

基本検査運用ガイド

供用期間中検査に対する監督

(BM1050_r3)

**原子力規制庁
原子力規制部
検査監督総括課**

1 監視領域

大分類：「原子力施設安全」

小分類：「発生防止」「影響緩和」「閉じ込めの維持」

検査分野：「施設管理」

2 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下「法」という。）第 43 条の 3 の 16 第 2 項に基づき、発電用原子炉設置者（以下「事業者」という。）には、発電用原子炉施設への異常状態の発生防止、異常状態の影響緩和及び放射性物質の閉じ込め維持の安全機能を確保するため、安全上重要な機能を有する設備、系統、機械及び器具（以下「機器等」という。）を規制要求に適合し、保全計画に定められた時期に、確認する必要があるため、供用期間中検査において、あらかじめ定められた箇所に対して定期的かつ計画的に検査することが求められている。（定期事業者検査（以下「事業者検査」という。）の運用の詳細については「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（GS1001）」による。）

本検査において、法第 67 条の 2 に規定する原子力検査官（以下「検査官」という。）は、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項第 1 号ロに規定されている事項（事業者検査）のうち、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第 56 条に規定されている事業者検査の実施状況を監督し、客観的な検査データのレビュー、現場での監視活動等をとおして、事業者の安全活動が確実かつ継続的に行われていることを以下の点に着目して確認する。

- (1) 供用期間中検査は、原子炉冷却材圧力バウンダリ、リスク上の重要度が高い機器及び格納容器バウンダリの劣化を監視し、技術基準に適合していることを確認するため、事業者により適切な検査対象、科学的・技術的な根拠に基づく検査方法及び判定基準等を定めた事業者検査実施要領書（以下「検査要領書」という。）が策定され、専門的な知識を有する管理体制の下で定期的な実施が計画されていること。
- (2) 事業者により、上述(1)の検査要領書に従って適切な範囲、時期及び方法等で供用期間中検査が行われ、劣化状態が評価され、機器等の安全機能に係る要求事項に適合することが確認されていること。
- (3) 供用期間中検査で検出された問題がある場合は、事業者による不適合及び安全上の問題が適切に特定され、その問題を事業者の不適合管理及び是正処置プログラムにおいて適切に処理されていること。また、事業者により運転経験反映、国内外の他施設のトラブル情報等が反映され、遅延なく未然防止処置が行われていること。

3 検査要件

3.1 検査対象

本検査運用ガイドでの対象は、以下の機器等とする。

- ①原子炉冷却系統施設（蒸気発生器伝熱管（PWR）を含む）

- ②一次冷却系統に接続され、冷却材喪失事故を引き起こすおそれのある配管
- ③原子炉（圧力）容器及び内部構造物
- ④クラス 1、2、3 機器、重大事故等クラス 1、2、3 機器及びその他リスク上の重要度が高い機器（支持構造物を含む）
- ⑤原子炉格納容器バウンダリに係るもの（塗装（BWRに限る）、格納容器等の劣化状況の監視を含む。）

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表 3 の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4 検査手順

4.1 情報収集

各検査共通事項

立会い箇所の選定及び立会い方法の検討に資するために、情報へのフリーアクセス、事業者の会議等への陪席又は事業者への情報提供依頼を通じて、個々の機器等に関する検査に必要な情報、発電所の環境情報その他検査に必要な情報を入手する。

以下は、入手するデータの例を示す。

(1) 機器等に関する情報

- ①各事故シーケンスのリスクに対する寄与度
- ②中期的、短期的な各機器等の状態及びリスクに対する寄与度（例えば、ファッセルベズレイ（FV）重要度及びリスク増加価値（RAW）の高い機器等のリスト）
- ③機器等に係る決定論的重要度分類
- ④運転、試験、保守、改造などの系統構成の変更を伴う作業の履歴及び工程
- ⑤当該機器等に係る他の機器等への波及的影響に関する情報
- ⑥過去に実績のない新たな技術・工法・構造等を導入する場合の詳細情報
- ⑦供用期間中検査を行う機器等に係る運転経験に基づく国内外の他施設のトラブル等の反映情報（原子力規制委員会からの指示事項を含む。）
- ⑧過去の検査における気付き事項、指摘事項及び不適合・是正処置・未然防止処置等の情報
- ⑨本ガイドに係る供用期間中検査の検査工程（検査場所、検査項目を含む）
- ⑩本ガイドに係る検査要領書
- ⑪作業指示書、調達仕様文書、技術文書、系統図、単線結線図、ブロック図
- ⑫供用開始前検査（PSI）データ、過去の供用期間中検査（ISI）データ

(2) 環境情報

- ①施設運転状態とこれに対応するリスクプロファイル
- ②各機器等の状態に関する情報
- ③リスクの高まりに対応し、事業者が行っている補完的措置
- ④施設の放射線管理等に関する情報
- ⑤施設の作業用通路、安全避難通路及び足場設置状況等に関する情報

(3) その他検査に必要な情報

- ①品質マネジメントシステム関連文書
- ②保安規定、運転手順書
- ③安全性向上評価の結果等
- ④検査プロセスの妥当性を評価した記録（検査方法の妥当性、記録の信頼性を含む。）

4.2 検査対象の選定及び検査前確認

本検査は、事業者検査である供用期間中検査の実施状況を把握するため、限られた数の検査対象（サンプル）を選定し、この対象について検査を実施すること（サンプリングベースの検査の実施）とする。サンプリングの選定に際して、「発生防止」、「影響緩和」及び「閉じ込めの維持」に係る安全機能を有する機器等のうち、以下の事項を考慮する。

(1) 各検査共通事項

上述4.1のデータに基づき、機器等のリスクの重要度及び波及的影響に加え、トラブル事象等の不適合管理、是正処置及び未然防止処置に伴う改造・修理が行われた機器等及び過去の検査官による監視活動の結果並びに不適合処置、是正処置及び未然防止処置を踏まえて特に必要と判断される機器等を考慮して立会う機器等を選定する。

(2) 非破壊検査のサンプリング

- ①事業者が行う非破壊検査の適切性をサンプリングにより確認する。サンプリングにあたって、2、3種類の非破壊検査（うち1種類は体積試験）※¹で構成するのが望ましい。

※1 非破壊検査の種類は、民間規格「発電用原子力設備規格維持規格」（日本機械学会。以下「維持規格」という。）及び平成26年8月6日原子力規制委員会「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」（以下「亀裂の解釈」という。）による。

[確認する非破壊検査の種類による優先順位]

- (a) 体積試験
- (b) BMV（ベアメタル検査）（PWR）
- (c) 表面試験

(d) 格納容器の目視試験（VT-4試験等）

(e) 目視試験（VT-1試験、VT-3試験の両方又はいずれか一方。なお、VT-2は本ガイドでは「漏えい検査」と位置づけるため除く。）

②過去の停止時に、関連性のある兆候について事業者が解析的に評価し継続使用を承認したことがある場合は、その際に行われた体積検査又は表面検査の少なくとも1件について確認を行う。

(3) 改造、補修又は取替え等により溶接作業された部分のサンプリング

改造、補修又は取替え作業の一部として、本検査対象範囲に対する溶接作業が行われた場合は、1～3箇所の溶接部をサンプリングしてその適切性を確認する。

(4) 漏えい検査

本検査対象範囲に係る事業者検査として行われる漏えい検査について立会又は記録で確認する。

(5) ホウ酸腐食防止検査の選定（PWR）のサンプリング

一次冷却系統でホウ酸の漏えいが発見された場合、事業者が行った技術的評価の妥当性について確認する。

(6) 蒸気発生器（SG）伝熱管検査（PWR）のサンプリング

事業者検査として行われる蒸気発生器伝熱管の検査についてサンプリングにより立会又は記録で確認する。

4.3 検査実施

検査にあたって、検査官は検査要領書等の関連書類の確認、事業者への質問、現場への立入り等により、以下の事項について、事業者の安全活動の適切性を監督する。

(1) 非破壊検査

①検査開始前の確認事項

(a) 検査要領書が適切に定められていること。

(b) 供用期間中検査の10年計画（又は7年計画）における検査対象範囲と事業者検査の対象機器等が整合していること。定点サンプリングを適用する場合は、検査部位が構造、環境、検査実績等を勘案した代表性の観点から適切に選択されていること。

(c) これまでの検査及び他施設での知見（原子力規制委員会からの指示事項を含む。）が、社内規定に基づき検査要領書に反映されていること。

(d) 検査実施体制（責任・権限の明確化含む）が構築され、検査の独立性が確保され

ていること。

(e) 非破壊試験を実施及び試験結果を評価する要員は、必要な力量を有していること。

(f) 事業者による所要の校正、有効期限及び有効範囲等の適切性確認が行われた検査用機器・計器が使用されていること。

②検査中の確認・監視事項

(a) 検査要領書に従って検査が実施され、技術基準に適合していることが確認されていること。

(b) 現場においてデータ採取、異常の検知等が適切に行われていること。

③検査終了後の確認事項

(a) 検査結果を検査要領書の判定基準に照らして適切に判定し、技術基準に適合していることを確認していること。

(b) 不適合があった場合、不適合管理の手続きに沿った対応が行われていること。

(c) 検査結果の記録が作成され、関係者による確認がなされ、管理された状態で保管されていること。

(2) 漏えい検査

①検査開始前の確認事項

4.3(1)①の(a)、(b)、(c)、(d)及び(f)に加えて、以下の事項を確認する。

(a) 漏えい検査に係る要員は、必要な力量を有していること。(力量の確認は検査終了後でも可)

(b) 系統構成等が検査要領書のとおり設定されていること。

②検査中の確認・監視事項

4.3(1)②の(a)及び(b)と同様。

③検査終了後の確認事項

4.3(1)③の(a)、(b)及び(c)と同様。

(3) 蒸気発生器 (SG) 伝熱管検査 (PWR)

①特定の種類の劣化(例えば、応力腐食割れ等)について、事業者の評価方法等が妥当であるか確認する。

②SG 伝熱管に係る渦流探傷試験 (ECT) の方法、結果等の確認を行い、技術基準、規格等の要求事項を満足していることを確認する。さらに ECT の探傷範囲を評価して、施設特有の経験、他施設の知見等を考慮しつつ、劣化の起こり得る箇所、ECT を実施することが難しいことが分かっている箇所(例えば、管板最上部、伝熱管支持板、Uベンド部)については、評価に見合った検査が行われているかどうかを確認する。また、探傷するにあたって、ECT プローブ及び装置が所要の点検、校正を行っていることを確認する。(可能であれば)工場における1～5本のSG伝熱管についてのECT解析状況を確認して、適切にECT解析技術が利用されたことを確認する。この

確認においては専門知識のある者を必要に応じて他部門の協力・支援より要請することができる。

- ③事業者が新たな劣化のメカニズムを発見した場合、ECTによって検出されていること、施設起動前に是正処置を講じていること等を確認する。
- ④施設特有の経験、他施設の知見等から二次側の内部構造物の劣化の可能性が示された場合、二次側の内部構造物の劣化状況を確認する。また、劣化が確認された場合は事業者が講じた是正処置について確認を行う。
- ⑤事業者が伝熱管の補修（例えば、プラグ、スリーブの設置）を行っている場合は、伝熱管の補修箇所を1箇所サンプリングして、事業者が適切に伝熱管を補修したかどうかを確認する。また、補修方法について設計及び工事の計画等の認可（届出）が行われていることも合わせて確認する。
- ⑥運転中又は停止後に1日当たり蒸気発生器に著しい漏えいが発見された場合は、事業者が漏えいの発生源を突き止めるために行った処置（例えば、目視検査）を確認して、これらの処置が漏えいの発生源を特定するために十分であるかどうかを確認する。さらに、漏えいの原因究明のための是正処置が計画され、実施されているかどうかを確認する。
- ⑦事業者が蒸気発生器二次側で部品の不具合又は異物を発見した場合は、事業者の是正処置を確認する。具体的には、事業者が当該のSG伝熱管の補修又は技術的評価を実施・計画して、（可能であれば）異物を除去するためにSG二次側を検査したかどうかを確認する。異物を取り除くことができない場合は、事業者が異物、伝熱管のフレットングによる損傷の影響を考慮して評価を行ったかどうかを確認する。

4.4 問題の特定と解決に関する確認

- (1) 検査実施中に機器等に関する問題が発生した場合、または、検査官が系統及び構成並びに事業者検査に関する問題を検出した場合、事業者の品質マネジメントシステムに係る不適合管理、是正処置及び未然防止処置の活動が適切に実施されること（特に、問題の特定、解決及び重要度分類について）を追加して確認する。なお、原子力規制検査の基本検査のうち品質マネジメントシステムの運用（BQ0010）及び他の基本検査において、上述の供用期間中検査に関する問題の特定と解決に係る活動状況を確認している場合は、当該検査をもって本項目に換えることができる。
- (2) 過去に実施した供用期間中検査における検査官の気づき事項等が、事業者の不適合管理においてどのように扱われているか確認する。
- (3) 機器等の工事に係る調達品の組立て、納入、据付、施工、検査等の調達業者から報告された不適合事象、是正処置及び未然防止処置がある場合、事業者の品質マネジメントシステムに係る改善活動が適切に実施されていること（特に、問題の特定、解決及び重要度分類について）を確認する。
- (4) 国内外のトラブル事象の発生に伴い未然防止の観点で、供用期間中検査の方法等に係

る改善の要否について評価し、改善が必要と判断した事象についての反映状況を確認する。

- (5) 基本検査の実施期間内における供用期間中検査に関連する安全活動（工事の施工、検査等）に係る不適合等の履歴全般からサンプリングし、不適合管理、是正処置及び未然防止処置が適切に行われていることを確認する。上述(1)のなお書きについては本事項についても適用する。
- (6) 本検査実施時、供用期間中検査の対象範囲以外の範囲において検査官が検出した問題点、上記(1)、(3)及び(5)で確認した不適合管理、是正処置及び未然防止処置については、都度、他検査に係る検査官に引き継ぐこととする。

5 検査手引

5.1 非破壊検査に関する留意事項

- (1) 非破壊検査のサンプリングについて、体積試験を優先としている理由として、表面試験、目視試験と比べて、体積試験からはもっとも多い情報量を得ることができることが挙げられる。また、格納容器の目視試験を確認する際に、接近しづらい場所（例えば、容器の下側、サンプ等の閉ざされた空間、高線量エリア）又は通常時は確認不可であるが、メンテナンス・保守業務によって確認可能となる場所（例えば、機器等をリプレースする際に確認できる溶接線）が目視試験の範囲内に含まれていることを確実にすること。さらに目視試験を行うために接近することができない格納容器の区域が事業者によって特定されている場合は、このような判断の根拠について確認を行い、適宜、過去の格納容器に係る目視試験の記録に照らして調査する。
- (2) 供用期間中検査プログラムにおいて、必要な試験部位、試験方法、試験の範囲、程度等は亀裂の解釈及び維持規格に基づき構築されていることを確認する。
- (3) 非破壊検査に関する評価について、事業者が亀裂の解釈及び維持規格に基づいて評価を行っているかを確認する。
- (4) 支持構造物の目視検査について、取り付け状態、インジケータの指示値、干渉状態、油量、油漏れ、各部のき裂、変形等の異常の有無の確認を事業者が適切に行っていることを確認する。（BWR 配管支持構造物：冷温停止状態で確認。PWR 配管支持構造物：（一次系）冷温停止状態及び高温停止状態で確認、（二次系）冷温停止状態で確認。）
- (5) 非破壊検査に係る校正用試験片又は対比試験片は、規定された人工傷を有し、確認されているものであること。
- (6) 亀裂の解釈及び維持規格に基づき、非破壊試験を行う者及び評価を行う者は力量を有する者であることを確認する。
- (7) 非破壊検査の有資格者が判定する検査の場合、その判断に基づいて事業者検査の判定が行われていることを確認する。非破壊試験において、検査不可範囲がある場合は記録又は図示していることを確認する。非破壊試験等において、有意な欠陥指示と疑わしきものが発見された際、過去のデータと比較し、評価していることを確認する。

- (8) 目視検査において、一次冷却系統でホウ酸の漏えいが発見された場合、事業者が当該機器等に対して適切な腐食率を適用し、腐食が原因で生じた構造又は原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性の喪失の影響を適切に技術評価しているかどうかを確認する。米国の EPRI のホウ酸腐食に関するガイドブック改訂 1-EPRI 技術報告書 10000975 に記載された試験を参考までに以下に示す。

- ①容器ヘッド： ホウ酸がヘッド上部の発生源から炭素鋼ヘッドに滴り落ちて濃縮される。腐食率は加熱面への流量に影響されやすい。
- ②加熱された炭素鋼管：ホウ酸が上部の発生源から加熱・断熱された配管に滴り落ちて濃縮される。
- ③ホウ酸漏えいの衝撃：（ポンプケーシング接合部によくある）ボルト締め構造がホウ酸蒸気／水の衝撃を受けて、ボルトが腐食しやすい構造となる。
- ④高温フランジ漏えい：ホウ酸の漏えい(0.1gpm 以下)により、高温(600F_約315.5℃)で動作するフランジ付きの接合部の漏えい箇所付近の締結具が腐食する。温度が低い(180F_約82.2℃)場合、締結具の腐食はかなり少ない。

5.2 漏えい試験に関する留意事項

- (1) クラス 1 機器、クラス 2 機器、クラス 3 機器、原子炉格納容器、重大事故等クラス 1 機器、重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 3 機器の漏えい試験については、維持規格に関する技術評価書に定められた方法で試験が行われていることを確認する。
- (2) 特に、クラス 1 機器の試験は、「JSME S NC1 発電用原子力設備規格設計・建設規格」（以下「設計建設規格」という。）に定められた関連温度又はそれと同様の関連温度により評価された温度以上の温度で行われていることを確認する。

中性子照射の影響のある炉心領域部については設計建設規格の監視試験片の試験結果を評価し、非延性破壊を生じていない温度で行われていることを確認する。

クラス 2 機器及びクラス 3 機器のフェライト材料を含む系統については、設計建設規格に定めるフェライト鋼の破壊靱性要求を満足する最低使用温度以上で試験が行われていることを確認する。
- (3) 原子炉格納容器については、「JEAC4203 原子炉格納容器の漏えい率試験規程」に関する技術評価書に定められた方法で試験が行われていることを確認する。

5.3 蒸気発生器（SG）伝熱管検査（PWR）に関する留意事項

- (1) この検査は、以下の場合を除き、690合金の伝熱管を備えた SG に関しては確認をしなくてもよい。600合金の伝熱管を備えた SG に関しては、少なくとも原子炉停止 1 回おきに確認を行うのがよい。（ただし、以下の場合はより頻繁に確認を行うものとする。）

①SG 伝熱管が劣化している状態^{※2}

※2 過去の SG 伝熱管検査で事業者が報告した欠陥数よりも増加、重大な欠陥等の予測が明らかになった場合が考えられる。このような情報は事業者の報告書、運転評価から得ることができる。

②過去の運転サイクルで SG 伝熱管性能を満足しなかった場合

③SG の設計、水化学、材料特性又は新たな劣化メカニズムにより SG に影響があると原子力規制委員会、産業界等で報告された場合

④690合金の伝熱管にあつては、かなりの供用時間を有するもの（例えば、営業 運転開始後（SG 取替え後）15年以上、SG に関する事業者の検査等を確認してから2 サイクル以上）

(2) 本検査の実施時期について、可能であれば、事業者が評価を行うタイミングで行うとよい。

(3) 事業者により、過去の報告書と現在の状況との比較に基づき新たな劣化メカニズムが特定された場合、検査官は、その新たなメカニズムを確認し、事業者の評価に対して確認をする。SG を取り替えた場合、その後初めて行われた検査の結果を供用前検査の記録等と比較する（この場合、取り替え後最初の検査で発見された摩耗減肉の兆候は新たな劣化メカニズムと見なすべきではない^{※3}。）。

※3 ただし、多数の兆候（SG 1 台につき100箇所以上）が発見されている場合、かなりの程度の管壁貫通（30%を超える管壁貫通）が発見されている場合は除く。

(4) 上述(3)に関して、事業者が将来の劣化状況を適切に予想できる能力を満たしているか確認する。

(5) 事業者が伝熱管を補修する場合（例えば、プラグ又はスリーブを設置する場合）、補修が必要な伝熱管が間違いなく特定され確実に実施されることを立会又は記録により確認する。

(6) 事業者が劣化兆候を検知後に施栓又はスリーブ施工という対策を取らない場合、その妥当性を確認するとともに、劣化の深さを合理的に推測できる寸法測定技術を持っていることを確認する。

(7) 一次系から二次系への漏えいを監視する場合、事業者がその手順、機器等の妥当性を確認することも有効である。例えば、漏出速度とその変化率に関する情報をリアルタイムで提供するための手順がどうなっているのか、一次系から二次系への漏えいを検出するために使用される放射線モニタのアラーム設定値が適切に設定されているか等が挙げられる。さらに、緊急対応手順、機器等、システムの可用性、SG 伝熱管破損に対応するための運転員の訓練の妥当性も確認できると考える。

(8) ECT のデータ解析が工場で行われている場合は、検査官はその場所に行って解析状況を観察してもよい。この場合、事業者との調整、工場への入所手続き等に留意すること。

5.4 破断前漏えい（LBB：Leak Before Break）の成立性に関する留意事項

破断前漏えい（以下「LBB」という。）の成立を前提として原子炉冷却材バウンダリに該当する配管の機械強度の設計を行っているプラントにおいて、供用期間中検査により配管に亀裂等の有意な欠陥が検出された場合には、運転期間中の技術基準規則第17条各号（ただし第1号から第7号及び第15号の規定を除く。）及び第18条に対する適合性について事業者の評価が適切に行われているかを確認することに加え、検出された欠陥の性状等が、事業者が認可を受けた設計及び工事の計画において示しているLBB成立性の考え方（例えば、JEAG4613「原子力発電所配管破損防護設計技術指針」に基づく評価等）と齟齬がないかどうかについても確認すること。

6 参考資料

- (1) 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
- (2) 原規技発第1408063号「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」原子力規制委員会文書発出
- (3) JSME S NA1「発電用原子力設備規格維持規格」社団法人日本機械学会発行
- (4) JSME S NC1「発電用原子力設備規格設計・建設規格」社団法人日本機械学会発行
- (5) JEAC4207「軽水炉原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」社団法人日本電気協会発行
- (6) JEAC4203「社団法人日本電気協会電気技術規程「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」」社団法人日本電気協会発行
- (7) JEAG4208「軽水型原子力発電所用蒸気発生器伝熱管の供用期間中検査における渦流探傷試験指針」

基本検査運用ガイド供用期間中検査に対する監督

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○運用の明確化 ①供用期間中検査により配管に亀裂等の有意な欠陥が検出された場合の運用を明確化（大飯3号機の配管亀裂事象に対する原子力規制委員会における議論等の反映）（5.4 破断前漏えいの成立性、6 参考資料） ○記載の適正化	
2	2023/05/24	○記載の適正化	
3	2025/06/06	○脱炭素社会の実現に向けた電気供給体制の確立を図るための電気事業法等の一部を改正する法律（令和5年法律第44号）の一部の施行に伴う適正化	

表 1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 55 条から第 58 まで	第 92 条第 1 項第 18 号、同条第 3 項第 18 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 76 条	第 87 条第 1 項第 18 号、同条第 2 項第 19 号

表 2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準に関する規則
実用発電用原子炉施設	第 4 条から第 78 条まで
研究開発段階発電用原子炉施設	第 4 条から第 78 条まで

表3 検査要件まとめ表

本検査はユニットを対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	供用期間中検査 (BWR)	定期事業者検査の 都度	1	燃料取替に伴う施設停止時1回につき50	チーム
02	供用期間中検査 (PWR)	定期事業者検査の 都度	1	燃料取替に伴う施設停止時1回につき125※ (SG-ECTを実施しない場合：55への変更可能)	チーム

※ 蒸気発生器及び原子炉ヘッドの検査がない場合は55時間まで減らすことができる。

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	供用期間中検査	定期事業者検査の 都度	1	125	チーム