

原子力規制検査 検査ガイド(案)	
A-003-1	設計適合性確認

0. 根拠文書

本検査手順は、原子力規制検査実施要領第〇条第〇項の規定に基づき実施する原子力規制検査における基本検査に適用する。

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」および「閉じ込めの維持」

検査分野:「設計」

2. 背景および検査目的

設計適合性確認の検査では、既に設置されているプラント機器がその設計基準内に維持されていることを確認する。さらに、この検査では、選定した機器の設計要求機能が、運転員の操作によって実行可能なことも確認する。

原子力設備の運転時間が経過するにつれ、改造によって重要な設計上の要求機能が変更又は無効にされて、設計時に定められていた基準が判定困難になったり、現状に合わなくなったりする可能性がある。また、プラント等のリスク評価モデルの有効性は、安全系統および機器がその所定の安全機能を十分に果たす能力があることが前提となっている。

このために、検査にあたっては、以下の点に着目し、確認する。

- (1) 改造等に係わらず既に設置されている原子力設備の機器がその設計基準内に維持され、設計要求機能が運転操作により実行できることを確実にするプロセスが計画されていること。
- (2) 改造等により安全評価上のリスクが増大したり、設計上の裕度が低下することを未然に防止するプロセスが計画されていること。
- (3) 上述したプロセスが確実に実施され、その結果が適切に評価されていること。
- (4) 上述したプロセスの実施において検出された不適合は、不適合管理により安全上の問題が特定され、適切な是正処置が講じられていること。

この検査ガイドでは、パフォーマンスを測定するための特定の指標(PI)では示されない、発生防止、影響緩和および閉じ込めの維持の監視領域の要素が確認されることになる。

この検査の目的は、リスク重要度が高い構造物、系統および機器(SSC: System, Subsystem and Component)が、要求されたその設計基準上の機能を十分に果たすことが、合理的に保証されていることを確認することであり、これには、機器の利用可能性、信頼性および性能に影響し得る事業者等の活動(例えば、保守、監視・測定等)の最中又は事後でも、リスク重要度が高い構造物、系統および機器(SSC)がその設計基準上の要求機能

を果たすことができるという合理的保証の確認も含まれる。

さらに、当該検査には、原子力施設を運営する事業者等(以下、「事業者等」と言う。)の設計に係る文書類を探索し、原子力設備等における安全上重要な問題に適切に対処しているということを確認することも含まれている。

3. 検査要件

3.1 対象

この検査のために、機器および運転経験の分野から15～25点のリスクが特に大きいサンプルを抽出し、検査する。

検査対象の選定は、以下の(1)～(3)に記載したガイダンスを利用して、次の所要数の検査対象となる機器および運転経験を選定する。

11～16点の機器、早期大規模放出頻度(LERF:Large Early Release Frequency)の観点から検討されるべき閉じ込め関連のものでリスク重要度が高い構造物、系統および機器(SSC))に関連した1～3点の機器(選定の際は付属文書5(早期大規模放出頻度の観点から原子炉格納容器の健全性維持に係る安全上重要な機能を有する構築物、系統および機器一覧)を参照)及び現地調査で抽出した運転経験のフィードバックプロセスで特定した問題に係わっていたもので、(1プロセス当たり)3～6点の機器を選定する。

発電用原子炉設置者は、通常、大半の炉心損傷頻度に関与するリスク重要度が最も高い系統のリストを保持している。

さらに、検査チームは検査対象候補となる機器に関する情報提供を、当該発電所を所管する原子力規制事務所所属の原子力検査官(以下「駐在検査官」という。)にも要求すべきである。

検査対象機器の選定は、以下のアプローチを通して遂行することができる。

- ◆**系統アプローチ** : リスク重要度が最も高い系統内の機器を検査対象として選定する。系統アプローチでは、リスク重要度が最も高い系統内の、特にリスク重要度が高い機器を検査対象として検討する。系統に基づくアプローチの利用に関するより詳しいガイダンスは以下の(1)を参照のこと。
- ◆**リスク重要度／低裕度アプローチ** : リスク重要度が高い機器を選定する。検査対象機器の選定に、裕度(設計、保全又は運転上の裕度)の低さを追加的に利用してもよい。リスク重要度／低裕度アプローチの利用に関するより詳しいガイダンスは以下の(2)を参照のこと。
- ◆**(事故)事象シナリオに基づくアプローチ** : (事故)事象シナリオに基づくアプローチの利用に関する詳しいガイダンスは以下の(3)を参照のこと。

検査チームのリーダーは、本庁の専門検査官から検査対象となり得る機器のリストを入手するものとする。

さらに、チームリーダーは、発電用原子炉設置者からもリスクによって分類され、検査対象になり得る機器のリストを入手すべきである。

チームリーダーは、検査対象となる機器の最初の選定を機器のリスク、運転経験情報および以前の設計適合性確認の検査(CDBI: Component Design Bases Inspection)時に機器が検査されているかどうかに基づいて行うべきである。

検査対象として最初に選定する機器の数は、設計適合性確認の検査(CDBI)の検査手

順を完了するに必要な十分なサンプル数よりも多くすることで、検査対象機器選定の自由度を広く採ることができる。

なお、検査対象の選定では、チームリーダーを支援するために専門的な知識を有している専門検査官を参加させることができる。

- (1) 系統アプローチ：リスク重要度が最も高い系統を識別し、そのリスク重要度が高い系統内からそれぞれのリスクの種別に基づいて機器を選定する。該当する場合、選定を進める上で以下の(2)および(3)(d)で説明している構成要素を利用すべきである。

また、事業者等の是正処置プログラム、保全上の是正工事および運転経験から特定された欠陥も機器を選定すべきかどうかを判断するための一つの要素として考慮する。

。

- (2) リスク重要度／低裕度アプローチ：リスク重要度／低裕度アプローチを使用して機器を選定する際は、以下の基準・指標によるものとする。

リスク重要度が高い機器および運転員の対応や措置の特定にどのような方法を用いるかは、発電用原子炉設置者のリスク評価ツールの種類および質に応じて決まるが、それでも以下の基準に基づき検討すべきである。

なお、ここで使用される重要度指標については、付属文書6(重要度指標)も参照願いたい。

- (a) リスク低減価値(RRW: Risk reduction worth)：リスク低減価値は、機器又は運転員の対応や措置が適切に機能すると仮定した場合に、炉心損傷頻度を低下させる構成要素である。RRW値が1.005以上の機器又は運転員の対応や措置を検査対象に含めることを検討すべきである。なお、望むなら、より低い閾値を使用してもよい。

- (b) リスク増加価値(RAW: Risk Increase or Risk Achievement Worth)：リスク増加価値は、対象の機器又は運転員の対応や措置が適切に機能しないと仮定した場合に、炉心損傷頻度を増加させる構成要素である。RAW値が1.3以上の機器および運転員の対応や措置を検査対象に含めることを検討すべきである。なお、望むなら、より低い閾値を使用してもよい。

- (c) 発電用原子炉設置者の保全プログラム用に、リスク重要度が高い構造物、系統および機器(SSC)を特定するために実施されたものなど、技術的判断又は専門委員会判断に基づく主観的なリスクの等級付け。こうした主観的なリスクの等級付けは、通常、発電用原子炉設置者の確率論的リスク評価(PRA)では十分にモデル化されない可能性がある設備のリスク重要度を定めるために実施される。

- (d) 炉心損傷頻度(CDF: Core damage frequency)よりも早期大規模放出頻度(LERF)、内的事象(例えば、冷却材喪失事故(LOCA: Loss of coolant accident))よりも外的事象(例えば、火災、地震、洪水)、又、通常運転時よりも停止時の方がリスク重要度が高い構造物、系統および機器(SSC)に対しては、機器を選定するのに確率論的リスク評価(PRA)における支配的事故シーケンスを使用することが適切である場合もある。

その他のリスク基準(例えば、運転経験、技術的判断など)は、チームリーダーが定める。

また、当該アプローチにおいて、裕度判定のための検査領域の決定や機器の裕度評価の際の留意事項については、後述の5.1(2)参照のこと。

(3) (事故)事象シナリオに基づくアプローチ :

(a) 発電用原子炉設置者の最新の確率論的リスク評価(PRA)モデル、本庁におけるPRAの評価モデルやリスクブック及び当該発電所サイトの個別事項の重要度評価(SDP:Significance Determination Process*)等を用いて、事故シーケンスに関連した機器を選定する。そうした事故シーケンスは、次の広範なカテゴリー、すなわち、起回事象頻度および緩和設備/緩和機能(緩和設備の使用又は復旧のための運転員の対応や措置を含む)に区分することができる。これらのカテゴリーをそれぞれ検査すべきである。

(b) 起回事象に関しては、当該施設及び他の施設で起回事象を生じさせたメカニズムを検査する。一部の起回事象に関しては、過去に多数の事象が発生していると考えられるものもあり、その場合、当該発電所サイト特有のものおよび当該の原子炉の種類に適用可能な最近のものを重視して、検査対象の抽出・選定を行う。なお、検査には、起回事象が発生する前に、運転員に警告を発し、停止措置を講じさせた可能性がある警報発報および指示発出も含める。この種のパフォーマンスの欠陥は、原子力規制検査におけるSDPの下では、グリーン判定(リスク重要度が非常に低い)としてスクリーニングアウトとなる可能性があるが、これらの過誤/欠陥等を特定・改善することで、公衆のリスクが低減されるものもある。

(c) 緩和設備に関しては、確率論的リスク評価(PRA)モデルの支配的カットセット*となる基本事象を、特定の機器に関連づけることが必要となる。当該リスク情報を活用する必要性を判断するには、機器の重要性測定、例えば、Birnbaum指標(バーンバウム指標:ある事象の生起確率が変化した時に、炉心損傷頻度がどれほど変化するかを示す指標、詳細は付属文書6(重要度指標)参照)などがあり、この指標の数値結果は、機器が1年間使用不能になるリスクの増加で示される。

* 確率論的リスク評価(PRA)でよく用いられる最小カットセット法により導かれる最小カットセットのことと思われる。Fault Tree図から事象の発生確率を計算するためには、まず、ブール代数の基本則を利用して事象の重複をなくし、次にベースとなる確率計算の内容を把握し、最後にトップ事象を発生させる基本事象の最小の組合せ(最小カットセット)を決定することが必要である。この最小カットセットの生起確率が事象の発生確率であり、Fault Tree図とブール代数のどちらからでも求められる。

(d) 以下の構成要素も考察すべきである。

- ① 妥当な被ばく時間は何時間か。
- ② 当該の機器は待機状態か、それとも通常運転状態か。
- ③ 通常運転条件は、事故条件をどの程度反映しているか。
- ④ 事故時性能の観点で、定期試験によってどの程度の信頼度がもたらされるか。
- ⑤ 関与する潜在的故障メカニズムは何か。
- ⑥ 技術仕様によって機器の使用不能時間が左右されるか。
- ⑦ 機器の故障からの復旧までのプロセスは妥当か。

(e) シナリオ例 :後述の5. 1(3)を参照のこと。

機器検査時に重視し着目すべき属性は、ここまでに述べたアプローチや考察の結果に応じて変更することも考慮すべきである。

また、選定した検査対象機器に対して、検査時に留意すべき事項については、5. 1(4)参照のこと。

検査対象機器を選定したら、次の2つの面を検査に含めるべきである。

- ・最初の検査項目は、共通原因故障を生じさせる恐れがあるメカニズムであることの確認。
- ・2番目の検査項目は、機械の運転・稼働履歴／信頼性がPRAの基本事象の故障確率と合理的に整合していることの確認。

3. 2 検査頻度

全ての設計適合性確認の検査(CDBI)は、3年ごとの周期で実施すべきである。

本検査手順には、408時間(±15%)の検査時間がかかると見積もられている。この見積りは、チームリーダーと2～3名の本庁専門検査官(運転／保全および工学)で構成される複数専門分野にまたがったチーム構成に基づいている。さらに、チームには機械、電気および計装制御分野の2名の専門家(請負業者の設計専門家も含む)も含まれる。

3. 3 実施体制

この検査は、チームリーダーと2～3名の本庁専門検査官(運転／保全および工学)で構成される複数専門分野にまたがったチーム構成に基づく実施体制で実施されるべきである。

さらに、チームには機械、電気および計装制御分野の2名の専門家(請負業者の設計専門家も含む)も含まれるべきである。

4. 検査手順

4. 1 検査の準備

当該検査の準備および概略のスケジュールは以下のとおりである。

(1) 現地視察／検査対象選定期間には以下を含めるべきである。

(a) 最近の設計適合性確認の検査(CDBI)報告書を見直す。

(b) プラントにおけるリスク重要度が最も高い事象のシナリオおよび機器について十分に把握する。

(c) プラントにおけるリスク重要度が最も高い(上位10ランク)安全システムについて十分に把握する。

(d) プラントの電気設備設計について十分に把握する。

(e) 本庁専門検査官から入手したリストから、第一候補となる検査対象機器を選定する。

(2) 現地検査準備／検査対象の選定(第1週)

(a) 本庁〇〇によって適切な代替案が提案・承認されない限り、チームリーダー自身が現地視察／出張を行うものとする。この現地検査準備時、チームリーダーは、サイト訪問前に検査対象の第一候補として選定した機器の妥当性を確認する。

チームリーダーは、本庁専門検査官によって検査対象として提案された機器が、現在のプラントリスクを反映しており、事業者等の現地要員との協議、過去の検査結果及び最新の運転経験情報に基づいて、検査されるべき対象として適切であることを確認する。

当該プロセスには、事業者等のリスクを評価する部門の管理者および職員との協議が含まれる可能性があるため、現地検査準備期間には、本庁専門検査官を同伴して、検査対象の機器の綿密な調査の支援を受けることが推奨される。

(b) チームリーダーは、最初の事務所内準備週間中に、チームメンバーが機器のリスク重要度を理解することができるように、検査対象として選定した機器に関連した施設の手順書、図面、改造に係る資料一式、計算書、解析書及びその他の背景情報を特定し、入手するものとする。

(c) チームリーダーは、検査要件を満たすのに必要な数よりも多くの数の機器を選定すべきである。そうすることで、最初の事務所内準備週間中に他のチームメンバーが検査対象候補の機器を精査することが可能となる。

(3) 本庁内検査準備／検査対象の最終決定(第2週)

検査チームは、基本的に検査対象に選定する機器をこの期間に最終決定を行う。ただし、現地確認時に検査対象として選定した機器を多少変更することは容認される。

チームリーダーは、本庁内での検査準備期間中に、チームメンバーがやり取りする機会を最大限に活かすことによって、チームメンバー間の信頼関係を高め、チームとしての組織力を高めるよう努め、チームの移動日以外、チームリーダーは、本庁内でのチーム会議を適時開くべきである。

さらに、チームリーダーは、事業者等が提供している情報に、本庁が招へいた専門家(請負業者の設計専門家も含む)を含めたチームメンバーが、十分かつ適宜アクセスできることを確実にするものとする。そうすることで、規制側は、事業者等の設計情報を十分に調査し、最初の現地検査週間前に、機器の設計に関する質問をまとめることが可能になる。

(4) 選定した検査対象の現地検査(第3週)

(5) 本庁内検査作業(第4週)

チームリーダーは、定期的なチーム会議を開くことによって各自の執務場所で作業しているチームメンバーと連絡を取り続ける。

- (6) 選定した検査対象の現地検査(第5週)
- (7) 選定した検査対象の現地検査(検査の最終週) (第6週)
- (8) 検査結果の文書化(報告書等の作成) (第7週)

本庁〇〇は、後述する資源見積及び招へいた専門家(請負業者の設計専門家も含む)の業務契約の範囲を超えない限り、当該スケジュールを変更してもよい。

チームリーダーは、検査の準備および各チームメンバーの報告書情報の統合のためにより多くの時間を必要とすることも考慮しておく。

なお、現地確認時および検査時には、チームリーダーは、チーム会議を開くことができる。また、検査官が他のチームメンバーの作業の妨げとならずに事業者等の現地要員との面談を実施することができるように、必要な場合は、十分な現地作業スペースを事業者等に要請する。

4.2 検査の実施

当該検査は、以下の4つの分野毎に、記載された検査手順に従って実施する。

- (1) 設計分野の検査 : 機器が要求通りに機能し、関連系統の適正な動作を助けていることを確認する。設計上の仮定、境界条件および解析モデルの適切性を検証する。発電用原子炉設置者の解析方法の適切性を検証するには、専門的な知識を要する職員等による独立かつ並行した計算が必要となることもある。

設置及び試験で確認済みの系統構成によって、設計基準が満たされているかどうかを判断する。設計の本来の目的に即して過渡および事故時に、系統が機能することが要求される状態や条件を検査する。最新の設工認や安全性向上評価等の情報を設計又は運転手順等に係る情報として使用する場合、それらの情報が設計基準と整合しているかを検証すべきである。また、安全関連機器と非安全関連機器の間のインターフェースについても検査する。

本検査においては、試験によって十分に実証されていない性能・機能、最近、詳細な本庁の検査を受けていない性能・機能又は機器の機能上重要である性能に重点を置く。

付属文書1(設計適合性確認の検査時の共通属性)には、機器が所要の機能を果たす上で必要な共通属性および想定される検査作業を記載した。このリストは、選定した機器に基づき適宜修正すべきものである。

また、付属文書2には、「設計適合性確認の検査時の考察事項」を記載している。

- (a) 保留／延期又は中止された技術的措置項目、一時的な改造・変更、運転上の不適合に対して一時的に認められた特別な運用、運転又は技術部門によって監視が継続されている項目を含む未解決の設計上の問題を検査する。過去3年間に、当該の系統を何時、どのような理由で通常ではない系統構成で動作させたかの事例を、運転記録及び技術部門の職員との面談によって特定する。

(b) 設計基準、許認可基準及び機器の動作性能が、改造を通して劣化していないことを確認する。当該「(1)設計分野の検査」および附属文書7(プラントの一時的および恒久的改造に係る検査手順)で特定された活動の実施によって、改造の設計上の妥当性を検査する。

(c) 事業者等が、原子力規制委員会による事前承認を得ずに、施設又は手順の改造・変更、試験(テストラン等)の実施を行う可能性がある条件を検討したことを確認する。改造・変更、試験が、許認可変更を得ずに遂行可能であると、事業者等が適切に結論したことを確認する。

評価は不要と事業者等が判断した改造・変更、試験に関して、事業者等の結論について、附属文書8(プラントの改造、試験および実験に係る判断基準等)と整合していることを確認する。詳細は附属文書7(プラントの一時的および恒久的改造に係る検査手順)を参照のこと。

(d) 改造後の試験で、以下を検証することによって、運転性が確立されているかどうかを判定する。

- ① 意図的でない系統間の相互作用が発生しないこと。
- ② 改造によって影響を受けた可能性があるリスク重要度が高い構造物、系統および機器(SSC)の動作特性が設計基準に適合していること。
- ③ 改造の設計上の仮定が適切であること。
- ④改造後の試験の許容基準が満たされていること。

(e) 運転員の対応や措置が、事業者等の設計基準又は確率論的リスク評価(PRA)解析で仮定されているとおりに遂行可能であることを確認する。

この検査要件の意図は、技術的情報および仮定の検証を助勢することである。

チームメンバーに余裕があれば、チームは、操作手順の他の側面、例えば、その手順を実行するのに何らかの特別な設備が必要かどうか、当該設備が利用可能で正常に使用可能であるかどうか等を検証してもよい。さらに、チームは、運転員が設備の配置および操作に関して十分な知識を有することを確認することを選定してもよい。

運転員の対応や措置の主要なものが、設計解析の制約内で実行可能であるかどうかを検証する際には、以下の観点から考察すべきである。

- ① 必要とされる特定の運転員の対応や措置
- ② 機器に対して想定される潜在的な過酷な環境条件、又は長時間その状態であることが不適切な環境条件
- ③ 職務を遂行するために運転員が通る進入経路／退出経路に関する一般的議論

- ④ 必要とされる対応や措置の手順・手引
- ⑤ 対応や措置の実行に必要とされる何らかの運転員の資格認定、又は対応や措置を実行する上で必要な特定の運転員訓練
- ⑥ 対応や措置を実行する上で事業者等が必要とする追加の支援要員・設備
- ⑦ 状況判断および必要な対応や措置が成功したことの確認に用いられる校正済み計器、又は運転員の当該対応や措置が必要かどうかを中央制御室運転当直長が判断するのに必要とする情報の根拠
- ⑧ マニュアル作業による対応や措置実施時に起こりうるヒューマンエラーから復旧する力量及びそのような復旧に必要なと想定される時間
- ⑨ 提案されている運転員の対応や措置のリスク重要度の検討
- ⑩ 安全解析に基づく対応や措置の完了に使える時間および必要な対応や措置を制限時間内に完了することができることの検証並びに妥当性確認に発電用原子炉設置者が用いる手法。この検査領域には、発電用原子炉設置者が、当該対応や措置に想定している作業のタイムチャートの妥当性確認のための現場ウォークダウンを含めるべきである。補助設備操作員が、制御室外で遂行しなければならない、時間が限定された措置又は特定の時間を実施しなくてはならない措置に特に注意すべきである。
- ⑪ 与えられた事象又は事故条件下における運転員の対応や措置の妥当性確認を行うため、シミュレーターによる模擬訓練を観察する。

(2) 保全分野の検査：

検査対象に選定された機器に対して、実施される事業者等の保全上の是正工事の概要を入手する。実施される保全上の是正工事の作業内容について、系統内の各機器に対して実施される作業に、どのような種類があるのかを検査官が十分に理解できる程度には、事業者等に説明させる必要がある。

さらに、検査官は、そうした保全上の是正工事作業の検査を通して、事業者等の予防保全又は高経年化対策などのその他のプログラムが、機器の故障を防止する上で、合理的な範囲で有効なものであるかどうかを判断すべきである。保全上の是正工事作業の理由を理解するには、施設の技術部門又は運転部門との協議が必要となる可能性もある。

- (a) 機器の機能の実現性に影響を及ぼす恐れがあるような、著しく繰り返される保全作業の要請および不具合(欠陥)を検査する。
- (b) 安全関連設備と関連した予防保全(PM:Preventive Maintenance)に必要な条件を定め、保全を実施し、機能を維持する保守管理手順を事業者等が有することを確認する。

- (c) 予防保全活動が、予定どおりに実施されることを確認する。予定どおりに実施されない場合、その後、その予防保全を延期および／又は再計画する管理が、保守部門の管理者によって行われることを確認する。今後の故障を防止する上で、予防保全プログラムが変更可能かどうかを判断するために、どのような設備故障も評価の対象とすべきである。
- (d) ベンダー(製品の供給業者又は調達先)が推奨する使用寿命の期間を超えた機器に対する処置手順を、事業者等が順守していることを確認する。
- (e) 安全関連機器および付属機器を特定するために、定められた品質保証基準の要件を満たさなければならない安全関連機器について、事業者等が作成した一覧表を利用する。その一覧表から、同等の機器が、定期の予防保全プログラムの対象に含まれていることを確認する。
- (f) 本来の耐用年数を超えても系統内に残されている機器又は付属機器が、根本的な故障原因となっている事例を抽出するために、検査した機器の過去の機器故障を見直す。
- (g) ベンダーが推奨する寿命を超えた機器に関しては、安全関連機器の予防保全プログラムを管理する発電用原子炉設置者の手順を参照して、当該発電用原子炉設置者が以下に当てはまることを確認する。
- ① 当該機器を含む予防保全プログラムを有すること。
 - ② 適切かつ不偏で、学会や業界内にて認められた標準を組み込んだ予防保全プログラムを有すること。
 - ③ 定期的な試験実施、又は環境的影響(温度上昇、湿度、過酷な環境)を考慮に入れた技術的評価を通して、ベンダーの推奨寿命を超えて設置されている機器の経年に係る問題を適切に評価していること。
なお、バッテリー、ケーブルおよびその他の電気部品などの一部の設備には、想定耐用年数を見積る計算式がある。温度上昇および浸水などのその他の危険な条件、又は普通ではない運転上の要求(異常又は非対称的な負荷等)が、適切に考慮に入れられていない場合、推定耐用年数は減少し、機器が想定よりも早く故障する状況に陥る可能性がある。
- (h) 「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド(平成25年6月原子力規制委員会)」「実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド(平成25年7月8日制定 平成25年12月18日改正 原子力規制庁)」に基づく高経年化対策検査の対象となる(認可後40年を過ぎた運用を計画している)リスク重要度が高い構造物、系統および機器(SSC)が、高経年化(例えば、材料の劣化・腐食、亀裂、伝熱低下)に関して、適切な高経年化対策プログラムに従って管理されていることを確認する。本来の機能を喪失する前に、劣化が特定されることを確実にすることを目的として、高経年化の兆候を評価して、高経年化対策プログラムへの変更が必要となるかどうかを判断すべきである。

(i) 設備の配置的なずれを発見するために、ウォークダウン検査を実施する。また、腐食、留め具喪失、亀裂、保温材劣化などの不具合(欠陥)状態を検査する。詳細は、付属文書3(機器ウォークダウン時の確認事項)参照のこと。

通常は接近不可能な区域については、事業者等の検査記録等を入手する(例えば、系統の配管が密に設置されている一部の区域は、通常は接近が不可能だが、事業者等が、過去に定期事業者検査を実施していて、その際に検査の結果を記録している可能性もある)。入手可能な場合、そうした種類の検査時に撮影された写真又はビデオにより検査する。

現状の運転性能が正当化されるなら、追加の検査は不要である。運転性能評価に暫定的な補強措置が含まれる場合、その措置が実施されており、意図どおりに機能し、適切に管理されているかどうか確認する。現状の運転性能が正当化されないなら、保安規定の運転上の制限(LCO:Limiting Conditions for Operation)に対する影響を判定する。

(3) 問題点の特定と解決分野の検査 : 後述の4.3参照のこと。

(4) 運転経験上の問題の検査 :

選定した機器に関連した運転経験上の問題及びその機器に関連しない一般的又は共通原因の問題を検査する。

選定した運転経験のうちの一部には、「発生防止」および「閉じ込めの維持」の小分類事象を含めるべきである。

事業者等が、どのように各項目を評価し、処理したかを評価する。

検査の重点は、それまでに運転経験で取り扱った条件が適用されないものか、又は、機器の運用ができるようにするために事業者等によって適切に対処されているかに置くべきである。

具体的には、運転経験上の課題項目が解決されたことを示す、書面による事業者等の評価以上の客観的証拠を入手する。例えば、運転経験上の課題項目が、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。運転経験によって機器の改造が要求された場合、その改造が完了していることを確認する。

原子力規制検査における機器の設計適合性確認の検査(CDBI)で特定された指摘事項については、本庁のサーバーの所定のフォルダへの保存を義務付けることで、以前の指摘事項についても参照できるようになり、事業者等が自プラントのみならず、他施設の指摘事項に対しても水平展開的に対処しているかを検査メンバーが確認する一助となる。

なお、過去の設計適合性確認の検査(CDBI)で検査された機器を、再検査してもよい。この場合には、以前検査されていない属性、又は属性条件が変化した箇所(ハードウェア又は運転方法の変更・修正によるもの、実績等)を含めてもよい。

4.3 問題点の特定と解決

事業者等が、技術的な設計上の課題および問題を特定し、それらを是正処置の対象に含めていることを確認する。

- (1) 検査対象に選定した機器に対して記述されたすべての不適合管理・是正処置の文書の要約を入手する。チームによる追加の検査を目的に、フルセットの是正処置文書を要求すべきかどうかを判断するために、特定された不具合(欠陥)を、事業者等に系統、機器、重要度(是正処置文書に割り当てられた事業者等の重要度判断を使用)毎に分類させ、それについて十分な説明を付与させる。
- (2) 事象および劣化・欠陥状態が原因のものも含めて、少なくとも過去3年間の選定した是正処置文書を検査する。事業者等の是正処置の妥当性を評価するために、検査チームの強化、又は特別検査の報告書の見直しを行う。事業者等の技術的評価(是正処置結果の評価、技術的評価、運転性能判断等)の妥当性を検査する。運転性能が正常化され、問題が適切に特定され、是正されているかどうかを確認する。評価中の状態に関して、事業者等が、他の劣化状態および補強措置に対する影響を考察しているかを確認する。
- (3) 以前の設計適合性検査(CDBI)時に特定された問題に対して、事業者等が講じた是正処置の有効性に関してサンプルを抽出する。
- (4) 検査報告書には、検査したすべての是正処置報告書を記載すべきである。検査報告書には、さらに、現在の設計適合性確認の検査(CDBI)の検査チームが特定した問題を解決するために作成された是正処置文書は、「検査した文書のリスト」として共通のタイトルを付けた上で、検査報告書の添付文書として記載すべきである。

5. 検査の手引

5.1 検査の視点

(1) 設計適合性確認の検査(CDBI)の実施に当たっては、参考となる主要な情報源については、付属文書4(情報源)を参照のこと。

(2) 検査対象の選定におけるリスク重要度／低裕度アプローチ上の留意事項:

裕度判定のために特定の検査領域を定める際には、PRAの機能的達成基準を満たすのに必要な機器および運転員の資格・力量をチームで幅広く評価すべきである。

例えば、検査対象の選定審査で、特定のポンプの起動故障又は継続作動故障をリスク重要度が高いと特定した場合、裕度判定では、ポンプ流の喪失の合理的な原因となり得るすべての条件(例えば、吸込ストレーナの詰まり、動力の喪失、正味吸込水頭(NPSH)の不足、弁の弁体ずれ又は故障等)を考察すべきである。

裕度判定では、有効裕度に対するプラント改造又は許認可基準変更の影響を評価すべきである。大幅な出力増強など、安全解析裕度を減少させる可能性がある許認可関連の変更を考慮する。この情報を入手するには、本庁審査部門と連絡を取ることが必要となる。

機器の裕度を評価する際は、以下の属性を考察すべきである。

解析(設計)上の裕度とは、機器のパフォーマンスに関連した設計計算における裕度である。例えば、ポンプの解析上の裕度には、設備の計算上の能力と比較した、ポンプがその機能を果たすのに必要な流量および水頭が含まれる。

位置を変更する必要がある弁に関しては、弁推力裕度(流体によって弁体に働く不平衡推力に抗するモータ等による推力の裕度)およびストローク時間裕度(開閉時間の要求がある場合の裕度)を考察すべきである。

非常用ディーゼル発電機又は蓄電池に関しては、容量裕度を考察すべきである。こうした設計裕度の値は、事業者等の設計解析から抽出することができる。

機器の設計上の性能と実際の性能の間のマージンは、試験結果から抽出することができる。試験条件とは異なる可能性がある事故条件に対して、許容基準が適切であることを確認するためには、機器の試験上のレイアウト(配置・配列)を評価する。

運転裕度は、危険性が高いか又は緊急を要するか、又はその両方の運転時に動作することが要求される機器を指して用いられる種類の裕度である。

発電所の電源喪失時には、手動で設備を制御する迅速な運転員の対応や措置にプラントは依存する可能性があり、設備の運転は特定の制限時間以内に行われるべき運転員の対応や措置に依存する可能性がある。例えば、運転員は冷却水を喪失した場合、PWR内の原子炉冷却水ポンプのシール水の喪失を防止するために、特定の時間内に充填ポンプを再調整することが要求される可能性がある。そうしたケースにおいて、機器が想定とおりに反応しなかった場合、運転員は復旧にほとんど時間をかけられない状況に陥る可能性がある。

保全裕度は、裕度判定中の機器の物理的状態および信頼性を指して用いられる種類の裕度である。プラントのPRAでは、設置された機器の実際の信頼性が反映されないこともある。

系統健全性報告書、プラント状態報告書および運転経験の見直し、並びに要員(運転部門又は保守部門の要員等)との協議によって、故障履歴がある機器を特定することも可能である。例えば、重大な漏えい履歴がある隔離弁は、流体システムの保全裕度を低減させる恐れがある。信頼性の低い換気空調系(HVAC)機器は、エリア内の重要設備に影響を及ぼす恐れがある。保全記録を見直し、さらに駐在検査官からも情報を入手する。

複雑性裕度は、考察中の機器と関連した設計の複雑さに係る主観的評価を示す種類の裕度である。

より複雑な設計ほど故障に対して脆弱な可能性があり、潜在的な共通モードの故障を引き起こす恐れがある設計ミスを含んでいる可能性が高い。例えば、機器の制御における誤った設定値が、多重設備の両系列に適用され、その結果として両系列が一緒に故障に対して脆弱になる恐れがある。

(3) 検査対象の選定における(事故)事象シナリオに基づくアプローチのシナリオ例:

- (a) 例1 : 当該例は、安全関連の計装用電源として、通常Birnbaum値 2×10^{-4} の計装用インバーター電源が使用され、事故状態における負荷を超えない範囲の負荷がかかっている状態の場合である。

このような場合に、インバーター電源の故障からの復旧事象を想定することは合理的ではない。インバーター電源は、8時間おきに原子炉補助設備操作員によって定期的に監視されており、その故障については、複数の警報および電源供給先設備の故障表示によって中央制御室の運転員に確実に認識されるが、その故障がただちに原子炉トリップを引き起こすことはないからである。

実際、保安規定では、計装用インバーター電源喪失の6時間以内にプラントを停止することを要求しているだけである。

しかし、Birnbaum値だけを考慮すると、この機器は検査サンプルに含めるべき「高」リスク機器となるが、現実的には、この機器はプラント停止前に1日足らず使用不能になり得るだけである。

従って、リスク重要度は、 $2 \times 10^{-4} \times 1 / 365 \text{日} = 5.5 \times 10^{-7}$ (グリーン判定)で、リスク重要度が非常に低いとの評価になる。当該事象に対応するための復旧時間(被ばく時間)の妥当性、当該インバーター電源の通常の運転条件が実質的に定期的試験の実施のみであることを考えると、これは「低」リスクと分類すべきである。

(b) 例2：当該例は、Birnbaum値 2×10^{-4} の一般仕様の補助給水ポンプが、原子炉補助設備操作員によって定期監視されずに待機状態で維持されている状況の場合である。

このポンプは、四半期ごとに稼働(実質的にウォーターハンマーによる衝撃試験と等価?)され、18ヶ月おきに揚程曲線までフロー試験が実施される。

この機器は、明らかに検査サンプルに含めるべきである。単純なしゃ断器故障又は吐出弁の弁体ずれは、現実的に90日間の復旧時間(被ばく時間)、 $2 \times 10^{-4} \times 90 / 365 \text{日} = 5 \times 10^{-5}$ (黄色判定)のリスク重要度となる。

これは、PRAにおいては、起動失敗に相当する。また、フロー試験時には、軸受の組立不良が、リスク重要度 2×10^{-4} (赤判定)の継続的な動作故障として顕在化する可能性がある。

(4) 選定した検査対象機器に対して検査時に留意すべき事項：

待機(スタンドバイ)機器においては、起動時の故障よりも継続的な動作故障の方が、その故障の性質上、復旧することがより困難であるので、はるかに深刻である(すなわち、軸受の組立不良の修正には、単純なしゃ断器故障又は弁体のずれの修正よりもはるかに長い時間がかかる機器の分解が必要になるからである。)ことを認識するべきであろう。

さらに、リスク重要度が高い構造物、系統および機器(SSC)の長期間に渡る動作性能の維持を検証するために実施する試験は、実施される頻度が低いため、継続的動作故障の発覚が遅れ、このため回復に要する作業員の被ばく時間が長くなる。従って、FTR (Fail to load/run.)メカニズムの検査を優先すべきである。

また、ポンプの吸込弁の検査の方が、吐出弁の検査よりも優先されると考えられる。その理由は、機械的又は電氣的故障が原因でも、弁の誤配置が理由でも、吸込弁の故障は、数分のうちに復旧不能なポンプ故障を引き起こす恐れがある一方で、吐出弁の故障は、数時間をかけてポンプの故障を引き起こす恐れがあり、時間的余裕に歴然とした違いが見られるからである。

6. 参考図書

6.1 法令、基準等

- (a) 設置許可基準規則第〇条
- (b) 技術基準規則第〇条

6.2 技術資料等

- (a)原子力検査官研修「○×」テキスト
- (b)「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド(平成25年6月原子力規制委員会)」
- (c)「実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド(平成25年7月8日制定 平成25年12月18日改正 原子力規制庁)」
- (d)NRC資料
- ・検査手順書 71111.21 設計適合性検査(IP71111.21, Component Design Bases Inspection)
 - ・検査手順書 71111.04 機器のアライメント(IP 71111.04, Equipment Alignment)
 - ・検査手順書 71111.15 運転性評価(IP 71111.15, Operability Evaluations)
 - ・検査手順書 71111.17 変更、テスト又は実験および恒久的な原子力発電所改造の評価(IP 71111.17, Evaluation of Changes, Tests, or Experiments and Permanent Plant Modifications)
 - ・検査手順書 71111.22 定例試験(IP 71111.22, Surveillance Testing)
 - ・検査手順書 71152 問題の特定および解決(IP 71152, Problem Identification and Resolution)
 - ・検査手順書 93801 安全システム機能性検査(SSFI)(IP 93801, Safety System Functional Inspection (SSFI))
 - ・情報通知97-078. 自動操作に代わるオペレータ行動および反応時間を含むオペレータ行動の改善の信用性(Information Notice 97-078, Crediting of Operator Actions in Place of Automatic Actions and Modifications of Operator Actions, Including Response Times)
 - ・情報通知2008-02. 「機器設計基準検査時に特定された所見」(Information Notice 2008-02, “Findings Identified During Component Design Bases Inspections”)
 - ・(NRC)局-04-0071. 2004年4月29日付「設計問題に対する米国原子力規制委員会(NRC)の検査の有効性向上のための提案計画」(ML040970328)(SECY-04-0071, “Proposed Program to Improve the Effectiveness of the Nuclear Regulatory Commission Inspections of Design Issues,” dated April 29, 2004 (ML040970328))
 - ・(NRC)局-05-0118. 2005年7月1日付「エンジニアリングおよび設計問題に対する米国原子力規制委員会(NRC)の検査の有効性向上のための実行計画の結果」(ML051390465)(SECY-05-0118, “Results of the Pilot Program to Improve the Effectiveness of Nuclear Regulatory Commission Inspections of Engineering and Design Issues,” dated July 1, 2005 (ML051390465))
 - ・経年変化共通教訓書(GAAL)レポート. NUREG-1801最終報告書. 改定2. (ML103490041)(Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report, NUREG-1801 Final Report, Revision 2(ML103490041))
 - ・検査手順62708. 電動駆動弁の能力(ML13142A123)(IP 62708, Motor-Operated Valve Capability (ML13142A123))

7. 変更履歴

No.	変更日	施行日	変更概要	備考
1	Hyy/mm/dd	Hyy/mm/dd	制定	
2				
3				
4				

付属文書 1: 設計適合性確認の検査時の共通属性

出典: NRC 検査手順書 71111.21 設計適合性検査 (IP71111.21, Component Design Bases Inspection)

共通属性	検査作業
<p>プロセス媒体</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 水 ● 空気 ● 電気信号 	<p>事故／事象発生状態においてプロセス媒体の利用が可能で制限されないことを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 例: 補助給水ポンプに関しては、事故状態でも代替の給水源が利用可能であることを確認する。 ● 例: 非常用炉心冷却系の配管に関しては、設計基準又は技術仕様書で要求されるように配管にボイドが発生しないことを確認する。
<p>エネルギー源</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 電力 ● 蒸気 ● 燃料と空気 ● 空気 	<p>要求される機能の制御に使用されるものを含めて、エネルギー源が事故／事象発生状態で利用可能でかつ十分であることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 例: ディーゼル駆動の補助給水ポンプに関しては、事故の持続時間に対してディーゼル燃料が十分であることを確認する。 ● 例: 空気式加圧器の電動逃し弁に関しては、給・排水操作の支援に十分な空気だめが存在しているか又は計器用空気が利用可能であることを確認する。 ● 例: 予備直流電池に関しては、電池容量が十分であることを確認する。
<p>制御</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 始動 ● 制御 ● 停止 	<p>事故／事象発生状態においても機器の制御装置が機能し、必要な制御が可能であることを確認する。</p> <p>例: 格納容器サンプへの吸込切替の信号を送信する燃料取替用水貯蔵タンクの水位計に関しては、十分な貯水量を確保し、所要の正味吸込水頭の喪失を防止するように設定された設定点が問題ないことを確認する。</p>
<p>運転員の対応や措置①</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 始動 ● 監視 ● 管理停止 	<p>操作手順(通常、異常、又は非常)が事故／事象発生状態の運転員の対応や措置と整合していることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 例: 事故解析で格納容器ファン・クーラーが低速で動作していることが仮定されている場合、手順にこの要件の点検が含まれていることを確認する。 ● 例: 事故解析で格納容器スプレイが特定の時間内に手動で始動されると仮定されている場合、想定時間内の手動始動が手順によって確実にされていること、およびその手順の妥当性を確認するために実施された試験が設計基準上の仮定と整合していることを確認する。

共通属性	検査作業
運転員の対応や措置② <ul style="list-style-type: none"> ● 始動 ● 監視 ● 制御 ● 停止 	運転員が必要な決断を下すために計装および警報を利用可能であることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ● 例：注入から再循環への切替えに関しては、その作業を遂行するのに十分な情報が警報および水位計によって運転員に提供されることを確認する。
熱除去 <ul style="list-style-type: none"> ● 冷却水 ● 換気 	主要機器から熱が十分に除去されることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ● 例：非常用ディーゼル発電機に関しては、用水による熱除去が延長運転に十分であることを確認する。
設置構成(レイアウト) <ul style="list-style-type: none"> ● 高度(エレベーション) ● 流路構成 	ウォークダウン又はその他の手段によって、機器の設置構成が事故／事象発生状態でも設計基準の機能をサポートすることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ● 例：水位又は圧力計装の設置位置が計器設定点計算と整合していることを確認する。 ● 機器構成が設計上の仮定と整合するように維持されていることを確認する。
操作	機器の動作およびアライメントが設計および許認可基準の仮定と整合していることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ● 例：格納容器スプレイ系機器に関しては、緊急時対応手順の変更が設計上の仮定および要件に影響を及ぼしていないことを確認する。 ● 例：用水系統機器に関しては、流量調整によって事故緩和を支援するのに十分な熱伝達が確保されることを確認する。
設計 <ul style="list-style-type: none"> ● 計算 ● 手順 ● プラント改造 	設計基準および設計上の仮定が設計計算および手順に適切に反映されていることを確認する。 さらに、選定した機器の動作能力が改造を通して低下していないことを確認する。
試験 <ul style="list-style-type: none"> ● 流量 ● 圧力 ● 温度 ● 電圧 ● 電流 	設計および許認可基準に適合していることを保証するために試験したパラメーターの許容基準が計算又はその他の技術文書によって裏付けられていることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ● 例：設定点の裕度および計器の誤差を考慮に入れて、流量許容基準が水頭の喪失に関連した事故状態で要求される流量と関連付けられていることを確認する。 ● 個々の試験および／又は解析によって事故／事象発生状態における機器操作の妥当性が確認されていることを確認する。 ● 例：EDG(非常用ディーゼル発電機?)シーケンサー試験で事故状態のシミュレーションが適切に実行され、設備の反応が設計要件に準拠していることを確認する。

共通属性	検査作業
機器劣化	<p>潜在的劣化が監視又は防止されていることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 例:アイスコンデンサに関しては、空気流路が設計仮定と整合するように維持されていることが検査作業で保証されていることを確認する。 ● 機器の交換が供用期間／機器認定寿命と整合していることを確認する。 ● 運転サイクルに依存する機器に関してサイクル数が適切に追跡されていることを確認する。 ● 高経年化の影響(材料の減損、予荷重 (preload) 喪失又は亀裂)を特定、処理および／又は防止する高経年化対策プログラムで制定された活動が実施されていることを確認する。必要に応じて本庁担当部門(認可更新連絡窓口)に相談して支援を得る。
設備／環境の適合性 <ul style="list-style-type: none"> ● 温度 ● 湿度 ● 放射線 ● 圧力 ● 電圧 ● 振動 	<p>あらゆる条件で想定される環境に対して機器の検証が適切であることを確認する。</p> <p>例:事故状態の室温に対して機器が検証されていることを確認する。</p>
設備防護 <ul style="list-style-type: none"> ● 火災 ● 洪水 ● 飛来物 ● 高エネルギー配管破断 ● HVAC ● 凍結 	<p>設備が十分に防護されていることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 例:凍結防止が復水貯蔵タンク(CST)水位計に対して十分であることを確認する。 ● 例:選定されたリスク重要度が高い機器を防護するために、発電用原子炉設置者の高エネルギー配管破断解析によって特定された条件および改造が履行されていることを確認する。
機器入力／出力	<p>機器の入力および出力が用途に適しており、事故／事象発生状態においても問題ないことを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 例:安全な(系統?)構成で、弁が(想定外に?)作動しないことを確認する。 ● 例:適正な機器動作に必要な冷却水、電圧および制御用空気などの機器への所要の入力が供給されることを確認する。

付属文書 2: 設計適合性確認の検査時の考察事項

出典: NRC 検査手順書 71111.21 設計適合性検査 (IP71111.21, Component Design Bases Inspection)

弁

1. 許容インターロックは適切か。
2. 過渡／事故状態で生じると考えられる圧力および差圧においても弁は機能するか。
3. 制御および表示用電源は系統機能に十分か。
4. 制御ロジックは系統機能要件と整合しているか。
5. 劣化した機能を補完および／又は修正するにはどのような手動措置が必要か。

ポンプ

1. 過渡／事故状態においてもポンプは所要の圧力で所要の流量を供給可能か。
2. あらゆる運転条件において十分な正味吸込水頭 (NPSH) が得られるか。
3. 許容インターロックおよび制御ロジックは系統機能上適切か。
4. ポンプ制御装置は自動運転用に適切に設計されているか。
5. 手動制御が必要とされる場合、必要な運転員の対応や措置が操作手順書に適切に記載されているか。
6. 劣化した機能を補完および／又は修正するにはどのような手動措置が必要か。
7. 過渡／事故状態においてポンプに必要な動力が正しく見積もられ、通常および非常用電源容量に含められているか。
8. ベンダーデータおよび仕様は低流量の持続的動作を裏付けているか。
9. 軸受およびシール冷却系の設計および品質は問題ないか。

計装

1. 所要のプラントパラメーターが始動／制御系への入力として使用されているか。
2. 運転員の介入が特定の操作手順で必要とされている場合、適切な警報および表示が設定されているか。
3. 計装の範囲、精度および設定点は適切か。
4. 当該の計装の所定の監視および較正は問題ないか。

しゃ断器およびヒューズ

1. しゃ断器の制御ロジックは機能要件を満たすのに適切か。
2. 短絡定格は所要の短絡動作に準拠しているか。
3. しゃ断器およびヒューズは負荷電流容量に適切な定格か。
4. しゃ断器およびヒューズは直流動作に適切な定格か。

ケーブル

1. ケーブルは想定される環境温度において最大負荷に対応できる定格になっているか。
2. ケーブルは短絡容量に対して適切な定格になっているか。
3. ケーブルは負荷の電圧要件に対して適切な定格になっているか。

電気負荷

1. 想定される最低および最高の電圧条件において適切に機能することが、電気負荷の解析で確認されているか。
2. 負荷は、その突入電流および最大負荷電流に関して解析で確認されているか。
3. 負荷は、その電気防護要件に関して解析で確認されているか。

既設の系統

1. 必要な水の供給能力は、事故状態において最低限の数のポンプが利用するに十分か。
2. 付属文書10(原子力発電所の安全上重要な電気機器の環境的適格性の判定)の対象範囲に該当する改造設備機器が、温度、放射線および湿度等の環境関連の機器検証事項について十分に評価されているか。
3. 系統に対する改造は、当初の設計および許認可基準の要件と整合しているか。

以上

付属文書 3: 機器ウォークダウン時の確認事項

出典: NRC 検査手順書 71111.21 設計適合性検査 (IP71111.21, Component Design Bases Inspection)

1. 設置された機器は、配管計装系統図と一致しているか。
2. 設備および計装の高さ(elevations)は、設計上の機能をサポートするようになっているか。
3. 配管および計装管類の勾配は、適切なものとなっているか。
4. 所要の設備防護用バリア(壁など)および系統(凍結防止等)は、万全か。
5. 設備の位置が、洪水、火災、高エネルギー配管の破断、又はその他の環境的懸念事項の影響を受けやすい位置になっていないか。
6. 物理的分離/電気絶縁は、十分か。
7. 選定した機器に対して、影響評価を必要とする他の機器の周囲に何らかの非耐震構造物および機器はないか。
8. 機器の設置場所は、オペレータの手動操作が必要な場合、それを容易に行えるような位置になっているか。
9. ベースプレート、ハンガー、サポートおよび支柱は正しく設置されているか。
10. 設備劣化の兆候はないか。
11. 電動弁駆動装置および逆止弁(特にリフト逆止弁)は、製造業者が要求する向きで設置されているか。

以上

付属文書 4:情報源

出典:NRC 検査手順書 71111.21 設計適合性検査 (IP71111.21, Component Design Bases Inspection) Appendix 4

情報	推奨資料
設計基準	最新版最終安全解析報告書(UFSAR) 設計基準文書 系統説明書 設計計算書・設計解析書 配管計装系統図 重要な設計図面 重要な監視手順書 運転前試験文書 ベンダーマニュアル
許認可基準	新規制基準(原文:NRC 規則) プラント技術仕様書 最新版最終安全解析報告書(UFSAR) 安全評価報告書(原文:NRC 安全評価報告書) 運転期間延長認可申請書(原文:経年劣化共通教訓(GALL)報告書、NUREG-1801 最終報告書、改訂第 2 版(ML103490041))
適用事故/事象	最新版最終安全解析報告書(UFSAR) 個別プラント評価 確率論的リスク評価(PRA)解析 緊急時対応手順書(EOP)
系統変更	系統改造パッケージ(改造後試験文書を含む) 安全評価(原文:10 CFR 50.59 安全評価) 一時的改造箇所 作業要請書 設定点変更箇所 緊急時対応手順変更箇所
業界経験	発電用原子炉設置者の事象報告書 通達 一般書簡 情報通知
確率論的リスク評価(PRA)情報	個別プラント評価(IPE) 又は更新確率論的リスク評価(PRA)モデル結果 リスク情報を活用した検査の記録ノート リスク重要度が高い構造物、系統および機器(SSC)のリスク重要度ランキング 支配的事故シーケンス 重要な運転員の対応や措置 外的事象に関する個別プラント評価

付属文書5:早期大規模放出頻度の観点から原子炉格納容器の健全性維持に係る安全上重要な機能を有する構築物、系統および機器一覧

出典:IMC 0609 の付属文書 H の表 4.1

表 4.1 各格納容器タイプの健全性を維持するのに関係する構築物、系統および機器一覧*

(Table 4.1 Containment-Related SSCs Considered for LERF Implications*)

構築物、系統および機器(SSC)	早期大規模放出頻度の深刻さ (LERF Significance)
<p><u>格納容器貫通部シール:</u> - BWR Mark I および II ドライウェル 又は PWR 格納容器 - BWR Mark III ウェットウェル</p>	<p>格納容器と外部環境との隔離機能を担っている貫通部シールは、早期大規模放出頻度にとって重要なファクターである。</p>
<p><u>系統上の格納容器隔離弁</u> - BWRドライウェル又はPWR格納容器内空間と外部環境の接続の用途 - 原子炉冷却系と外部環境の接続の用途、又は格納容器外への開放系としての用途 - 格納容器の内外を接続する閉鎖系としての用途</p>	<p>格納容器内空間と外部環境を接続する大口径の系統(すなわち、ベント系や浄化系)は、早期大規模放出頻度に大きな影響を与えうる。</p> <p>配管口径1~2インチの系統および閉鎖系に接続された系統は、一般的に早期大規模放出頻度にはあまり影響しない。</p> <p>原子炉冷却系統に接続された隔離弁は、系統間 LOCA (ISLOCA) ** に大きく影響する。</p>
<p>主蒸気系隔離弁</p>	<p>BWR Mark I および II のプラントでは、高圧系の事故シーケンスにおいて、MSIV の過大な漏えいは早期大規模放出頻度に大きく影響する。</p>
<p>BWR ドライウェルおよび格納容器スプレイ</p>	<p>BWR Mark I および II のドライウェルスプレイ並びに Mark III の格納容器スプレイは、ライナーの溶融・貫通の防止および圧力抑制プールをバイパスする流体の抑制のために重要な機能である。</p>
<p>格納容器冠水系</p>	<p>BWR Mark I のライナーの溶融・貫通の</p>

	防止のために重要な機能である。
PWR 格納容器スプレイおよび送風冷却器	早期大規模放出頻度だけでなく、格納容器の破損および汚染物質の放出の遅延に大きな影響がある。
<u>水素ガス濃度制御系</u> －点火装置 －空気循環ファンおよび水素ガス混合系	BWR Mark III およびアイスコンデンサ** *を採用しているプラントの早期大規模放出頻度には重要な装置 もし、点火装置が機能しているなら、水素ガス濃度制御系は本命とはならない。
<u>圧力抑制プール系</u> －圧力抑制プール系の健全性を保ち、ベント中の汚染物質を掻き落とす構成部品(例えば、真空破壊弁) －圧力抑制プール冷却系	全ての BWR プラントの早期大規模放出頻度にとって重要な装置 早期大規模放出頻度だけでなく、格納容器の破損の遅延に大きな影響がある。
<u>アイスコンデンサ系***</u> －アイスコンデンサ室扉および氷台 －還気ファン －氷塊還気ファン －製氷室内の外来の異物	重大な冷気流の阻害は、早期大規模放出頻度に大きく影響する。 格納容器スプレイと同様に、早期大規模放出頻度にはあまり影響しない。 氷塊重量の偏りは、早期大規模放出頻度にはあまり影響しない。 炉心損傷頻度(CDF)に影響しない限り、早期大規模放出頻度にはあまり影響しない。
<u>フィルタ系</u> －非常用ガス処理系(SGTS) －中央制御室換気系	支配的な事故シーケンス(例えば、全電源喪失(SBO))では、シビアアクシデントおよびその他の考慮条件により高密度のエアロゾルの負荷によるフィルタの詰まりにより使

	用できなくなるので、早期大規模放出頻度にはあまり影響しない。
(個々の)使用済燃料集合体 -使用済燃料プール内での燃料取扱い事故 -使用済燃料プール外での燃料取扱い事故	単一の燃料集合体に含まれる核分裂生成物の総量はわずかであり、早期大規模放出頻度にはあまり影響しない。使用済燃料プール水に洗われることで、さらに(核分裂生成物の)放出は抑制される。

*リストアップされた構築物、系統および機器のいくつかは、早期大規模放出頻度と同様に炉心損傷頻度に影響を与える。(Some of the listed SSCs could affect the core damage frequency as well as LERF.)

**系統間 LOCA (ISLOCA)とは、原子炉冷却系に接続する他の系統に起こる破断で、クラス I 事故に相当し、一次系冷却材の喪失の原因となる。このタイプの事故は、低圧系統、例えば残留熱除去系 (RHR) が、うっかり原子炉冷却系の高い圧力にさらされ、その許容する耐圧性能を越えた場合に起こりうる。この系統間 LOCA でもっとも問題とされるのが、事故時に破断部から原子炉建屋外へ一次冷却材の放出が行われうることである。これは、主には発電所外の放射線レベルを高くするといった結果を引き起こすことであり、また、長期的な炉心冷却に必要な循環運転中の一次系冷却材の喪失が回復できないためである。

(The ISLOCA is a class of accidents in which a break occurs in a system connected to the reactor coolant system (RCS), causing a loss of the primary system inventory. This type of accident can occur when a low pressure system, such as the residual heat removal (RHR) system, is inadvertently exposed to high RCS pressures beyond its capacity. ISLOCAs of most concern are those that can discharge the break flow outside the reactor containment building, primarily because they can result in high offsite radiological consequences but also because the RCS inventory lost cannot be retrieved for long-term core cooling during the recirculation phase.)

***アイスコンデンサ方式については、日本国内では大飯1、2号機が採用しているが、発電用原子炉設置者により既に廃炉が決定しているので、当該項目は将来的には削除してもよい。

付属文書6:重要度指標

出典:日本原子力学会標準案「原子力発電所の内部火災を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準:201X」

○Fussell-Vesely 重要度:炉心損傷の発生を仮定した時に、当該事象の発生が寄与している割合を表す指標、この Fussell-Vesely 重要度は特定の機器の故障又は人的過誤の発生確率を低減することによって、どれほどの安全性の向上が望めるかの指標とみなすこともできる。

○リスク増加価値(RAW:Risk Achievement Worth):ある事象が必ず発生するとした時に、リスクがどれだけ増加するかを示す指標、RAWを用いることによって機器・システム・構築物の故障、運転員操作の失敗、他の原因による使用不能な状態(待機除外等)を想定した場合にリスクがどの程度増大するかを知ることができる。

○リスク低減価値(RRW:Risk Reduction Worth):ある事象(例えばある機器の故障)の生起確率を0とした時に、リスクがどれだけ低減されるかを示す指標、RRWを用いることによって特定の機器の故障又は人的過誤確率を0とすることによって、どれほどの安全性の向上が望めるかを知ることができる。

○Birnbaum 重要度:ある事象の生起確率が変化した時に、炉心損傷頻度がどれほど変化するかを示す指標、Birnbaum 重要度はRRWとRAWの積に等しく、RRW、RAW および Birnbaum 重要度はここでは炉心損傷頻度の変化を比で表す場合に該当する。

○クリティカル重要度(Criticality Importance):炉心損傷の発生にとって、当該事象の発生がクリティカル(致命的)となっている割合を示す指標

以上

付属文書7:プラントの一時的および恒久的改造に係る検査手順

出典: NRC-IP 71111.17「改造、試験、又は実験および永久的プラント改造の評価」より抜粋

1. 付属文書8(プラントの改造、試験および実験に係る判断基準等)(10 CFR 50.59)の基準に基づいて行なわれた評価の検査並びに発電用原子炉設置者が付属文書8(プラントの改造、試験および実験に係る判断基準等)(10 CFR 50.59)の基準による評価を必要としないと判断した改造、試験、実験、又は手法変更の検査:
 - (1) 改造、試験又は実験が行なわれたとき、付属文書8(プラントの改造、試験および実験に係る判断基準等)(10 CFR 50.59)の基準に基づく評価が行なわれたことを検証しなければならない。また、変更、試験、又は実験を許認可の免許の修正なしに行なえとの結論を発電用原子炉設置者が適切に下したことを検証しなければならない。
 - (2) 改造、試験又は実験に係る安全上の問題が解決されていることを検証しなければならない。
 - (3) 発電用原子炉設置者が評価は必要ないと判断した改造、試験又は実験については、発電用原子炉設置者の結論が正しくかつ付属文書8(プラントの改造、試験および実験に係る判断基準等)(10 CFR 50.59)の基準と矛盾していないことを検証しなければならない。
 - (4) 改造を助けるために使用された設計基準および許認可基準に関する文書並びに改造による影響を受けた手順、設計基準、許認可基準に関する文書が、改造が行なわれた後の施設の設計基準および許認可基準を反映していることを必要に応じて検証しなければならない。
2. プラントの永続的な改造の検査:
 - (1) 設計基準をあらわす文書が適切に更新されており、新たな設計との整合性を有していることを検証しなければならない。設計基準をあらわす文書は、例えば、計算書、設計仕様書、供給業者のマニュアル等である。
 - (2) 許認可基準の文書が適切に更新されており、新たな設計との整合性を有していることを検証しなければならない。影響を受ける可能性がある許認可基準文書は、最終安全解析書(UFSAR)、技術仕様書、技術基準書、プラントに特有の安全評価報告書などである。
 - (3) 改造による影響を受けたその他の設計基準上の機能が適切に考慮されたことを検証しなければならない。その種の機能は、例えば、構造的特徴、防火機能、溢水

防止機能、環境条件の特徴、緊急炉心冷却システムの(サブプレッションチャンバー内の)ろ過器閉塞緩和機能等である。

- (4) 改造による影響を受けた手順および訓練計画が適切に更新されていることを検証しなければならない。その例として挙げることができるのは、異常時運転手順、異常警報対応手順、発電用原子炉設置者の運転員向けの異常時運転操作訓練マニュアル等である。検査官は、発電用原子炉設置者の運転操作プロセスと判断基準が充足されていることを検証する目的で、運転プログラムのレビューを実施することができる。
- (5) 影響を受けた試験関連文書が更新されていること、および／又は、適用される試験プログラムに基づき、改訂された又は新規制定された試験関連文書の施行が開始されていることを検証しなければならない。その種の試験は、例えば、計器の較正、供用期間中検査、しゃ断器(ブレーカー)の洗浄・検査等である。
- (6) 改造後の試験によってシステムの操作性および／又は機能性が確認されたことを検証しなければならない。

設計のレビュー、実施のレビュー、試験のレビューおよび更新のレビューに関する追加の検証については、付属文書9(プラントの一時的および恒久的改造に係る検査手順)を参照のこと。

以上

付属文書8:プラントの改造、試験および実験に係る判断基準等

出典: 10CFR50.59(§ 50.59 改造、試験および実験) より

1. 判断基準 I

- (1) 発電用原子炉設置者は、新規制基準への対応として実施される原子炉設置変更許可等(原文:安全解析報告書)中に記述されているとおりに、施設における改造を実施し、必要な手順を変更する。なお、原子炉設置変更許可等(安全解析報告書)中に記載されていない試験又は実験については、事前に原子力規制委員会の承認を得ることなく実施してもよい。ただし、提案された改造、試験又は実験が原子炉設置変更許可等の認可に取り入れられている技術仕様の変更又は検討されていない安全上の問題を有している場合にはこの限りではない。
- (2) 発電用原子炉設置者は、提案された改造、試験又は実験については、次に示すような場合には、未検討の安全上の問題を有するものとみなさなければならない。
 - (a) 先に原子炉設置変更許可等(安全解析報告書)中で評価した事故又は安全上重要な装置の故障の発生確率もしくはその結果として生じるリスクが増大するおそれのある場合
 - (b) 先に原子炉設置変更許可等(安全解析報告書)中で評価したものと異なった形式の事故または故障の生じるおそれのある場合
 - (c) 技術仕様についての設計基準として定められた安全余裕が低減する場合

2. 付帯事項

- (1) 発電用原子炉設置者は、前記1. に従って行われた施設における改造および手順の変更の記録を保持しなければならない。これは、これらの変更が、原子炉設置変更許可等(安全解析報告書)中に記載されている施設の変更を構成する程度に応じて、又はそれらが原子炉設置変更許可等(安全解析報告書)中に記載されている手順の変更を構成する程度に応じて行うものとする。また、発電用原子炉設置者は、前記1. に従って実施された試験および実験の記録をも保持しなければならない。これらの記録には、その変更、試験又は実験が検討されていない安全上の問題を含まないことを判断する判断基準を提供する文書化された安全上の評価を含めなければならない。
- (2) 発電用原子炉設置者は、(原文: § 50.4(文書による連絡)に規定するように、)改造、試験および実験が行われているのであれば、その簡単な概要を含む報告書を提出しなければならない。これには、それぞれについての安全評価の概要を含めるものとする。この報告書は、毎年提出するか、又は(原文: § 50.71(記録の保管、報告書の作成)(e)で要求されているように、)最終安全解析書(FSAR)の更新版とともに提出するか、又は認可に規定されているような、これらより短いインターバルで提出してもよい。
- (3) 施設における改造の記録は、認可の終了の日付まで保持しなければならない、また、

手順の変更の記録並びに試験および実験の記録は、5年間保持しなければならない。

3. 上記1. 以外の場合

発電用原子炉設置者で次のような手続きを要望する者は、所定の申請手続きに従って、原子炉設置変更許可等(安全解析報告書)の認可の修正を申請しなければならない。

(1) 技術仕様の変更

(2) 原子炉設置変更許可等(安全解析報告書)中に記載されている施設又は手順における変更を行う場合、又は原子炉設置変更許可等(安全解析報告書)中に記載されていない試験又は実験を実施する場合でそれらが未検討な安全上の問題又は技術仕様書の変更に係るものである場合

以上

付属文書9:プラントの一時的および恒久的改造に係る検査手順

出典: NRC-IP 71111.18 「プラントの改造」 セクション 02.02 より

1. 一時的改造

- (1) 一時的改造やシステムの設計基準に係る文書(最終安全解析報告書(UFSAR)や技術仕様(TS)を含む)に対し、関連する CFR10.50.59 の規定の選定プロセス(スクリーニング)の見直しを行うこと。これらの改造がシステムの操作性/利用可能性に影響を与えていないことを確認すること。
- (2) 一時的改造による(構築物、系統および機器(SSC)やシステムの)据付(アクセス可能な場合)が改造に係る文書内容と一致していることを確認すること。また、該当する場合、一時的改造を施した構築物、系統および機器(SSC)やシステム(アクセス可能な場合)の復元を確認すること。
- (3) プラントに係る書類(図面や手順など)が、操作手順やメンテナンス手順について十分に充実した内容になっているか、内容の更新がなされているかを確認することによって、改造対象の構築物、系統および機器(SSC)やシステムの設定が十分に管理されているかを検証すること。
- (4) 一時的な改造対象の構築物、系統および機器(SSC)やシステムが、制御室に配備された図面で特定され、適切なタグがその一時的改造によって影響を受ける機器に貼付されているかを確認すること。
- (5) 据付後の検査結果を見直し、当該検査結果が申し分のない内容であること、また、恒久的システムやインターフェイス・システムに対する一時的改造が及ぼす実際の影響が、当該検査によって十分に検証されていることを確認すること。また、該当する場合、一時的改造の構築物、系統および機器(SSC)やシステムの取り外し後、計画されている検査内容を見直しすること。

2. 恒久的改造

- (1) 改造対象の構築物、系統および機器(SSC)やシステムに係る設計が適正であることを確認すること。
- (2) 改造に係る準備および実行段階の作業等が、以下の妨げにならないことを確認すること。
 - (a) プラント内緊急/非常用運転手順作業

- (b) 重要な安全機能
 - (c) 重要な安全機能の喪失に対する技師の対応
- (3) 改造後の検査を行う際、プラントが安全な設定状態にあることを確認すること。改造後の検査により操作可能性が保証されることを確認すること。
- (4) (任意) 設計や認可に係る文書が改造内容を既に反映しているか、その過程にあるかを確認すること。重要なプラントに係る手順が、利用前に、当該改造の効果を反映して改訂されていることを確認すること。

以上

付属文書10:原子力発電所の安全上重要な電気機器の環境的適格性の判定

出典: 10CFR50.49 (§ 50.49 原子力発電所の安全上重要な電気機器の環境的適格性の判定) より

1. 廃止措置手続き済みの原子力発電所の発電用原子炉設置者と申請者を除き、それ以外の原子力発電所の発電用原子炉設置者又は申請者は、以下の2項に定義する電気機器の適格性の判定プログラムを策定するものとする。

2. 本文書で取り扱われる安全上重要な電気機器には、以下のものが挙げられる。

(1) 安全関連電気機器*

*安全関連電気機器は、IEEE 323-1974 では“1E クラス”機器と呼ばれている。これは主に絶縁性能に関連した要求事項に係るものと思われる。

(a) 安全関連電気機器とは、設計基準事象の発生中又は発生後もその機能を維持し、以下の役割を果たすことを期待されているものを指す。

- ① 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性の確保
- ② 原子炉を安全に停止する能力および原子炉の安全な停止状態の維持能力の確保
- ③ NRC 10CFR § 50.34(a)(1)** (又は § 100.11) の指針に匹敵するようなサイト外放射線被曝を防止するため、事故を適宜防止又はその結果を軽減する能力の確保

**想定核分裂生成物放出が開始してから2時間で排他的区域の境界上のいかなる点に位置する個人も、全実効線量当量(TEDE)が 25 rem (=250mSv)を超える放射線量を受けないこと。25 rem の全身線量とは、その時のNCRP勧告に従って放射線被ばく状態の決定が考慮されない放射線作業者に対する一生に一度の事故による線量又は緊急時線量において一回に相当する数値を述べたものである(NBSハンドブック 69(1959年6月5日)参照)。ただし、これをもって、この数値を事故時における公衆への緊急時線量の許容限界とはしない。むしろこの線量値はこの文書中では、想定原子炉事故に関するプラント設計機能の評価に使用する参照値として定め、その事故が起きた場合、その設計が公衆への放射線被ばくの危険を低くすることを確認するためである。

(b) 設計基準事象は、通常運転条件として定義され、それらの事象に対して本文書の2.(1)(a)の①から③に示される機能を発電所が確保する必要のある事象であり、予想可能な運転中の出来事、設計基準事故、外部事象および自然現象を含む。

(2) 安全関連外の電気機器：仮定の環境条件下において、これらの電気機器が故障した場合、本文書の2.(1)項の項目(a)から(b)で指定されている安全機能を安全関連電気機器が十分に達成することを阻害する可能性のある電気機器。

(3) 特定の事故後監視機器***

***監視が必要な変数の種類に関する指針は、規制指針(Regulatory Guide)の1.97のRevision 2、“事故中または事故後の軽水炉原子力発電所とその環境の評価のための計測機器(Instrumentation for Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants to Assess Plant and Environs Conditions During and Following an Accident)”に記載されている。

3. 本文書の範囲には以下の項目に対する要件は含まれていない。

- (1) 安全上重要な電気機器の強度的適格性と耐震上の適格性
- (2) 自然現象と外部事象に対する安全上重要な電気機器の保護
- (3) 温和な環境に設置される安全上重要な電気機器の環境上の適格性：温和な環境とは、予想可能な運転中の出来事を含め、発電所の通常運転中に発生しうる環境に比べていかなる時点においても著しく厳しくならない環境を言う。

4. 発電用原子炉設置者(申請者含む)は、本文書で取り扱う安全上重要な電気機器リストを作成するものとする。また、発電用原子炉設置者(申請者含む)は、これらの電気機器に関する本文書の以下の4.(1)、(2)、(3)項に示された情報を適格性判定ファイルに盛り込むものとする。発電用原子炉設置者(申請者含む)は、当該機器が発電所に設置されている期間中、または将来の使用のために保存される期間中、その機器が本文書の10.項の要件を安全に満足する上で重要であることを適宜確認できるように、ファイル中のリストと情報を最新のものに維持し、かつそのファイルを監査可能な状態に維持するものとする。

- (1) 設計基準事象の発生中又は発生後に存在する条件に対する性能仕様
- (2) 本文書の上記4.(1)項に従って指定された性能に関連する電圧、周波数、負荷等の電気的特性の確保が可能であること
- (3) 本文書の上記4.(1)および(2)項の指定に従って機器が運転される場所の温度、圧力、湿度、放射線、化学薬品および没水度(浸漬の度合のことと推測)などの環境条件

5. 電気機器の適格性判定プログラムには、以下の項目が盛り込まれると同時に、これらに基づいたものでなければならない。

- (1) 温度と圧力 : 安全上重要な電気機器の設置場所における温度と圧力は、時間に依存した温度と圧力を設定し、かつ最も厳しい設計基準事象の発生中又は発生後に当該機器の正常運転が必要となることを想定して設定しなければならない。
 - (2) 湿度 : 設計基準事象の発生中の湿度を考慮しなければならない。
 - (3) 薬品類への影響 : 使用される薬品類の化学組成は、格納容器のスプレイ、非常用炉心冷却系又は格納容器サンプからの再循環等の最も限定的な発電所運転状態での化学組成と少なくとも同等のものでなければならない。薬品スプレイの化学組成が機器の故障による影響を受けかねない場合、スプレイ系内の単一の故障によって発生しうる最も厳しい薬品スプレイ環境を想定しなければならない。
 - (4) 放射線 : 放射線環境は、放射線の種類、機器の設置期間を通じた通常運転中に予想される総放射線量およびその発生中又は発生後に当該機器の正常運転が必要となる最も厳しい設計基準事象に伴って発生する(再循環ライン付近に位置する機器に使用される再循環流体からの放射線や線量率の影響を含む)放射線環境に基づかなければならない。
 - (5) 経年化 : 試験で適格と判定された機器は、自然又は人工(加速)経年化により設置寿命終了状態の条件を事前に整えなければならない。機器の機能に影響を及ぼしかねない全ての顕著な劣化の種類を考慮しなければならない。設置寿命終了状態の条件を事前に整えるのが不可能な場合、より短い寿命を指定し、その寿命に事前調整してもよい。指定された寿命終了後、機器は交換又は補修を行わなければならない。ただし、進行中の適格性判定でその機器に余寿命があることが示された場合はこの限りでない。
 - (6) 没水度(機器が水に浸される場合)
 - (7) 相乗的な影響 : 上に列記した項目が、機器能力に多大な影響を及ぼすと考えられる場合、相乗的な影響を考慮しなければならない。
 - (8) 余裕 : 試験機器における製品のばらつき度や不正確度等の数値化されていない不確実性要素を考慮する場合、ある程度の余裕を適用しなければならない。これらの余裕は、機器の設置場所における環境条件に適用されるひかえめな見積もりとは別に適用する。ただし、当該のひかえめな見積もりの数値化が可能であり、かつこの見積もりに適当な余裕が含まれていることが示された場合にはこの限りでない。
6. 安全上重要な各電気機器は、以下のいずれかの方法で適格性の判定を行わなければならない。
- (1) 同一機器は、同一又は類似の条件下での試験と解析により対象機器の適格性に問題がないことを示す。
 - (2) 類似機器の解析による試験を行い、対象機器の適格性に問題がないことを示す。

(3) 同一又は類似機器の類似条件下における使用経験と解析により、対象機器の適格性に問題がないことを示す。

(4) 解析および解析上の仮定や結論を証拠立てる部分型式(認定)試験データ

7. 発電用原子炉設置者は、本文書の適用範囲に入り、既に適格であると判定した安全上重要な機器を特定し、かつ本文書の規定に従った適格性判定の期日を明確にするか、又は本文書の適用範囲に入る残りの安全上重要な電気機器の交換期日を明確にしておく。(NRCでは、提出を義務づけているらしいが、日本の規制側から当該要求は出されていない、又は安全審査段階の要求か?)

(原文:1983年2月22日より以前に交付された運転認可の所持者は、本セクションの範疇に入り、既に適格であると判定した安全上重要な機器を特定し、かつ本セクションの規定に従った適格性判定の期日を提出するか、または本セクションの範疇に入る残りの安全上重要な電気機器の交換期日を提出するものとする。本期日には、1982年3月31日以降の二回目の燃料交換停止の終了まで、または1985年3月31日までのいずれか早いほうの時期に、本セクションの範疇に入る電気機器の環境上の適格性判定を行う上での目標が規定されていなければならない。原子炉規制局長は、特定の機器に関して本期限の延長の要望を1985年11月30日を超えない範囲で認める場合があるが、これはその要望書が適切な時期に提出され、かつその要望書に調達納期、試験に関わる問題、および設置の問題などの延長を要求するに十分な理由があることが示された場合に限られる。例外として、委員会自らが1985年3月31日以降へ環境上の適格性判定の完了期日の延長を考慮し、許可することがある。本項の期日は、特定の原子力発電所認可書の中に記載された電気機器の環境上の適格性判定についての期限(1982年6月30日)またはこれ以外に課せられた日付に取って代わるものである。)

8. 各発電用原子炉設置者は、機器の適格性判定に関わる重大な問題が発生し、本文書の7.項の完了が予定とおりにできないことが判明した場合には、その理由も含め、本庁関連部門へ連絡するものとする。(NRCでは、報告を義務づけているらしいが、日本の規制側から当該要求は出されていない、又は安全審査段階の要求か?)

(原文:各認可取得者は、機器の適格性判定に関わる重大な問題が発生し、本セクションの(g)項の完了期日の延長が必要な場合、§ 50.4 に示されるように、問題の発生から60日以内に委員会に報告するものとする。)

9. 運転認可を受けた発電用原子炉設置者は、本文書によって義務づけられている機器の適格性判定の完了までの期間、発電所の安全運転が可能であることを確認するため解析を実施するものとする。認可に先だって解析結果の規制委員会による審査・検討を可能とするため、申請者はこの解析結果を提出しなければならず、またこの解析結果には適宜以下の項目を記載しなければならない。(NRCでは、提出を義務づけ

ているらしいが、日本の規制側から当該要求は出されていない、又は安全審査段階の要求か？)

(原文:1983年2月22日から1985年11月30日の間に運転認可を受けた申請者は、本セクションによって義務づけられている機器の適格性判定の完了までの期間、発電所の安全運転が可能であることを確認するため解析を実施するものとする。§ 50.4 に示されるように、認可に先だって解析結果の委員会による検討を可能とするため、申請者はこの解析結果を提出しなければならない。)

- (1) 主要機器が十分に適格であると判定されなかった場合において、指定された代替機器による安全機能の達成
- (2) 適格性判定結果の裏付けとなる部分試験データの妥当性
- (3) 十分に適格であると判定されなかった機器に対する管理的制御の限定的使用
- (4) 設計基準事象によって発生する事故環境に曝される以前の安全機能の完了、およびその後の機器故障の発生時に安全機能の低下と運転員への誤情報伝達の防止
- (5) 設計基準事象によって発生する事故環境下で機器が故障した場合における安全機能の著しい低下と運転員への誤情報伝達がないこと

10. 本文書の4. 項の文書を含む適格性判定記録は、対象機器の原子力発電所での設置期間中又は将来の使用のために保存される期間中、検査が可能な状態に維持しなければならない。その目的は、本文書で取り扱われる安全上重要な電気機器について以下の検証を行うためである。

- (1) 用途は適格であるか否か
- (2) その寿命期間中を通じて機器が予想される状態に曝され、その安全機能を発揮すべき場合に指定の性能仕様を満足できるか否か

11. 規制側が審査等において既に適格性判定の実施を要求していた場合、運転認可の申請者である発電用原子炉設置者は、本文書の規定に従って安全上重要な電気機器の適格性判定を再度実施する必要はない。しかしながら、交換用機器については、本文書の規定に従って、その適格性判定を行わなければならない。ただし、妥当な理由がある場合にはこの限りでない。

(原文:原子力規制委員会(NRC)が以前に1979年11月(DOR 指針)“運転中の原子力発電所の等級 1E 電気機器の環境的適格性評価の指針”または NUREG-0588(解説版)“安全関連電気機器の環境的適格性判定に関する職員の暫定的位置づけ”に従った適格性判定の実施を要求した場合、運転認可の申請者または所持者は、本セクションの規定に従って安全上重要な電気機器の適格性判定を再度実施する必要はない。)

基本検査 検査ガイドA-003-1 設計適合性確認

- (1) 本セクションの規定に従って、交換用機器の適格性判定を行わなければならない。ただし、
妥当な理由がある場合にはこの限りでない。)

以上