであり、保安規定記載はこれらに整合している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
	<p>九、発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項</p> <p>イ 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線被ばくの管理の方法</p> <p>(3)管理区域内の管理</p> <p>(ii)管理区域内は、場所により外部放射線に係る線量当量率、放射線業務従事者の立入頻度等に差異があるので、これらのことを考慮して以下に述べるように適切な管理を行う。</p> <p>c. 放射線業務従事者の線量の管理が、容易かつ確実に行えるようにするため、プロセス放射線モニタリング設備、エリア放射線モニタリング設備、放射線サーベイ機器等により、管理区域の放射線レベル等の状況を把握する。</p> <p>[添付書類八]</p> <p>11.放射線防護及び管理施設</p> <p>11.2 放射線管理施設</p> <p>11.2.4 主要設備</p> <p>11.2.4.1 出入管理関係設備</p> <p>(1)出入管理設備</p> <p>原子炉建屋、タービン建屋及びサービス建屋等の管理区域への立入りは、チェック・ポイントを通る設計とし、ここで人員、物品等の出入管理を行う。</p> <p>なお、燃料及び大型機器の搬出入に際しては、原子炉建屋、タービン建屋等の機器搬入口に臨時の出入管理設備を設け、出入管理を行う。また、放射線管理に必要な各種サーベイ・メータ等を備える。</p> <p>(2) 汚染管理設備</p> <p>人の出入りに伴う汚染の管理を行うため、チェック・ポイントに隣接して更衣室、シャワ室、手洗い場、退出モニタ等を設ける。また、汚染サーベイ・メータ、汚染除去用器材を備える。</p> <p>11.2.4.2 試料分析関係設備（6号炉及び7号炉共用）</p> <p>(2)放射能測定室</p> <p>各種系統及び作業環境の放射性試料の放射能を測定するため放射能測定室を設け必要な機器を設置する。</p> <p>11.2.4.3 放射能監視設備</p> <p>(2) エリア放射線モニタリング設備</p> <p>エリア放射線モニタは建屋内に設置し、外部放射線に係る線量当量率の監視を行う。エリア放射線モニタによる外部放射線に係る線量当量率は、中央制御室で記録し、放射線レベル基準設定値を超えたときは警報を発する。検出器には半導体検出器を使用する。</p> <p>エリア放射線モニタを設ける主な区域は次のとおりである。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
	<p>a. 中央制御室 b. 燃料取替床 c. タービン発電機運転床 d. 固体廃棄物ドラム缶詰操作エリア e. 原子炉冷却材浄化系操作エリア f. 制御棒駆動水圧制御ユニットエリア g. タービン建屋除染エリア h. 原子炉建屋機器搬入口</p> <p>ただし、d. については5号炉廃棄物処理系制御室においても記録し、警報を発する。</p> <p>(3) 環境モニタリング設備（1号、2号、3号、4号、5号、6号及び7号炉共用、既設） 発電所敷地周辺の放射線監視設備として次のものを設ける。</p> <p>a. 固定モニタリング設備 周辺監視区域境界付近に空間放射線量率の連続監視を行うためのモニタリング・ポスト9基及び空間放射線量測定のため適切な間隔でモニタリング・ポイントを設定し、熱蛍光線量計を配置する。</p> <p>(4) 放射線サーベイ機器（1号、2号、3号、4号、5号、6号及び7号炉共用、一部既設） 発電所内外の必要箇所、特に管理区域内で放射線業務従事者がひん繁に立入る箇所及び原子炉の安全運転上必要な箇所については、外部放射線に係る線量当量率、空气中及び水中の放射性物質濃度並びに表面汚染密度のうち、必要なものを定期的及び必要の都度測定監視する。 測定は、外部放射線に係る線量当量率については、携帯用の各種サーベイ・メータにより、空气中及び水中の放射性物質濃度については、サンプリングによる放射能測定により、また、表面汚染密度については、サーベイ・メータ又はスミヤ法による放射能測定によって行う。 放射線サーベイ関係主要測定器及び器具は次のとおりである。 GM管サーベイ・メータ 電離箱サーベイ・メータ シンチレーション・サーベイ・メータ 中性子線用サーベイ・メータ ダスト・サンブラ ガス・モニタ ダスト・モニタ</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
	<p>11.2.4.4 個人管理用測定設備及び測定機器（1号、2号、3号、4号、5号、6号及び7号炉共用、一部既設） 個人の線量当量管理のため、外部被ばくによる線量当量を測定するフィルム・バッジ、警報付デジタル線量計等と、内部被ばくを評価するためのホール・ボディ・カウンタ等を備える。</p> <p>11.2.5 試験検査 出入管理関係設備、試料分析関係設備、放射線監視設備等は、定期的に検査を行うことによりその健全性を確認する。</p>	
<p>（管理区域外等への搬出及び運搬） <u>第104条</u> （中略） 2. 各GMは、管理区域外に核燃料物質等（第79条、第86条及び<u>第88条</u>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、又は船舶輸送に伴い車両によって運搬する場合は、<u>第88条</u>第5項を準用する。 3. 放射線管理GMは、第2項の運搬において、<u>運搬前</u>に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及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。 （中略）</p>	<p>[本文] 九、発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項 イ 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線被ばくの管理の方法 (3)管理区域内の管理 d. 管理区域から人が退去し、又は物品を持ち出そうとする場合には、その者の身体及び衣服、履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には、その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度がc.の表面密度限度の十分の一を超えないようにする。</p> <p>[添付書類九] 2.発電所の放射線管理 2.2 管理区域内の管理 管理区域については、「実用炉規則」（第78条）に従って、次の措置を講ずる。 (4) 管理区域のうち汚染又は汚染のおそれのある区域から人が退去し、又は物品を持ち出そうとする場合には、その者の身体及び衣服、履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には、その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度が(3)の表面密度限度の十分の一を超えないようにする。</p>	<p>・本変更は、設置許可記載の管理区域外への運搬の際の表面汚染密度限度を変更するものではなく、保安規定記載はこれらと整合している。</p>
<p>（発電所外への運搬） <u>第105条</u> 各GMは、核燃料物質等（第79条、第86条及び<u>第88条</u>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。 <u>2. 各GMは、運搬にあたっては法令に定める核燃料物質等の区分に応じた輸送物として運搬する。</u> <u>3. 各GMは、運搬前に次の事項を確認する。</u> <u>(1) 法令に適合する容器に封入されていること。</u> <u>(2) 法令に定める書類及び物品以外のものが収納されていないこと。</u></p>	<p>（設置許可記載なし）</p>	<p>・保安規定審査基準の記載 「<u>実用炉規則第92条第1項第9号</u> 管理区域、保安区域及び周辺監視区域の設定等 7. 管理区域から物品又は核燃料物質等の搬出及び運搬をする際に講ずべき事項が定められていること。」</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
<p><u>(3) L型輸送物については、開封されたときに見やすい位置に法令に定める表示を行うこと。</u></p> <p><u>(4) A型輸送物若しくはBM型輸送物については、みだりに開封されないように、かつ、開封された場合に開封されたことが明らかになるように、容易に破れないシールの貼付け等の措置を講じること。</u></p> <p><u>4. 放射線管理GMは、運搬前に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及び容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度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。</u></p>		と保安規定の記載は整合している。
<p>第8章 施設管理</p>		
<p><u>(施設管理計画)</u></p> <p>第107条</p> <p><u>原子炉施設について原子炉設置（変更）許可を受けた設備に係る事項及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」を含む要求事項への適合を維持し、原子炉施設の安全を確保するため、以下の施設管理計画を定める。</u></p> <p style="text-align: center;">【施設管理計画】</p> <p>1. <u>用語の定義</u></p> <p><u>保全：プラントの運転に関わる設備の機能を確認、維持又は向上させる活動。原子炉施設の安全確保を前提に、電力の供給信頼性を維持するとの観点から設備の重要さ度合いに応じて、効率性、経済性を考慮しながら行われるもので、設計、点検、巡視、工事を含む。</u></p> <p><u>工事：補修、取替え及び改造の総称であり、建設、使用前点検を含む。</u></p> <p><u>作業管理：保全のうち設計を除く点検、巡視、工事等のための作業の管理。</u></p> <p>2. <u>施設管理の実施方針及び施設管理目標</u></p> <p>(1) 社長は、原子炉施設の安全確保を最優先として、<u>施設管理の継続的な改善を図るため、施設管理の現状等を踏まえ、施設管理の実施方針を定める。また、12.の施設管理の有効性評価の結果、及び施設管理を行う観点から特別な状態（7.3参照）を踏まえ施設管理の実施方針の見直しを行う。</u></p> <p>(2) さらに、<u>第107条の6に定める長期施設管理方針を策定又は変更した場合には、長期施設管理方針に従い保全を実施することを施設管理の実施方針に反映する。</u></p> <p>(3) 組織は、<u>施設管理の実施方針に基づき、施設管理の改善を図るための施設管理目標を設定する。また、12.の施設管理</u></p>	<p>[添付書類八]</p> <p>13.運転保守</p> <p>13.7 保守管理</p> <p>原子炉施設の保守は、保安規定に定める保守管理計画に基づき、所定の計画と適切な手順に従って、原子炉施設の安全の確保を妨げることがないように行う。</p>	<p>・本変更は、設置許可の施設管理（保守管理）に係る記載に整合している。（設置許可には保安規定に定める事項を遵守することを記載している。）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
<p>の有効性評価の結果、及び施設管理を行う観点から特別な状態（7.3 参照）を踏まえ施設管理目標の見直しを行う。</p> <p>3. 保全プログラムの策定 組織は、2.の施設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.の施設管理の有効性評価の結果、及び施設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。</p> <p>4. 保全対象範囲の策定 組織は、原子炉施設の中から、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する。 (中略) (3) 原子炉設置（変更）許可申請書及び工事計画認可申請書で保管又は設置要求があり、許可又は認可を得た設備 (中略)</p> <p>5. 施設管理の重要度の設定 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、系統及び機器の施設管理の重要度として点検に用いる重要度（以下「保全重要度」という。）と設計及び工事に用いる重要度を設定する。 (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に基づき、確率論的リスク評価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、確率論的リスク評価から得られるリスク情報、運転経験等を考慮することができる。 (中略) (4) 設計及び工事に用いる重要度は、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等を組み合わせて設定する。 (5) 次項以降の保全活動は重要度に応じた管理を行う。</p> <p>6. 保全活動管理指標の設定、監視計画の策定及び監視 (1) 組織は、保全の有効性を監視、評価するために5.の施設管理の重要度を踏まえ、施設管理目標の中でプラントレベル及び系統レベルの保全活動管理指標を設定する。 a) プラントレベルの保全活動管理指標 (中略) i. 7000 臨界時間あたりの計画外自動・手動スクラム回数</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
<p>(中略)</p> <p>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<u>施設管理の重要度</u>の高い系統のうち、重要度分類指針クラス1、クラス2及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。</p> <p>(中略)</p> <p>ii. 非待機（U A）時間^{※1} ※1：非待機（U A）時間については、待機状態にある機能及び待機状態にある系統の動作に必須の機能に対してのみ設定する（<u>以下、本条において同じ。</u>）。</p> <p>(中略)</p> <p>7. 保全計画の策定</p> <p>(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、計画の始期及び期間に関することを含める。</p> <p>(中略)</p> <p>b) <u>設計及び工事の計画</u>（7.2 参照）</p> <p>(中略)</p> <p>(2) 組織は、保全計画の策定にあたって、5.の<u>施設管理の重要度</u>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。</p> <p>(中略)</p> <p>7.1 点検計画の策定</p> <p>(中略)</p> <p><u>(4) 組織は、点検を実施する構築物、系統及び機器が、所定の機能を発揮している状態にあることを事業者検査^{※2}により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。</u></p> <p><u>a) 事業者検査の具体的方法</u></p> <p><u>b) 所定の機能を発揮している状態であることを確認・評価するために必要な事業者検査の項目、評価方法及び管理基準</u></p> <p><u>c) 事業者検査の実施時期</u></p> <p><u>※2：事業者検査とは、点検及び工事に伴うリリースのため、点検及び工事とは別に、要求事項への適合を確認する合否判定行為であり、第107条の4による使用前事業者検査および第107条の5による定期事業者検査をいう(以下、本条において同じ。)</u></p> <p>7.2 <u>設計及び工事の計画</u>の策定</p> <p>(1) 組織は、<u>設計及び工事</u>を実施する場合は、あらかじめその方法及び実施時期を定めた<u>設計及び工事の計画</u>を策定する。また、<u>安全上重要な機器及び構築物^{※3}の工事を実施する場合は、その計画段階において、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、その結果を記録する。</u></p>		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
<p>(2) 組織は、原子炉施設に対する使用前点検を行う場合は、使用前点検の方法並びにそれらの実施頻度及び実施時期を定めた使用前点検の計画を策定する。</p> <p>(3) 組織は、工事を実施する構築物、系統及び機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを事業者検査並びに事業者検査以外の検査及び試験（以下「試験等」という。）により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>a) 事業者検査及び試験等の具体的方法</p> <p>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事業者検査及び試験等の項目、評価方法及び管理基準</p> <p>c) 事業者検査及び試験等の実施時期</p> <p>※3：法令に基づく手続きとは、原子炉等規制法 第43条の3の8（変更の許可及び届出等）、第43条の3の9（設計及び工事の計画の認可）、第43条の3の10（設計及び工事の計画の届出）及び第43条の3の11第3項（使用前事業者検査の確認申請）、並びに電気事業法第47条・第48条（工事計画）及び第49条・第50条（使用前検査）に係る手続きをいう。</p> <p>(中略)</p> <p>8. 保全の実施</p> <p>(1) 組織は、7.で定めた保全計画に従って保全を実施する。</p> <p>(2) 組織は、保全の実施にあたって、第107条の2による設計管理及び第107条の3による作業管理を実施する。</p> <p>(3) 組織は、保全の結果について記録する。</p> <p>9. 保全の結果の確認・評価</p> <p>(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、系統及び機器の保全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※5までに確認・評価し、記録する。</p> <p>(2) 組織は、原子炉施設の使用を開始するために、所定の機能を発揮しうる状態にあることを検証するため、事業者検査を実施する。</p> <p>(3) 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、保全が実施されていることを、所定の時期※5までに確認・評価し、記録する。</p> <p>※5：所定の時期とは、所定の機能が要求される時又はあらかじめ計画された保全の完了時をいう。</p> <p>10. 不適合管理、是正処置及び未然防止処置</p> <p>(1) 組織は、施設管理の対象となる施設及びプロセスを監視し、以下の a) 及び b) の状態に至らないよう通常と異なる状態を監視・検知し、必要な是正処置を講じるとともに、以下の a)</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
<p>及びb) <u>に至った</u>場合には、不適合管理を行った上で、<u>是正処置</u>を講じる。</p> <p>a) <u>保全</u>を実施した構築物、系統及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</p> <p>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、<u>保全</u>が実施されることが確認・評価できない場合</p> <p><u>(2) 組織は、他の原子力施設の運転経験等の知見を基に、自らの組織で起こり得る問題の影響に照らし、適切な未然防止処置を講じる。</u></p> <p><u>(3) 組織は、(1)及び(2)の活動を第3条に基づき実施する。</u></p> <p>(中略)</p> <p>12. <u>施設管理</u>の有効性評価</p> <p>(1) 組織は、11.の保全の有効性評価の結果及び2.の<u>施設管理目標</u>の達成度から、定期的に<u>施設管理</u>の有効性を評価し、<u>施設管理</u>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。</p> <p>(2) 組織は、<u>施設管理</u>の有効性評価の結果とその根拠及び改善内容について記録する。</p> <p>13. <u>構成管理</u></p> <p>組織は、<u>施設管理</u>を通じ以下の要素間の均衡を維持する。</p> <p><u>(1) 設計要件（第3条7. 2. 1に示す業務・原子炉施設に対する要求事項のうち、「構築物、系統及び機器がどのようなものでなければならないか」という要件を含む第107条の2の設計に対する要求事項をいう。）</u></p> <p><u>(2) 施設構成情報（第3条4. 2. 1に示す文書のうち、「構築物、系統及び機器がどのようなものかを示す図書、情報」をいう。）</u></p> <p><u>(3) 物理的構成（実際の構築物、系統及び機器をいう。）</u></p> <p>14. <u>情報共有</u></p> <p>組織は、<u>保全</u>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共有する。</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
<p><u>(設計管理)</u> <u>第107条の2 組織は、原子炉施設の工事を行う場合、新たな設計又は過去に実施した設計結果の変更該当するかどうかを判断する。</u> <u>2. 組織は、第1項において該当すると判断した場合、次の各号に掲げる要求事項を満たす設計を第3条7.3に従って実施する。</u> <u>(1) 保全の結果の反映及び既設設備への影響の考慮を含む、機能及び性能に関する要求事項</u> <u>(2) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の規定及び原子炉設置（変更）許可申請書の記載事項を含む、適用される法令・規制要求事項</u> <u>(3) 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</u> <u>(4) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項</u> <u>3. 本条における設計管理には、次条に定める作業管理及び第107条の4に定める使用前事業者検査の実施を考慮する。</u></p>	<p>[本文] 十一、発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項 7.個別業務に関する計画の策定及び個別業務の実施 7.3 設計開発 7.3.2 設計開発に用いる情報 (1) 組織は、個別業務等要求事項として設計開発に用いる情報であって、次に掲げるものを明確に定めるとともに、当該情報に係る記録を作成し、これを管理する。 a) 機能及び性能に係る要求事項 b) 従前の類似した設計開発から得られた情報であって、当該設計開発に用いる情報として適用可能なもの c) 関係法令 d) その他設計開発に必要な要求事項</p>	<p>・本変更は、設置許可本文十一号の QMS に係る記載と整合している。</p>
<p><u>(作業管理)</u> <u>第107条の3 組織は、前条の設計管理の結果に従い工事を実施する。</u> <u>2. 組織は、原子炉施設の点検及び工事を行う場合、原子炉施設の安全を確保するため次の事項を考慮した作業管理を行う。</u> <u>(1) 他の原子炉施設及び周辺環境からの影響による作業対象設備の損傷及び劣化の防止</u> <u>(2) 供用中の原子炉施設に対する悪影響の防止</u> <u>(3) 供用開始後の管理上重要な初期データの採取</u> <u>(4) 作業工程の管理</u> <u>(5) 供用開始までの作業対象設備の管理</u> <u>(6) 第6章に基づく放射性廃棄物管理</u> <u>(7) 第7章に基づく放射線管理</u> <u>3. 組織は、原子炉施設の状況を定期的に確認し、偶発故障等の発生も念頭に、設備等が正常な状態から外れ、又は外れる兆候が認められる場合に、適切に正常な状態に回復させることができるよう、本項及び第13条による巡視点検を定期的に行う。</u></p>	<p>(設置許可記載なし)</p>	<p>・保安規定審査基準の記載 <u>「実用炉規則第92条第1項第18号」</u> 発電用原子炉施設の施設管理 1. 施設管理方針、施設管理目標及び施設管理実施計画の策定並びにこれらの評価及び改善について、「原子力事業者等における使用前事業者検査、定期事業者検査、保安のための措置等に係る運用ガイド」(原規規発第1912257号—7 (令和元年12月25日原子力規制委員会決定)) を参考として定められていること。」と保安規定の記載は整合している。</p>
<p><u>(使用前事業者検査の実施)</u> <u>第107条の4 所長は、設計及び工事の計画の認可又は設計及び工事の計画の届出（以下、本条において「設工認」という。）の対象となる原子炉施設について、設置又は変更の工事にあたり、設工認に従って行われたものであること、「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」へ適合することを確認するための使用前事業者検査（以下、本条において「検査」という。）を統括する。</u> <u>2. 安全総括GMは、第4条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設置又は変更の工事を実施した組織とは別の組織の者を、検査実施GMとして指名する。</u></p>	<p>[本文] 十一、発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項 8.評価及び改善 8.2 監視及び測定 8.2.4 機器等の検査等 (1) 組織は、機器等に係る要求事項への適合性を検証するために、個別業務計画に従って、個別業務の実施に係るプロセスの適切な段階において、使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。</p>	<p>・本変更は、設置許可本文十一号の QMS に係る記載と整合している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
<p><u>3. 検査実施GMは、自ら検査実施責任者となるか、第4条に定める保安に関する組織のうち、検査の独立性確保を考慮し、検査実施責任者を指名する。</u></p> <p><u>4. 前項の検査実施責任者は、次の各号を実施する。</u></p> <p><u>(1) 検査の実施体制を構築する。</u></p> <p><u>(2) 検査要領書^{*1}を定め、それを実施する。</u></p> <p><u>(3) 検査対象の原子炉施設が下記の基準に適合していることを判断するために必要な検査項目と、検査項目毎の判定基準を定める。</u></p> <p><u>a) 設工認に従って行われたものであること。</u></p> <p><u>b) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」に適合するものであること。</u></p> <p><u>(4) 検査項目毎の判定結果を踏まえ、検査対象の原子炉施設が前号 a) 及び b) の基準に適合することを最終判断する。</u></p> <p><u>※1：使用前事業者検査を行うにあたっては、あらかじめ、検査の時期、対象、以下に示す方法その他必要な事項を定めた検査要領書を定める。</u></p> <p><u>a) 構造、強度及び漏えいを確認するために十分な方法</u></p> <p><u>b) 機能及び性能を確認するために十分な方法</u></p> <p><u>c) その他設置又は変更の工事がその設計及び工事の計画に従って行われたものであることを確認するために十分な方法</u></p> <p><u>5. 検査実施責任者は検査項目毎の判定業務を検査員に行わせることができる。このとき、検査員として次の各号に掲げる事項のいずれかを満たすものを指名する。</u></p> <p><u>(1) 第4条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設置又は変更の工事を実施した組織とは別の組織の者。</u></p> <p><u>(2) 検査対象となる設置又は変更の工事の調達における供給者のなかで、当該工事を実施した組織とは別の組織の者。</u></p> <p><u>(3) 前号に掲げる供給者とは別の、当該検査業務に係る役務の供給者。</u></p> <p><u>6. 検査実施責任者は、検査内容及び検査対象設備の重要度に応じて、検査実施責任者及び前項に規定する検査員の立会頻度を定め、それを実施する。</u></p> <p><u>7. 各GMは、第3項及び第4項に係る事項について、次の各号を実施する。</u></p> <p><u>(1) 検査業務に係る役務を調達する場合、当該役務の供給者に対して管理を行う。</u></p> <p><u>(2) 検査に係る記録の管理を行う。</u></p> <p><u>(3) 検査に係る要員の教育訓練を行う。</u></p>	<p>(2) 組織は、使用前事業者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 組織は、プロセスの次の段階に進むことの承認を行った要員を特定することができる記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 組織は、個別業務計画に基づく使用前事業者検査等又は自主検査等を支障なく完了するまでは、プロセスの次の段階に進むことの承認をしない。ただし、当該承認の権限を持つ要員が、個別業務計画に定める手順により特に承認をする場合は、この限りでない。</p> <p>(5) 組織は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の独立性（使用前事業者検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する部門に属する要員と部門を異にする要員とすることその他の方法により、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないことをいう。）を確保する。</p> <p>(6) 組織は、保安活動の重要度に応じて、自主検査等の独立性（自主検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する部門に属する要員と必要に応じて部門を異にする要員とすることその他の方法により、自主検査等の中立性及び信頼性が損なわれないことをいう。）を確保する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明
<p><u>(定期事業者検査の実施)</u> <u>第107条の5 所長は、原子炉施設が「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」に適合するものであることを定期に確認するための定期事業者検査（以下、本条において「検査」という。）を統括する。</u> <u>2. 安全総括GMは、第4条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設備を所管又は点検を実施した組織とは別の組織の者を、検査実施GMとして指名する。</u> <u>3. 検査実施GMは、自ら検査実施責任者となるか、第4条に定める保安に関する組織のうち、検査の独立性確保を考慮し、検査実施責任者を指名する。</u> <u>4. 前項の検査実施責任者は、次の各号を実施する。</u> <u>(1) 検査の実施体制を構築する。</u> <u>(2) 検査要領書^{※1}を定め、それを実施する。</u> <u>(3) 検査対象の原子炉施設が「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」に適合するものであることを判断するために必要な検査項目と、検査項目毎の判定基準を定める。</u> <u>(4) 検査項目毎の判定結果を踏まえ、検査対象の原子炉施設が前号の基準に適合することを最終判断する。</u> <u>※1：各プラントの特徴に応じ、検査の時期、対象、以下に示す方法その他必要な事項を定めた検査要領書を定める。</u> <u>(1) 開放、分解、非破壊検査その他の各部の損傷、変形、摩耗及び異常の発生状況を確認するために十分な方法</u> <u>(2) 試運転その他の機能及び作動の状況を確認するために十分な方法</u> <u>(3) (1)(2)による方法のほか、技術基準に適合している状態を維持するかどうかを判定する方法で行うものとする。</u> <u>5. 検査実施責任者は検査項目毎の判定業務を検査員に行わせることができる。このとき、検査員として次の各号に掲げる事項のいずれかを満たすものを指名する。</u> <u>(1) 第4条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設備の設備管理部署とは別の組織の者。</u> <u>(2) 検査対象となる設備の工事又は点検の調達における供給者のなかで、当該工事又は点検を実施する組織とは別の組織の者。</u> <u>(3) 前号に掲げる供給者とは別の、当該検査業務に係る役務の供給者。</u> <u>6. 検査実施責任者は、検査内容及び検査対象設備の重要度に応じて、検査実施責任者及び前項に規定する検査員の立会頻度を定め、それを実施する。</u> <u>7. 各GMは、第3項及び第4項に係る事項について、次の各号を実施する。</u> <u>(1) 検査業務に係る役務を調達する場合、当該役務の供給者に対して管理を行う。</u> <u>(2) 検査に係る記録の管理を行う。</u> <u>(3) 検査に係る要員の教育訓練を行う。</u></p>	<p>[本文] 十一、発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項 8.評価及び改善 8.2 監視及び測定 8.2.4 機器等の検査等 (1) 組織は、機器等に係る要求事項への適合性を検証するために、個別業務計画に従って、個別業務の実施に係るプロセスの適切な段階において、使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。 (2) 組織は、使用前事業者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、これを管理する。 (3) 組織は、プロセスの次の段階に進むことの承認を行った要員を特定することができる記録を作成し、これを管理する。 (4) 組織は、個別業務計画に基づく使用前事業者検査等又は自主検査等を支障なく完了するまでは、プロセスの次の段階に進むことの承認をしない。ただし、当該承認の権限を持つ要員が、個別業務計画に定める手順により特に承認をする場合は、この限りでない。 (5) 組織は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の独立性（使用前事業者検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する部門に属する要員と部門を異にする要員とすることその他の方法により、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないことをいう。）を確保する。 (6) 組織は、保安活動の重要度に応じて、自主検査等の独立性（自主検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する部門に属する要員と必要に応じて部門を異にする要員とすることその他の方法により、自主検査等の中立性及び信頼性が損なわれないことをいう。）を確保する。</p>	<p>・本変更は、設置許可本文十一号の QMS に係る記載と整合している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）	設置許可記載	設置許可との整合性説明																								
<p>第11章 記録及び報告</p> <p>(記録)</p> <p>第120条 組織は、表120-1及び表120-3に定める保安に関する記録を適正に作成（表120-1の1.の記録を除く。）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。</p> <p>2. 各GMは、表120-2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。</p>	<p>[添付書類八]</p> <p>13.運転保守</p> <p>13.10 記録及び報告</p> <p>原子炉施設の保安管理上必要な記録を作成し、保存するとともに、報告すべき事項について定め、必要な機関に報告を行う。</p>	<p>・本変更は、設置許可の記録に係る記載と整合している。</p>																								
<p>表120-1</p> <table border="1" data-bbox="203 587 925 1442"> <thead> <tr> <th data-bbox="203 587 506 647">記録（実用炉規則第67条に基づく記録）</th> <th data-bbox="506 587 645 647">記録すべき場合※1</th> <th data-bbox="645 587 925 647">保存期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="203 647 506 751">1. 使用前確認の結果</td> <td data-bbox="506 647 645 751">確認の都度</td> <td data-bbox="645 647 925 751">同一事項に関する次の確認の時までの期間</td> </tr> <tr> <td colspan="3" data-bbox="203 751 925 788">(中略)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="203 788 506 900">3. 保全の結果（安全上重要な機器及び構造物は除く）及びその担当者の氏名</td> <td data-bbox="506 788 645 900">実施の都度</td> <td data-bbox="645 788 925 900">保全を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="203 900 506 1086">4. 安全上重要な機器及び構造物の保全の結果（法令に基づく必要な手続きの有無及びその内容を含む※3）及びその担当者の氏名</td> <td data-bbox="506 900 645 1086">実施の都度</td> <td data-bbox="645 900 925 1086">保全を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="203 1086 506 1195">5. 保全の結果の確認・評価及びその担当者の氏名</td> <td data-bbox="506 1086 645 1195">実施の都度</td> <td data-bbox="645 1086 925 1195">確認・評価を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="203 1195 506 1331">6. 保全の不適合管理、是正処置、未然防止処置及びその担当者の氏名</td> <td data-bbox="506 1195 645 1331">実施の都度</td> <td data-bbox="645 1195 925 1331">不適合管理、是正処置及び未然防止処置を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="203 1331 506 1442">7. 保全の有効性評価、施設管理の有効性評価及びその担当者の氏名</td> <td data-bbox="506 1331 645 1442">評価の都度</td> <td data-bbox="645 1331 925 1442">評価を実施した原子炉施設の施設管理方針、施設管理目標又は施設</td> </tr> </tbody> </table>	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	1. 使用前確認の結果	確認の都度	同一事項に関する次の確認の時までの期間	(中略)			3. 保全の結果（安全上重要な機器及び構造物は除く）及びその担当者の氏名	実施の都度	保全を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間	4. 安全上重要な機器及び構造物の保全の結果（法令に基づく必要な手続きの有無及びその内容を含む※3）及びその担当者の氏名	実施の都度	保全を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間	5. 保全の結果の確認・評価及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又は廃棄した後5年が経過するまでの期間	6. 保全の不適合管理、是正処置、未然防止処置及びその担当者の氏名	実施の都度	不適合管理、是正処置及び未然防止処置を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間	7. 保全の有効性評価、施設管理の有効性評価及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施設管理方針、施設管理目標又は施設		
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																								
1. 使用前確認の結果	確認の都度	同一事項に関する次の確認の時までの期間																								
(中略)																										
3. 保全の結果（安全上重要な機器及び構造物は除く）及びその担当者の氏名	実施の都度	保全を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間																								
4. 安全上重要な機器及び構造物の保全の結果（法令に基づく必要な手続きの有無及びその内容を含む※3）及びその担当者の氏名	実施の都度	保全を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間																								
5. 保全の結果の確認・評価及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又は廃棄した後5年が経過するまでの期間																								
6. 保全の不適合管理、是正処置、未然防止処置及びその担当者の氏名	実施の都度	不適合管理、是正処置及び未然防止処置を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間																								
7. 保全の有効性評価、施設管理の有効性評価及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施設管理方針、施設管理目標又は施設																								

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）			設置許可記載	設置許可との整合性説明
		管理実施計画の改定までの期間		
(中略)				
28. 運転上の制限に関する点検結果及び運転上の制限からの逸脱があった場合に講じた措置	その都度	1年間（ただし、運転上の制限からの逸脱があった場合には5年間）		
(中略)				
(中略)				
<p>※2：法令に基づく必要な手続きとは、原子炉等規制法第43条の3の8（変更の許可及び届出等）、第43条の3の9（設計及び工事の計画の認可）、第43条の3の10（設計及び工事の計画の届出）及び第43条の3の11第3項（使用前事業者検査の確認申請）、並びに電気事業法第47条・第48条（工事計画）及び第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。</p> <p>※3：「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項及び第2項に規定する範囲の警報をいう。</p>				
表120-2				
記録（実用炉規則第14条の3及び第57条に基づく記録）	記録すべき場合	保存期間		
<p>1. 使用前事業者検査の結果</p> <p>(1) 検査年月日</p> <p>(2) 検査の対象</p> <p>(3) 検査の方法</p> <p>(4) 検査の結果</p> <p>(5) 検査を行った者の氏名</p> <p>(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</p> <p>(7) 検査の実施に係る組織</p> <p>(8) 検査の実施に係る工程管理</p> <p>(9) 検査において役務を供給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</p> <p>(10) 検査記録の管理に関する事項</p> <p>(11) 検査に係る教育訓練に関する事項</p>	検査の都度	当該使用前事業者検査に係る発電用原子炉施設の存続する期間		
<p>2. 定期事業者検査の結果</p> <p>(1) 検査年月日</p>	検査の都度	その発電用原子炉		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）		設置許可記載	設置許可との整合性説明
<u>(2) 検査の対象</u> <u>(3) 検査の方法</u> <u>(4) 検査の結果</u> <u>(5) 検査を行った者の氏名</u> <u>(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</u> <u>(7) 検査の実施に係る組織</u> <u>(8) 検査の実施に係る工程管理</u> <u>(9) 検査において役務を供給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</u> <u>(10) 検査記録の管理に関する事項</u> <u>(11) 検査に係る教育訓練に関する事項</u>		施設が廃棄された後5年が経過するまでの期間	
表 1 2 0 - 3 ^{※7}			
記録（実用炉規則 <u>第67条</u> に基づく記録）	記録すべき場合	保存期間	
1. <u>品質マネジメントシステム計画</u> に関する以下の文書			
第3条 <u>品質マネジメントシステム計画</u> の「4.2.1a)～d)」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. <u>品質管理基準規則</u> の要求事項に基づき作成する以下の記録			
（中略）			
<u>(2) 力量及び教育・訓練又はその他の措置</u> について該当する記録	作成の都度	5年	
<u>(3) 業務・原子炉施設</u> のプロセス及びその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録	作成の都度	5年	
<u>(4) 業務・原子炉施設</u> に対する要求事項のレビューの結果の記録、及びそのレビューを受けてとられた処置の記録	作成の都度	5年	
<u>(5) 原子炉施設</u> 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	
（中略）			
<u>(12) プロセスの妥当性確認の結果</u> の記録	作成の都度	5年	
<u>(13) 業務・原子炉施設</u> に関するトレーサビリティの記録	作成の都度	5年	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更に対する設置許可との整合性確認資料

保安規定条文（変更後）			設置許可記載	設置許可との整合性説明
（中略）				
(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、 <u>従前</u> の測定結果の妥当性評価の記録	作成の都 度	5年		
（中略）				
(23) <u>未然防止処置</u> の結果の記録	作成の都 度	5年		
<p>※7：表120-1 <u>又は表120-2</u>を適用する場合は、本表を適用しない。</p>				