

基本検査運用ガイド

エンジニアリング検査
(実用発電用原子炉)

(BM0101)

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」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」

「重大事故等対処及び大規模損壊対処」(実用炉)

検査分野:「施設管理」

2 検査目的

2.1 検査目的

- (1) リスク重要度が高又は中程度で、原子力安全に影響を及ぼす構造物、系統及び機器 (Structures Systems and Components。以下「SSC」という。) が維持され、規制要求を維持して、運用されることを検証すること。
- (2) リスク重要度の高い SSC に対する補修、取替、改造工事及び運用等の変更が、SSC の設計及び許認可基準の機能を果たす能力に悪影響を及ぼさないことを検証すること。
- (3) SSC の設計基準、許認可基準、及び性能が劣化状態やその他の活動による変更によって悪影響を及ぼされていないことを検証すること。

2.2 根拠法令

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 61 条の2の2

3 検査要件及び検査体制

検査の項目、体制、頻度、サンプル数及び時間は以下の表を目安に行う。本エンジニアリング検査は、原子力規制庁が直接現場で行う検査において、約 740 時間を標準的な検査時間としている。これは、チームリーダーと原子力専門検査官、原子力運転検査官、検査監督総括課評価室などで構成される検査チームを前提としている。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル項目	サンプル数	合計時間 [h]	検査体制
01	エンジニアリング検査	3年毎	原子力安全に影響を及ぼす構造物、系統機器 (SSC)	5	740	チーム
			変更	3		
			運転経験	1		

4 検査手順

4.1 検査手順の前提

この検査は事業者の活動が発電所の SSC に対する潜在的な悪影響を与えていないことを検証するものである。この検査は、設計変更、運転、保全方法、試験、問題の特定と解決、経年劣化管理の実施、及び変更をレビューするものである。検査はこれらの変更がリスク重要度の高い SSC の機能に対してどのような影響を与えたかに焦点を当てる。

文書(試験結果、保修作業依頼、状況報告(GR)、動作可能性のレビューなど)を確認する際は、検査官は、前回のエンジニアリング検査で確認した期間以降に発行された文書を選択する。

サンプルは、「3 検査要件及び検査体制」に基づき選択する。可能な限りサンプルはリスク重要度の高い SSC、変更及び運転経験を選択する。

4.2 検査計画と準備

チームリーダーは、検査準備に必要な時間及び要員を確保するため、事前に検査計画を立案する。この計画立案段階の活動は、効率的かつ実効性のある検査とするために、検査サンプルの最終決定に必要な情報を収集し、必要に応じて、そのプラントの SSC、事業者特有のプログラム、プロセス、手順について精通すること。また、事業者と検査チーム間で技術情報の共有の取り決め及びサイト入構の調整も含む。情報収集は、検査1週目の原子力規制庁内での準備週の4～8週間前に、現地訪問及び情報提供要請により行うことができる。

検査準備及び検査の流れは以下のとおり※

- 1週目 原子力規制庁内での準備、検査サンプルの最終決定(必要に応じ、事前に発電所にて検査サンプル決定のための現地調査を行う)
- 2週目 開始会議及び現地検査開始
- 3週目 これまでの検査で得られた気づき事項等の整理、4週目の検査準備及び文書作成
- 4週目 現地検査終了及び終了会議
- 5週目 検査報告書の作成

※: 変更時に必要となるリソースを考慮した上で、検査目的が達成される限り、上記スケジュールを変更することができる。

4.3 サンプルの選定

サンプル選定にあたっては、検査対象の発電所に所属する運転検査官、必要に応じて検査監督総括課検査評価室と協議する。PRA リスクブック(FV、RAW 一覧表を含む)の活用や、審査資料の活用を推奨する。

運転開始から30年経過したプラントの場合は、事業者は長期施設管理計画を策定し、発電所の施設管理実施計画に反映、実施している。検査官は、これらのプラントについて主要な経年劣化事象(配管内の減肉、応力腐食割れ、絶縁低下、中性子照射脆化、疲労割れ、コンクリートの中性化)に加え、追加又は固有の経年劣化管理活動を検査サンプルとすることを考慮する。該当する経年劣化管理には、開放型再循環冷却系統、非開放型冷却系統、水化学、選択浸出、埋設・地下配管およびタンク含むが、これに限定するものではない。

検査サンプルは、複数のエンジニアリング分野を確認できるもの、プラントの大幅な設計変更を伴う複雑で全般的な課題を含んでいるもの、特定の事故シナリオを軽減するために必要であるものを対象とする等、可能な限り相乗的かつ複数の分野にまたがる検証を含むものでなければならない。

SSC 及び変更を選定するときは、以下の点を考慮すること。

(1) 系統アプローチ

リスク重要度の高い系統を特定し、その系統関連する機器を、その機器自身のリスクに基づいて選択する。以降の「リスク重要度の活用」で記載する要素については、選定を行う際考慮すること。

事業者における新しいデジタル技術で、複数の用途に利用されているような共通的なプログラム基盤を持つものを検査の対象とすることを検討する。この際、そのシステムによる制御が共通原因故障の可能性を含め、安全保護系 SSC に適していることを確認する。事業者の是正処置プログラム、是正処置による保全実績、運転経験において特定された劣化も機器選定の決定要因として考慮しなければならない。

(2) リスク重要度の活用

チームリーダーは、検査評価室が提供するリスク重要度の高い機器と運転操作のリストとともに、事業者から入手したリスク重要度で並び替え可能な機器等のエクセル等のリストからリスク重要度の高いサンプルを選定する。(事業者は継続的に PRA モデルを改善していることから、最新の設計情報等を反映したモデルに基づく情報を入手する。)その選定方法は、事業者のリスク評価ツールの種類と質に依存するが、以下の要素を考慮すべきである。

リスク増加価値(RAW 重要度): RAW 重要度は、対象となる機器の故障又は運転員の誤操作を仮定した場合に、プラントの炉心損傷頻度が何倍になるか示す数値である。RAW 重要度が 1.3 以上の機器及び操作は、検査サンプルに含めることを考慮すべきである。必要であれば、より低い閾値を使用することもできる。

Fussell-Vesely 重要度(FV 重要度): FV 重要度は、ある機器の故障又は運転員の誤操作が炉心損傷頻度に寄与する割合である。機器の FV 重要度が 0.1 とした場合、その機器の機能喪失や運転員の誤操作が寄与する炉心損傷頻度と全炉心損傷頻度の 10%であることを示して

いる。FV 重要度の値が 0.02 以上の機器又は運転員の操作は、検査サンプルに含めることを考慮すべきである。必要であれば、より低い閾値を使用することもできる。

定性的なリスクランキング: 事業者の保全活動におけるリスク上重要な SSC を特定するためなどに用いられる工学的判断、専門家会議の結果に基づく定性的なリスクランキング。一般的にこれら定性的なリスクランキングは、事業者の PRA で完全にモデル化されていない可能性がある機器のリスク重要度を決定するためのものである。

格納容器機能喪失頻度(CFF)等の考慮: CFF 及び外部事象(地震、津波、溢水)及び原子炉停止リスクを考慮する。

(3) 事象シナリオに基づく考慮

検査評価室が提供する事故シーケンスのリストから、チームリーダーと検査監督総括課検査評価室が協力して、上位に属する事故シーケンスに基づき検査対象とする機器や運転員操作を選択する。

その後、事故シーケンスに関連する機器を決定するために、事業者の最新の PRA モデルの結果及びプラント固有のリスクを確認し、必要に応じて、選択範囲を追加、修正する。これらの事故シーケンスは、起回事象、及び緩和装置／機能(緩和装置の使用又は回復操作するための運転員の操作を含む)から成るため、これらをそれぞれ検査する必要がある。

起回事象: 当該施設や他の施設で当該起回事象を引き起こした原因とそれに対する是正処置をレビューする。起回事象によっては、過去に発生した事象が多数存在する。そのような場合は、当該施設の事象と同一の炉型にて発生した最新のものを中心に抜粋する。起回事象が発生する前に、運転員に注意喚起して操作を行わせる警報、表示又は兆候を検査に含める。

緩和装置について、PRA モデルでの支配的なカットセットの基事象を具体的な機器に変換する。機器のリスク価値を測定するために、FV 重要度のような機器の重要度指標から始める。

以下の要素についても考慮する。

(ア) 合理的な劣化状態の継続時間としているか？

(イ) その機器は、常時運転機器か待機状態機器か？

(ウ) 通常運転状態はどの程度適切に事故時の状態を反映しているか？

(エ) 定期試験又は検査は事故時のパフォーマンスに対してどの程度信頼性を与えているか？

(オ) 潜在的な故障メカニズムは何か？

(カ) 保安規定の運転上の制限(LCO)に、機器がどの程度の供用期間外にできることを規定しているか？

(キ) 機器の故障に対する復旧措置は合理的なものであるか？

(4) 運転経験の考慮

サンプル選定では、プラントにおける SSC 性能に影響を与える可能性がある内外の運転経験を考慮することができる。運転経験の情報源には、原子力規制委員会の被規制者向け情報通知文書、事故トラブル情報、過去の検査指摘事項、原子力規制庁内部の運転経験、原子力施設公開ライブラリー(NUCIA)、調達メーカーからの情報などが含まれるが、これに限定するものではない。

(5) 裕度の考慮

検査のサンプル選定は、裕度少なさ及び潜在的に裕度の減少させる変更を考慮するべきである。サンプル選定プロセスにおいて裕度を特定するために用いる手法は、利用可能な情報の種類と質に依存するが、以下の要素を考慮する。

- (ア) 解析裕度とは、設計解析において特定した SSC の想定上の性能と試験中の SSC 性能と比較した設計計算における裕度である。例えば、ポンプの解析裕度は、機器の計算上の容量に対してポンプが機能を発揮するために必要な流量と揚程を比較することである。これらの設計裕度の値は事業者の設計解析から抽出できる。SSC の設計性能と実際の性能の間に裕度は試験結果から抽出できる。
- (イ) 運転裕度とは、リスクが高い、又は時間的裕度が少ない運転中機能要求がある SSC に関するものである。例えば、事故シーケンスにおいて、プラントは迅速な運転員の機器の自動制御を期待することがあり、運転裕度は、解析で想定された運転員の応答と、実際の運転員の応答を比較する。
- (ウ) 保全裕度とは、確認対象となる SSC の物理的状態と信頼性を指す。是正処置文書、運転経験、プラント要員とのインタビューにより、故障履歴のある SSC を特定することができる。例えば、重大な漏えいの履歴がある隔離弁は流体系の裕度を減少させる可能性がある。
- (エ) 複雑さ裕度は、検討されているサンプルに関連する設計の複雑性の定性的に評価したものである。より複雑な設計は故障に対して脆弱であり、潜在的な共通原因故障を引き起こす可能性がある設計ミスを含む可能性が高い。例えば、機器の制御における誤った設定値の変更が、冗長性をもつ両トレンに適用され、結果として両トレンが故障しやすくなる可能性がある。

(6) 変更の考慮

チームリーダーは、検査サンプルを特定するときに変更について考慮することができる。この考慮は、変更が潜在的に裕度を減少させるかどうか、実質的に複数の分野に関わるものかどうか、その他の結果に変更があるかどうか、新たな設計や運用上の特性があるかどうかを含むべきである。前回の検査からの大きな変更については、サンプル選定で考慮し、リスク重要度評価を行うこ

とを推奨する。また、動作可能性判断又は一時的な変更に関する評価・スクリーニングの中から、劣化状態や不適合状態について選択することも考慮することができる。チームリーダーは前回のエンジニアリング検査以降の一時的な変更が検査されたかどうかを判断するため、運転検査官と調整し、検査報告書を確認することもできる。

この検査ガイドにおいては、“変更”という用語に、同等性評価、一般産業品の利用、及びSSC、手順書、設定値、解析・設計、許認可の変更が含まれる。

(7) 安全評価及びサンプルのスクリーニングに関する考慮

サンプルはその変更が許認可基準に影響を与える可能性があるような複雑性を持つものにするべきである。動作可能性判断や一時的な変更に関連する評価又はスクリーニングを選択することにより、劣化状態及び不適合状態も考慮すべきである。事業者によって提供された変更リストは必ずしも変更の複雑さや範囲を示すものではないため、この項における“複雑さ”要件を満たすために、検査の前に、多くの変更をレビューすべきである。これらの変更点の複雑さについて初期レビューを行うことで、最終的なサンプルリストをより少なくすることができる。

(8) 問題の特定と解決の考慮

検査のために選定したサンプルにおいて、事業者がエンジニアリング上の設計の課題や問題を特定し、是正処置プログラム(CAP)に取り込んでいることを検証する。検査のために選定した機器や変更について書いたすべての是正処置文書の簡単な説明資料を入手する。事業者に系統、機器、重要度(事業者の是正処置文書に基づく重要度判断を使用すること。)ごとに分類分けさせ、検査チームの追加確認に是正処置記録一式が必要かどうか判断するため、事業者に適切な概要説明を求める。

以前のエンジニアリング検査中に特定された問題に対し、事業者によって行われた是正処置の実効性をサンプリングし、その実効性を判断する。

今回のエンジニアリング検査によって特定された問題を解決するための文書は、検査報告書に記入する。

4.4 検査の実施

以下に、3つの検査項目((1)SSCが維持され、設計及び許認可基準の要件内で作動することの確認、(2)変更、(3)運転経験)の具体的な手順について記載する。

(1) SSCが維持され、設計及び許認可基準の要件内で作動することの確認

(ア) 検査の質問項目がリスク情報に基づいたものとするため、PRA情報と合わせて、設計基準の根拠となる文書(例えば、図面、計算、設計仕様)や許認可資料(設置許可、設計及び工事計画認可、保安規定、安全性向上評価、長期施設管理計画等)を確認する。

許認可資料については、保安規定の品質マネジメントシステムに係る記載に基づき、基本設計、詳細設計、製造設計等の各設計プロセスにおいて、デザインレビュー、検証及び妥当性確認等が適切になされ、規制要求を満たすことを確認する。

- (イ) 試験によって完全に実証されていない、至近で原子力規制庁による厳格な確認を受けていない、又は機器機能上、重要なものに焦点を当てる。考慮すべき属性のリストについては、本手順の「5 検査手引 5.1 機器属性のリスト」を参照のこと。
- (ウ) 事業者の設計基準又は解析での想定どおりに SSC の操作が実施できるか検証する。時間的余裕がない運転操作やヒューマンエラー確率が高い、リスク重要度が高いものに重点を置くべきである。予想される過酷なあるいは人を寄せ付けない環境条件、措置を実施するために運転員が必要とする追加の支援要員と機材、及び必要な措置が利用可能な時間内に完了できることを検証及び妥当性確認するために、安全解析や事業者の方法に基づく措置完了までの時間を検討すること。この検証には、現場又はシミュレーターによる過渡事象、事故時操作の適切性に関する運転員の操作の観察も含まれることがある。チームは、事業者による運転操作のレビューが公平であることを確実にするために、事業者の訓練組織と合意の上、訓練に関する文書の機密性の確保に努めるべきである。
- (エ) 選択されたサンプルに関連する操作可能性評価を確認する。代替措置が適切に設置されたかどうか、意図どおりに機能するかどうか、適切に管理されているかどうかを確認する。操作可能性がある場合と評価されない場合は、保安規定の運転上の制限(LCO)への影響を判断する。
- (オ) 未解決、延期又は中止されたエンジニアリング活動項目を確認する。一時的な変更、運転員による回避策、運転部門又はエンジニアリング部門が追跡している項目などを含め、未解決のエンジニアリング上の課題を検証する。これらの考慮事項が生じていたとしても、SSC が意図する機能を維持し続けていることが合理的に保証できていることを検証する。
- (カ) 選択した SSC の内外の運転経験の適用性について特定、確認する。選定した SSC に関連する内外部の運転経験を独自に確認し、SSC の機能に対する潜在的な影響を判断する。該当する運転経験に関する事業者の評価を確認する。事業者が該当する運転経験を是正処置プログラムに反映していることを確認し、解決策が状況に対して適切であったかどうかを独自に判断する。
- (キ) 必要な試験・検査が完了し、SSC が想定されるプラントと環境条件に対して要求性能を発揮できることを、事業者が実証していることを検証する。試験・検査記録を確認し、SSC の性能が、想定される圧力、温度、RCS のレベル、及び周辺エリアの放射線、熱、湿度などを反映した合格基準に適合していることを検証する。性能傾向が適切に評価され、文書化されていることを確認する。
- (ク) リスク上重要な SSC が安全機能を実行する能力を予防保全活動が保証していることを確認する。事業者が SSC に対して適切な予防保全手順を持っており、要求事項の設定、実施、維持のための手順について検証する。予防保全活動が予定どおり実施され、その手順に従って実施されていることを検証する。予定どおり実施されなかった場合、予防保全を

延期、再予定するための管理活動が実施されたことを検証する。機器の故障においては、SSC が意図した機能を遂行する性能を保証するため、予防保全の頻度を評価すべきである。保守活動が事業者の保全プログラムと整合していることを確認する。

- (ケ) 設計上の欠陥や劣化状態の指標となり得る、繰り返された保守作業依頼又は類似の保守作業依頼を確認する。保守作業依頼の履歴から、SSC の性能と利用可能性に影響を与える、繰り返し行われる補機の交換又は修理を保全活動のパターンを確認する。
- (コ) 該当する場合、劣化評価の内容が反映された保全プログラムに従って管理されていることを確認する。SSC サンプルに適用される保全プログラムを特定する。事業者が該当する保全プログラムを効果的に実施していることを確認する。
- (サ) SSC のウォークダウンを実施し、現状の設定(系統構成)と構造材の状態を確認する。アクセスできない場所については、現状の設定と材料の状態を示す事業者の記録を確認する。ウォークダウンを実施した場合は、腐食、支持構造物の欠落、亀裂、断熱材の劣化などの劣化状況を検査する。通常アクセスできないエリアの検査記録がある場合は入手する。ウォークダウンに適用するガイダンスは「BO1020 設備の系統構成」に記載されている。
- (シ) 必要に応じて事業者の要員にインタビューを行う。

(2) 変更

設計基準、許認可基準、SSC のパフォーマンス能力が変更によって悪影響を受けていないことを検証する。

- (ア) 変更後の試験・検査で以下の内容を実証していることを検査する。
 - 意図しない相互作用が起こらないこと。
 - 変更によって影響を受ける可能性がある SSC の性能特性を特定していること。
 - 変更試験・検査が合格基準に適合していること。
- (イ) 以下の設計及び許認可の裏付けとなる文書が、変更と一致して更新されたことを検証する。
 - 通常時、過渡時、緊急時の運転、警報処置手順などの操作手順書
 - 運転員の訓練教材
 - 保全・予防保全手順書、試験手順書
 - 設計計算書、技術仕様書、図面
- (ウ) 他のリスク上重要な機能が変更によって悪影響を受けていないことを確認する。構造、火災防護、溢水、環境適格性、セキュリティ関連機能など、その他のリスク上重要なプラント機能が、変更によって悪影響を受けていないことを確認する。また、PRA 機能が改造によって悪影響を受けていないことも検証する。
- (エ) 影響を受ける保全、試験・検査手順が更新され、その手順に基づき実施されたことを確認する。
- (オ) 変更に対するウォークダウンを実施する。そのエリアがアクセス不可の場合、事業者の記録を確認する。

(カ) 必要に応じて事業者の要員にインタビューを行う。

(3) 運転経験

事業者が運転経験の課題評価を行い、是正処置活動プログラム(CAP)へ項目が入力されたことを検証する。

(ア) 選択した運転経験の一部は、発生防止及び閉じ込めの維持の監視領域(小分類)に対応すべきである。事業者がどのように各項目を評価、処置したか確認する。運転経験に記載された状況が適用できるか否かについての判断を確実にしていること、事業者によって適切に処置が行われ、機器の動作可能性判断及び機能性評価を確立したことに焦点を当てるべきである。現実的な範囲で事業者によって作成された評価書以外に、運転経験項目が解決されたという客観的証拠を入手する。例えば、運転経験項目が手順の変更を必要とした場合、手順が変更されたことを確認する。運転経験により部品の変更が必要となった場合は、その変更が完了したことを確認する。原子力規制庁が保有する運転経験を、検査対象分野を特定する際に参照することができる。

4.5 検査の完了

「3 検査要件及び検査体制検査」に記載したサンプル件数の完了を持って検査の完了とする。尚、サンプル数は施設の号機数には左右されない。

5 検査手引

検査手引は検査を実施する上での確認の観点である。これは必ずしも逐条的に全て確認することは意図していない。

5.1 機器属性のリスト

以下は、「4. 4 検査の実施」に記載された、SSC が維持され、設計及び許認可基準の要件内で作動することの確認において、原子力規制庁が確認していない機器機能の確認に際し、考慮する属性、検査の観点をまとめたものである。

属性	検査の観点
動作媒体 水 空気 電気信号	事故/事象の発生時に動作媒体が利用可能であり、妨げられないことを検証する。 例) ● 補助給水系の場合、代替水源が事故条件下で利用可能であることを確認する。
エネルギー源 電気 蒸気 燃料+空気 空気	制御機能に使用するエネルギー源が、事故/事象発生時に利用可能かつ適切であることを検証する。 例) ● ディーゼル駆動の補助給水ポンプの場合、ディーゼル燃料が事故期間中十分であることを検証する。

属性	検査の観点
	<ul style="list-style-type: none"> ● 主蒸気逃がし安全弁(BWR)の場合、アキュムレータに十分な空気が存在するか、あるいは、供給及び供給操作をサポートする制御用空気が利用可能であることを確認する。 ● 非常用直流電源の場合、蓄電池容量が十分であることを確認する。
運転員の活動 初期活動 モニタリング 操作 停止	操作手順(通常、異常、緊急)が、事故又は事象発生時の運転員の対応と一致していることを検証する。 例) <ul style="list-style-type: none"> ● 事故解析が格納容器冷却ファンを低速運転することを想定している場合、手順にこの要件の確認が含まれていることを確認する。 運転員が要求される判断を下すために、計測器と警報が利用可能であることを確認検証する。 例) <ul style="list-style-type: none"> ● 外部注水から再循環への切り替えに際して、警報と水位計が運転員の操作実施のため、十分な情報を提供していること
除熱 冷却水 換気	系統から熱が十分に除去されることを検証する。 例) <ul style="list-style-type: none"> ● 非常用ディーゼル発電機の場合、冷却水による熱除去が長時間運転に対して十分であること。
配置構成 設置高さ 流路 機器	ウォークダウン又はその他の手段により、系統に設置された構成が、事故又は事象の条件下で系統機能を実行できることを検証する。 例) <ul style="list-style-type: none"> ● 水位計又は圧力計の設置が計器の設定点計算と一致していることを検証する。 ● 安全設備構成が設計の前提条件と一致するように維持されていることを検証する。
運転	設備の運転と系統構成が、設計及び認可基準事項と整合していることを検証する。 例) <ul style="list-style-type: none"> ● 格納容器スプレイ系統の場合、緊急時運転手順の変更が設計想定及び要件に影響を及ぼしていないことを検証する。 ● 原子炉補機冷却水系統の場合、事故緩和機能をサポートするため、流量バランスが十分な適切な熱伝達が確保されることを検証する。
設計 計算	設計基準と設計想定が設計計算と手順書に適切に反映されていることを検証する。また、機器性能が変更によって低下していないことを検証する。

属性	検査の観点
手順 プラント変更	
試験 流量 圧力 温度 電圧 電流	<p>試験におけるパラメータの合格基準が、設計及び許認可の基準に適合していることを確実にするために、計算又は他のエンジニアリング文書によって裏付けられていることを検証する。</p> <p>例)</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 流量の合格基準が、設定値の許容誤差及び計器の不正確さを考慮し、関連する圧力損失を含めた事故条件下で要求される流量と関連していることを検証する。 <p>個々の試験又は分析が事象又は事故の条件下で機器の動作を検証していること確認する。</p> <p>例)</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 非常用ディーゼル発電機(EDG)の機能試験が事故状況を適切にシミュレートし、機器の応答が設計要件に従っていることを検証する。
機器の劣化	<p>潜在的な劣化が監視または防止されていることを検証する。</p> <p>例)</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 部品交換が、供用期間/機器の認定寿命と一致していることを確認する。 ● 運転サイクルに影響されやすい部品について、サイクル数が適切に追跡されていることを確認する。 ● 経年劣化の影響(材料劣化、バネ等の応力緩和、ひび割れなど)を特定・対処・防止するために、保全プログラムに基づいた活動が実施されていることを検証する。
設備／環境 認定 温度 湿度 放射 圧力 電圧 振動	<p>機器認定が、あらゆる条件下で予想される環境に適していることを検証する。</p> <p>例)</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 事故条件下での室温に適合していることを確認する。
機器の保護 火災 溢水 ミサイル	<p>機器が適切に保護されていることを確認する。</p> <p>例)</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 復水貯蔵タンク(CST)レベル計器の凍結防止が適切であることを確認する。

属性	検査の観点
高エネルギー配管破損	<ul style="list-style-type: none"> ● 事業者の高エネルギー配管破損の想定により特定された条件とその改善が実施されていることを検証する。
機器への入出力	<p>安全設備の入力と出力が運用に適しており、事故/事象の条件下で許容されることを確認する。</p> <p>例)</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 弁が故障した場合、フェールセーフとなることを検証する。 ● 冷却材流量、電流電圧、制御用空気など、機器の適切な動作に必要な入力が行われていることを確認する。

5.2 機器設計の考慮

以下は、設計において機器種別毎に考慮すべき観点をまとめたものである。

機器	検査の観点
弁	<ol style="list-style-type: none"> 1. パーミッシブインターロックは適切か？ 2. 弁は過渡時又は事故時の圧力と差圧で機能するか？ 3. 制御と表示灯は、システムにとって適切か？ 4. 制御ロジックはシステム機能の要求と整合しているか？ 5. 劣化した機能を補償又は修正するために必要な手動操作は？
ポンプ	<ol style="list-style-type: none"> 1. ポンプは、過渡時又は事故時において、必要な流量と圧力で供給できるか？ 2. 全ての運転状態で、適切な正味吸込揚程 (NPSH) を得ることができるか？ 3. パーミッシブインターロック及び制御ロジックはシステムにとって適切か？ 4. ポンプ制御は自動運転において適切に設計されているか？ 5. 手動操作が必要な場合、操作手順書は操作に必要な内容を適切に記載しているか？ 6. 劣化した機能を補償又は修正するために必要な手動操作は？ 7. 過渡時又は事故時のポンプに要求される動力は、通常時及び非常用電源を含め、正しく見積もられているか？ 8. メーカーのデータや仕様は、低流量での持続的な運転を保証しているか？ 9. ベアリングとシール冷却システムの設計と品質は問題ないか？
計装	<ol style="list-style-type: none"> 1. 必要なプラントパラメータが、動作信号と制御系統の入力として使用されているか？ 2. 特定のシナリオで運転員の介入が必要な場合、適切な警報と表示が提供されているか？ 3. 計装の範囲、精度、設定値は適切か？ 4. 計測機器等に特有のサーベイランス及び校正は問題ないか？

機器	検査の観点
	5. 計装盤を含む重要計器類は、許認可基準等で要求されるように、スプレイ、水濡れから適切に保護されているか？ 6. 重要計器盤及び制御盤の電線管は水の侵入を防ぐために、適切に密閉されているか？
回路遮断器とヒューズ	1. ブレーカの制御ロジックは、機能要求に対して適切か？ 2. 短絡定格は回路短絡負荷とブレーカの調整要件に従っているか？ 3. ブレーカとヒューズは、負荷電流容量に対して適切か？ 4. ブレーカとヒューズは、直流運転に対して適切か？
ケーブル	1. ケーブルは、想定される環境温度で全負荷に対応できる容量か？ 2. ケーブルは、短絡容量に対して適切な容量か？ 3. 地絡電流に対してケーブルが適切に拘束・取付・締付されているか？ 4. ケーブルは負荷に対して要求される電圧に対して適切なものか？ 5. 水没又は長期間湿気に晒される場合、ケーブルは浸水に対して適切に対応するものか？
電気負荷	1. 電気負荷は、想定される最低及び最高電圧条件下で適切に機能するように分析されているか？ 2. 負荷は突入電流と全負荷電流について解析されているか？ 3. 負荷は電氣的保護要求について解析されているか？
モーターコントロールセンター(MCC)	1. MCC は、施設の許認可基準で要求されている通り、スプレイ及び水濡れの影響から適切に保護されているか？ 2. MCC からの入出力ケーブル及び電線管は、水の浸入を防ぐために適切に密閉されているか？ 3. MCC の予防保全(目視点検、バス/スタブ接触面の清掃と潤滑、サーモグラフィ)、適切であり、最新のものであるか？ 4. MCC には十分な換気があるか。そのエリアにはどのような潜在的熱源があるか？ 5. 過去又は現在において上方から水が漏れた形跡はあるか？(水溜り、受け袋、受け皿、汚れ、欠陥タグなど)
現状の系統	1. 原子炉補機冷却水流量は事故時に利用できる最小限の台数で、十分確保できるか？ 2. 変更した機器の構成部品は、温度、放射線、湿度などの環境適格性評価が十分に行われていたか？ 3. 系統に対する変更は、当初の設計及び許認可基準と整合しているか？

5.3 機器ウォークダウンの考慮

以下は、現場ウォークダウン時において、考慮すべき観点をまとめたものである。

- (1) 導入された機器は、配管図・計装図と一致しているか？
- (2) 機器及び計装器高さは設計機能を保証しているか？
- (3) 配管及び計装配管の勾配は適切か？
- (4) 必要な機器保護材(壁など)及び機能(凍結防止など)が設置され、損傷していないか？
- (5) 機器の設置場所は、溢水、火災、高エネルギー配管の破損、又はその他の環境上の懸念事項の影響を受けやすいものであるか？
- (6) 適切な物理的分離又は電氣的隔離がなされているか？
- (7) 耐震評価が必要な機器の周りに、非耐震性構造物又は機器が存在するか？
- (8) 機器の設置場所は、運転員の手動操作が容易であり、必要であれば十分な照明があるか？
- (9) 支持構造物の構成部品は適切に取り付けられているか？
- (10) 機器の劣化兆候はあるか？
- (11) 電動弁駆動装置と逆止弁(特にリフト逆止弁)はメーカー要求どおりの向きに取り付けられているか？

5.4 検査における情報源

以下は、検査活動において、参照すべき情報源を取りまとめたものである。

属性	情報源
設計基準	設計基準文書 系統の説明書 設計計算 設計解析 配管及び計装図面 重要な設計図面 重要なサーベイランス手順書 供用前試験記録 メーカー説明書
許認可基準	原子力規制委員会規則 保安規定 設置許可申請書 設計及び工事計画認可申請書 長期施設管理計画(経年劣化に関する技術的な評価含む)
事故・事象	PRA 解析 緊急時操作手順書(EOP)
系統変更	安全性向上評価届出 設計及び工事計画認可変更申請書

属性	情報源
	保安規定変更認可申請書 作業指示書 設定値変更管理表 緊急時作業手順書(EOP)に係る変更
業界経験	ニューシアのトラブル情報 被規制者向け情報通知文書
PRA 情報	リスク情報ハンドブック SSC のリスク重要度ランキング 支配的な事故シーケンス 重要な運転員の操作 外部事象に対する個別プラント評価

6 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2024/04/01	施行 ○設計管理検査のうち、実用炉に関するものを削除し、米国 NRC の IP71111.21M を基に、検査内容を改め、本エンジニアリング検査を新規制定する。	