

志賀原子力発電所

燃料管理・運搬について

令和2年7月22日

北陸電力株式会社

1. 燃料の検査に係る事項（第 80 条（燃料の検査））

1. 1 燃料集合体外観検査について

第 80 条（燃料の検査）第 1 項は、炉心に継続装荷予定の照射燃料に対する外観検査について定めている。本検査は、燃料集合体の外観検査を実施することにより、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準」という。）第 23 条第 1 項及び第 2 項に係る機能の健全性を確認するものである。

燃料管理を実施する長（設備所管）である燃料炉心課長が、燃料の健全性を確認するなど、燃料管理プロセスとして実施する行為を記載しているが、検査のプロセスは第 2 項にて施設管理条項を引用しているように、第 8 章（施設管理）に基づき実施する。ここで、検査の独立性を考慮した検査実施責任者が判定を実施し、その結果を燃料炉心課長に通知する。

1. 2 シッピング検査条項の削除について

今回、実用発電用原子炉及びその附属設備における発電用原子炉施設保安規定の審査基準の改正により「燃料体に関する定期事業者検査として、装荷予定の照射された燃料のうちから選定したものの健全性に異常のないことを確認すること、燃料使用の可否を判断すること等が定められていること。」と変更された。これを踏まえ、シッピング検査は技術基準適合性の確認を行う定期事業者検査ではないことから、本条項から削除し、第 8 章（施設管理）の実施事項として整理した。なお、従前より、シッピング検査は定期事業者検査と整理していない。

2. 取替炉心の安全性（第 81 条（燃料の取替実施計画））

2. 1 取替炉心の安全性評価項目の追加について

日本電気協会の「取替炉心の安全性確認規程」の改訂（JEAC4211-2018）を反映し、取替炉心毎に確認する安全性評価項目を追加し、10 項目とした。各項目について、サイクルを通して、原子炉設置（変更）許可申請における安全評価時に設定した安全解析の解析入力値又は制限値を満足していることを確認する。

取替炉心の安全性評価項目の内容と目的は以下のとおり。

評価項目	内容及び目的
① 停止余裕	<div data-bbox="507 1518 1465 1630" style="border: 1px solid black; padding: 5px;">当該サイクルの評価結果が、事前の安全評価時に設定した制限値を満足することを確認する。</div> <p>通常運転の低温停止状態から最大反応度値をもつ制御棒 1 本（ABWR の場合は同一の水圧制御ユニットに属する制御棒一組又は 1 本）が引き抜かれた状態における炉心の未臨界度。通常運転時及び異常状態において原子炉の安全停止への移行を確実にするために、制御棒 1 本が引き抜かれた状態でも臨界未満であることを取替炉心設計及びサイクル初期の原子炉起動前における原子炉停止余裕検査により確認する。</p>

評価項目	内容及び目的
② 最小限界出力比	<p data-bbox="507 277 1471 376">当該サイクルの評価結果が、事前の安全評価時に設定した制限値を満足することを確認する。</p> <p data-bbox="507 394 1471 600">通常運転の出力運転時における燃料の限界出力比の最小値。運転時の異常な過渡変化が生じた場合においても、燃料被覆管に過熱が生じない（炉心内の99.9%以上の燃料が沸騰遷移を起こさない）ように、通常運転時の制限値が定められている。この制限値が、異常状態の解析において事象発生前の炉心の初期熱的特性の入力条件として使用される。</p>
③ 燃料棒最大線出力密度	<p data-bbox="507 627 1471 725">当該サイクルの評価結果が、事前の安全評価時に設定した制限値を満足することを確認する。</p> <p data-bbox="507 743 1471 994">通常運転の出力運転時における単位燃料棒長さ当たりの熱出力の最大値。運転時の異常な過渡変化が生じた場合においても、燃料被覆管に過度のひずみが生じない（燃料被覆管の円周方向平均塑性ひずみが1%以下である）ように、通常運転時の制限値が定められている。この制限値が、異常状態の解析において事象発生前の炉心の初期熱的特性の入力条件として使用される。</p>
④ 燃料集合体最高燃焼度	<p data-bbox="507 1021 1471 1120">当該サイクルの評価結果が、事前の安全評価時に設定した制限値を満足することを確認する。</p> <p data-bbox="507 1137 1471 1317">サイクル末期における燃料集合体タイプ毎の燃焼度の最大値。原子炉での燃料の使用状態を十分包含するように設定した燃料集合体最高燃焼度の制限値が、燃料の熱・機械設計解析において入力条件を設定する際に使用される。</p>
⑤ 燃料の出力履歴	<p data-bbox="507 1352 1471 1451">当該サイクルの評価結果が、事前の安全評価時に設定した安全解析の入力値を満足することを確認する。</p> <p data-bbox="507 1469 1471 1630">通常運転の出力運転時における線出力密度をペレット燃焼度の関数として整理したもの。原子炉での燃料の使用状態を十分包含するように設定した設計出力履歴が、燃料棒の熱・機械設計解析において入力条件として使用される。</p>
⑥ 核熱水力安定性 (チャンネル水力学的安定性, 炉心安定性及び 領域安定性)	<p data-bbox="507 1657 1471 1756">当該サイクルの評価結果が、事前の安全評価時に設定した制限値を満足することを確認する。</p> <p data-bbox="507 1774 1471 1881">通常運転の出力運転時における反応度フィードバック及び／又は熱水力学的な振動現象の影響により生じる出力及び／又は流量振動の減幅比。出力運転範囲の中で発生する振動が発振に至らないことを確認する。</p>

評価項目	内容及び目的
⑦ 減速材ボイド係数	<p>当該サイクルの評価結果が、事前の安全評価時に設定した安全解析の入力値を満足することを確認する。</p> <p>通常運転の出力運転時における減速材のボイド率変化に対する反応度の変化割合を示す反応度係数。原子炉での燃料の使用状態を十分包含するように設定した減速材ボイド係数が、異常状態の解析において入力条件として使用される。</p>
⑧ スクラム反応度曲線	<p>当該サイクルの評価結果が、事前の安全評価時に設定した安全解析の入力値を満足すること又は安全解析の入力値を積分したスクラムインデックスを満足することを確認する。</p> <p>通常運転の出力運転時からのスクラムによる出力抑制効果を、制御棒の炉心内への挿入割合と添加反応度の関係で表した曲線。原子炉での燃料の使用状態を十分包含するように設定した設計用スクラム反応度曲線が、異常状態の解析において入力条件として使用される。</p>
⑨ 制御棒の最大反応度値	<p>当該サイクルの評価結果が、事前の安全評価時に設定した安全解析の入力値を満足することを確認する。</p> <p>通常運転（原子炉起動時）において、最大値をもつ制御棒1本が落下した場合に添加される反応度。反応度の異常な添加又は原子炉出力の急激な変化において、炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれないように制限値が定められている。この制限値が、異常状態の解析において入力条件として使用される。</p>
⑩ ほう酸水注入時の実効増倍率	<p>当該サイクルの評価結果が、安全評価時に設定した安全解析の制限値を満足することを確認する。</p> <p>通常運転の出力運転時から制御棒が動作しない場合におけるほう酸水注入系による停止能力。高温待機状態又は高温運転状態から炉心を臨界未満にでき、かつ、高温状態で臨界未満を維持できることを確認する。</p>

2. 2 計算コードの妥当性確認について

第 81 条（燃料の取替実施計画）第 2 項では、**燃料炉心課長は**、取替炉心の安全性評価には「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」こととしている。計算コードの妥当性の確認では、計算コードが取替炉心の特性を適切に取り扱うことができることを確認する。計算コードの妥当性確認は評価結果を担保する上で重要であり、十分な力量を持った要員を含めた体制を構築し、確認を行う。

2. 3 取替炉心の安全性評価及び確認に係る体制について

保安規定第 81 条第 2 項では、**燃料炉心課長は**、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こととしている。また、同第1項では、燃料炉心課長は、その評価及び確認の結果を燃料取替実施計画に含め、原子炉主任技術者の確認を得て所長の承認を得ることとしている。

3. 使用済燃料貯蔵ラックへの収納が適切でない場合の措置（第84条（使用済燃料の貯蔵））

第80条（燃料の検査）から SHIPPING 検査条項を削除したことに伴い、第80条（燃料の検査）第3項にて定める「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、破損燃料格納容器に収納する等の措置を講じる」ことについて、第80条（燃料の検査）第1項の燃料集合体外観検査の結果に限らず適用するよう、第84条（使用済燃料の貯蔵）にも追記した。

4. 運搬について（第78条（新燃料の運搬）、第85条（使用済燃料の運搬）、第86条（放射性固体廃棄物の管理）、第103条（発電所外への運搬））

4. 1 燃料集合体の運搬に係る検査について

核燃料物質等の運搬においては、要求事項への適合性を検証するために、ホールドポイントを適切に設けて、「自主検査等」^{※1}を実施する。

※1：要求事項への適合性を判定するため、原子力事業者等が使用前事業者検査等のほかに自主的に行う、合否判定基準のある検証、妥当性確認、監視測定、試験及びこれらに付随するものをいう。（原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（以下「品管規則」という。）の解釈第19条第3項）

（1）基本的な考え方

核燃料物質等の運搬の主要プロセス・工程を添付ー1～3に示す。新検査制度導入後においては、核燃料物質等の運搬に係る業務プロセスを従来どおり QMS により適切に管理するとともに、原子力安全上の重要度を踏まえ、運搬物に係る要求事項（運搬物に対する技術基準）への適合確認をホールドポイントと位置づけ、自主検査等と整理するとともに、その実施に当たっては、品管規則第48条第6項に基づき、重要度に応じて信頼性を確保する。

なお、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（以下「実用炉規則」という。）第88条第1項に基づく措置の実施状況の運搬前の確認は、運搬に係る業務プロセスにおいて保安のために必要な措置が講じられていることを確認する行為であり、自主検査等としない。

（2）自主検査等の範囲

前項の考え方を踏まえ、自主検査等を具体的に整理した結果を以下に示す。

- ・使用済燃料及び新燃料の事業所外運搬における、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）第59条第1項に基づく発送前検査
- ・使用済燃料の事業所内運搬における、原子炉等規制法第59条第1項に基づく発送前検査に準じて実施する発送前検査相当
- ・事業所外運搬における、核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（以下「外運搬規則」という。）適合検査

4. 2 自主検査等の信頼性確保の考え方

収納物の性状や IAEA 放射性物質安全輸送規則（以下「IAEA 規則」という。）に定められている収納限度・重要度等を踏まえ、放射線障害等の公衆へのリスクに応じて、以下のとおり自主検査等の信頼性を確保する。（添付－4 参照）

（1）独立性確保の考え方

核燃料物質を含む放射線障害等の公衆へのリスクが高い使用済燃料の事業所外（内）運搬における、発送前検査（発送前検査相当）は、**燃料炉心課（使用済燃料を運搬する組織）とは別の組織の者が実施することにより**、組織的独立を確保する。

また、新燃料の事業所外運搬における発送前検査及び事業所外運搬における外運搬規則適合検査については、公衆へのリスクが低いことから、直接の工事担当者からの独立又は発注者と受注者の関係による独立を確保する。

（2）記録の信頼性確保の考え方

事業所外（内）運搬における発送前検査（発送前検査相当）及び事業所外運搬における外運搬規則適合検査において、立会わない範囲の記録を用いて合否判定を行う場合、その記録の信頼性について、記録確認とする対象業務（データ採取）の実施状況を、独立のグレードに応じた体制により、抜き打ちによるオブザベーションとして実施する。

（3）独立性及び記録の信頼性以外の管理方法の考え方

事業所外（内）運搬における発送前検査（発送前検査相当）においては、個別案件毎に検査要領書や検査体制表等を作成する。

また、事業所外運搬における外運搬規則適合検査においては、個別案件毎に検査要領書や検査体制表等は作成せず、恒常的な体制により二次文書等に定める方法で実施する。

以上

- 添付－1 使用済燃料の事業所外運搬／事業所内運搬（号機間運搬）に関する主要プロセス・工程の例
- 添付－2 ウラン新燃料の事業所外運搬に関する主要プロセス・工程の例
- 添付－3 A型、L型、IP型の運搬物の事業所外運搬に関する主要プロセス・工程の例（核燃料物質を封入しているものを除く）
- 添付－4 核燃料物質等の運搬における自主検査等の信頼性確保の考え方