

柏崎刈羽原子力発電所第6号機 設計及び工事計画審査資料	
資料番号	KK6 補足-004-2 改0
提出年月日	2023年12月19日

基本設計方針から設工認添付書類及び様式ー1への展開表  
(核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設)

2023年12月

東京電力ホールディングス株式会社

「基本設計方針から設工認添付書類及び様式-1への展開表」【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」, 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置, 構造及び設備の基準に関する規則」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」並びにこれらの解釈による。	用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置, 構造及び設備の基準に関する規則」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」並びにこれらの解釈による。	—	— (用語の定義のみ)
第1章 共通項目 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関の設計条件を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。	第1章 共通項目 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 溢水等, 5. 設備に対する要求 (5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。	—	1. 共通的に適用される設計
第2章 個別項目 1. 燃料取扱設備 燃料体又は使用済燃料 (以下「燃料体等」という。)の取扱設備は, 燃料取替機 (「1, 2, 5, 6 号機共用」 (以下同じ。)), 原子炉建屋クレーン (「1, 2, 5, 6 号機共用」 (以下同じ。)) 及び燃料チャンネル着脱機 (「1, 2, 5, 6 号機共用」 (以下同じ。)) で構成し, 燃料取替機, 原子炉建屋クレーン及び燃料チャンネル着脱機は, 新燃料を原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) に搬入してから原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 外へ搬出するまで, 燃料体等を安全に取り扱うことができる設計とする。	第2章 個別項目 1. 燃料取扱設備 燃料体又は使用済燃料 (以下「燃料体等」という。)の取扱設備は, 燃料取替機 (「1, 2, 5, 6 号機共用」 (以下同じ。)), 原子炉建屋クレーン (「1, 2, 5, 6 号機共用」 (以下同じ。)) 及び燃料チャンネル着脱機 (「1, 2, 5, 6 号機共用」 (以下同じ。)) で構成し, 燃料取替機, 原子炉建屋クレーン及び燃料チャンネル着脱機は, 新燃料を原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) に搬入してから原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 外へ搬出するまで, 燃料体等を安全に取り扱うことができる設計とする。【26条1】	—	— (変更なし)
新燃料は, 原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内に設ける新燃料貯蔵設備から原子炉建屋クレーン及び燃料チャンネル着脱機を介して使用済燃料貯蔵プール (「1, 2, 5, 6 号機共用」 (以下同じ。)) に移し, 燃料取替機により発電用原子炉に装荷できる設計とする。	新燃料は, 原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内に設ける新燃料貯蔵設備から原子炉建屋クレーン及び燃料チャンネル着脱機を介して使用済燃料貯蔵プール (「 <u>設計基準対象施設としてのみ</u> 1, 2, 5, 6 号機共用」 (以下同じ。)) に移し, 燃料取替機により発電用原子炉に装荷できる設計とする。【26条2】	—	— (記載追加のみ, 変更なし)
また, 燃料の取替えは, 原子炉上部の原子炉ウェルに水を張り, 水中で燃料取替機により行うことができる設計とする。	また, 燃料の取替えは, 原子炉上部の原子炉ウェルに水を張り, 水中で燃料取替機により行うことができる設計とする。【26条3】	—	— (変更なし)
使用済燃料は, 遮蔽に必要な水深を確保した状態で, 燃料取替機により水中移送し, 原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内の使用済燃料貯蔵プールの使用済燃料貯蔵ラック (「1, 2, 5, 6 号機共用」 (以下同じ。)) に貯蔵できる設計とする。	使用済燃料は, 遮蔽に必要な水深を確保した状態で, 燃料取替機により水中移送し, 原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内の使用済燃料貯蔵プールの使用済燃料貯蔵ラック (「 <u>設計基準対象施設としてのみ</u> 1, 2, 5, 6 号機共用」 (以下同じ。)) に貯蔵できる設計とする。【26条4】	—	— (記載追加のみ, 変更なし)
使用済燃料の発電所外への搬出には, 使用済燃料輸送容器を使用する。使用済燃料はキャスクピット (1, 2, 5, 6 号機共用) で使用済燃料輸送容器に収納し, キャスク除染設備で使用済燃料輸送容器の除染を行	使用済燃料の発電所外への搬出には, 使用済燃料輸送容器を使用する。使用済燃料はキャスクピット (「 <u>設計基準対象施設としてのみ</u> 1, 2, 5, 6 号機共用」 (以下同じ。)) で使用済燃料輸送容器に収納し, キャスク除	—	— (記載追加のみ, 変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
い発電所外へ搬出する。	染設備で使用済燃料輸送容器の除染を行い発電所外へ搬出する。【26条5】		
燃料取替機及び燃料チャンネル着脱機は、燃料体等を一体ずつ取り扱う構造とすることにより、臨界を防止する設計とし、燃料体等の検査等を行う際に水面に近づいた状態であっても、燃料体等からの放射線の遮蔽に必要な水深を確保できる設計とする。 原子炉建屋クレーンは、未臨界性を確保した容器に収納して吊り上げる場合を除き、燃料体等を取り扱う場合は、一体ずつ取り扱う構造とし、臨界を防止する設計とする。	燃料取替機及び燃料チャンネル着脱機は、燃料体等を一体ずつ取り扱う構造とすることにより、臨界を防止する設計とし、燃料体等の検査等を行う際に水面に近づいた状態であっても、燃料体等からの放射線の遮蔽に必要な水深を確保できる設計とする。 原子炉建屋クレーンは、未臨界性を確保した容器に収納して吊り上げる場合を除き、燃料体等を取り扱う場合は、一体ずつ取り扱う構造とし、臨界を防止する設計とする。【26条6】	—	— (変更なし)
燃料取替機は、燃料体等の発電用原子炉から使用済燃料貯蔵プールへの移送操作、使用済燃料貯蔵プールから発電用原子炉への移送操作、使用済燃料輸送容器への収納操作等をすべて水中で行うことで、崩壊熱により燃料体等が溶融せず、燃料体等からの放射線に対して、適切な遮蔽能力を有する設計とする。	燃料取替機は、燃料体等の発電用原子炉から使用済燃料貯蔵プールへの移送操作、使用済燃料貯蔵プールから発電用原子炉への移送操作、使用済燃料輸送容器への収納操作等をすべて水中で行うことで、崩壊熱により燃料体等が溶融せず、燃料体等からの放射線に対して、適切な遮蔽能力を有する設計とする。【26条7】	—	— (変更なし)
燃料チャンネル着脱機は、燃料体等の検査等のための昇降操作等をすべて水中で行うことで、崩壊熱により燃料体等が溶融せず、燃料体等からの放射線に対して、適切な遮蔽能力を有する設計とする。	燃料チャンネル着脱機は、燃料体等の検査等のための昇降操作等をすべて水中で行うことで、崩壊熱により燃料体等が溶融せず、燃料体等からの放射線に対して、適切な遮蔽能力を有する設計とする。【26条8】	—	— (変更なし)
燃料取替機の燃料把握機は、昇降を安全かつ確実に行うため、定格荷重を保持でき、必要な安全率を有するワイヤロープの二重化、フック部の外れ止めを有し、グラップルには機械的インターロックを設ける設計とする。	燃料取替機の燃料把握機は、昇降を安全かつ確実に行うため、定格荷重を保持でき、必要な安全率を有するワイヤロープの二重化、フック部の外れ止めを有し、グラップルには機械的インターロックを設ける設計とする。【26条9】	—	— (変更なし)
原子炉建屋クレーンは、フック部の外れ止めを有し、使用済燃料輸送容器等を取り扱う主巻フックは、定格荷重を保持でき、必要な安全率を有するワイヤロープを二重化することにより、燃料体等の重量物取扱中に落下を防止できる設計とする。	原子炉建屋クレーンは、フック部の外れ止めを有し、使用済燃料輸送容器等を取り扱う主巻フックは、定格荷重を保持でき、必要な安全率を有するワイヤロープを二重化することにより、燃料体等の重量物取扱中に落下を防止できる設計とする。また、想定される使用済燃料貯蔵プール内への落下物によって使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等が破損しないことを計算により確認する。【26条12】	VI-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書 5. 使用済燃料貯蔵プール内への落下物による使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等への影響評価 5.4 評価結果	3. 重量物の落下防止設計
なお、ワイヤロープ及びフックは、それぞれクレーン構造規格、クレーン等安全規則の規定を満たす安全率を有する設計とする。	なお、ワイヤロープ及びフックは、それぞれクレーン構造規格、クレーン等安全規則の規定を満たす安全率を有する設計とする。【26条13】	—	— (変更なし)
燃料チャンネル着脱機は、下限ストッパによる機械的インターロック及び燃料体等を上部で保持する固定具により燃料体等の使用済燃料貯蔵プール床面への落下を防止できる設計とする。	燃料チャンネル着脱機は、下限ストッパによる機械的インターロック及び燃料体等を上部で保持する固定具により燃料体等の使用済燃料貯蔵プール床面への落下を防止できる設計とする。【26条16】	—	— (変更なし)
燃料取替機は、燃料体等の取扱中に過荷重となった場合に上昇を阻止するインターロックを設けるとともに荷重監視を行うことにより、過荷重による燃料体等の落下を防止できる設計とする。	燃料取替機は、燃料体等の取扱中に過荷重となった場合に上昇を阻止するインターロックを設けるとともに荷重監視を行うことにより、過荷重による燃料体等の落下を防止できる設計とする。【26条10】	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
燃料取替機は、地震時にも転倒することがないように走行レール及び横行レール頭部を抱き込む構造をした脱線防止装置を設ける設計とする。	燃料取替機は、地震時にも転倒することがないように走行レール及び横行レール頭部を抱き込む構造をした脱線防止装置を設ける設計とする。【26条11】	VI-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書 2. 基本方針 3. 燃料取扱設備における燃料集合体の落下防止対策 3.1 燃料取替機  VI-2-11-2-5 燃料取替機の耐震性についての計算書	3. 重量物の落下防止設計  「原子炉冷却系統施設」の様式-1 4. 地震による損傷防止に関する設計 4.8 申請設備の耐震設計
原子炉建屋クレーンは、地震時にも転倒することがないように走行方向及び横行方向に対して、クレーン本体等の浮上り量を考慮し、脱線防止装置を設けることで、クレーン本体等の車輪がレール上から落下しない設計とする。	原子炉建屋クレーンは、地震時にも転倒することがないように走行方向及び横行方向に対して、クレーン本体等の浮上り量を考慮し、脱線防止装置を設けることで、クレーン本体等の車輪がレール上から落下しない設計とする。【26条14】	VI-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書 2. 基本方針 3. 燃料取扱設備における燃料集合体の落下防止対策 3.2 原子炉建屋クレーン  VI-2-11-2-4 原子炉建屋クレーンの耐震性についての計算書	3. 重量物の落下防止設計  「原子炉冷却系統施設」の様式-1 4. 地震による損傷防止に関する設計 4.8 申請設備の耐震設計
また、原子炉建屋クレーンは、使用済燃料輸送容器等の重量物を吊った状態では、使用済燃料貯蔵ラック上を通過できないようにインターロックを設ける設計とする。	また、原子炉建屋クレーンは、使用済燃料輸送容器等の重量物を吊った状態では、使用済燃料貯蔵ラック上を通過できないようにインターロックを設ける設計とする。【26条15】	—	— (変更なし)
使用済燃料を収納する使用済燃料輸送容器（1号機設備、1,2,3,4,5,6,7号機共用）は、取扱中における衝撃、熱、その他の容器に加わる負荷に耐え、容易かつ安全に取り扱うことができる設計とする。また、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、亀裂、破損等が生じない設計とする。さらに、理論的若しくは適切な試験等により所定の機能を満足できる設計とする。 使用済燃料輸送容器（1号機設備、1,2,3,4,5,6,7号機共用）は、内部に使用済燃料が収納された場合に、放射線障害を防止するため、その容器表面の線量当量率が2mSv/h以下及び容器表面から1mの点における線量当量率が100μSv/h以下となるよう、収納される使用済燃料の放射能強度を考慮して十分な遮蔽を行うことができる設計とする。	使用済燃料を収納する使用済燃料輸送容器（1号機設備、1,2,3,4,5,6,7号機共用）は、取扱中における衝撃、熱、その他の容器に加わる負荷に耐え、容易かつ安全に取り扱うことができる設計とする。また、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、亀裂、破損等が生じない設計とする。さらに、理論的若しくは適切な試験等により所定の機能を満足できる設計とする。 使用済燃料輸送容器（1号機設備、1,2,3,4,5,6,7号機共用）は、内部に使用済燃料が収納された場合に、放射線障害を防止するため、その容器表面の線量当量率が2mSv/h以下及び容器表面から1mの点における線量当量率が100μSv/h以下となるよう、収納される使用済燃料の放射能強度を考慮して十分な遮蔽を行うことができる設計とする。【26条17】	—	— (変更なし)
燃料取替機の燃料把握機は、空気作動式とし、燃料体等をつかんだ状態で圧縮空気が喪失した場合にも、つかんだ状態を保持し、燃料体等が外れない設計とする。	燃料取替機の燃料把握機は、空気作動式とし、燃料体等をつかんだ状態で圧縮空気が喪失した場合にも、つかんだ状態を保持し、燃料体等が外れない設計とする。【26条18】	—	— (変更なし)
燃料取替機、原子炉建屋クレーン及び燃料チャンネル	燃料取替機、原子炉建屋クレーン及び燃料チャンネル	—	—

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
ル着脱機は、動力電源喪失時に電磁ブレーキによる保持機能により、燃料体等の落下を防止できる設計とする。	ル着脱機は、動力電源喪失時に電磁ブレーキによる保持機能により、燃料体等の落下を防止できる設計とする。【26条19】		(変更なし)
2. 燃料貯蔵設備 燃料体等を貯蔵する設備として、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵プールを設ける設計とする。	2. 燃料貯蔵設備 燃料体等を貯蔵する設備として、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵プールを設ける設計とする。【26条20】	—	— (変更なし)
新燃料貯蔵設備は、通常時の燃料取替を考慮し、適切な貯蔵能力を有し、全炉心燃料の約30%を収納できる設計とする。	新燃料貯蔵設備は、通常時の燃料取替を考慮し、適切な貯蔵能力を有し、全炉心燃料の約30%を収納できる設計とする。【26条27】	—	— (変更なし)
使用済燃料貯蔵プールは、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いができるスペースを確保した設計とする。なお、通常運転中、全炉心の燃料体等を貯蔵できる容量を確保できる設計とする。	使用済燃料貯蔵プールは、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いができるスペースを確保した設計とする。なお、通常運転中、全炉心の燃料体等を貯蔵できる容量を確保できる設計とする。【26条28】	—	— (変更なし)
燃料体等の貯蔵設備は、燃料取扱者以外の者がみだりに立ち入らないよう、フェンス等により立入を制限できる設計とする。	燃料体等の貯蔵設備は、燃料取扱者以外の者がみだりに立ち入らないよう、フェンス等により立入を制限できる設計とする。【26条52】	—	— (変更なし)
新燃料貯蔵設備は、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の独立した区画に設け、新燃料を新燃料貯蔵ラックで貯蔵できる設計とする。 新燃料貯蔵設備は、鉄筋コンクリート造とし、想定されるいかなる状態においても新燃料が臨界に達することのない設計とする。 新燃料は、乾燥状態で保管し、堅固な構造のラックに垂直に入れ、新燃料貯蔵設備には水が充満するのを防止するための排水口を設ける設計とする。	新燃料貯蔵設備は、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内の独立した区画に設け、新燃料を新燃料貯蔵ラックで貯蔵できる設計とする。 新燃料貯蔵設備は、鉄筋コンクリート造とし、想定されるいかなる状態においても新燃料が臨界に達することのない設計とする。 新燃料は、乾燥状態で保管し、堅固な構造のラックに垂直に入れ、新燃料貯蔵設備には水が充満するのを防止するための排水口を設ける設計とする。【26条21】	—	— (変更なし)
新燃料貯蔵設備に設置する新燃料貯蔵ラックは、貯蔵燃料の臨界を防止するために必要な燃料間距離を保持し、たとえ新燃料を貯蔵容量最大で貯蔵した状態で、万一新燃料貯蔵設備が水で満たされるといふ厳しい状態を仮定しても、実効増倍率を0.95以下に保つ設計とする。	新燃料貯蔵設備に設置する新燃料貯蔵ラックは、貯蔵燃料の臨界を防止するために必要な燃料間距離を保持し、たとえ新燃料を貯蔵容量最大で貯蔵した状態で、万一新燃料貯蔵設備が水で満たされるといふ厳しい状態を仮定しても、実効増倍率を0.95以下に保つ設計とする。【26条22】	—	— (変更なし)
使用済燃料貯蔵プールは、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に設け、燃料体等を水中の使用済燃料貯蔵ラックに垂直に一体ずつ入れて貯蔵し、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、かつ使用済燃料貯蔵プール水温及び使用済燃料貯蔵ラック内燃料貯蔵位置等について、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できる設計とする。	使用済燃料貯蔵プールは、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内に設け、燃料体等を水中の使用済燃料貯蔵ラックに垂直に一体ずつ入れて貯蔵し、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、かつ使用済燃料貯蔵プール水温及び使用済燃料貯蔵ラック内燃料貯蔵位置等について、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できる設計とする。【26条23】	—	— (変更なし)
使用済燃料貯蔵プールは、鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼内張りの水槽であり、使用済燃料貯蔵プー	使用済燃料貯蔵プールは、鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼内張りの水槽であり、使用済燃料貯蔵プー	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
ルからの放射性物質を含む水があふれ、又は漏れない構造とする。	ルからの放射性物質を含む水があふれ、又は漏れない構造とする。【26条30】		
使用済燃料貯蔵プール内の壁面及び底部は、コンクリート壁による遮蔽を施すとともに、燃料体等の上部には十分な遮蔽効果を有する水深を確保することにより、燃料体等からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有し、放射線業務従事者の被ばくを低減する設計とする。	使用済燃料貯蔵プール内の壁面及び底部は、コンクリート壁による遮蔽を施すとともに、燃料体等の上部には十分な遮蔽効果を有する水深を確保することにより、燃料体等からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有し、放射線業務従事者の被ばくを低減する設計とする。【26条32】	—	— (変更なし)
万一、使用済燃料貯蔵プールからの水の漏えいが発生し、かつ、使用済燃料貯蔵プール水の補給に復水貯蔵槽の水が使用できない場合には、残留熱除去系を用いてサプレッションチェンバのプール水を補給できる設計とする。	万一、使用済燃料貯蔵プールからの水の漏えいが発生し、かつ、使用済燃料貯蔵プール水の補給に復水貯蔵槽の水が使用できない場合には、残留熱除去系を用いてサプレッションチェンバのプール水を補給できる設計とする。【26条33】	—	— (変更なし)
使用済燃料貯蔵プールは、内面にステンレス鋼内張りを施設することにより、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下及び重量物の落下により機能を失うような損傷が生じない設計とする。	使用済燃料貯蔵プールは、内面にステンレス鋼内張りを施設することにより、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下及び重量物の落下により機能を失うような損傷が生じない設計とする。【26条35】	—	— (変更なし)
燃料体等の落下に関しては、模擬燃料体の気中落下試験（以下「落下試験」という。）での最大減肉量を考慮しても使用済燃料貯蔵プールの機能が損なわれない厚さ以上のステンレス鋼内張りを施設する。なお、使用済燃料輸送容器等に使用済燃料を収納する場合は、落下試験での落下高さを超えるため、水の浮力を考慮することにより落下試験時の落下エネルギーを下回ることを確認する。	燃料体等の落下に関しては、模擬燃料体の気中落下試験（以下「落下試験」という。）での最大減肉量を考慮しても使用済燃料貯蔵プールの機能が損なわれない厚さ以上のステンレス鋼内張りを施設する。なお、使用済燃料輸送容器等に使用済燃料を収納する場合は、落下試験での落下高さを超えるため、水の浮力を考慮することにより落下試験時の落下エネルギーを下回ることを確認する。【26条36】	—	— (変更なし)
	重量物の落下に関しては、使用済燃料貯蔵プール周辺の状況、現場における作業実績、図面等にて確認することにより、落下時のエネルギーを評価し、落下試験時の燃料体等の落下エネルギー以上となる設備等に対しては、以下のとおり適切な落下防止対策を施し、使用済燃料貯蔵プールの機能を維持する設計とする。【26条37】	VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） VI-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書 4. 使用済燃料貯蔵プール周辺設備等の重量物の落下防止対策 4.2 落下防止対策の検討	3. 重量物の落下防止設計
	・使用済燃料貯蔵プールからの離隔を確保できる重量物については、使用済燃料貯蔵プールへ落下するおそれがないよう、転倒等を仮定しても使用済燃料貯蔵プールに届かない距離に設置する。また、転倒防止のため床面や壁面へ固定する。【26条38】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	・原子炉建屋クレーンは、使用済燃料貯蔵ラック上を使用済燃料輸送容器等重量物を吊った状態で通過できないように可動範囲を制限するインターロックを設ける設計とする。【26条39】	VI-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書	3. 重量物の落下防止設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		3. 燃料取扱設備における燃料集合体の落下防止対策 3.2 原子炉建屋クレーン	
	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の屋根を支持する屋根トラスは、基準地震動S<sub>s</sub>に対する発生応力が終局耐力を超えず、使用済燃料貯蔵プール内に落下しない設計とする。また、屋根については鋼板（デッキプレート）の上に鉄筋コンクリート造の床を設けた構造とし、地震による剥落のない構造とする。また、原子炉建屋オペレーティングフロアの床面より上部を構成する壁は、鉄筋コンクリート造の耐震壁であり、原子炉建屋オペレーティングフロアの床面より下部の耐震壁と合わせて基準地震動S<sub>s</sub>に対して使用済燃料貯蔵プール内に落下しない設計とする。【26条40】【26条41】【26条42】</li> </ul>	VI-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書 4. 使用済燃料貯蔵プール周辺設備等の重量物の落下防止対策 4.3 落下防止対策の設計	3. 重量物の落下防止設計
	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは、基準地震動S<sub>s</sub>による地震荷重に対し、燃料取替機本体及び原子炉建屋クレーン本体の健全性評価及び転倒落下防止評価を行い、使用済燃料貯蔵プールへの落下物とならない設計とする。【26条43】【26条47】</li> </ul>	—	— (冒頭宣言)
	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料取替機本体及び原子炉建屋クレーン本体の健全性評価においては、想定される使用条件において評価が保守的になるよう吊荷の条件を考慮し、地震時の各部発生応力が許容応力以下となる設計とする。【26条44】【26条48】</li> </ul>	VI-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書 4. 使用済燃料貯蔵プール周辺設備等の重量物の落下防止対策 4.3 落下防止対策の設計  VI-2-11-2-4 原子炉建屋クレーンの耐震性についての計算書 VI-2-11-2-5 燃料取替機の耐震性についての計算書	3. 重量物の落下防止設計  「原子炉冷却系統施設」の様式-1 4. 地震による損傷防止に関する設計 4.8 申請設備の耐震設計
	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料取替機の転倒落下防止評価においては、走行レール及び横行レール頭部を抱き込む構造をした燃料取替機の脱線防止装置について、想定される使用条件において評価が保守的になるよう吊荷の条件を考慮し、地震時の各部発生応力が許容応力以下となる設計とする。【26条45】</li> </ul>	VI-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書 4. 使用済燃料貯蔵プール周辺設備等の重量物の落下防止対策 4.3 落下防止対策の設計	3. 重量物の落下防止設計
	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料取替機の走行レール及び横行レールの健全性評価においては、想定される使用条件において、地震時の発生応力が許容応力以下となる設計とする。【26条46】</li> </ul>	VI-2-11-2-5 燃料取替機の耐震性についての計算書	「原子炉冷却系統施設」の様式-1 4. 地震による損傷防止に関する設計 4.8 申請設備の耐震設計
	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋クレーンの転倒落下防止評価においては、走行方向及び横行方向に浮上り代を設けた構造をした原子炉建屋クレーンの脱線防止装置につい</li> </ul>	VI-2-11-2-4 原子炉建屋クレーンの耐震性についての計算書	「原子炉冷却系統施設」の様式-1 4. 地震による損傷防止に関する設計 4.8 申請設備の耐震設計







基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
表示ランプの点灯，ブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。	用済燃料貯蔵プール水温高又は使用済燃料貯蔵プール水位低)を発信する装置を設けるとともに，表示ランプの点灯，ブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。【47条6】	明書(核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設) VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 4. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲	
	重大事故等時に使用済燃料貯蔵プールの監視設備として，使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)を設け，想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。【69条30-1】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設) VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成 3.1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の計測 4. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲  使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置の検出器の取付箇所を明示した図面 3.1 使用済燃料貯蔵設備	4. 使用済燃料貯蔵プール監視の設計
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ(個数1)は，想定される重大事故等時において赤外線機能により使用済燃料貯蔵プールの状態を監視できる設計とする。【69条31】	VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成 3.1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の計測	4. 使用済燃料貯蔵プール監視の設計
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)は，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)は，所内蓄電式直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。 使用済燃料貯蔵プール監視カメラは，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。【69条33-1】【69条34】【69条35-1】	VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成	4. 使用済燃料貯蔵プール監視の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラの耐環境性向上のため、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置（個数1、容量141.5L/min以上）を設ける設計とする。 【69条32】【73条6】	VI-1-1-5-別添2 設定根拠に関する説明書（別添） VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成 3.1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の計測	4. 使用済燃料貯蔵プール監視の設計
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。【69条35-2】	VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成 3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成	4. 使用済燃料貯蔵プール監視の設計
	重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして、使用済燃料貯蔵プールの監視に必要なパラメータを計測する装置を設ける設計とする。【73条2-1】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の検出器の取付箇所を明示した図面 3.1 使用済燃料貯蔵設備	4. 使用済燃料貯蔵プール監視の設計
	重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する設計とする。【73条1-1】 重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとし、計測する装置は「表1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の主要設備リスト」の「使用済燃料貯蔵設備 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置」に示す重大事故等対処設備の他、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（個数1）とする。【73条5】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の検出器の取付箇所を明示した図面 3.1 使用済燃料貯蔵設備	4. 使用済燃料貯蔵プール監視の設計
	炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置は、設計基準事故等に想定される変動範囲の最大値を考慮し、適	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵	4. 使用済燃料貯蔵プール監視の設計 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 11. 健全性に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	切に対応するための計測範囲を有する設計とする。また、 <u>重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要な使用済燃料貯蔵プールの監視のパラメータの計測が困難となった場合に、代替パラメータにより推定ができる設計とする。【73条8-1】</u>	施設) VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成 3.1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の計測 4. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲  VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設  <下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応	<下線部> —
	また、重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（計測可能範囲）を明確にするとともに、パラメータの計測が困難となった場合の代替パラメータによる推定等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定めて管理する。【73条9-1】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	使用済燃料貯蔵プールの監視で想定される重大事故等の対応に必要なパラメータは、計測又は監視できる設計とする。また、計測結果は中央制御室に指示又は表示し、記録できる設計とする。 重大事故等の対応に必要なパラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）（「6号機設備」，「7号機設備，6,7号機共用，5号機に設置」）のうち緊急時対策支援システム伝送装置にて電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないようにするとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。【73条14-3】【73条15-3】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成 3.1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の計測 3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示、記録及び保存 3.2.1 計測結果の指示又は表示 3.2.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存	4. 使用済燃料貯蔵プール監視の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置の電源は、非常用ディーゼル発電設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内蓄電式直流電源設備又は可搬型直流電源設備を使用できる設計とする。【73条 10-1】	VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成 3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成	4. 使用済燃料貯蔵プール監視の設計
	また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置のうち特に重要なパラメータとして、温度及び水位に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、流量（注水量）等の計測用として測定時の故障を想定した予備1個含む1セット24個（予備24個（7号機設備、6,7号機共用、5号機に保管））（計測制御系統施設の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備として兼用（以下同じ。）により計測できる設計とし、これらを保管する設計とする。 なお、可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。【73条 11-1】【73条 12-1】【73条 13-1】	VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成 3.1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の計測 4. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲  <下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応	4. 使用済燃料貯蔵プール監視の設計  <下線部>  —
4. 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 4.1 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料貯蔵プール水の冷却 使用済燃料貯蔵プールは、燃料プール冷却浄化系ポンプ、燃料プール冷却浄化系熱交換器、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器等で構成する燃料プール冷却浄化系（「1,2,5,6号機共用」（以下同じ。））を設け、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、使用済燃料からの崩壊熱を除去するとともに、使用済燃料貯蔵プール水を浄化できる設計とする。また、補給水ラインを設け、使用済燃料貯蔵プール水の補給が可能な設計とする。	4. 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 4.1 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料貯蔵プール水の冷却 使用済燃料貯蔵プールは、燃料プール冷却浄化系ポンプ、燃料プール冷却浄化系熱交換器、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器等で構成する燃料プール冷却浄化系（「 <u>設計基準対象施設としてのみ</u> 1,2,5,6号機共用」（以下同じ。））を設け、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、使用済燃料からの崩壊熱を除去するとともに、使用済燃料貯蔵プール水を浄化できる設計とする。また、補給水ラインを設け、使用済燃料貯蔵プール水の補給が可能な設計とする。【26条 24】	—	—  (記載追加のみ、変更なし)
さらに、全炉心燃料を使用済燃料貯蔵プールに取り出した場合や燃料プール冷却浄化系で使用済燃料貯蔵プール水の冷却ができない場合は、残留熱除去系（燃料プール冷却モード）を用いて使用済燃料からの崩壊熱を除去できる設計とする。	さらに、全炉心燃料を使用済燃料貯蔵プールに取り出した場合や燃料プール冷却浄化系で使用済燃料貯蔵プール水の冷却ができない場合は、残留熱除去系（燃料プール冷却モード）を用いて使用済燃料からの崩壊熱を除去できる設計とする。【26条 25-1】	—	—  (変更なし)
燃料プール冷却浄化系熱交換器で除去した熱は、原	燃料プール冷却浄化系熱交換器で除去した熱は、原	—	—

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系を経て、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。	子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系を経て、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。【26条 26-1】		(変更なし)
	使用済燃料貯蔵プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための重大事故等対処設備として使用する燃料プール冷却浄化系は、燃料プール冷却浄化系ポンプ、燃料プール冷却浄化系熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、使用済燃料貯蔵プールの水を燃料プール冷却浄化系ポンプにより燃料プール冷却浄化系熱交換器等を経由して循環させることで、使用済燃料貯蔵プールを冷却できる設計とする。【69条 36】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>VI-1-3-2 燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>VI-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</p> <p>4. 燃料プール冷却浄化系</p> <p>VI-1-3-5 使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図</p> <p>3.2.1 燃料プール冷却浄化系</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>3.2.1 燃料プール冷却浄化系</p> <p>構造図</p> <p>3.1 使用済燃料貯蔵設備</p> <p>3.2.1 燃料プール冷却浄化系</p>	<p>2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>5. 使用済燃料貯蔵プール水の小規模漏えい時の機能維持のための設計</p> <p>5.2 臨界防止に関する設計</p> <p>5.3 放射線遮蔽機能維持のための配管設計</p> <p>5.4 代替原子炉補機冷却系を用いた燃料プール冷却浄化系の冷却に関する設計</p> <p>5.4.1 設備仕様に係る設計</p>
	燃料プール冷却浄化系は、非常用ディーゼル発電設備並びに原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系が機能喪失した場合でも、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び代替原子炉補機冷却系を用いて、使用済燃料貯蔵プールを除熱できる設計とする。【69条 37】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>VI-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</p> <p>4. 燃料プール冷却浄化系</p> <p>構造図</p> <p>3.2.1 燃料プール冷却浄化系</p>	<p>5. 使用済燃料貯蔵プール水の小規模漏えい時の機能維持のための設計</p> <p>5.4 代替原子炉補機冷却系を用いた燃料プール冷却浄化系の冷却に関する設計</p> <p>5.4.1 設備仕様に係る設計</p> <p>5.4.2 各機器固有の設計</p>
	燃料プール冷却浄化系の流路として、設計基準対象	要目表	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計



基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	燃料貯蔵プールの水位が低下した場合に、使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として使用する燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水）は、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）（「7号機設備, 6, 7号機共用」(以下同じ。)) 及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（「7号機設備, 6, 7号機共用」(以下同じ。))、又は可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、代替淡水源の水を燃料プール代替注水系配管等を経由して常設スプレイヘッダから使用済燃料貯蔵プールへ注水することにより、使用済燃料貯蔵プールの水位を維持できる設計とする。【69条6】	3. 評価 3.3 評価結果  核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した図面 3.2.2 燃料プール代替注水系  核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図 3.2.2 燃料プール代替注水系  構造図 3.1 使用済燃料貯蔵設備	能維持のための設計 5.1 燃料プール代替注水系の設計 5.1.1 設備仕様に係る設計 5.1.2 各機器固有の設計
	また、使用済燃料貯蔵プールは、使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持した状態において、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水）による冷却及び水位確保により使用済燃料貯蔵プールの機能を維持し、実効増倍率が最も高くなる冠水状態においても実効増倍率は不確定性を含めて0.95以下で臨界を防止できる設計とする。【69条7】	VI-1-3-2 燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書 3. 小規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価	5. 使用済燃料貯蔵プール水の小規模漏えい時の機能維持のための設計 5.2 臨界防止に関する設計
	可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。【69条8】	要目表  VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 5. 使用済燃料貯蔵プール水の小規模漏えい時の機能維持のための設計 5.1 燃料プール代替注水系の設計 5.1.1 設備仕様に係る設計
	可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、想定される重大事故等において、使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な注水流量を有する設計とする。【69条10】	要目表  VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 5. 使用済燃料貯蔵プール水の小規模漏えい時の機能維持のための設計 5.1 燃料プール代替注水系の設計 5.1.1 設備仕様に係る設計
	燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水）の流路として、設計基準対象施設である使用済燃料貯蔵プール及びキャスクピットを重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【69条11】	要目表  VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計



基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		構造図 3.1 使用済燃料貯蔵設備	
	4.2.2 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水 残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料貯蔵プールの冷却機能喪失若しくは残留熱除去系ポンプによる使用済燃料貯蔵プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵プールに接続する配管の破損等により使用済燃料貯蔵プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料貯蔵プールの水位が低下した場合に、使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として使用する燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水）は、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、又は可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により代替淡水源の水をホース等を経由して可搬型スプレイヘッダから使用済燃料貯蔵プールへ注水することにより、使用済燃料貯蔵プールの水位を維持できる設計とする。【69条12】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） VI-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書 3. 評価 3.3 評価結果 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した図面 3.2.2 燃料プール代替注水系 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図 3.2.2 燃料プール代替注水系 構造図 3.1 使用済燃料貯蔵設備	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.3 機能を兼用する機器を含む核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の系統図に関する取りまとめ 5. 使用済燃料貯蔵プール水の小規模漏えい時の機能維持のための設計 5.1 燃料プール代替注水系の設計 5.1.1 設備仕様に係る設計 5.1.2 各機器固有の設計
	また、使用済燃料貯蔵プールは、使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持した状態において、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水）による冷却及び水位確保により使用済燃料貯蔵プールの機能を維持し、実効増倍率が最も高くなる冠水状態においても実効増倍率は不確定性を含めて0.95以下で臨界を防止できる設計とする。【69条13】	VI-1-3-2 燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書 3. 小規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価	5. 使用済燃料貯蔵プール水の小規模漏えい時の機能維持のための設計 5.2 臨界防止に関する設計
	可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。【69条14】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 5. 使用済燃料貯蔵プール水の小規模漏えい時の機能維持のための設計 5.1 燃料プール代替注水系の設計 5.1.1 設備仕様に係る設計
	可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、想定される重大事故等時において、使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な注水流量を有する設計とする。【69条16】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 5. 使用済燃料貯蔵プール水の小規模漏えい時の機能維持のための設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
			能維持のための設計 5.1 燃料プール代替注水系の設計 5.1.1 設備仕様に係る設計
	燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水）の流路として、設計基準対象施設である使用済燃料貯蔵プール及びキャスクピットを重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【69条17】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） 構造図 3.1 使用済燃料貯蔵設備	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計
	4.3 使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ 使用済燃料貯蔵プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備として燃料プール代替注水系を設ける設計とする。【69条2】	—	— (冒頭宣言)
	4.3.1 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ 使用済燃料貯蔵プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として使用する燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ）は、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、代替淡水源の水を燃料プール代替注水系配管等を経由して常設スプレイヘッドから使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等に直接スプレイすることにより、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できるよう、使用済燃料貯蔵プールの全面に向けてスプレイし、使用済燃料貯蔵プール内に貯蔵している燃料体等からの崩壊熱による蒸発量を上回る量をスプレイできる設計とする。【69条18】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） VI-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書 3. 評価 3.3 評価結果 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した図面 3.2.2 燃料プール代替注水系 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図 3.2.2 燃料プール代替注水系 構造図 3.1 使用済燃料貯蔵設備	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.3 機能を兼用する機器を含む核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の系統図に関する取りまとめ 6. 使用済燃料貯蔵プール水の大規模漏えい時の機能維持のための設計 6.1 燃料プール代替注水系の設計 6.1.1 設備仕様に係る設計 6.1.2 各機器固有の設計
	使用済燃料貯蔵プールは、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ）にて、使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体等を冷却し、臨界にならないように配慮したラック形状において、いかなる一様な水密度であっても実効増倍率は不確定性を含めて 0.95 以下で臨界を防	VI-1-3-2 燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書 4. 大規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価	6. 使用済燃料貯蔵プール水の大規模漏えい時の機能維持のための設計 6.2 臨界防止に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	止できる設計とする。【69条19】		
	可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。【69条20】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p>	<p>2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>6. 使用済燃料貯蔵プール水の大規模漏えい時の機能維持のための設計</p> <p>6.1 燃料プール代替注水系の設計</p> <p>6.1.1 設備仕様に係る設計</p>
	燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ）の流路として、設計基準対象施設である使用済燃料貯蔵プール及びキャスクピットを重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【69条22】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>構造図</p> <p>3.1 使用済燃料貯蔵設備</p>	<p>2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>
	<p>4.3.2 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ</p> <p>使用済燃料貯蔵プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として使用する燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ）は、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、又は可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、代替淡水源の水をホース等を経由して可搬型スプレイヘッドから使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等に直接スプレイすることにより、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できるよう使用済燃料貯蔵プールの全面に向けてスプレイし、使用済燃料貯蔵プール内に貯蔵している燃料体等からの崩壊熱による蒸発量を上回る量をスプレイできる設計とする。【69条23】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>VI-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</p> <p>3. 評価</p> <p>3.3 評価結果</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>3.2.2 燃料プール代替注水系</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図</p> <p>3.2.2 燃料プール代替注水系</p> <p>構造図</p> <p>3.1 使用済燃料貯蔵設備</p>	<p>2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>6. 使用済燃料貯蔵プール水の大規模漏えい時の機能維持のための設計</p> <p>6.1 燃料プール代替注水系の設計</p> <p>6.1.1 設備仕様に係る設計</p>
	使用済燃料貯蔵プールは、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ）にて、使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体等を冷却し、臨界にならないように配慮したラック形状において、いかなる一様な水密度であっても実効増倍率は不確定性を含めて 0.95 以下で臨界を	<p>VI-1-3-2 燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書</p> <p>4. 大規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価</p>	<p>6. 使用済燃料貯蔵プール水の大規模漏えい時の機能維持のための設計</p> <p>6.2 臨界防止に関する設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	防止できる設計とする。【69条24】		
	可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。【69条25】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p>	<p>2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>6. 使用済燃料貯蔵プール水の大規模漏えい時の機能維持のための設計</p> <p>6.1 燃料プール代替注水系の設計</p> <p>6.1.1 設備仕様に係る設計</p>
	燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ）の流路として、設計基準対象施設である使用済燃料貯蔵プール及びキャスクピットを重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【69条27】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>構造図</p> <p>3.1 使用済燃料貯蔵設備</p>	<p>2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>
	<p>4.4 発電所外への放射性物質の拡散抑制</p> <p>4.4.1 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>使用済燃料貯蔵プールからの大量の水の漏えい等による使用済燃料貯蔵プールの水位の異常な低下により、使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、燃料損傷時にはできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、原子炉建屋放水設備を設ける設計とする。【69条5】【70条1-1】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>3.2.3 原子炉建屋放水設備</p>	<p>「原子炉格納施設」の様式-1</p> <p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	原子炉建屋放水設備は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）（「7号機設備, 6, 7号機共用」(以下同じ。))により海水を取水し、ホースを経由して放水砲（「7号機設備, 6, 7号機共用」(以下同じ。))から原子炉建屋へ放水することにより、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減できる設計とする。【69条28】【70条3-1】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図</p> <p>3.2.3 原子炉建屋放水設備</p>	<p>2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>「原子炉格納施設」の様式-1</p> <p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。【70条4-1】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p>	<p>「原子炉格納施設」の様式-1</p> <p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
			関する設計
	<p>4.4.2 海洋への拡散抑制</p> <p>使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、海洋拡散抑制設備を設ける設計とする。【70条1-2】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する海洋拡散抑制設備は、汚濁防止膜(「7号機設備, 6,7号機共用, 屋外に保管」(以下同じ。)) (原子炉格納施設の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備として兼用(以下同じ。)), 放射性物質吸着材(「7号機設備, 6,7号機共用, 屋外に保管」(以下同じ。)) (原子炉格納施設の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備として兼用(以下同じ。)) 等で構成し、汚濁防止膜は、汚染水が発電所から海洋に流出する4箇所(北放水口1箇所及び取水口3箇所)に小型船舶(汚濁防止膜設置用)(7号機設備, 6,7号機共用, 屋外に保管)個数1(予備1)(原子炉格納施設の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備として兼用)により設置できる設計とする。【70条6-1】</p>	VI-1-1-5-別添2 設定根拠に関する説明書(別添)	<p>「原子炉格納施設」の様式-1</p> <p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>汚濁防止膜は、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。必要数は、各設置場所に必要幅に対して汚濁防止膜を二重に設置することとし、北放水口側1箇所の設置場所に計14本(高さ約6m, 幅約20m)及び取水口側3箇所の設置場所に計24本(高さ約8m, 幅約20m)の合計38本使用する設計とする。また、予備については、各設置場所に対して2本の計8本を保管することとし、予備を含めた保有数として設置場所4箇所分の合計46本を保管する。【70条8-1】</p>	VI-1-1-5-別添2 設定根拠に関する説明書(別添)	<p>「原子炉格納施設」の様式-1</p> <p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>放射性物質吸着材は、雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう、6号機及び7号機の雨水排水路集水柵に加え、6号機又は7号機雨水排水路集水柵の損傷等により汚染水が敷地に溢れた場合のバックアップとして5号機雨水排水路集水柵とフラップゲート入口3箇所の計6箇所に、網目状の袋に布状の放射性物質吸着材を詰めたもの約1020kg(7号機雨水排水路集水柵), 約1020kg(6号機雨水排水路集水柵), 約510kg(5号機雨水排水路集水柵), 約510kg(フラップゲート1箇所当たり)を使用時に設置できる設計とする。</p> <p>放射性物質吸着材は、各設置場所に必要となる保有量に加え、6号機又は7号機雨水排水路集水柵用の放射性物質吸着材の予備として約1020kgを保管する。</p>	VI-1-1-5-別添2 設定根拠に関する説明書(別添)	<p>「原子炉格納施設」の様式-1</p> <p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	【70条7-1】		
<p>4.5 使用済燃料貯蔵プールの水質維持</p> <p>使用済燃料貯蔵プールは、使用済燃料からの崩壊熱を燃料プール冷却浄化系熱交換器で除去して使用済燃料貯蔵プール水を冷却するとともに、燃料体の被覆が著しく腐食するおそれがないよう燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器で使用済燃料貯蔵プール水をろ過脱塩して、使用済燃料貯蔵プール、原子炉ウエル等の水の純度、透明度を維持できる設計とする。【26条34】</p>	<p>4.5 使用済燃料貯蔵プールの水質維持</p> <p>変更なし</p>	—	— (変更なし)
<p>4.6 使用済燃料貯蔵プール接続配管</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水の漏えいを防止するため、使用済燃料貯蔵プールには排水口を設けない設計とし、使用済燃料貯蔵プールに接続された配管には逆止弁を設け、配管が破損しても、サイフォン現象により、使用済燃料貯蔵プール水が継続的に流出しない設計とする。【26条31】</p>	<p>4.6 使用済燃料貯蔵プール接続配管</p> <p>変更なし</p>	—	— (変更なし)
<p>5. 設備の共用</p> <p>使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む。）、燃料プール冷却浄化系、燃料取替機、原子炉建屋クレーン、燃料チャンネル着脱機は、1号機、2号機、5号機及び6号機で共用とするが、必要な設備容量を確保することで、安全性を損なわない設計とする。【15条19】</p>	<p>5. 設備の共用</p> <p>変更なし</p>	—	— (変更なし)
<p>6. 主要対象設備</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の対象となる主要な設備について、「表1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>6. 主要対象設備</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の対象となる主要な設備について、「表1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の主要設備リスト」に示す。</p> <p>本施設の設備として兼用する場合に主要設備リストに記載されない設備については、「表2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用設備リスト」に示す。</p>	—	— (「設備リスト」による)