

電気技術指針

原子力編

原子力発電所における炉心管理指針

JEAG 4226-202X

一般社団法人



日本電気協会

原子力規格委員会

今日数据查询

原子力発電所における炉心管理指針

目 次

第1章 指針の目的, 適用範囲	1
1.1 指針の目的	1
1.2 適用範囲	2
1.3 関連法規等	3
1.4 用語の定義	4
1.4.1 共通	4
1.4.2 BWR	6
1.4.3 PWR	10
第2章 炉心管理の全体像	19
2.1 炉心管理業務の所掌範囲と大分類	19
2.2 設計評価と炉心管理との関係	19
2.3 保安規定との関係	20
2.4 現場での管理所掌を踏まえた参考項目の設定について	20
第3章 BWR における推奨事項	22
3.1 安全管理 a. 設計評価の入力確認	25
3.1.1 中間領域モニタ中性子束高 (SRM/IRM 使用プラント) 及び起動領域モニタ 原子炉周期 (ペリオド) 短 (SRNM 使用プラント) に係る原子炉トリップの作 動値設定, 機能及び作動性の確認 (参考)	25
3.1.2 平均出力領域モニタ中性子束高に係る原子炉トリップの作動値設定, 機能 及び作動性の確認 (参考)	33
3.1.3 原子炉圧力高に係る原子炉トリップの作動値設定, 機能及び作動性の確認 (参考)	38
3.1.4 制御棒挿入時間の確認 (参考)	42
3.1.5 制御棒の最大反応度価値の確認	44
3.1.6 最小限界出力比の確認	48
3.1.7 最大線出力密度の確認	52
3.1.8 燃料の出力履歴の確認	55
3.1.9 減速材ボイド係数の確認	59
3.1.10 スクラム反応度曲線の確認	62
3.1.11 原子炉冷却材温度の確認 (参考)	66
3.1.12 炉心流量の確認 (参考)	69
3.1.13 原子炉圧力の確認 (参考)	71

3.1.14 原子炉熱出力の確認（参考）	73
3.2 安全管理 b. 設計評価の前提確認	76
3.2.1 運転領域の範囲にあることの確認（熱出力，炉心流量）	76
3.2.2 PCIOMR の確認	80
3.2.3 燃料集合体最高燃焼度の確認	83
3.2.4 核熱水力安定性（チャンネル安定性，炉心安定性，領域安定性）の確認	86
3.2.5 ほう酸水注入時の実効増倍率の確認	89
3.2.6 反応度停止余裕の確認	92
3.2.7 原子炉冷却材の水質の監視（参考）	96
3.2.8 核計装の校正	99
3.2.9 制御棒及び核計装の寿命管理	106
3.2.10 制御棒作動性（固着なし）の確認（参考）	112
3.2.11 ほう酸水タンク水位，温度及び濃度の確認（参考）	115
3.3 安全管理 c. 炉心特性の安全性確認	117
3.3.1 冷温時臨界固有値の確認	117
3.3.2 出力運転時の臨界固有値の確認	120
3.3.3 反応度監視	122
3.4 安全管理 d. 基本的安全機能の確認	125
3.4.1 原子炉冷却材中のよう素 ¹³¹ I 濃度の確認（参考）	125
3.5 運転管理	128
3.5.1 原子炉起動操作（初臨界到達操作）	128
3.5.2 DW インスペクションのための未臨界操作（それまでの出力上昇含む）	130
3.5.3 原子炉起動操作（再臨界操作）及び出力調整操作	132
3.5.4 運転監視補助装置の管理	135
3.5.5 出力維持操作（燃焼補償）	140
3.5.6 制御棒パターン調整	143
3.5.7 冷温停止操作	145
3.6 性能管理	146
3.6.1 原子炉熱出力の確認（所定の熱出力発生確認）（参考）	146
第4章 PWR における推奨事項	148
4.1 安全管理 a. 設計評価の入力確認	151
4.1.1 中性子源領域炉停止時中性子束高に係る警報設定値の設定及び機能の確認	151
4.1.2 制御棒位置（挿入限界位置以上及びオーバーラップ）の確認	155
4.1.3 主要パラメータの確認（参考）	164
4.1.4 1次冷却材温度の確認（参考）	167
4.1.5 1次冷却材流量の確認（参考）	170

4.1.6 1次冷却材圧力の確認（参考）	173
4.1.7 原子炉熱出力の確認（参考）	176
4.2 安全管理 b. 設計評価の前提確認	180
4.2.1 過大温度 ΔT 高及び過大出力 ΔT 高に係る原子炉トリップの作動値設定，機能及び作動性の確認（参考）	180
4.2.2 出力領域中性子束高，出力領域中性子束変化率高に係る原子炉トリップの作動値設定，機能及び作動性の確認（参考）	185
4.2.3 中間領域中性子束高に係る原子炉トリップの作動値設定，機能及び作動性の確認（参考）	190
4.2.4 中性子源領域中性子束高に係る原子炉トリップの作動値設定，機能及び作動性の確認（参考）	194
4.2.5 出力上昇率の確認（参考）	198
4.2.6 炉内外核計装照合校正	200
4.2.7 制御棒作動性（固着，不整合なし）の確認（参考）	210
4.2.8 軸方向中性子束出力偏差の確認	213
4.2.9 1/4 炉心出力偏差の確認	219
4.2.10 1次冷却材水質の確認（参考）	225
4.3 安全管理 c. 炉心特性の安全性確認	228
4.3.1 原子炉停止余裕の確認	228
4.3.2 制御棒価値の確認	232
4.3.3 減速材温度係数の確認	235
4.3.4 最小停止余裕ボロン濃度の確認	239
4.3.5 臨界ボロン濃度の確認	242
4.3.6 炉内出力分布の確認	246
4.3.7 最小 DNBR の確認	254
4.3.8 燃料集合体燃焼度の確認	257
4.3.9 停止ほう素濃度の確認	260
4.4 安全管理 d. 基本的安全機能の確認	267
4.4.1 制御棒挿入性の確認（参考）	267
4.4.2 1次冷却材中のよう素，希ガス濃度の確認	272
4.5 運転管理	275
4.5.1 起動及び臨界到達操作	275
4.5.2 出力上昇操作	280
4.5.3 出力維持操作（燃焼補償）	283
4.5.4 高温停止操作	286
4.5.5 低温停止操作（参考）	288

4.5.6 臨界近接操作時におけるパーミッシブ信号 P-6 の発信確認（参考）	290
4.5.7 原子炉出力上昇時におけるパーミッシブ信号 P-10 の発信確認（参考）	292
4.5.8 原子炉停止のための出力降下時における「中間領域中性子束高原子炉トリ ップ」信号のリセット及びパーミッシブ信号 P-10 のリセット確認（参考）	295
4.6 性能管理	297
4.6.1 主要パラメータの確認（プラント性能の確認）（参考）	297
4.6.2 原子炉熱出力の確認（所定の熱出力発生確認）（参考）	299
4.6.3 臨界ボロン濃度の確認	301
附属書 A（参考）	303
附属書 B（参考）	312
附属書 C（参考）	323
附属書 D（参考）	333
附属書 E（参考）	335

第1章 指針の目的、適用範囲

1.1 指針の目的

軽水型原子力発電所の運転管理に当たっては、「原子炉の安全を確認しながら、所定の熱出力が所定のサイクル期間を通して維持されるよう運転すること」を目的として、燃料を装荷した後から出力運転中を経て燃料を取り出すまでの期間にわたり、適切な炉心管理を行う必要がある。

本指針は、原子炉設置者が軽水型原子力発電所の炉心管理を支障なく行うため、「**原子燃料管理規程（JEAC4001-202X）**」の3.1.6項及び3.2.6項で規定した要求事項に対応する形で、設計段階で実施している安全設計・安全評価との関係を整理し、また国内外での運用方法と最新の知見を踏まえつつ、さらに安全管理と密接な関係を持つ炉心運転操作及び炉心性能確認にも視野を広げたうえで、炉心管理において実施する事項及び方法を示すことを目的に策定したものである。（解説1.1①）（解説1.1②）

（解説1.1①）

「**原子燃料管理規程（JEAC4001-202X）**」は、原子炉及び燃料に関わる安全性を確保するため、燃料の設計及び製造から使用済燃料となり搬出するまでの各段階での諸活動に対する要求事項を体系的に整理し規定している。このうち、炉心管理の節では、運転時において実施すべき要求事項及び具体的な実施事項がまとめられており、主に燃料及び炉心に関わる設計評価で想定している範囲の中で原子炉の状態及び運転方法が守られるように管理すること、設計評価の結果が妥当であることを確認すること、並びに基本的な安全機能が維持されていることを確認することに分類して記載している。

（解説1.1②）

本指針では、保安規定で掲載されている炉心管理に係る項目は全て取り込むとともに、原子炉設置者による自主的な管理及び確認を行っている項目も記載している。

1.2 適用範囲

本指針は、設計段階で評価された原子炉の安全性を、実運用の多様な炉心において確保するために運転段階で必要となる確認事項に対して、具体的な確認の方法と留意すべき事項を推奨事項として規定する。

本指針は、既設の軽水炉への適用を対象とするが、現在設置変更許可の申請中又は申請予定で設計が既設炉と基本的に変わらない新增設炉も適用対象とする。

- ・ 確認すべき要求事項：

運転段階での確認が必要な事項として、JEAC4001-202X の 3.1.6 項及び 3.2.6 項に記載された「要求事項」及び「具体的な実施事項」並びに附属書 A に対して適用する。

- ・ 確認すべき運転サイクル及び運転期間：

初装荷炉心及びプラント改造後又は新設計燃料の装荷を含む全ての取替炉心に対して、基本的に燃料の装荷が完了し炉心が構成され臨界に向けた運転操作が開始されて以降、当該サイクルの運転が完了し原子炉を停止するまでの期間に対して適用する。(解説 1.2①)

(解説 1.2①)

上記の期間以外の確認は、基本的に JEAC4001-202X の「燃料取替」で規定される取替炉心の安全性確認(設計)及び炉心を構成する個々の機器としての燃料集合体他の検査が該当し、以下の規格に従って必要な業務が行われる。

JEAC4211：取替炉心の安全性確認規程

JEAC4212：原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程

JEAC4215：取替炉心の安全性の確認に用いる解析コードの適格性評価規程

JEAG4225：原子燃料に係る臨界安全管理指針

また、一部の項目(制御棒の挿入時間の測定(BWR)及び冷温臨界試験(BWR)、安全保護系の機能及び設定値の確認(BWR及びPWR))については、当該の期間外に実施されるものもあるが、これらの確認は、個々の燃料単体を対象とした管理ではなく、炉心の安全性に関する管理と考えられることから、本指針の適用範囲とする。

1.3 関連法規等

- (1) 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 年制定，令和 5 年 6 月改正）
- (2) 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和 53 年制定，令和 7 年 5 月改正）
- (3) 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（平成 25 年 6 月原子力規制委員会制定，令和 4 年 9 月改正）
（以下「設置許可基準規則」という。）
- (4) 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（平成 25 年 6 月原子力規制委員会制定，令和 4 年 9 月改正）
- (5) 原子燃料管理規程（JEAC 4001-202X）
（以下「JEAC4001」又は「JEAC4001 原子燃料管理規程」という。）
- (6) 原子力安全のためのマネジメントシステム規程（JEAC 4111-2021）
- (7) 取替炉心の安全性確認規程（JEAC 4211-2018）
- (8) 原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程（JEAC 4212-2020）
- (9) 運転中における漏えい燃料発生の監視及び漏えい燃料発生時の対応規程（JEAC 4213-2016）
- (10) 取替炉心の安全性の確認に用いる解析コードの適格性評価規程（JEAC 4215-2022）
- (11) 発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書
第 1 分冊：炉心及び燃料の安全設計 標準委員会技術レポート
（AESJ-SC-TR009-1:2021）
- (12) BWR の核熱水力安定性評価基準：2021（AESJ-SC-P007:2021）
- (13) 沸騰水型原子炉の水化学管理指針：2019（AESJ-SC-S007:2019）
- (14) 加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針：2019（AESJ-SC-S008:2019）

1.4 用語の定義

この指針で用いる主な用語及び定義は、次による。また、略語の定義を表 1.4-1～1.4.3 に示す。

1.4.1 共通

(1) 臨界近接

未臨界状態にある原子炉において、反応度を徐々に増すこと。

注釈 パラメータを少しずつ変化させることによって臨界状態に近づける。

(2) 原子炉周期

中性子束が指数関数的に上昇するとき、 e （自然対数の底、約 2.71828）倍に達するまでの時間。

(3) プロセス計算機

プラントの状態情報をオンラインで取得し、プラント運転の監視及び管理に必要なパラメータの評価及び記録等を行う計算機。

注釈 プロセス計算機は、プラント運転の監視及び管理に係る運転員の補助を目的としており、運転員に適切な情報を提供するための、運転員とプラントとのインターフェースとして機能する。

(4) 熱的制限値

燃料被覆管の貫通性損傷を防止するための熱的パラメータに関する原子炉運転上の制限値。

(5) 最大線出力密度

炉心内の単位長さ当たりの燃料棒出力の最大値。

(6) 出力履歴

運転期間を通したペレットの線出力密度の推移。

(7) 燃焼度

燃料の単位質量当たりの核分裂エネルギー発生量の積分値。

(8) 反応度停止余裕

原子炉を停止する能力の余裕を示す指標であり、全ての制御棒が挿入された状態での原子炉の未臨界度。

注釈 1 BWR の取替炉心設計では、通常運転の低温停止状態から最大反応度価値をもつ制御棒 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原子炉の未臨界度として評価される。

注釈 2 PWR の取替炉心設計では、高温全出力において最大反応度価値をもつ制御棒クラスタ 1 体を除く全制御棒クラスタが挿入された場合の原子炉の未臨界度として評価される。

(9) 核的制限値

原子炉を安全かつ安定に制御することを目的として設定した核的な制限値。

注釈 主要な核的制限値として、反応度停止余裕、制御棒クラスタによる最大反応度添加率などがある。

(10) サイクル燃焼度

運転サイクル初期からある時点までの熱出力積算値を炉心内の核燃料に含まれる初期重金属の総重量で除した単位質量当たりの全エネルギー放出量。

(11) 炉内核計装

原子炉内部に中性子束検出器を配置し、原子炉内の中性子束を検出して、原子炉の出力レベル、出力分布及び未臨界度を監視するためのシステム。

注釈 原子炉内に設置する固定式検出器及び原子炉外部から内部に挿入する可動式検出器が存在する。

(12) 検出器感度

中性子等の放射線に対する検出器が、放射線を検出する能力。

(13) 照射量

中性子等の放射線にさらされる量。

(14) 減速材温度係数

減速材の温度変化に対する反応度の変化割合を示す反応度係数。

(15) 反応度

原子炉が臨界状態からどれだけ離れているかを示す尺度。

注釈 原子炉が臨界を維持するためには反応度が 0 以上であることが必要となる。

(16) 余剰反応度

原子炉に装荷された燃料が持つ正の反応度。

注釈 原子炉の運転を維持するために最小臨界量を超える燃料を装荷する必要がある。

(17) 可燃性毒物

反応度を低下させる目的で炉心内の核燃料に固定又は混入する中性子吸収物質。

注釈 可燃性毒物は、原子炉の運転に伴い、中性子吸収反応により濃度が低下するため、中性子を吸収する効果は徐々に小さくなる。寿命末期に比べて大きい反応度をもつ新炉心の起動前又は運転初期段階において、余剰の反応度を制御するために使用される。

(18) 反応度補償

原子炉の運転に伴い炉心の核分裂性物質等が燃焼することに伴う原子炉熱出力の変動に対して、原子炉の反応度を補償し、目的の原子炉熱出力とすること。

注釈 反応度を補償する方法として、制御棒の操作、炉心流量調整 (BWR)、中性子吸収材濃度調整 (PWR) などがある。

(19) 実効増倍率

漏れのある有限な体系において漏れを考慮したときの増倍率。

注釈 原子炉内で単位時間当たりに消滅する中性子数に対して生成する中性子数の比を増倍率と呼ぶ。

(20) ^{10}B 同位体比

ほう素 (B) 同位体のうち、中性子吸収断面積が大きい質量数 10 のほう素の割合。

(21) 原子炉トリップ (原子炉スクラム)

原子炉が種々の要因によって緊急停止すること。

注釈 BWR では原子炉スクラムともいう。

(22) 原子炉高温停止

未臨界を維持したまま減速材温度が約 100°C 以上で停止している状態。

(23) 原子炉冷温停止／低温停止

未臨界を維持したまま減速材温度が約 100°C 未満で停止している状態。

注釈 一般的には BWR は原子炉冷温停止, PWR は原子炉低温停止という表現を用いる。

(24) 取替炉心設計

燃料交換を行う炉心に対して、炉心の安全性が担保されている燃料配置を決定するための設計。

(25) 定格熱出力一定運転

原子炉で発生する熱 (原子炉熱出力) を定格値付近で一定に保つ運転方法のこと。

(26) 定期事業者検査

原子炉等規制法に基づき、発電所の設備を安全な状態に維持し、トラブルの未然防止及び発電所の安全運転を図ることを目的に事業者にて実施される検査。

(27) 総合負荷性能検査

定期事業者検査の最終段階において、発電所が安定して連続運転できることを確認する検査。

注釈 各設備の点検・試験完了後に、定格出力のもとで発電所の運転を行い、各設備の運転状態が正常であること及び各種パラメータが妥当な値であることを確認する。

1.4.2 BWR

(1) ノッチ

制御棒の引き抜き又は挿入の通常操作を水圧で駆動する方式では全ストロークを 24 分割して行う。この場合の分割の単位。

(2) ステップ

制御棒の引き抜き又は挿入の通常操作を電動で駆動する方式では全ストロークを 100 又は 200 分割して行う。この場合の分割の単位。

(3) ギャングモード

電動方式を併用した改良型制御棒駆動機構 (FMCRD) により、制御棒を複数本ずつ引き抜く操作方式。

(4) 制御棒パターン

原子炉に挿入している制御棒の位置，配置及び深さ。

(5) 運転領域 (PF マップ)

原子炉熱出力及び炉心流量をパラメータとした図上で，安全解析（最小限界出力比，最大線出力密度，核熱水力安定性等）により安全性が確認された範囲での運転を遵守するために運転上の制限として規定する領域。

(6) 運転特性図

出力運転時の特性を炉心流量及び原子炉熱出力をパラメータとして表した図。

(7) ゲイン

平均出力領域モニタ及び局所出力領域モニタにおいて，入力信号をどれだけ増幅するかを示す指標。

注釈 局所出力領域モニタの検出器は中性子照射により検出器感度の変動するため，必要に応じて平均出力領域モニタ及び局所出力領域モニタの指示が正しく表示するようにゲインを調整する。

(8) 選択制御棒挿入機構 (SRI/SCRRI)

原子炉の運転状態が高出力かつ低炉心流量の不安定領域に移行することがないように，出力を抑制し核熱水力安定性を確保するためにあらかじめ選択された制御棒を自動的に挿入する機構。

(9) 運転監視補助装置 (炉心性能計算機)

JEAC4211-2018 で定義される運転監視補助装置。

注釈 炉心性能計算機とも呼ばれる。運転監視補助装置には，3次元核熱水力モデルをもつ沸騰水型原子炉模擬計算コードが組み込まれており，実際の運転状態に対する最大線出力密度，最小限界出力比等の炉心パラメータを解析している。また，実際の運転状態として，原子炉熱出力，炉心流量，制御棒パターンのほか，原子炉核計装系 (LPRM 及び TIP) から得た炉内中性子束分布の実測値等を入力とし，炉心パラメータの解析に反映している。

(10) 最小限界出力比 (MCPR)

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。

注釈 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。

(11) 沸騰遷移

核沸騰から膜沸騰への沸騰形態の遷移。

注釈 沸騰遷移の発生に伴い熱伝達率が低下し，燃料棒の表面温度が急上昇する。

(12) 燃料の許容設計 (損傷) 限界

燃料被覆材の損傷の程度を指すものであり、安全設計上許容される範囲内で、かつ、発電用原子炉を安全に運転することができる限界。

(13) 3次元沸騰水型原子炉模擬計算コード

原子炉の燃料配置、運転条件などの入力を基に核熱水力結合計算によって炉内の出力分布などを3次元で評価する計算コード。

(14) 最小限界出力比変動量 ($\Delta MCPR$)

運転時の異常な過渡事象等により定常状態から逸脱した際に変化する最小限界出力比の変化量。

(15) 脆性遷移温度

金属が延性を失い脆性を生じる温度。

注釈 金属は一定の温度以下になると延性を失い脆性が現れて脆くなる性質がある。また、一般に、原子炉圧力容器に使用される鉄鋼材料は、脆性遷移温度が中性子照射により上昇する。

(16) スクラム反応度曲線

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。

注釈 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。

(17) R 因子

沸騰遷移に達する冷却材蒸気流量率（限界クォリティ）を解析するために用いる相関式の入力パラメータ。

注釈 着目燃料棒とその近傍の局所ピーキングパターンを表す指標であり、燃料集合体内で最も厳しい値を適用する。

(18) チャンネルボックス曲がり

中性子照射に伴い、チャンネルボックスに発生する曲がり。

注釈 炉内において隣接する燃料集合体の影響によりチャンネルボックスの対向する面に照射量差が発生すると、照射成長に差が発生するため、これに伴う曲がりが発生する。曲がりによって水ギャップが広がることにより、燃料集合体の熱的特性及び核的特性が影響を受ける。

(19) 出力抑制運転

燃料から微量の放射性物質が放出されている場合に、放射性物質の放出量を管理目標値以下に抑制するための運転。

注釈 運転中に燃料被覆管に生じた僅かな亀裂、ピンホールなどにより、燃料から微量の放射性物質が放出されている場合、放出が疑われる燃料ピン近傍の制御棒を1本以上挿入して当該燃料ピンの出力及び内圧を低下させ、放射性物質の放出量を管理目標値以下に抑制している。

(20) スタック

通常の制御棒挿入・引き抜き操作を行った際に、制御棒が挿入又は引き抜きができない状態。

注釈 制御棒スタックには、動作不能と判断できない状態、又は所定の位置で制御棒の位置を固定できない状態を含む。

(21) B₄C 型制御棒

中性子吸収材としてボロンカーバイド (B₄C) 粉末を充てんした制御棒。

(22) ¹⁰B 減損量

制御棒中の中性子吸収材の ¹⁰B が、中性子を吸収することで減少した量。

(23) MVT-1

発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1 の IA-2525 に規定される非破壊試験方法。

注釈 機器表面の亀裂等の異常を検出するために行う目視試験。

(24) 核熱水力安定性

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の振動特性。

(25) 臨界固有値

臨界状態を再現して中性子分布の反復計算をする際の固有値として求められる実効増倍率。

(26) セキュリティログ

運転監視補助装置の障害等に備えて保存される、運転監視補助装置の復旧に必要なファイルの総称。

注釈 セキュリティログ保存機能は、運転監視補助装置の出力分布計算の保存ファイル及び現在の設定状態をまとめて外部媒体に保存する機能である。計算機の保守点検又は故障によるデータ破損が発生した場合は、外部媒体に保存したデータを計算機に復元することで、運転監視補助装置を復旧することが可能である。

(27) オフライン計算機

炉心管理に供するコードを擁する計算機のうち、プロセス計算機と接続されていない計算機。

注釈 一方、オンライン計算機とは、プロセス計算機に接続されている運転監視補助装置のこと。

(28) 追跡計算

運転監視補助装置に記録された運転履歴に基づき、3次元沸騰水型原子炉模擬計算コードを用いて実機運転履歴を再現する計算。

注釈 追跡計算は、3次元沸騰水型原子炉模擬計算コードの性能確認、取替炉心設計における臨界固有値の目標設定などに用いられる。

(29) K_f

部分出力運転時の熱的制限値である，炉心流量依存の最小限界出力比管理値。

(30) Kp

部分出力運転時の熱的制限値である，原子炉熱出力依存の最小限界出力比管理値。

(31) インダクションモータ

ABWR の改良型制御棒駆動機構（FMCRD）に使用される，交流電源で駆動する電動機。

注釈 インダクションモータ（誘導電動機）は制御棒位置のため保持用ブレーキをもつ。

また，本電動機タイプでは，全挿入から全引抜までは，100 ステップで位置制御できるように設計される。

(32) ステップモータ

ABWR の改良型制御棒駆動機構（FMCRD）に使用される，直流のパルス入力で駆動する電動機。

注釈 ステップモータは，駆動するパルス入力のないときは，その位置を保持する機能をもつ。また，本電動機タイプでは，全挿入から全引抜までは，200 ステップで位置制御できるように設計される。

(33) 中性子源領域モニタ

中性子源領域の中性子束検出器。

(34) 中間領域モニタ

中間領域の中性子束検出器。

(35) 起動領域モニタ

中性子源領域から中間領域まで測定できる中性子束検出器。

(36) 局部出力領域モニタ

局部出力領域の中性子束検出器。

(37) 平均出力領域モニタ

局部出力領域モニタの出力信号を平均化した計測器。

(38) DW インспекション

原子炉の起動時に冷却材が定格温度及び定格圧力の状態において原子炉格納容器内の機器配管等の点検を行うこと。

注釈 点検時には点検者の被ばくを低減させるため原子炉は未臨界の状態を維持する。

1. 4. 3 PWR

(1) MD

可動式炉内中性子束検出器。

注釈 小型の核分裂電離箱であり，原子炉内に挿入・引抜することで，原子炉内の中性子束分布の検出を行う。

(2) 出力領域（PR）

炉外核計装の検出範囲のうち，PR 検出器で測定される領域。

(3) 中間領域 (IR)

炉外核計装の検出範囲のうち、IR 検出器で測定される領域。

(4) 中性子源領域 (SR)

炉外核計装の検出範囲のうち、SR 検出器で測定される領域。

(5) PR 検出器

出力領域の中性子束検出器。

(6) IR 検出器

中間領域の中性子束検出器。

(7) SR 検出器

中性子源領域（線源領域）の中性子束検出器。

(8) 炉外核計装 (NIS)

原子炉容器の周りに中性子束検出器を配置し、炉心から原子炉容器の外へ漏れ出てくる中性子束を検出して、原子炉の出力レベル、出力分布及び未臨界度を連続的に監視するためのシステム。

注釈 中性子束の範囲に応じて、中性子源領域（線源領域）検出器（SR 検出器）、中間領域検出器（IR 検出器）、出力領域検出器（PR 検出器）による測定が行われている。PR 検出器で測定した中性子束を NIS と表現する場合もある。

(9) 軸方向中性子束出力偏差 (ΔI)

炉心の上下部の出力偏差を示す指標。

注釈 $\Delta I = AO \times \text{原子炉熱出力}$ として定義される。

(10) 軸方向出力偏差 (AO)

炉心の上下部の出力の相対的な歪み度合いを示す指標。

注釈 上部出力を P_t 、下部出力を P_b としたとき、 $AO = (P_t - P_b) / (P_t + P_b) \times 100 [\%]$ として定義される。

(11) 1/4 炉心出力偏差

炉心の径方向の出力の相対的な歪み度合いを示す指標。

注釈 炉心を十字方向若しくは×字方向に分割した際の、炉心全体の出力に対する各象限の出力として定義される。

(12) 炉内外核計装照合校正

炉内核計装による中性子束測定結果を用いて、炉外核計装による中性子束測定結果を校正すること。

(13) 逆増倍率 (1/M)

臨界に近づく状態を示す指標。

注釈 $1/M = (\text{基準の中性子束} / \text{測定時の中性子束})$ として定義される。臨界に近づくとき $1/M$ は減少する。この特性を利用して、燃料装荷作業及び臨界近接操作時の炉心状態の監視（臨界管理）を行う。

(14) キセノン振動

キセノンの大きな中性子吸収断面積によって炉内の出力分布に生じる振動。

注釈 炉心のある領域で出力が上昇するとキセノンが多く生成されるが、キセノンの量が多くなるとキセノンの中性子吸収によって出力が低下する。この作用により出力分布が振動する現象となる。

(15) 内挿物

PWR プラントで使用される制御棒、バーナブルポイズン棒、中性子源棒及びシンプルプラグ並びにこれらの集合体の総称。

(16) エンドピーク

炉心の上下部に存在する水及び構造材による中性子反射効果によって、炉心の上下端部に生じる出力ピーク。

(17) ソースデック

MD によって測定された中性子束を、燃料集合体の出力に換算するためのデータ。

(18) 核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$

炉心内の最大燃料棒出力と平均燃料棒出力との比。

(19) 核的不確定性因子 F_U^N 又は $F_{U,\Delta H}^N$

熱流束熱水路係数又は核的エンタルピ上昇熱水路係数に関する核的な不確定性を考慮する因子。

(20) 機械設計流量

炉内構造物及び燃料設計において、機械的特性及び機械的健全性を評価する際に用いる流量。

(21) 所要制御反応度

原子炉が高温出力状態から高温零出力状態に変化する際に添加される正の反応度。

注釈 PWR では主として減速材温度係数、ドップラ係数等に起因する。また、PWR においては、この正の反応度を所要制御反応度として、反応度停止余裕解析時に考慮する必要がある。

(22) 原子炉保護系

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ることのないよう異常状態を検知し、原子炉トリップを行うための系統。

(23) 最確流量

定格流量。

(24) 最小 DNBR

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における、DNBR の最小値。

(25) 残存制御棒積分値

原子炉停止余裕検査において、操作対象の制御グループバンクの制御棒を所定の位置まで挿入した場合の反応度値。

(26) 主蒸気流量

蒸気発生器で発生した高温高压の蒸気のうち、主蒸気配管を流れる蒸気の流量。

(27) 出力ピーキング係数

炉心の局所出力又は燃料棒平均出力の最大値と平均値の比。

(28) SG 熱出力

1 次系から 2 次系に伝達される熱量。

注釈 蒸気発生器給水エンタルピから求める。

(29) 制御棒駆動装置

核分裂制御のための制御棒を炉内へ挿入又は炉内から引抜くための駆動装置。

(30) 制御棒落下試験

制御棒クラスタ全引抜き状態から落下させる試験。

注釈 基本的安全機能及び安全解析での入力を守られていることを確認するために実施する。

(31) 炉物理検査

炉心の安全性及び炉心設計の妥当性を確認する検査。

注釈 原子炉を臨界にした後、臨界ボロン濃度測定、減速材温度係数測定、出力分布測定、反応度停止余裕測定などの炉心特性値の測定を行い設計値と比較評価する。

(32) 零出力時炉物理検査

零出力状態での炉物理検査。

注釈 モード 2 炉物理検査と呼ぶ場合がある。

(33) 出力時炉物理検査

出力を上昇させた状態での炉物理検査。

注釈 モード 1 炉物理検査と呼ぶ場合がある。

(34) 高温零出力

PWR において、原子炉が零出力で臨界状態に保たれ、1 次冷却材ポンプの入熱等によって原子炉冷却材が通常運転圧力で所定の無負荷温度に維持されている状態。

(35) 高温全出力

PWR において、原子炉の熱出力並びに原子炉冷却材の温度、圧力及び流量が定格原子炉熱出力運転状態に維持されている状態。

(36) 制御棒挿入限界

制御棒で原子炉が余裕をもって停止できるよう設定している運転中の制御棒の挿入下限位置。

(37) 制御グループバンク

4～8 体の制御棒クラスタが同一に作動するようにグループ化（バンク）されたもののうち、原子炉の出力を制御するために使用される制御棒のグループ。

(38) 停止グループバンク

4～8 体の制御棒クラスタが同一に作動するようにグループ化（バンク）されたもののうち、制御グループバンクとともに停止用反応度を供するために使用される制御棒のグループ。

(39) 動的測定法

制御棒価値の測定方法。

注釈 制御棒を連続的に挿入した際の炉外核計装による中性子信号を用いて制御棒価値を測定する手法。

(40) 熱設計流量

炉心熱水力設計及び安全解析において DNBR 評価をする際に使用する 1 次冷却材流量。

注釈 最確流量より低い流用が使用される。

(41) 熱流束熱水路係数 F_Q

炉心内の最大線出力密度と平均線出力密度の比。

注釈 炉心高さ（Z）における最大線出力密度と炉心内の平均出力密度の比を $F_Q(Z)$ という。 $F_Q(Z)$ は小破断 LOCA の解析の入力として使用され、 F_Q との関係は次式の通り示される。

$F_Q(Z) = F_Q \times K(Z)$ ここで $K(Z)$ を F_Q 制限係数という。

(42) 燃料取替用水タンク

原子炉から燃料を使用済燃料ピットへ取り出したり、再び原子炉へ装荷したりするときに使うほう酸水を貯めるタンク。

注釈 事故時には炉心（燃料）を冷却又は未臨界にするための水源となる。

(43) 反応度添加率

通常運転の起動時からの制御棒クラスタの異常な引き抜き時において単位時間当たりに添加される反応度の最大値。

(44) 臨界ボロン濃度

原子炉が臨界状態となるときのほう素濃度。

(45) 停止ほう素濃度

ある炉心状態において、炉心を停止するために必要なほう素濃度。

(46) 最小停止余裕ボロン濃度

炉物理検査において所定の停止余裕となる状態で測定された臨界ボロン濃度。

(47) 臨界到達計画

目標のほう素濃度及び制御棒位置にて炉心を臨界に到達させる計画。

(48) ループ

1 次冷却材ポンプ、蒸気発生器、高温側配管、低温側配管及びクロスオーバー配管で構成された系統。

注釈 炉心からの熱を蒸気発生器で 2 次系に伝達する機能を有する 1 次冷却系統は、複数のループによって構成されている。

(49) 炉内熱電対計装

燃料集合体出口の 1 次冷却材温度を測定するための熱電対による計装。

注釈 原子炉容器頂部のシール部を通り，燃料集合体の上部の炉心支持板までの案内管を通り設置される。

炉内熱電対計装

表 1.4-1 略語の定義（共通）

CSD	Cold Shut Down, 冷温停止／低温停止
HSD	Hot Shut Down, 高温停止
HFP	Hot Full Power, 高温全出力
HZP	Hot Zero Power, 高温零出力
PCI	Pellet Clad Interaction, ペレット・被覆管相互作用
PCMI	Pellet-Clad Mechanical Interaction, ペレット－被覆管機械的相互作用
SCC	Stress Corrosion Cracking, 応力腐食割れ

表 1.4-2 略語の定義 (BWR)

AGAF	APRM Gain Adjustment Factor, APRM 利得調整因子
APRM	Average Power Range Monitor, 平均出力領域モニタ
ATLM	Automatic Thermal Limit Monitoring, 自動熱的制限値監視装置
CILC	Crud Induced Localized Corrosion, クラッド誘起局部腐食
FMCRD	Fine Motion Control Rod Drive, 改良型制御棒駆動機構
IRM	Intermediate Range Monitor, 中間領域モニタ
LPRM	Local Power Range Monitor, 局部出力領域モニタ
MCPR	Minimum Critical Power Ratio, 最小限界出力比
MLHGR	Maximum Linear Heat Generation Ratio, 最大線出力密度
MRBM	Multi Rod Block Monitor, 制御棒引抜き阻止モニタ
PCIOMR	Pre-Conditioning Interim Operating Management Recommendation, ペレットならし運転
RBM	Rod Block Monitor, 制御棒引抜き阻止モニタ
RC&IS	Rod Control and Information System, 制御棒操作監視系
SRM	Source Range Monitor, 中性子源領域モニタ
SRNM	Startup Range Neutron Monitor, 起動領域モニタ
TIP	Traversing In-core Probe, 移動式炉内計装系

表 1.4-3 略語の定義 (PWR)

AO	Axial Offset, 軸方向出力偏差
AOA	Axial Offset Anomaly, 軸方向出力偏差の逸脱
BAT	Boric Acid Tank, ほう酸タンク
CAOC	Constant Axial Offset Control, アキシシャルオフセット一定制御運転
CVCS	Chemical and Volume Control System, 化学体積制御系
ΔT	Delta Temperature, 1 次冷却材温度差
DNB	Departure from Nucleate Boiling, 核沸騰からの離脱
DNBR	Departure from Nucleate Boiling Ratio, 限界熱流束比
IR	Intermediate Range, 中間領域
MD	Movable Detector, 可動式炉内中性子束検出器
MDF	Mechanical Design Flow, 機械設計流量
MTC	Moderator Temperature Coefficient, 減速材温度係数
NFBC	Non Fuel Bearing Component, 燃料集合体内挿物
NIS	Nuclear Instrumentation System, 炉外中性子束計測装置
PCCS	Process Computer Control System, プロセス計算機
PR	Power Range, 出力領域
RPI	Rod Position Indicator, 制御棒クラスタ位置指示装置
RTD	Resistance Temperature Detector, 抵抗温度計
RWST	Refueling Water Storage Tank, 燃料取替用水タンク
SDM	Shutdown Margin, 原子炉停止余裕
SF	Spent Fuel, 燃焼の進んだ燃料
SG	Steam Generator, 蒸気発生器
SR	Source Range, 線源領域
SS	Secondary Source, 2次中性子源
Tavg	Average Temperature, 1 次冷却材平均温度
TC	Thermocouple, 炉内熱電対
TDF	Thermal Design Flow, 熱設計流量

第2章 炉心管理の全体像

2.1 炉心管理業務の所掌範囲と大分類

炉心管理を「原子炉の安全を確認しながら、所定の熱出力が所定のサイクル期間を通して維持されるよう運転すること」と捉え、炉心管理の対象を、目的に応じて、安全の担保のための「安全管理」、性能の発揮と維持のための「性能管理」、想定通りの運転操作を行うための「運転管理」の三つに大別した。そのうえで、「安全管理」については、管理の具体的な目的と JEAC4001 の「炉心管理」で規定されている要求事項（再掲）、要求事項に対する具体的な実施内容及び方法、及び要求事項を満足できない場合の基本的な対処方法を、項目ごとに記載した。（図 2.1-1 参照）

2.2 設計評価と炉心管理との関係

設計段階における燃料設計、炉心設計、安全解析等の基本設計、詳細設計及び取替炉心設計からなる広い分野での段階的な設計評価と、運転段階における燃料管理及び炉心管理によって原子炉の安全は確保される。なお、この原子炉の安全の確保に炉心管理が必要な理由は、上記 2.1 の「安全管理」には、設計評価の入力及び前提の確認として、人間の操作又は機器の作動性等が設計評価で想定している通りであることの確認が含まれるためである。

なお、BWR では、運転監視補助装置による炉心パラメータなどの運転中実機の直接的な監視に加え、中期運転計画（予測評価）として、反応度補償のための制御棒パターン調整計画とそれに応じた炉心特性評価が適宜行われる。（解説 2.2①）

（解説 2.2①）

PWR では、燃焼に伴う反応度補償を冷却材中のほう素濃度の調整によって行っており出力運転中において制御棒は挿入限界位置以上に引き抜かれた状態（制御グループバンク D が一部挿入されているのを除き、その他の制御棒は全引抜状態）で運転するため、制御棒挿入限界までの挿入等の炉心状態の変動を考慮した炉心特性の評価は取替炉心設計の段階において既に実施・完了している。

これに対して、燃焼に伴う反応度補償を炉心流量及び制御棒挿入量で制御している BWR では、燃焼に伴う反応度の推移に応じて、制御棒の挿入／引き抜きパターン調整が繰り返されるため、実機運転状態をふまえた制御棒パターン調整計画及びそれに応じた炉心特性の評価が適宜行われる。

本指針で具体的に記載している炉心管理の内容のうち、「安全の担保」として確認する内容は、上位規程の JEAC4001 の「炉心管理」の節の要求事項、具体的実施事項を受

けて、より具体的な実施内容を運転の段階及び確認の目的ごとに定め、実施するものである。JEAC4001 の炉心管理の要求事項には、設計評価と直接関連する、入力の実用性、前提事項の遵守、測定値との良好な合致、の三つの確認に加えて、「止める、冷やす、閉じ込める」の炉心及び燃料に対する基本的安全機能の確認が要求されている。通常運転時に関する各種の安全設計の最終的な結果ともいえるこれらの安全機能の確保に対しても、炉心運用において確認することは重要であり、本指針では、直接に機能維持の確認に限定せず、異常の兆候が検知できる可能性につながる確認も推奨している。特に実際の炉心の運転においては、人の手を介した運転操作と燃料の取扱い操作、燃料その他の機器の寸法変化、組成の変化並びに材料劣化の経年変化、計測制御系等の機器の誤作動など、設計評価の段階では全てを想定して評価しきれない不確かさの要因が含まれている。このため、炉心管理においては、これらの不確かさの要因について、現場で設計評価の段階で想定した範囲又は制限内にあることを確認し、外れた要因があれば、必要な是正措置をとることが求められる。

2.3 保安規定との関係

本指針では、保安規定で掲載されている炉心管理に係る実施項目は全て取り込むとともに、原子炉設置者による自主的な管理及び確認を行っている項目も、電気事業者共通か個別にかかわらず、極力、民間規格として取り込むようにしている。また、その位置づけを明確にするために、保安規定及び電気事業者自主の管理のための実施事項に対して、優先度をつけて記載している。さらに、本指針では、保安規定と重複した確認の対象となるパラメータや状態等（以降、「確認項目」という）についても、管理及び確認のより具体的な方法、手順及び確認の信頼性に踏み込んで記載することとしている。

2.4 現場での管理所掌を踏まえた参考項目の設定について

第3章及び第4章の「安全管理」において、「2. 要求事項を満たしていることの確認」及び「3. 要求事項を満たしていない場合の措置」が、炉心を管理する部門の活動ではない場合は、項目のタイトルに「参考」を明記している。

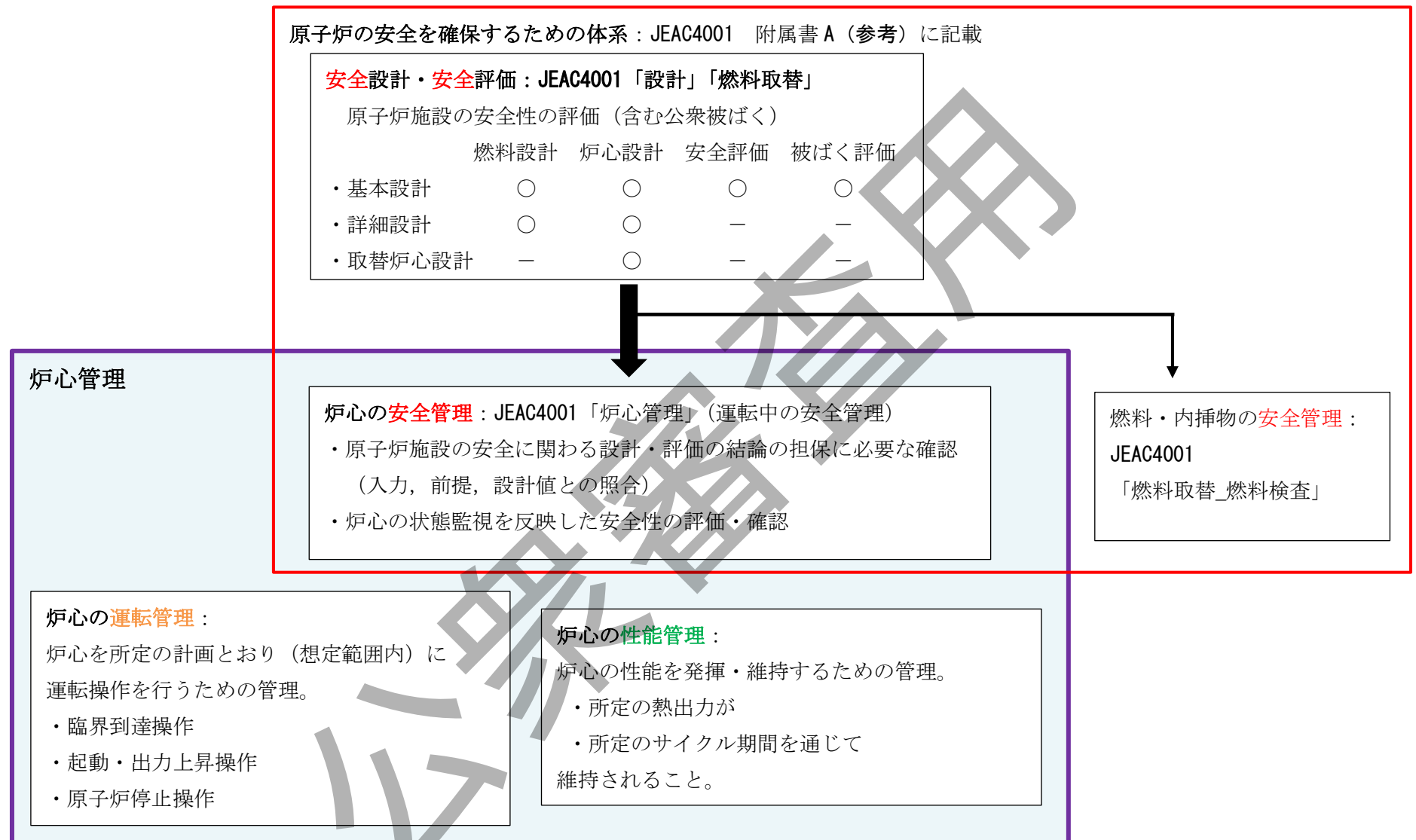


図 2.1-1 炉心管理の 3 分野（安全，性能，運転）と原子炉施設の安全に関わる設計・評価との関係

第3章 BWR における推奨事項

本章では、BWR を対象に、安全管理 (3.1 節～3.4 節)、運転管理 (3.5 節)、性能管理 (3.6 節) の分類ごとに、管理のための実施事項を項立てしている。特に安全管理に関しては、安全設計及び安全評価との関係において、管理の四つの目的である、設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目についての確認 (3.1 節)、設計評価の前提がある場合、その前提が担保されていることの確認 (3.2 節)、実測又は実測値に基づいた評価による炉心特性の安全性の確認 (3.3 節) 及び基本的安全機能のうちの止める機能、閉じ込める機能が確保されていることの確認 (3.4 節) の目的ごとに項立てを行っている。

図 3.1 に、縦軸を管理の目的ごとに分類し、横軸に原子炉の運転の状態ごとに分類したマトリクスに、管理のための実施事項を割り当てた表 (2 次元のマトリクス) を示す。マトリクスごとに割り当てられた管理のための実施事項を、管理の目的ごとに 3.1 節～3.6 節に展開し、複数の目的にまたがる項目については、代表して一つの項に記載している。管理のための実施事項の一覧を表 3.1 に示す。

また、安全管理に該当する 3.1 節～3.4 節では、各々の確認項目ごとに、次の順序で記載をしている。

1. 個別要求事項
2. 要求事項を満たしていることの確認
3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

附属書 A (参考) には、上記の管理のための実施事項を目的と運転段階ごとに洗い出し、項目ごとの 1.～3. の記載の程度について決めるまでの一連の作業の流れを整理している。

ここで、1. 項の要求事項は、上位の規程である JEAC4001 での「炉心管理」の節における「要求事項」及び「具体的な実施事項」を再掲したものである。また、JEAC4211-2018「取替炉心の安全性確認規程」にて、取替炉心ごとに確認する項目としている炉心パラメータについては、各パラメータの「運転開始後の確認」の内容を再掲している。

なお、安全設計及び安全評価のうちの具体的にどのような事象、条件などから、要求又は推奨されるかについて、1. 項で説明されている。この設計評価との具体的な関係は、附属書 B (参考) において一覧表としてまとめている。

また、3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置については、基本的な措置として、次のいずれかに該当するかを示した上で、具体的な措置事項を記載することになっている。

- ・ 確認の強化：再度の確認、確認頻度の増加、詳細な手法による別途確認、など
 - ・ 制限 (値) 内への復帰の操作
 - ・ 炉心出力の降下 (原子炉停止を含む)
 - ・ 安全性への影響確認による運転継続
- (より直接的な安全パラメータへの影響、安全解析による直接の安全影響確認、など)
- ・ その他

- ・黒色：代表してその運転段階、要求事項に記載するものであり、かつ、炉心を管理する部門で行う確認項目
- ・青色：代表してその運転段階、要求事項に記載するものであり、かつ、炉心を管理する部門以外で行う確認項目
- ・朱色●：取替炉心の安全性確認規程にて運転開始後「直接的な確認要求」のある炉心パラメータ
- ・緑色▲：上記の他、取替炉心の安全性確認規程にて運転開始後「間接的な確認要求」等としている炉心パラメータ

保安規定の分類		冷温停止	起動	運転		起動	高温停止、冷温停止
本指針の分類		0. 原子炉停止～制御棒引き抜き前	1. 制御棒引き抜き開始～臨界到達	2. 臨界到達～定格出力	3. 出力運転（定格到達後）	4. 出力降下～停止～低温未臨界維持	
臨界状態	100%出力						
	0%出力						
未臨界状態	高温未臨界						
	低温未臨界						
運転管理		—	3.5.1原子炉起動操作（初臨界到達操作） 3.5.2DWインスペクションのための未臨界操作（それまでの出力上昇含む） 3.5.3原子炉起動操作（再臨界操作）及び出力調整操作 3.5.4運転監視補助装置の管理		3.5.5出力維持操作（燃焼補償） 3.5.6制御棒パターン調整	3.5.7原子炉停止操作	
性能管理		—	—	—	3.6.1原子炉熱出力の確認（所定の熱出力発生確認）	—	—
安全管理	a. 設計評価の入力確認	原子炉保護系の作動値設定： 3.1.1 中間領域中性子束高、起動領域原子炉周期（ペリオド）短 3.1.2 出力領域中性子束高 3.1.3 原子炉圧力高 3.1.4制御棒挿入時間の確認	3.1.5制御棒の最大反応度価値の確認▲		3.1.6最小限界出力比の確認● 3.1.7最大線出力密度の確認● 3.1.8燃料の出力履歴の確認● 3.1.9減速材ボイド係数の確認▲ 3.1.10スクラム反応度曲線の確認▲ 3.1.11原子炉冷却材温度の確認 3.1.12炉心流量の確認 3.1.13原子炉圧力の確認 3.1.14原子炉熱出力の確認		—
	b. 設計評価の前提確認	原子炉トリップ機能確認： 3.1.1 中間領域中性子束高、起動領域原子炉周期（ペリオド）短 3.1.2 出力領域中性子束高 3.1.3 原子炉圧力高	原子炉トリップ作動性： 3.1.1 中間領域中性子束高、起動領域原子炉周期（ペリオド）短 3.1.3 原子炉圧力高	3.2.1運転領域の範囲にあることの確認（熱出力、炉心流量） 3.1.2 出力領域中性子束高	3.2.2PCIOMRの確認 3.2.3燃料集合体最高燃焼度の確認● 3.2.4核熱水力安定性（チャンネル安定性、炉心安定性、領域安定性）の確認▲ 3.2.5ほう酸水注入時の実効増倍率の確認▲ 3.2.6反応度停止余裕の確認▲ 3.2.7原子炉冷却材の水質の監視 3.2.8核計装の校正 3.2.9制御棒及び核計装の寿命管理 3.2.10制御棒作動性（固着なし）の確認 3.2.11ほう酸水タンク水位、温度及び濃度の確認		—
c. 炉心特性の確認			3.3.1冷温時臨界固有値の確認 3.1.5制御棒の最大反応度価値の確認▲	3.3.2出力運転時臨界固有値の確認	3.3.3反応度監視 3.1.6最小限界出力比の確認 3.1.7最大線出力密度の確認 3.1.8燃料の出力履歴の確認 3.1.9減速材ボイド係数の確認 3.1.10スクラム反応度曲線の確認 3.2.3燃料集合体最高燃焼度の確認 3.2.4核熱水力安定性（チャンネル安定性、炉心安定性、領域安定性）の確認 3.2.5ほう酸水注入時の実効増倍率の確認 3.2.6反応度停止余裕の確認	—	
d. 基本的安全機能の確認		3.1.4制御棒挿入時間の確認	—		3.4.1原子炉冷却材中のよう素131濃度の確認 3.2.10制御棒作動性（固着なし）の確認		—

図 3.1 【BWR】各運転段階で確認すべき要求事項の整理表（2次元マトリクス）

表 3.1 BWR における管理のための実施事項の一覧（目次）

項※	管理のための実施事項	管理の目的					
		安全管理				3.5 運転管理	3.6 性能管理
		3.1 設計評価 の入力	3.2 設計評価 の前提	3.3 炉 心 特 性 の確認	3.4 基本的 安全機能		
3.1.1	【参考】中間領域モニタ中性子束高（SRM／IRM 使用プラント）及び起動領域モニタ原子炉周期（ペリオド）短（SRNM 使用プラント）に係る原子炉トリップの作動値設定，機能及び作動性の確認	○	○				
3.1.2	【参考】平均出力領域モニタ中性子束高に係る原子炉トリップの作動値設定，機能及び作動性の確認	○	○				
3.1.3	【参考】原子炉圧力高に係る原子炉トリップの作動値設定，機能及び作動性の確認	○	○				
3.1.4	【参考】制御棒挿入時間の確認	○			○		
3.1.5	制御棒の最大反応度価値の確認	○		○			
3.1.6	最小限界出力比の確認	○		○			
3.1.7	最大線出力密度の確認	○		○			
3.1.8	燃料の出力履歴の確認	○		○			
3.1.9	減速材ボイド係数の確認	○		○			
3.1.10	スクラム反応度曲線の確認	○		○			
3.1.11	【参考】原子炉冷却材温度の確認	○					
3.1.12	【参考】炉心流量の確認	○					
3.1.13	【参考】原子炉圧力の確認	○					
3.1.14	【参考】原子炉熱出力の確認	○					
3.2.1	運転領域の範囲にあることの確認（熱出力，炉心流量）		○				
3.2.2	PCIOMR の確認		○				
3.2.3	燃料集合体最高燃焼度の確認		○	○			
3.2.4	核熱水力安定性（チャンネル安定性，炉心安定性，領域安定性）の確認		○	○			
3.2.5	ほう酸水注入時の実効増倍率の確認		○	○			
3.2.6	反応度停止余裕の確認		○	○			
3.2.7	【参考】原子炉冷却材の水質の監視		○				
3.2.8	核計装の校正		○				
3.2.9	制御棒及び核計装の寿命管理		○				
3.2.10	【参考】制御棒作動性（固着なし）の確認		○		○		
3.2.11	【参考】ほう酸水タンク水位，温度及び濃度の確認		○				
3.3.1	冷温時臨界固有値の確認			○			
3.3.2	出力運転時臨界固有値の確認			○			
3.3.3	反応度監視			○			
3.4.1	【参考】原子炉冷却材中のよう素 131 濃度の確認				○		
3.5.1	原子炉起動操作（初臨界到達操作）					○	
3.5.2	DW インспекションのための未臨界操作（それまでの出力上昇含む）					○	
3.5.3	原子炉起動操作（再臨界操作）及び出力調整操作					○	
3.5.4	運転監視補助装置の管理					○	
3.5.5	出力維持操作（燃焼補償）					○	
3.5.6	制御棒パターン調整					○	
3.5.7	冷温停止操作					○	
3.6.1	原子炉熱出力の確認（所定の熱出力発生確認）						○

※複数の管理の目的にまたがる管理のための実施事項については，代表的な管理のための実施事項に項立てし，該当する複数の管理の目的に○を記載している。

3.1 安全管理 a. 設計評価の入力確認

3.1.1 中間領域モニタ中性子束高 (SRM/IRM 使用プラント) 及び起動領域モニタ原子炉周期 (ペリオド) 短 (SRNM 使用プラント) に係る原子炉トリップの作動値設定, 機能及び作動性の確認 (参考)

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認し, 設計評価における前提事項が担保されていることを確認するため, SRM/IRM 使用プラントでは IRM 中性子束高に係る原子炉トリップの作動値設定, 機能及び作動性を確認する。SRNM 使用プラントでは SRNM 原子炉周期 (ペリオド) 短に係る原子炉トリップの作動値設定, 機能及び作動性を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
 - (a) 運転員の操作・調整等で変わりうる入力について確認する。
 - ・安全保護系の作動設定値が設計評価で想定した値に設定されていることを確認する。
- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。
 - (b) 機器の誤作動, 機器の異常な変形等で変わりうる前提について確認する。
 - ・安全保護系が動作不良でないこと及び機能することを確認する。

[設計評価との具体的な関係]

安全解析における運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の評価において原子炉保護系の作動を考慮して事象が収束する多くの事象では, 炉内の状態のパラメータが適切な値で作動するべく入力として考慮されているとともに, 原子炉保護の論理回路が実際に機能することが前提となる。

安全保護系の中でも SRM/IRM 使用プラントにおける IRM 中性子束高トリップ及び SRNM 使用プラントにおける SRNM 原子炉周期 (ペリオド) 短トリップは, 制御棒位置の誤調整などが外乱の起因になる可能性があり, 炉心状態に比較的大きく影響されることから, 本指針では SRM/IRM 使用プラントにおける IRM 中性子束高及び SRNM 使用プラントにおける SRNM 原子炉周期 (ペリオド) 短を炉心管理の対象としている。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) IRM 中性子束高 (SRM/IRM 使用プラント) 及び SRNM 原子炉周期 (ペリオド) 短 (SRNM 使用プラント) に係る原子炉トリップの作動値設定、機能及び作動性の確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び設計評価における前提事項が担保されていることの確認として、SRM/IRM 使用プラントにおける IRM 中性子束高及び SRNM 使用プラントにおける SRNM 原子炉周期 (ペリオド) 短に係る原子炉トリップの作動値設定、機能及び作動性に関する次の確認を行う。

- 1) 原子炉トリップ設定値の設定、機能確認
- 2) 各チャンネルの IRM の指示値確認 (SRM/IRM 使用プラント)
- 3) 各チャンネルの SRNM の指示値確認 (SRNM 使用プラント)

なお、SRM/IRM 使用プラントにおける IRM は、可動型核分裂電離箱、前置増幅器、信号処理装置などから構成されており、IRM 中性子束高に係る原子炉トリップが発信される流れは次のとおりである。SRNM 使用プラントにおける SRNM は、炉内固定型核分裂電離箱、前置増幅器、信号処理装置などから構成されており、SRNM 原子炉周期 (ペリオド) 短に係る原子炉トリップが発信される流れは次のとおりである。

① 中性子の検出

SRM/IRM 使用プラントでは、炉心内に配置した複数の IRM 検出器により、中性子を検出する。SRNM 使用プラントでは、炉心内に設置した複数の SRNM 検出器により、中性子を検出する。(解説 3.1.1①)

② 信号処理の実施

①で検出された中性子信号を、前置増幅器及び信号処理装置により信号処理を実施する。

③ 原子炉トリップの自動発信

SRM/IRM 使用プラントでは信号処理された IRM 中性子束信号の出力が、IRM 中性子束高トリップ設定値以上になると、原子炉トリップが自動発信される。SRNM 使用プラントでは SRNM 中性子束信号の出力が、SRNM 原子炉周期 (ペリオド) 短設定値以下になると、原子炉トリップが自動発信される。

(2) 具体的確認方法

次の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

なお、これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

1) 原子炉トリップ設定値の設定及び機能確認

原子炉起動前までに、SRM/IRM 使用プラントでは原子炉保護系計装として IRM 中性子束高に係る原子炉トリップ設定を設定し、設定したとおりに動作することを確

認する。SRNM 使用プラントでは原子炉保護系計装として SRNM 原子炉周期（ペリオド）短に係る原子炉トリップ設定を設定し、設定したとおりに動作することを確認する。

（解説 3.1.1②）

2) 各チャンネルの IRM の指示値確認（SRM/IRM 使用 BWR5 プラント）

原子炉の状態が起動から運転に入るまでにおいて、1 日に 1 回、各チャンネルの IRM の指示値を確認し、動作不能でないことを確認する。このとき、動作可能とは、当該計測及び制御設備に期待される機能が達成される状態をいう。また、動作不能とは、点検又は修理のために当該チャンネル又は論理回路をバイパスして動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合及び誤動作が発見された場合で、当該計測及び制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。

3) 各チャンネルの SRNM の指示値確認（SRNM 使用 BWR5 プラント）

原子炉の状態が計数領域を除く起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換において、1 日に 1 回、各チャンネルの SRNM の指示値を確認し、動作不能でないことを確認する。ただし、起動以外では 1 体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合、又は全燃料が取り出されている場合を除く。このとき、動作可能とは、当該計測及び制御設備に期待される機能が達成される状態をいう。また、動作不能とは、点検又は修理のために当該チャンネル又は論理回路をバイパスして動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合及び誤動作が発見された場合で、当該計測及び制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。

4) 各チャンネルの SRNM の指示値確認（ABWR プラント）

原子炉の状態が計数領域を除く起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換において、1 日に 1 回、各チャンネルの SRNM の指示値を確認し、動作不能でないことを確認する。ただし、起動以外では 1 体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合、又は全燃料が取り出されている場合を除く。このとき、動作不能でないことを指示値により確認するとは、当該チャンネルの指示値に異常な変動がないことを確認すること、また可能であれば他のチャンネルの指示値と有意な差がないことを確認することを行う。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

次の方法により、SRM/IRM 使用プラントでは IRM 中性子束高に係る原子炉トリップの自動発信が信頼できるものとなっていることの確認を行う。SRNM 使用プラントでは SRNM 原子炉周期（ペリオド）短に係る原子炉トリップの自動発信が信頼できるものとなっていることの確認を行う。

1) 検出器の信頼性

SRM/IRM 使用プラントでは、IRM 検出器の点検、特性試験及び寿命管理により、IRM における中性子束信号が信頼できることを確認する。SRNM 使用プラントでは

SRNM 検出器の点検、特性試験及び寿命管理により、SRNM における中性子束信号が信頼できることを確認する。（解説 3.1.1③）

また、プラトー電圧、検出特性などの測定条件が適切に管理されていることを確認する。

2) 信号処理に使用する設備の信頼性

信号処理に使用する設備について、適宜必要なメンテナンスを実施する。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 原子炉トリップ設定値の設定及び機能確認

- ・確認の強化：原因究明の実施、原子炉トリップ設定値の再設定及び再度の機能確認の実施

2) 検出器の信頼性

- ・確認の強化：原因究明の実施、測定機器の取替及び取替計器による別途確認

3) 信号処理に使用する設備の信頼性

- ・確認の強化：原因究明の実施及び設備更新

(2) 具体的な措置

- ・原子炉トリップ設定値の設定及び機能確認において、適切に動作しなかった場合は、原因究明を行い、必要に応じて原子炉トリップ設定値の再設定、再度の機能確認などを実施する。
- ・検出器及び信号処理に使用する設備において、不具合が確認された場合は、原因究明を行い、修理又は交換の対応を実施する。
- ・バイパスしていないチャンネルにおいて、原子炉トリップの設定が動作可能な状態になっていないことが確認された場合は、当該チャンネルの原因究明を行い、動作可能な状態にする。保安規定に定める時間内に動作可能な状態にできない場合は、原子炉を停止する。（解説 3.1.1④）（解説 3.1.1⑤）

[関連業務]

SRM/IRM 使用プラントでは、上記に関連する業務として、次を行う。

- ① 警報値の設定及び機能確認
- ② SRM 及び IRM 間のオーバーラップ確認
- ③ IRM 及び APRM 間のオーバーラップ確認

SRNM 使用プラントでは、上記に関連する業務として、次を行う。

- ④ 警報値の設定及び機能確認
- ⑤ SRNM 及び APRM 間のオーバーラップ確認

(業務実施例)

上記①④の業務は、次のように行う。

- ・SRM/IRM 使用プラントでは「SRM 計数率高制御棒引抜阻止」及び「IRM 中性子束高制御棒引抜阻止」警報の警報値を設定する。また、設定したとおりに警報発信することを確認する。
- ・SRNM 使用プラントでは「SRNM 中性子束高制御棒引抜阻止」及び「SRNM 原子炉周期（ペリオド）短制御棒引抜阻止」警報の警報値を設定する。また、設定したとおりに警報発信することを確認する。（解説 3.1.1⑥）

上記②の業務は、次のように行う。

- ・起動時において SRM を全引き抜きにする前までに、SRM 及び IRM の指示値が 1 デカード以上オーバーラップしていることを確認する。

上記③の業務は、次のように行う。

- ・原子炉の状態が起動から運転へ入る時に、IRM 及び APRM の指示値が 1 デカード以上オーバーラップしていることを確認する。

上記⑤の業務は、次のように行う。

- ・原子炉の状態が起動から運転へ入る時に、SRNM 及び APRM の指示値がオーバーラップしている（APRM 下限クリア時の SRNM の指示値が SRNM 中性子束高警報設定に比べ低い）ことを確認する。

（解説 3.1.1①）

IRM 検出器と SRNM 検出器は、いずれも陰極にコーティングされたウラン 235 が核分裂する際に発生する核分裂片により、封入されたアルゴンガスが電離することを利用した核分裂電離箱であり、検出原理は同じである。SRNM 検出器は検出器を大型化したことにより計測範囲を拡大し、また、ウラン 235 の燃焼により感度が低下するためウラン 234 を混合し、ウラン 234 と中性子の反応によりウラン 235 を再生することで感度の低下を抑え、検出器の寿命を改善していることで、炉内固定方式を実現している。

ガンマ線による電離作用もあるため、起動時の中性子レベルの低いところではガンマ線による信号分を補償する必要がある。

（解説 3.1.1②）

SRM/IRM 使用プラントにおける IRM 中性子束高、及び SRNM 使用プラントでは SRNM 原子炉周期（ペリオド）短に係る原子炉トリップは、運転時の異常な過渡変化のうち起動時における制御棒の異常な引き抜きを想定した安全解析のインプットとして使用されている。

なお、SRNM は、従来 SRM で測定していた中性子源領域から IRM で測定していた中

間領域までの広範囲の中性子束レベルを単一の検出器で測定でき、中性子束レベルの測定範囲切替が自動となった。そのため SRNM の場合、従来の中性子束高による原子炉トリップ方式では機能しないため、原子炉周期（ペリオド）による原子炉トリップを採用している。

(解説 3.1.1③)

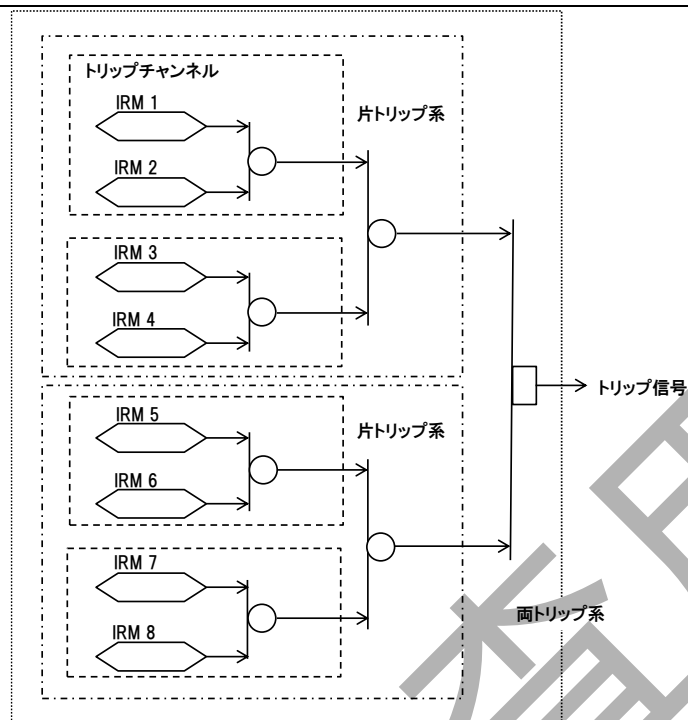
IRM 検出器及び SRNM 検出器を長期間使用していると、ウラン 235 が熱中性子の照射による核分裂により減損し、検出器感度が低下する。検出器感度が低下した検出器は、定期検査時に新品と交換する。

(解説 3.1.1④)

BWR5 プラントにおける IRM (SRM/IRM 使用プラント) 又は SRNM (SRNM 使用プラント) において、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。

- ① 片トリップ系において動作不能なチャンネルが一つ以上ある場合は、12 時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できない場合は動作不能なチャンネルをトリップするか、又は当該トリップ系をトリップする。
- ② 両トリップ系において動作不能なチャンネルがそれぞれ一つ以上ある場合は、6 時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できない場合は、いずれかの片トリップ系における動作不能なチャンネルをトリップするか、又はいずれかの片トリップ系をトリップする。
- ③ 片トリップ系においてトリップ機能が維持できない場合、又は当該トリップ系が動作不能な場合は、1 時間以内に当該トリップ系を復旧するかトリップする。
- ④ 原子炉の状態が起動の場合、①、②又は③の措置を完了できない場合は、24 時間以内に原子炉の状態を高温停止にする。また、原子炉の状態が高温停止の場合、速やかに 1 体以上の燃料装荷がされているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。

なお、トリップ系の定義の例は次のとおり。

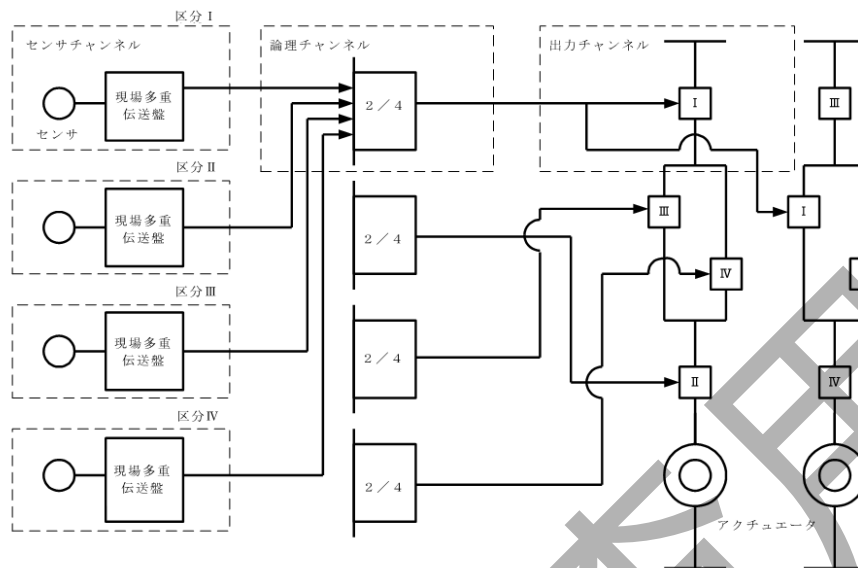


(解説 3.1.1⑤)

ABWR プラントにおける SRNM において、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。

- ① 一つの区分のセンサチャンネルで一つ以上のセンサが動作不能の場合は、速やかに当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置（当該区分のセンサチャンネルをバイパスする措置を含む）を開始する。
- ② 二つの区分のセンサチャンネルで一つ以上のセンサが動作不能の場合は、3 時間以内に一つの区分のセンサチャンネルをトリップさせ、6 時間以内に他の区分をバイパスし、30 日間以内に少なくとも一つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。
- ③ 三つの区分のセンサチャンネルで一つ以上のセンサが動作不能の場合は、速やかに一つの区分のセンサチャンネルをトリップさせ、6 時間以内に少なくとも一つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。
- ④ 四つの区分のセンサチャンネルで一つ以上のセンサが動作不能の場合は、速やかに一つの区分のセンサチャンネルをトリップさせ、1 時間以内に少なくとも一つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。
- ⑤ 原子炉の状態が計数領域を除く起動の場合、①、②、③又は④の措置を完了できないときは、24 時間以内に原子炉の状態を高温停止にする。また、原子炉の状態が高温停止の場合、速やかに 1 体以上の燃料装荷がされているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。

なお、トリップ系の定義の例は次のとおり。



(解説 3.1.1⑥)

SRM/IRM 使用プラントにおける「SRM 計数率高制御棒引抜阻止」警報は、SRM 計数率を監視し、制御棒引抜阻止信号を発することにより、制御棒引き抜きによる局所的な出力上昇を防止する目的として警報値を設定している。また、「IRM 中性子束高制御棒引抜阻止」警報は、IRM 中性子束高に係る原子炉トリップ設定値に達する前に、制御棒引抜阻止信号を発し、原子炉トリップする状態に至ることを防止する目的として警報値を設定している。

SRNM 使用プラントにおける「SRNM 中性子束高」警報は、中性子束レベルを監視し、制御棒引抜阻止信号を発することにより、原子炉起動時の制御棒過引き抜きに伴う異常出力上昇による燃料破損を防止する目的として警報値を設定している。また、「SRNM 原子炉周期（ペリオド）短制御棒引抜阻止」警報は、SRNM 原子炉周期（ペリオド）短に係る原子炉トリップ設定値に達する前に、制御棒引抜阻止信号を発し、原子炉トリップする状態に至ることを防止する目的として警報値を設定している。

3.1.2 平均出力領域モニタ中性子束高に係る原子炉トリップの作動値設定、機能及び作動性の確認（参考）

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認し、設計評価における前提事項が担保されていることを確認するため、APRM 中性子束高に係る原子炉トリップの作動値設定、機能及び作動性を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
 - (a) 運転員の操作・調整等で変わりうる入力について確認する。
 - ・安全保護系の作動設定値が設計評価で想定した値に設定されていることを確認する。
- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。
 - (b) 機器の誤作動、機器の異常な変形等で変わりうる前提について確認する。
 - ・安全保護系が動作不良でないこと及び機能することを確認する。

[設計評価との具体的な関係]

安全解析における運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の評価において原子炉保護系の作動を考慮して事象が収束する多くの事象では、炉内の状態のパラメータが適切な値で作動するべく入力として考慮されているとともに、原子炉保護の論理回路が実際に機能することが前提となる。

安全保護系の中でも APRM 中性子束高トリップは、制御棒位置の誤調整などが外乱の起因になる可能性があり、炉心状態に比較的大きく影響されることから、本指針では APRM 中性子束高を炉心管理の対象としている。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) APRM 中性子束高に係る原子炉トリップの作動値設定、機能及び作動性の確認の流れ
設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び設計評価における前提事項が担保されていることの確認として、APRM 中性子束高に係る原子炉トリップの作動値設定、機能及び作動性に関する次の確認を行う。

- 1) 原子炉トリップ設定値の設定、機能確認

2) 各チャンネルの APRM の指示値確認

なお、APRM は、あらかじめグループ分けした LPRM の各増幅器からの出力信号を平均化する機能で、LPRM は、炉内固定型核分裂電離箱、信号処理装置などから構成されている。APRM 中性子束高に係る原子炉トリップが発信される流れは次のとおりである。

① 中性子の検出

炉心内に設置した複数の LPRM 検出器により、中性子を検出する。(解説 3.1.2①)

② 信号処理の実施

①で検出された中性子信号を、信号処理装置により信号処理を実施する。

③ 原子炉トリップの自動発信

信号処理された APRM 中性子束信号の出力が、APRM 中性子束高トリップ設定値以上になると、原子炉トリップが自動発信される。

(2) 具体的確認方法

次の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

なお、これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

1) 原子炉トリップ設定値の設定、機能確認

原子炉起動前までに、原子炉保護系計装として APRM 中性子束高に係る原子炉トリップ設定を設定し、設定したとおりに動作することを確認する。(解説 3.1.2②)

2) 各チャンネルの APRM の指示値確認

原子炉の状態が起動及び運転において、1日に1回、各チャンネルの APRM の指示値を確認し、動作不能でないことを確認する。このとき、動作不能でないことを指示値により確認するとは、当該チャンネルの指示値に異常な変動がないことを確認すること、また可能であれば他のチャンネルの指示値と有意な差がないことを確認することをいう。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

次の方法により、APRM 中性子束高に係る原子炉トリップの自動発信が信頼できるものとなっていることを確認を行う。

1) 検出器の信頼性

LPRM 検出器の点検、特性試験及び寿命管理により、APRM における中性子束信号が信頼できることを確認する。(解説 3.1.2③)

また、プラトー電圧、検出特性などの測定条件が適切に管理されていることを確認する。

2) 信号処理に使用する設備の信頼性

信号処理に使用する設備について、適宜必要なメンテナンスを実施する。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 原子炉トリップ設定値の設定及び機能確認

- ・確認の強化：原因究明の実施，原子炉トリップ設定値の再設定及び再度の機能確認の実施

2) 検出器の信頼性

- ・確認の強化：原因究明の実施，測定機器の取替及び取替計器による別途確認

3) 信号処理に使用する設備の信頼性

- ・確認の強化：原因究明の実施及び設備更新

(2) 具体的な措置

- ・原子炉トリップ設定値の設定及び機能確認において，適切に動作しなかった場合は，原因究明を行い，必要に応じて原子炉トリップ設定値の再設定，再度の機能確認などを実施する。
- ・検出器及び信号処理に使用する設備において，不具合が確認された場合は，原因究明を行い，修理又は交換の対応を実施する。
- ・バイパスしていないチャンネルにおいて，原子炉トリップの設定が動作可能な状態になっていないことが確認された場合は，当該チャンネルの原因究明を行い，動作可能な状態にする。保安規定に定める時間内に動作可能な状態にできない場合は，原子炉を停止する。（解説 3.1.2④）（解説 3.1.2⑤）

[関連業務]

上記に関連する業務として，次を行う。

- ① 警報値の設定及び機能確認
- ② LPRM 校正（3.2.8.1 項）
- ③ APRM 校正（3.2.8.2 項）

(業務実施例)

上記①の業務は，次のように行う。

- ・「APRM 中性子束高制御棒引抜阻止」警報の警報値を設定する。また，設定したとおりに警報発信することを確認する。（解説 3.1.2⑥）

(解説 3.1.2①)

LPRM 検出器は，陰極にコーティングされたウラン 235 が核分裂する際に発生する核分裂片により，封入されたアルゴンガスが電離することを利用した核分裂電離箱である。また，ウラン 235 の燃焼により感度が低下するためウラン 234 を混合し，ウラン 234 と

中性子の反応によりウラン 235 を再生することで感度の低下を抑え、検出器の寿命を改善している。これにより、炉内固定方式を実現している。

(解説 3.1.2②)

APRM 中性子束高に係る原子炉トリップとしては、APRM 中性子束高(低設定)、APRM 中性子束高及び APRM 中性子束高〔熱流束(相当)〕がある。このうち、APRM 中性子束高に係る原子炉トリップは、運転時の異常な過渡変化における原子炉冷却材流量制御の誤動作、及び設計基準事故における制御棒落下を想定した安全解析のインプットとして使用されている。また、APRM 中性子束高〔熱流束(相当)〕に係る原子炉トリップは、運転時の異常な過渡変化における給水加熱喪失を想定した安全解析のインプットとして使用されている。

(解説 3.1.2③)

LPRM 検出器を長期間使用していると、ウラン 235 が熱中性子の照射による核分裂により減損し、検出器感度が低下する。検出器感度が低下した検出器は、定期検査時に新品と交換する。

(解説 3.1.2④)

BWR5 プラントにおける APRM において、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。

- ① 片トリップ系において動作不能なチャンネルが一つ以上ある場合は、12 時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できない場合は動作不能なチャンネルをトリップするか、又は当該トリップ系をトリップする。
- ② 両トリップ系において動作不能なチャンネルがそれぞれ一つ以上ある場合は、6 時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できない場合は、いずれかの片トリップ系における動作不能なチャンネルをトリップするか、又はいずれかの片トリップ系をトリップする。
- ③ 片トリップ系においてトリップ機能が維持できない場合、又は当該トリップ系が動作不能な場合は、1 時間以内に当該トリップ系を復旧するかトリップする。
- ④ 原子炉の状態が起動の場合、①、②又は③の措置を完了できない場合は、24 時間以内に原子炉の状態を高温停止にする。また、原子炉の状態が運転の場合、12 時間以内に原子炉の状態を起動にする。

(解説 3.1.2⑤)

ABWR プラントにおける APRM において、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。

- ① 一つの区分のセンサチャンネルで一つ以上のセンサが動作不能の場合は、速やかに当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置（当該区分のセンサチャンネルをバイパスする措置を含む）を開始する。
- ② 二つの区分のセンサチャンネルで一つ以上のセンサが動作不能の場合は、3 時間以内に一つの区分のセンサチャンネルをトリップさせ、6 時間以内に他の区分をバイパスし、30 日間以内に少なくとも一つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。
- ③ 三つの区分のセンサチャンネルで一つ以上のセンサが動作不能の場合は、速やかに一つの区分のセンサチャンネルをトリップさせ、6 時間以内に少なくとも一つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。
- ④ 四つの区分のセンサチャンネルで一つ以上のセンサが動作不能の場合は、速やかに一つの区分のセンサチャンネルをトリップさせ、1 時間以内に少なくとも一つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。
- ⑤ 原子炉の状態が計数領域を除く起動の場合、①、②、③又は④の措置を完了できない場合は、24 時間以内に原子炉の状態を高温停止にする。また、原子炉の状態が運転の場合、12 時間以内に原子炉の状態を起動にする。

（解説 3.1.2⑥）

「APRM 中性子束高制御棒引抜阻止」警報は、APRM 中性子束高に係る原子炉トリップ設定値に達する前に、制御棒引抜阻止信号を発し、原子炉トリップする状態に至ることを防止する目的として警報値を設定している。

3.1.3 原子炉圧力高に係る原子炉トリップの作動値設定，機能及び作動性の確認（参考）

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認し，設計評価における前提事項が担保されていることを確認するため，原子炉圧力高に係る原子炉トリップの作動値設定，機能及び作動性を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
 - (a) 運転員の操作・調整等で変わりうる入力について確認する。
 - ・安全保護系の作動設定値が設計評価で想定した値に設定されていることを確認する。
- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。
 - (b) 機器の誤作動，機器の異常な変形等で変わりうる前提について確認する。
 - ・安全保護系が動作不良でないこと及び機能することを確認する。

[設計評価との具体的な関係]

安全解析における運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の評価において原子炉保護系の作動を考慮して事象が収束する多くの事象では，炉内の状態のパラメータが適切な値で作動するべく入力として考慮されているとともに，原子炉保護の論理回路が実際に機能することが前提となる。

安全保護系の中でも原子炉圧力高トリップは，制御棒位置の誤調整などが外乱の起因になる可能性があり，炉心状態に比較的大きく影響されることから，本指針では原子炉圧力高を炉心管理の対象としている。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 原子炉圧力高に係る原子炉トリップの作動値設定，機能及び作動性の確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び設計評価における前提事項が担保されていることの確認として，原子炉圧力高に係る原子炉トリップ機の作動値設定，機能及び作動性に関する次の確認を行う。

- 1) 原子炉トリップ設定値の設定及び機能確認
- 2) 各チャンネルの原子炉圧力（広帯域）の指示値確認

なお、原子炉圧力高に係る原子炉トリップが発信される流れは次のとおりである。

① プラントパラメータの測定

原子炉圧力計（広帯域）により、原子炉圧力（原子炉圧力容器ドーム圧）を測定する。

② 原子炉トリップの自動発信

①で測定された原子炉圧力が、原子炉圧力高トリップ設定値以上になると、原子炉トリップが自動発信される。

(2) 具体的確認方法

次の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

なお、これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

1) 原子炉トリップ設定値の設定及び機能確認

原子炉起動前までに、原子炉保護系計装として原子炉圧力高に係る原子炉トリップ設定を設定し、設定したとおりに動作することを確認する。（解説 3.1.3①）

2) 各チャンネルの原子炉圧力の指示値確認

原子炉の状態が起動及び運転において、1日に1回、各チャンネルの原子炉圧力（広帯域）の指示値を確認し、動作不能でないことを確認する。このとき、動作不能でないことを指示値により確認するとは、当該チャンネルの指示値に異常な変動がないことを確認すること、また可能であれば他のチャンネルの指示値と有意な差がないことを確認することをいう。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

次の方法により、原子炉圧力高に係る原子炉トリップの自動発信が信頼できるものとなっていることの確認を行う。

1) 測定機器の信頼性

次のパラメータに関する測定機器について、適宜校正作業を実施する。

- ・原子炉圧力（広帯域）

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 原子炉トリップ設定値の設定及び機能確認

- ・確認の強化：原因究明の実施，原子炉トリップ設定値の再設定及び再度の機能確認の実施

2) 検出器の信頼性

- ・確認の強化：原因究明の実施，測定機器の取替及び取替計器による別途確認

3) 信号処理に使用する設備の信頼性

- ・確認の強化：原因究明の実施及び設備更新

(2) 具体的な措置

- ・原子炉トリップ設定値の設定及び機能確認において、適切に動作しなかった場合は、原因究明を行い、必要に応じて原子炉トリップ設定値の再設定、再度の機能確認などを実施する。
- ・検出器及び信号処理に使用する設備において、不具合が確認された場合は、原因究明を行い、修理又は交換の対応を実施する。
- ・バイパスしていないチャンネルにおいて、原子炉トリップの設定が動作可能な状態になっていないことが確認された場合は、当該チャンネルの原因究明を行い、動作可能な状態にする。保安規定に定める時間内に動作可能な状態にできない場合は、原子炉を停止する。(解説 3.1.3②) (解説 3.1.3③)

[関連業務]

上記に関連する業務として、次を行う。

① 警報値の設定及び機能確認

(業務実施例)

上記①の業務は、次のように行う。

- ・「原子炉圧力高」警報の警報値を設定する。また、設定したとおりに警報発信することを確認する。(解説 3.1.3④)

(解説 3.1.3①)

原子炉圧力が上昇すると、炉心内のボイドが減少し正の反応度が投入され、燃料破損、異常高圧状態などを引き起こすため、原子炉圧力高で原子炉トリップさせ圧力上昇を防止する。ただし、原子炉圧力高に係る原子炉トリップは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を想定した安全解析のインプットとして直接使用されていない。

(解説 3.1.3②)

BWR5 プラントにおける原子炉圧力（広帯域）において、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。

- ① 片トリップ系において動作不能なチャンネルが一つ以上ある場合は、12 時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できない場合は動作不能なチャンネルをトリップするか、又は当該トリップ系をトリップする。
- ② 両トリップ系において動作不能なチャンネルがそれぞれ一つ以上ある場合は、6 時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できない場合は、いずれかの片トリップ系における動作不能なチャンネルをトリップするか、又はいずれかの片トリップ系を

トリップする。

- ③ 片トリップ系においてトリップ機能が維持できない場合、又は当該トリップ系が動作不能な場合は、1 時間以内に当該トリップ系を復旧するかトリップする。
- ④ 原子炉の状態が起動及び運転の場合、①、②又は③の措置を完了できない場合は、24 時間以内に原子炉の状態を高温停止にする。

(解説 3.1.3③)

ABWR プラントにおける原子炉圧力（広帯域）において、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。

- ① 一つの区分のセンサチャンネルで一つ以上のセンサが動作不能の場合は、速やかに当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置（当該区分のセンサチャンネルをバイパスする措置を含む）を開始する。
- ② 二つの区分のセンサチャンネルで一つ以上のセンサが動作不能の場合は、3 時間以内に一つの区分のセンサチャンネルをトリップさせ、6 時間以内に他の区分をバイパスし、30 日間以内に少なくとも一つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。
- ③ 三つの区分のセンサチャンネルで一つ以上のセンサが動作不能の場合は、速やかに一つの区分のセンサチャンネルをトリップさせ、6 時間以内に少なくとも一つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。
- ④ 四つの区分のセンサチャンネルで一つ以上のセンサが動作不能の場合は、速やかに一つの区分のセンサチャンネルをトリップさせ、1 時間以内に少なくとも一つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。
- ⑤ 原子炉の状態が起動及び運転の場合、①、②、③又は④の措置を完了できない場合は、24 時間以内に原子炉の状態を高温停止にする。

(解説 3.1.3④)

「原子炉圧力高」警報は、原子炉圧力高に係る原子炉トリップを防止する目的として警報値を設定している。

3.1.4 制御棒挿入時間の確認（参考）

1. 個別要求事項

基本的な安全機能が維持されていること及び設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認するため、制御棒挿入時間を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項(1)

- c. 基本的な安全機能が維持されていることを確認する。

具体的な実施事項(1)

- c. 基本的な安全機能について、運転段階での実炉心にて適切に機能を維持していることを確認する。
 - (a) 止める機能が維持されていることの要求に対し、制御棒挿入時間を確認する。

要求事項(2)

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。

具体的な実施事項(2)

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
 - (b) 機器の誤作動、機器の異常な変形等で変わりうる入力について確認する。
 - ・ 制御棒挿入時間

[設計評価との具体的な関係]

安全解析における運転時の異常な過渡変化及び事故の複数の事象の解析の入力として、原子炉保護系の作動により原子炉が停止する際の制御棒の挿入時間が考慮されるため、制御棒挿入時間が安全解析の入力値を満足していることを確認する。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 制御棒挿入時間の確認の流れ

基本的な安全機能が維持されていること及び設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目についての確認として、制御棒挿入時間が安全解析の入力として考慮している規定時間内であることを次の流れで確認を行う。

- 1) 制御棒挿入試験の実施
- 2) 制御棒挿入時間の確認
- 3) 測定時間と規定時間との照合

(2) 具体的確認方法

次の方法により，個別要求事項を満足していることを確認する。

なお，これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

1) 制御棒挿入試験の実施

定期検査時に原子炉圧力が通常運転圧力近傍の状態において，制御棒1本を全引き抜き位置とし，スクラムテストスイッチを作動させることにより，当該制御棒をスクラムさせ，スクラムテストスイッチによる信号の発信から，全ストロークの所定位置まで挿入に要する時間について全制御棒駆動時間測定装置を用いて測定する。

同様の手順で，全ての制御棒に対して時間を測定する。

2) 制御棒挿入時間の確認

各制御棒の所定位置まで挿入に要する時間から全制御棒平均値を算出する。

3) 測定時間と規定時間との照合

全制御棒平均値が判定基準以内であることを確認する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

次の方法により，確認結果が信頼できることを確認する。

- ・全制御棒駆動時間測定装置の信頼性：適宜必要なメンテナンスを行う。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 制御棒の挿入時間の判定基準の逸脱

- ・制限（値）内への復帰の操作

(2) 具体的な措置

制御棒駆動系及び制御棒の点検を行い，制御棒の挿入時間をあらためて測定して，規定時間を満足することを確認する。

[関連業務]

① 制御棒スクラムアキュムレータ圧力の確認

- ・制御棒のスクラム機能が動作可能であることの確認のため，制御棒スクラムアキュムレータの圧力がプラントごとの規定値以上であることを定期的に確認する。
- ・制御棒スクラムアキュムレータの圧力が保安規定に定める制限値を満足しない場合は，規定時間以内に規定値以上に復旧する，又は当該制御棒を全挿入する措置を行う。

3.1.5 制御棒の最大反応度価値の確認

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び炉心特性の安全性について確認するため、通常運転（原子炉起動時）において、最大価値をもつ制御棒1本が落下した場合に添加される反応度について確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- d. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- (c) 運転操作パターンが、設計段階と運転段階とで異なる場合、運転段階での運転操作パターンに基づいて炉心特性を評価して、安全解析、燃料設計の入力として妥当であることを確認する。
 - ・ 原子炉起動時の炉心特性
制御棒の最大反応度価値を取替炉心設計段階で確認していない場合、原子炉起動時の制御棒の引き抜き手順の策定時において、制御棒の最大反応度価値が設計評価の入力範囲に収まっていることを確認する。
- c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。
 - (a) 運転段階で実測又は実測値に基づいた評価による炉心特性が、安全解析、燃料設計の入力又は前提を満足していることを確認する。
 - ・ a.(c)の各項目について、安全性を確認する。

JEAC4211-2018 との関係

運転開始後の確認

制御棒価値は原子炉起動時の制御棒の引き抜き手順の策定時に確認するため、基本的に運転開始後の確認は必要ない。ただし、サイクル途中において原子炉が停止した後に再び起動する場合は、上記(2)確認手順に従いサイクル初期からサイクル途中の原子炉停止前までの燃焼履歴を考慮した解析点を作成し、当該起動時の制御棒価値を確認する。（解説 3.1.5①）

[設計評価との具体的な関係]

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核的制限値が定められている。この核的制

限值が、異常状態の解析において入力条件として使用される。

制御棒の最大反応度価値を取替炉心設計時に考慮する必要はなく、制御棒の引き抜き手順作成時に確認を行う。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 制御棒の最大反応度価値の確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目についての確認として、JEAC4211-2018に基づき、制御棒の最大反応度価値が制限値以下であることを次の流れで確認する。

1) 原子炉起動時の制御棒の引き抜き手順の策定時に事前確認を行う。

(2) 具体的確認方法

次の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

なお、制御棒の最大反応度価値には炉型によって次のいずれかが適用される。

- ・ 臨界近接時の制御棒 1 本の最大反応度価値 (BWR 及び ABWR)
- ・ 臨界近接時の制御棒グループの最大反応度価値 (ABWR)

1) 引き抜き手順の策定時の事前確認

原子炉起動時の制御棒の引き抜き手順の策定時において、JEAC4211-2018に基づいて制御棒価値の確認を実施し、得られた制御棒の最大反応度価値が、原子炉設置者が事前の安全評価時に設定した安全解析の入力値よりも、不確かさを考慮した上で小さいことを確認する。

具体的な安全解析の入力値は、発電用原子炉設置（変更）許可申請書添付書類十に制御棒価値に対する解析条件として記載されている。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

次の事項が適切に行われていることにより、確認結果が信頼できることを確認する。

- 1) 炉心解析モデルの作成
- 2) 運転の特徴に関する入力条件設定
- 3) 制御棒価値の確認

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

制御棒価値は原子炉起動時の制御棒の引き抜き手順の策定時に確認するため、必然的に要求事項は満たされることから、要求事項を満たしていないと判断された場合の措置は必要ない。

[関連業務]

- ① 制御棒のノッチ（ステップ）価値の確認

原子炉起動時の制御棒の引き抜き手順の策定時において、次のように行う。

- ・制御棒の最大反応度価値の確認と同じ炉心解析モデルを用いる。
- ・制御棒の最大反応度価値の確認と同じ運転の特徴に関する入力条件設定とする。
- ・ノッチ（ステップ）価値の確認方法は次の(a)～(h)のとおりとする。
 - (a) 3次元沸騰水型原子炉模擬計算コードによって解析する。
 - (b) 臨界近接時及び到達後の反応度調整を適切に行うためのノッチ操作（ABWRではギャングモードでのステップ操作）ごとの制御棒反応度価値を確認する。
 - (c) 臨界固有値及び臨界近接の基準となる未臨界度の設定、評価する制御棒グループの範囲は最大反応度価値の確認に準じる。
 - (d) 臨界近接時の原子炉水温度に近い減速材温度にて評価する。
 - (e) 制御棒価値ミニマイザ（ABWRではRC&IS）に入力する制御棒操作手順に従って各ノッチ操作における反応度価値を評価する。（解説3.1.5②）
 - (f) 制御棒価値ミニマイザによる制御棒引き抜き阻止インターロックの対象とならないグループ内での異なる順序での制御棒操作は想定しない。（解説3.1.5②）
 - (g) 原子炉周期と反応度の対応表を入手又は作成する。
 - (h) 得られた制御棒のノッチ（ステップ）価値が、反応度調整に適した値以下であることを確認する。

② 臨界到達時の制御棒パターン予測

原子炉起動時の制御棒の引き抜き手順の策定時において、次のように行う。

- ・制御棒のノッチ価値の評価をもとに臨界到達時の制御棒パターンを同定する。
- ・減速材温度係数を臨界到達時の制御棒パターンにて評価する。
- ・原子炉周期と反応度の対応表を入手又は作成する。

（解説3.1.5①）

制御棒価値は、十分な余裕があることが想定され、制御棒グループの設定及びバンク引き抜きによって、燃料配置又は炉心状態によらず目標値を満足する手順を作成することが可能であることが分かっている場合には、制御棒の最大反応度価値を取替炉心設計時に考慮する必要はなく、制御棒の引き抜き手順作成時に確認を行う。また、同じ理由から、サイクル初期から末期までのいずれの期間において原子炉の再起動を行うことになった場合でも、実際の引き抜き前までに、当該起動時における制御棒の最大反応度価値の確認を行う。

(解説 3.1.5②)

制御棒価値ミニマイザ（RWM）は、運転監視補助装置の一部であり、あらかじめ装荷された制御棒引き抜き操作手順と実際の制御棒引き抜き状態を監視し、原子炉熱出力10%以下において、制御棒引き抜き操作手順と異なる制御棒引き抜き操作を阻止するインターロックを有している。

具体的な制御棒引き抜き操作手順の装荷方法は、次の三つを制御棒の引き抜き順序で登録する。

- RWM グループの番号
- RWM グループの挿入限界位置及び引き抜き限界位置
- RWM グループに属する制御棒座標

なお、RWM グループ内の制御棒の引き抜き順序については、RWM のインターロックに使用しておらず、モニタに表示される制御棒操作ガイドの機能に使用される。

3.1.6 最小限界出力比の確認

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び炉心特性の安全性について確認するため、実際の燃料集合体出力に対する、沸騰遷移が起こり始めると予想される燃料集合体出力（限界出力）の比である限界出力比の最小値が、原子炉設置者が事前の安全評価時に設定した熱的制限値を満足することを確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- d. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- (c) 運転操作パターンが、設計段階と運転段階とで異なる場合、運転段階での運転操作パターンに基づいて炉心特性を評価して、安全解析、燃料設計の入力として妥当であることを確認する。
 - ・ 運転中の炉心特性
運転操作パターンが、設計段階と運転段階とで異なる場合、炉心特性（最大線出力密度、最小限界出力比、燃料の出力履歴、スクラム反応度曲線及び減速材ボイド係数）が、安全解析又は燃料設計の入力の範囲に収まっていることを監視する。
- c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。
 - (a) 運転段階で実測又は実測値に基づいた評価による炉心特性が、安全解析、燃料設計の入力又は前提を満足していることを確認する。
 - ・ a.(c)の各項目について、安全性を確認する。

JEAC4211-2018 との関係

運転開始後の確認

運転中の最小限界出力比は、運転監視補助装置又は代替手段を用いて監視する。（解説 3.1.6①）

[設計評価との具体的な関係]

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。（解説 3.1.6②）

取替炉心設計では代表的な運転計画により最小限界出力比を解析し、その制限値を満足して運転可能であることを確認する。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 最小限界出力比の確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目についての確認として、最小限界出力比が制限値以上であることを次の流れで確認する。

1) 運転監視補助装置又は代替手段を用いて監視する。

(2) 具体的確認方法

次の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

1) 運転監視装置又は代替手段を用いた監視

運転監視装置又は代替手段を用いて得られた最小限界出力比が、原子炉設置者が事前の安全評価時に設定した熱的制限値以上であることを確認する。

具体的な熱的制限値は、**発電用原子炉設置（変更）許可申請書本文**に限界出力比に対する熱的制限値として記載されている。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

次の方法により、確認結果が信頼できることを確認する。

1) 運転監視補助装置の管理(3.5.4項)

2) 代替手段についての妥当性確認

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 最小限界出力比の制限値超過

- ・制限（値）内への復帰の操作
- ・炉心出力の降下（原子炉停止を含む）

2) 運転監視補助装置の不作動

- ・確認の強化：再度の確認、確認頻度の増加、詳細な手法による別途確認、など

3) 代替手段の使用不可

- ・炉心出力の降下（原子炉停止を含む）

(2) 具体的な措置

- ・原子炉運転中において最小限界出力比が制限値以下になっていることを確認した場合は、速やかに制限値以上となるよう制御棒操作又は炉心出力を下げる措置を開始する。

- ・運転監視補助装置について不具合が確認された場合は、運転監視補助装置が不作動の期間中は 1 日に 1 回以上、代替手段を用いて最小限界出力比が制限値以上となっていることを確認する。
- ・運転監視補助装置が不作動かつ代替手段が使用不可の時には原子炉を停止する。

[関連業務]

① 運転予測計算

最新の運転実績データに基づき、炉心監視補助装置又は沸騰水型原子炉模擬計算コードを用いて、中期的に最小限界出力比が制限値を満足して運転できる見通しを確認する。特に制御棒パターン調整など大きな出力分布変動を伴う際の過渡的な変化については、取替炉心設計においても確認していないため、制限値遵守の観点で予測計算は重要である。(解説 3.1.6③)

(解説 3.1.6①)

最小限界出力比の制限値を満足する制御棒パターンなどの運転状態は一通りでなく自由度があるため、解析による確認においては、サイクルを通した代表的な運転計画（炉心流量、制御棒パターン及び原子炉熱出力の推移）を入力して 3 次元沸騰水型原子炉模擬計算コードにより最小限界出力比を解析し、その制限値を満足して運転可能であることを確認する。この場合、代表的な運転計画に対する実際の運転のばらつきによる不確かさについては、運転中の確認を実施することで対応する必要がある。

取替炉心の設計時の解析は代表的な条件で行うが、実際の運転ではその条件から外れる場合があり、最小限界出力比が設計時の解析結果から変わり得る。そこで、実際の運転状態において最小限界出力比が熱的制限値を満足していることを、運転監視補助装置などを用いて監視する。通常は 1 日 1 回程度の頻度で確認している。起動時及び制御棒パターン調整時は都度、確認している。

なお、運転監視補助装置には、3 次元核熱水力モデルをもつ 3 次元沸騰水型原子炉模擬計算コードが組み込まれており、実際の運転状態に対する最小限界出力比を解析している。また、実際の運転状態として、原子炉熱出力、炉心流量及び制御棒パターンのほかにも、原子炉核計装系（LPRM 及び TIP）の読みから得た、炉内中性子束分布の実測値などを入力として考慮し、最小限界出力比の解析に反映している。

(解説 3.1.6②)

炉心の燃焼に伴う出力分布変化に応じ、早期炉心用スクラム曲線を適用する期間と平衡炉心末期用スクラム曲線を適用する期間と、適用するスクラム時反応度投入量を分けているプラントについては、過渡時の最小限界出力比変動量（ $\Delta MCPR$ ）が運転期間で異なることから、運転中に熱的制限値を切り替えることがある。

(解説 3.1.6③)

制御棒パターン調整，起動時などにおいて，部分出力時の評価を行う場合には過渡解析で用いた評価条件と異なることから，過渡時の最小限界出力比変動量（ ΔMCPR ）が変化しうる。このためプラントの応答が変わることがある，部分炉心出力，部分炉心流量において ΔMCPR を評価し，部分炉心流量依存の MCPR 運転制限値（ K_f ），部分炉心出力依存の MCPR 運転制限値（ K_p ）を適用することがある。

3.1.7 最大線出力密度の確認

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び炉心特性の安全性について確認するため、単位燃料棒長さ当たりの熱出力である線出力密度の最大値が、原子炉設置者が事前の安全評価時に設定した熱的制限値を満足することを確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- (c) 運転操作パターンが、設計段階と運転段階とで異なる場合、運転段階での運転操作パターンに基づいて炉心特性を評価して、安全解析、燃料設計の入力として妥当であることを確認する。
 - ・ 運転中の炉心特性
運転操作パターンが、設計段階と運転段階とで異なる場合、炉心特性（最大線出力密度、最小限界出力比、燃料の出力履歴、スクラム反応度曲線、減速材ボイド係数）が、安全解析又は燃料設計の入力の範囲に収まっていることを監視する。
- c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。
 - (a) 運転段階で実測又は実測値に基づいた評価による炉心特性が、安全解析、燃料設計の入力又は前提を満足していることを確認する。
 - ・ a.(c)の各項目について、安全性を確認する。

JEAC4211-2018 との関係

運転開始後の確認

運転中の最大線出力密度は、運転監視補助装置又は代替手段を用いて監視する。（解説 3.1.7）

[設計評価との具体的な関係]

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。

取替炉心設計では代表的な運転計画により最大線出力密度を解析し、その制限値を満

足して運転可能であることを確認する。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 最大線出力密度の確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目についての確認として、最大線出力密度が制限値以下であることを以下の流れで確認する。

1) 運転監視補助装置又は代替手段を用いて監視する。

(2) 具体的確認方法

以下の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

1) 運転監視補助装置又は代替手段を用いた監視

運転監視補助装置又は代替手段を用いて得られた最大線出力密度が、原子炉設置者が事前の安全評価時に設定した熱的制限値以下であることを確認する。

具体的な熱的制限値は、**発電用原子炉設置（変更）許可申請書本文**に線出力密度に対する熱的制限値として記載されている。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

以下の方法により、確認結果が信頼できることを確認する。

1) 運転監視補助装置の管理(3.5.4項)

2) 代替手段についての妥当性確認

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 最大線出力密度の制限値超過

- ・制限（値）内への復帰の操作
- ・炉心出力の降下（原子炉停止を含む）

2) 運転監視補助装置の不作動

- ・確認の強化：再度の確認，確認頻度の増加，詳細な手法による別途確認など

3) 代替手段の使用不可

- ・炉心出力の降下（原子炉停止を含む）

(2) 具体的な措置

- ・原子炉運転中において最大線出力密度が制限値以上になっていることを確認した場合は、速やかに熱的制限値以下となるよう制御棒操作又は炉心出力を下げる措置を開始する。
- ・運転監視補助装置について不具合が確認された場合は、運転監視補助装置が不動作の

期間中は 1 日に 1 回以上、代替手段を用いて最大線出力密度が制限値以下となっていることを確認する。

- ・ 運転監視補助装置が不作動かつ代替手段が使用不可の時には原子炉を停止する。

[関連業務]

① 運転予測計算

最新の運転実績データに基づき、炉心監視補助装置又は沸騰水型原子炉模擬計算コードを用いて、中期的に最大線出力密度が制限値を満足して運転できる見通しを確認する。特に制御棒パターン調整等大きな出力分布変動を伴う際の過渡的な変化については、取替炉心設計においても確認していないため、熱的制限値遵守の観点で予測計算は重要である。

(解説 3.1.7)

最大線出力密度の制限値を満足する制御棒パターンなどの運転状態は一通りでなく自由度があるため、解析による確認においては、サイクルを通した代表的な運転計画（炉心流量、制御棒パターン及び原子炉熱出力の推移）を入力して 3 次元沸騰水型原子炉模擬計算コードにより最大線出力密度を解析し、その制限値を満足して運転可能であることを確認する。この場合、代表的な運転計画に対する実際の運転のばらつきによる不確かさについては、運転中の確認を実施することで対応する必要がある。

取替炉心の設計時の解析は代表的な条件で行うが、実際の運転ではその条件から外れる場合があり、最大線出力密度が設計時の解析結果から変わり得る。そこで、実際の運転状態において最大線出力密度が熱的制限値を満足していることを、運転監視補助装置などを用いて監視する。通常は 1 日 1 回程度の頻度で確認している。起動時及び制御棒パターン調整時は都度、確認している。

なお、運転監視補助装置には、3 次元核熱水力モデルをもつ 3 次元沸騰水型原子炉模擬計算コードが組み込まれており、実際の運転状態に対する最大線出力密度を解析している。また、実際の運転状態として、原子炉熱出力、炉心流量及び制御棒パターンのほかに、原子炉核計装系（LPRM 及び TIP）の読みから得た、炉内中性子束分布の実測値などを入力として考慮し、最大線出力密度の解析に反映している。

3.1.8 燃料の出力履歴の確認

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び炉心特性の安全性について確認するため、単位燃料棒長さ当たりの熱出力である線出力密度とペレット燃焼度の関数で示される燃料の出力履歴が、原子炉設置者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していることを確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- (c) 運転操作パターンが、設計段階と運転段階とで異なる場合、運転段階での運転操作パターンに基づいて炉心特性を評価して、安全解析、燃料設計の入力として妥当であることを確認する。
 - ・ 運転中の炉心特性
運転操作パターンが、設計段階と運転段階とで異なる場合、炉心特性（最大線出力密度、最小限界出力比、燃料の出力履歴、スクラム反応度曲線、減速材ボイド係数）が、安全解析又は燃料設計の入力の範囲に収まっていることを監視する。
- c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。
 - (a) 運転段階で実測又は実測値に基づいた評価による炉心特性が、安全解析、燃料設計の入力又は前提を満足していることを確認する。
 - ・ a.(c)の各項目について、安全性を確認する。

JEAC4211-2018 との関係

運転開始後の確認

運転中の燃料の出力履歴は、運転監視補助装置による常時監視又は当該サイクル中に実施される制御棒操作前及び中期的な運転計画立案時に事前解析を行うことで確認する。（解説 3.1.8）

出力履歴は一定の原子炉熱出力、炉心流量及び制御棒パターンで運転していてもサイクル燃焼度に応じて変化し、サイクル途中でサイクルを通じた最大値となることがあるため、サイクル初期及び末期を含む複数の燃焼度点において解析する必要がある。また、制御棒パターンの変更によって出力分布が変化することによる影響も受けるため、制御棒パターン変更時の燃焼度点でも解析する必要がある。

なお、運転監視補助装置によっては出力履歴を評価できない場合があるが、制御棒操作前及び中期的な運転計画立案時における事前確認を行うことで、運転中の確認を代替することが可能である。

[設計評価との具体的な関係]

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。

取替炉心設計では代表的な運転計画により出力履歴を解析し、設計出力履歴を満足して運転可能であることを確認する。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 燃料の出力履歴の確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目についての確認として、JEAC4211-2018に基づき、燃料の出力履歴が安全解析の入力値を満足していることを確認する。

- 1) 運転監視補助装置又は代替手段を用いて監視する。
- 2) または、制御棒操作前及び中期的な運転計画立案時に事前確認を行い、制御棒パターンが、運転計画の範囲内であることを監視する。

(2) 具体的確認方法

以下の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

1) 運転監視補助装置又は代替手段を用いた監視

運転監視補助装置又は代替手段を用いて得られた燃料の出力履歴が、原子炉設置者が事前の安全評価時に設定した設計出力履歴以下であることを確認する。

2) 運転計画立案時の事前確認と制御棒パターンの監視

制御棒操作前及び中期的な運転計画立案時に、JEAC4211-2018の出力履歴の確認方法に準じて確認する。各燃焼度点に対し、ペレット燃焼度を横軸に線出力密度をプロットしたものが出力履歴であり、この出力履歴が、原子炉設置者が事前の安全評価時に設定した設計出力履歴以下であることを確認する。

具体的な設計出力履歴は、燃料に係る設計及び工事計画認可申請書に記載されている。

さらに、運転中における制御棒位置が、運転計画の範囲内であることを監視する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

以下の方法により、確認結果が信頼できることを確認する。

- 1) 運転監視補助装置の管理(3.5.4項)
- 2) 代替手段についての妥当性確認

3) JEAC4211-2018 の確認方法に準じた出力履歴の確認

4) 制御棒作動性（固着なし）の確認（3.2.10 項）

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

（運転監視補助装置又は代替手段を用いて監視する場合）

1) 燃料の出力履歴の設計線出力履歴超過

- ・制限（値）内への復帰の操作
- ・炉心出力の降下（原子炉停止を含む）

2) 運転監視補助装置の不作動

- ・確認の強化：再度の確認，確認頻度の増加，詳細な手法による別途確認など

3) 代替手段の使用不可

- ・確認の強化：再度の確認，確認頻度の増加，詳細な手法による別途確認など

（制御棒操作前及び中期的な運転計画立案時に事前確認を行った場合）

運転中における制御棒位置が運転計画の範囲内ではないと判断された場合に措置を行う。

1) 制御棒位置が運転計画の範囲内ではない場合

- ・確認の強化：再度の確認，確認頻度の増加，詳細な手法による別途確認など
- ・制限（値）内への復帰の操作
- ・炉心出力の降下（原子炉停止を含む）

(2) 具体的な措置

（運転監視補助装置又は代替手段を用いて監視する場合）

- ・原子炉運転中において燃料の出力履歴が設計線出力履歴を超過していることを確認した場合は，設計線出力履歴以下となるよう制御棒操作若しくは炉心出力を下げる措置を開始する。
- ・運転監視補助装置について不具合が確認された場合は，運転監視補助装置が不動作の期間中は，代替手段を用いて燃料の出力履歴が設計線出力履歴以下となっていることを確認する。
- ・運転監視補助装置が不作動かつ代替手段が使用不可の時には，運転中における制御棒位置について，燃料の出力履歴の確認を実施する。その際の確認方法は，上記 2.(2) 具体的確認方法の 2) に準ずる。

（制御棒操作前及び中期的な運転計画立案時に事前確認を行った場合）

- ・原子炉運転中において制御棒位置が運転計画の範囲外になっていることを確認した

- 場合は、範囲内となるよう制御棒操作する。本操作は出力降下を伴う場合がある。
- ・又は、運転中における制御棒位置について、燃料の出力履歴の再度の確認を実施する。
- その際の確認方法は、上記 2.(2) 具体的確認方法の 2) に準ずる。

[関連業務]

なし

(解説 3.1.8)

出力履歴は一定の原子炉熱出力、炉心流量及び制御棒パターンで運転していてもサイクル燃焼度に応じて変化し、サイクル途中でサイクルを通じた最大値となることがあるため、サイクル初期及び末期を含む複数の燃焼度点において解析する必要がある。また、制御棒パターンの変更によって出力分布が変化することによる影響も受けるため、制御棒パターン変更時の燃焼度点でも解析する必要がある。

なお、運転監視補助装置によっては出力履歴を評価できない場合があるが、制御棒操作前及び中期的な運転計画立案時における事前確認を行うことで、運転中の確認を代替することが可能である。

3.1.9 減速材ボイド係数の確認

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び炉心特性の安全性について確認するため、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である減速材ボイド係数が、原子炉設置者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。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- d. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- (c) 運転操作パターンが、設計段階と運転段階とで異なる場合、運転段階での運転操作パターンに基づいて炉心特性を評価して、安全解析、燃料設計の入力として妥当であることを確認する。
 - ・ 運転中の炉心特性
運転操作パターンが、設計段階と運転段階とで異なる場合、炉心特性（最大線出力密度、最小限界出力比、燃料の出力履歴、スクラム反応度曲線、減速材ボイド係数）が、安全解析又は燃料設計の入力の範囲に収まっていることを監視する。
- c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。
 - (a) 運転段階で実測又は実測値に基づいた評価による炉心特性が、安全解析、燃料設計の入力又は前提を満足していることを確認する。
 - ・ a.(c)の各項目について、安全性を確認する。

JEAC4211-2018 との関係

運転開始後の確認

運転中の減速材ボイド係数は、当該サイクル中に実施される制御棒操作前及び中期的な運転計画立案時に事前解析を行うことで、確認する。

又は、減速材ボイド係数に大きな影響を与える制御棒パターンが、あらかじめ検討された運転計画の範囲内であることを監視することで、確認する。（解説 3.1.9）

運転開始後の運転のばらつきによる不確かさを取り込むため、取替炉心設計の運転計画の制御棒パターンに対し、制御棒パターンが引き抜き側に推移したケース及び制御棒パターンが挿入側に推移したケースの運転計画を作成し、それぞれのケースについて減速材ボイド係数の評価を行う。

実際の運転においては、当該炉心状態の減速材ボイド係数を評価するほか、運転中の制御棒パターンが事前評価で設定した引き抜き側及び挿入側の制御棒パターンの間にあることを確認する方法もある。

[設計評価との具体的な関係]

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。

取替炉心設計では、代表的な運転計画の制御棒パターンと、それに対して制御棒パターンが引き抜き側に推移したケース及び制御棒パターンが挿入側に推移したケースの運転計画を作成し、それぞれのケースについて減速材ボイド係数の評価を行い、得られた減速材ボイド係数が、安全解析の入力値よりも、不確かさを考慮した上で絶対値で小さいことを確認する。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 減速材ボイド係数の確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目についての確認として、JEAC4211-2018に基づき、減速材ボイド係数が安全解析の入力値を満足することを確認する。

- 1) 制御棒操作前及び中期的な運転計画立案時に事前確認を行う。
- 2) 制御棒パターンが、運転計画の範囲内であることを監視する。

(2) 具体的確認方法

以下の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

1) 運転計画立案時の事前確認

制御棒操作前及び中期的な運転計画立案時に、計画の制御棒パターンが、それ以前に減速材ボイド係数が確認された運転計画の範囲内であることを確認する。

範囲内ではない場合等、必要に応じ、JEAC4211-2018の減速材ボイド係数の確認方法に準じて確認する。得られた減速材ボイド係数が、原子炉設置者が事前の安全評価時に設定した安全解析の入力値よりも、不確かさを考慮した上で絶対値で小さいことを確認する。

具体的な安全解析の入力値は、**発電用原子炉設置（変更）許可申請書添付書類十**に減速材ボイド係数に対する解析条件として記載されている。

- 2) 運転中における制御棒位置が、運転計画の範囲内であることを監視する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

以下が適切に行われていることにより、確認結果が信頼できることを確認する。

- 1) JEAC4211-2018の確認方法に準じた減速材ボイド係数の確認

2) 制御棒作動性（固着なし）の確認（3.2.10 項）

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

運転中における制御棒位置が運転計画の範囲内ではないと判断された場合に措置を行う。

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 制御棒位置が、制御棒運転計画の範囲内ではない場合

- ・ 確認の強化：再度の確認，確認頻度の増加，詳細な手法による別途確認など
- ・ 制限（値）内への復帰の操作
- ・ 炉心出力の降下（原子炉停止を含む）

(2) 具体的な措置

- ・ 原子炉運転中において制御棒位置が運転計画の範囲外になっていることを確認した場合は，範囲内となるよう制御棒操作する。本操作は出力降下を伴う場合がある。
- ・ または，運転中における制御棒位置について，減速材ボイド係数の再度の確認を実施する。その際の確認方法は，上記 2.(2) 具体的確認方法の 1) に準ずる。

[関連業務]

なし

(解説 3.1.9)

運転開始後の運転のばらつきによる不確かさを取り込むため，取替炉心設計の運転計画の制御棒パターンに対し，制御棒パターンが引き抜き側に推移したケース及び制御棒パターンが挿入側に推移したケースの運転計画を作成し，それぞれのケースについて減速材ボイド係数の評価を行う。

実際の運転においては，当該炉心状態の減速材ボイド係数を評価するほか，運転中の制御棒パターンが事前評価で設定した引き抜き側及び挿入側の制御棒パターンの間にあることを確認する方法もある。

3.1.10 スクラム反応度曲線の確認

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び炉心特性の安全性について確認するため、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であるスクラム反応度曲線が、原子炉設置者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。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- (c) 運転操作パターンが、設計段階と運転段階とで異なる場合、運転段階での運転操作パターンに基づいて炉心特性を評価して、安全解析、燃料設計の入力として妥当であることを確認する。
 - ・ 運転中の炉心特性
運転操作パターンが、設計段階と運転段階とで異なる場合、炉心特性（最大線出力密度、最小限界出力比、燃料の出力履歴、スクラム反応度曲線、減速材ボイド係数）が、安全解析又は燃料設計の入力の範囲に収まっていることを監視する。
- c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。
 - (a) 運転段階で実測又は実測値に基づいた評価による炉心特性が、安全解析、燃料設計の入力又は前提を満足していることを確認する。
 - ・ a.(c)の各項目について、安全性を確認する。

JEAC4211-2018 との関係

運転開始後の確認

運転中のスクラム反応度曲線は、当該サイクル中に実施される制御棒操作前及び中期的な運転計画立案時に事前解析を行うことで、確認する。

又は、スクラム反応度曲線に大きな影響を与える制御棒パターンが、あらかじめ検討された運転計画の範囲内であることを監視することで確認する。（解説 3.1.10①）

[設計評価との具体的な関係]

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。(解説 3.1.10②)

取替炉心設計では、代表的な運転計画の制御棒パターンと、それに対して制御棒パターンが引き抜き側に推移したケース及び制御棒パターンが挿入側に推移したケースの運転計画を作成し、それぞれのケースについてスクラム反応度曲線の評価を行い、得られたスクラム反応度曲線の絶対値が、安全評価時に設定した設計用スクラム反応度曲線の絶対値よりも、不確かさを考慮した上で大きいことを確認する。スクラムインデックスで確認する場合は、得られたスクラムインデックスの絶対値が、設計用スクラム反応度曲線を積分したスクラムインデックスの絶対値よりも不確かさを考慮した上で大きいことを確認する。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) スクラム反応度曲線の確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目についての確認として、JEAC4211-2018に基づき、スクラム反応度曲線が、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。

- 1) 制御棒操作前及び中期的な運転計画立案時に事前確認を行う。
- 2) 制御棒パターンが、運転計画の範囲内であることを監視する。

(2) 具体的確認方法

以下の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

1) 運転計画立案時の事前確認

制御棒操作前及び中期的な運転計画立案時に、計画の制御棒パターンが、それ以前にスクラム反応度曲線が確認された運転計画の範囲内であることを確認する。

範囲内ではない場合等、必要に応じ、JEAC4211-2018のスクラム反応度曲線の確認方法に準じて確認する。得られたスクラム反応度曲線の絶対値が、原子炉設置者が事前の安全評価時に設定した設計用スクラム反応度曲線の絶対値よりも、不確かさを考慮した上で大きいことを確認する。スクラムインデックスで確認する場合は、得られたスクラムインデックスの絶対値が、設計用スクラム反応度曲線を積分したスクラムインデックスの絶対値よりも不確かさを考慮した上で大きいことを確認する。

具体的な設計用スクラム反応度曲線は、発電用原子炉設置(変更)許可申請書添付書類八に設計用スクラム反応度曲線として記載されている。

- 2) 運転中における制御棒位置が、運転計画の範囲内であることを監視する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

以下が適切に行われていることにより、確認結果が信頼できることを確認する。

- 1) JEAC4211-2018の確認方法に準じたスクラム反応度曲線の確認

2) 制御棒作動性（固着なし）の確認（3.2.10 項）

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

運転中における制御棒位置が運転計画の範囲内ではないと判断された場合に措置を行う。

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 制御棒位置が、制御棒運転計画の範囲内ではない

- ・ 確認の強化：再度の確認，確認頻度の増加，詳細な手法による別途確認など
- ・ 制限（値）内への復帰の操作
- ・ 炉心出力の降下（原子炉停止を含む）

(2) 具体的な措置

- ・ 原子炉運転中において制御棒位置が運転計画の範囲外になっていることを確認した場合は，範囲内となるよう制御棒操作する。本操作は出力降下を伴う場合がある。
- ・ または，運転中における制御棒位置について，スクラム反応度曲線の再度の確認を実施する。その際の確認方法は，上記 2.(2) 具体的確認方法の 1) に準ずる。

[関連業務]

なし

(解説 3.1.10①)

運転開始後の運転のばらつきによる不確かさを取り込むため，取替炉心設計の運転計画の制御棒パターンに対し，制御棒パターンが引き抜き側に推移したケース及び制御棒パターンが挿入側に推移したケースの運転計画を作成し，それぞれのケースについてスクラム反応度曲線の評価を事前に行う。

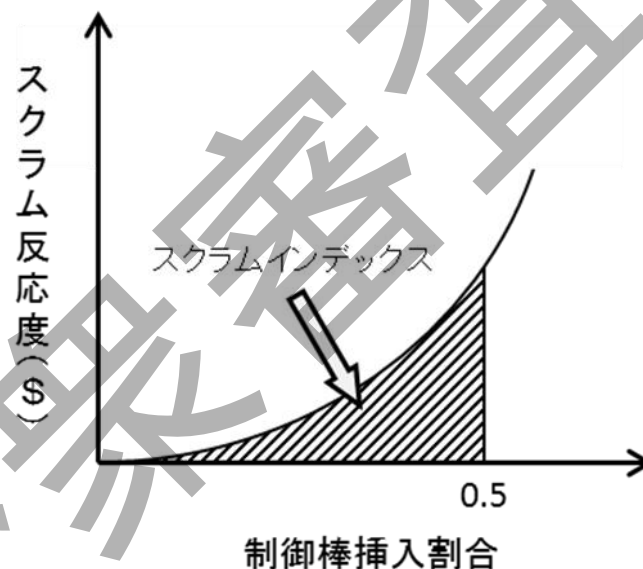
実際の運転においては，当該炉心状態のスクラム反応度曲線を評価するほか，運転中の制御棒パターンが本事前評価で設定した引き抜き側及び挿入側の制御棒パターンの間にあることを確認する方法もある。

(解説 3.1.10②)

制御棒の出力制御能力をスクラム反応度曲線との関係でとらえ、安全解析事象を対象に考えると、スクラム反応度曲線は、制御棒の挿入割合のあらゆる点で同じ重みをもって出力が制御されるのではなく、実際には制御棒の 50%挿入時点までに添加される反応度によって、その制御能力が決まることが分かっている。そのため、スクラム反応度効果を表す指標として、スクラム反応度を制御棒の 50%挿入時点まで積分した量（スクラムインデックス）を使用して確認する。以下にスクラムインデックスの定義式と説明図を示す。

$$\text{スクラムインデックス} = \int_0^{0.5} \Delta K_s dCF$$

ここで、 ΔK_s : スクラム反応度
CF : 制御棒挿入割合



スクラムインデックスは、種々の形の異なるスクラム反応度曲線の安全解析事象の解析結果への影響を定量的に表現するために導入されている。設計用スクラム反応度曲線は実際の標準的な炉心のスクラム反応度曲線と基本的に相似形であり、スクラムインデックスの絶対値が設計用スクラム反応度曲線を積分したスクラムインデックス（設計用スクラムインデックスという）の絶対値よりも大きい炉心のスクラム反応度曲線は、設計用スクラム反応度曲線よりも安全側と言える。

3.1.11 原子炉冷却材温度の確認（参考）

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認するため、原子炉冷却材温度を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
 - (a) 運転員の操作・調整等で変わりうる入力について確認する。
 - ・原子炉熱出力，原子炉冷却材流量・圧力・温度

[設計評価との具体的な関係]

原子炉冷却材温度は，出力運転時の炉心熱水力設計（原子炉熱出力，MCPR 評価等），燃料設計（被覆管腐食評価等）及び安全解析の初期状態において考慮されている。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 原子炉冷却材温度の確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目についての確認として，原子炉冷却材温度の確認を以下のとおり行う。

出力運転時の原子炉冷却材温度については，炉心入口温度として原子炉給水温度等，出口温度については原子炉圧力に相当する飽和温度が用いられる。また，停止中及び原子炉起動時（昇温時）の原子炉冷却材温度は原子炉冷却材浄化系（CUW）温度が用いられる。

- 1) 出力運転中の給水温度の確認
- 2) 停止中及び原子炉起動時（昇温時）の原子炉冷却材温度の確認
- 3) 原子炉圧力の確認（3.1.13 項）

(2) 具体的確認方法

次の方法により，個別要求事項を満足していることを確認する。

なお，これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

- 1) 出力運転中の給水温度の確認
 - a. 最終段の高圧給水加熱器出口温度計による測定
最終段の高圧給水加熱器出口温度計で測定する。

b. CUW出口温度及び制御棒駆動系（CRD）冷却水温度の測定

原子炉冷却材には原子炉給水のほかCUW系統水及びCRD冷却水があるため、原子炉冷却材の温度としてCUW出口温度計及びCRD冷却水温度計で測定する。

c. 原子炉給水パラメータ等の確認及び規定値との照合

給水温度については、給水及び復水系の運転状態及び原子炉給水パラメータを確認し、工事計画認可等に記載のプラントヒートバランスにおける給水温度相当であることを確認する。また、CUW出口温度及びCRD冷却水温度については運転手順書等に定める制限値以内であることを確認する。

2) 停止中及び原子炉起動時（昇温時）の原子炉冷却材温度の確認

a. CUW入口温度計による測定

停止中及び原子炉起動時（昇温時）の原子炉冷却材温度はCUW入口温度（再生熱交換器入口）で測定する。なお、BWR5プラントでは原子炉再循環ポンプ運転中であれば原子炉再循環系入口温度計での代替は可能である。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認結果が信頼性のあるものとなっていることを確認する。

1) 測定機器の信頼性

原子炉冷却材温度に関する測定機器（温度センサ、変換器等）について適宜校正作業を実施する。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 原子炉冷却材温度の測定精度の逸脱

- ・ 確認の強化：プラント状況の把握、原因究明の実施
- ・ 炉心出力の降下（原子炉停止を含む）
- ・ 安全性への影響確認による運転継続

(2) 具体的な措置

- ・ 給水温度が所定の測定精度を逸脱している場合、原子炉熱出力及びMCPRが正確に評価できず、熱的制限値の評価精度が低下する。このため速やかに当該計器の校正を行う。この措置がとれない場合は原子炉出力を保安規定に定める制限値を満足する範囲まで低下する。
- ・ CUW出口温度及びCRD冷却水温度が所定の測定精度を逸脱している場合、原子炉熱出力計算の精度が低下するため、速やかに影響評価を行い、当該計器の校正、若しくは関連するプロセス値により代替の措置を行う。
- ・ CUW入口温度が所定の測定精度を逸脱している場合、代替計器による監視を行い、

当該計器の校正を行う。

[関連業務]

- ・ 原子炉熱出力の確認 (3.1.14 項)
- ・ 熱的制限値の評価 (3.1.6 項, 3.1.7 項)

上記に加えて、関連する業務として、以下を行う。

① 原子炉停止時冷却の機能確認

- ・ 原子炉の状態が燃料交換で原子炉内に照射された燃料が装荷されている場合、原子炉停止時冷却系統の運転を維持し、原子炉冷却材温度を保安規定に定める制限値以下に保つ必要がある。
- ・ このため照射燃料の崩壊熱を評価し原子炉等の保有水量及び原子炉停止時冷却系統の除熱性能の評価結果から保安規定で定める制限を満足するように原子炉停止時冷却系統の運転計画を立案する。

② 原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率の確認

- ・ 原子炉圧力容器鋼材監視試験片の評価結果等により原子炉圧力容器の脆性遷移温度の推移を評価し、その結果に基づいて原子炉圧力容器の非延性破壊防止のための冷却材温度及び圧力の制限範囲を定める。
- ・ また、原子炉起動時（昇温時）は、原子炉圧力容器の温度変化又は温度差によって繰り返して生じる熱サイクルによる疲労破壊を防止するため、原子炉冷却材温度変化率について、保安規定で定める制限値以下であることを確認する。また、BWR5プラントにおいては、原子炉再循環ポンプの起動時における原子炉冷却材とループ水の水温差について保安規定で定める制限値以下であることを確認する。

3.1.12 炉心流量の確認（参考）

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認するため、炉心流量を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。

(a) 運転員の操作・調整等で変わりうる入力について確認する。

・原子炉熱出力、原子炉冷却材流量・圧力・温度

[設計評価との具体的な関係]

炉心流量は、出力運転時の炉心熱水力設計（MCPR 評価等）及び安全解析の初期状態において考慮されている。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 炉心流量の確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目についての確認として、炉心流量の確認を以下のとおり行う。なお、炉心流量は炉内の燃料チャンネルを流れる冷却材流量の総流量であり、BWR5 プラントでは原子炉内に設置している各ジェットポンプの総流量に基づく。

1) 炉心流量計による測定

(2) 具体的確認方法

次の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

なお、これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

1) 炉心流量計による測定

- a. 各ジェットポンプに設けた差圧計で差圧を測定する。
- b. 各ジェットポンプの差圧より流量を求め、全てのジェットポンプ流量を合算し炉心流量（ジェットポンプ総流量）を求める。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認結果が信頼性のあるものとなっていることを確認する。

1) 測定機器の信頼性

炉心流量に関する測定機器（変換器、演算器等）について適宜校正及び点検作業を実施する。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 炉心流量の測定精度の逸脱

- ・ 確認の強化：プラント状況の把握，原因究明の実施
- ・ 炉心出力の降下（原子炉停止を含む）
- ・ 安全性への影響確認による運転継続

(2) 具体的な措置

- ・ 炉心流量が所定の精度を逸脱している場合，炉心性能計算（出力分布計算）が正確に評価できず，熱的余裕に係る炉心パラメータの評価精度が低下する。このため速やかに影響評価を行い，当該計器の校正，若しくは関連するプロセス値により代替の措置を行う。
- ・ 各ジェットポンプの差圧が保安規定に定める制限を満足していない場合，保安規定に定める時間以内に必要な措置をとる。この措置がとれない場合は高温停止する。

[関連業務]

- ・ 運転領域の範囲にあることの確認（3.2.1項）
- ・ 熱的制限値の評価（3.1.6項，3.1.7項）

上記に加えて，関連する業務として，以下を行う。

① 原子炉再循環ポンプの運転範囲の確認

- ・ 一例として，2台の原子炉再循環ポンプの運転範囲及び原子炉再循環ループ流量から求めた炉心流量とジェットポンプ総流量の差について確認し，保安規定に定める制限を満足できない場合，保安規定に定める時間以内に必要な措置をとる。この措置がとれない場合は高温停止する。

3.1.13 原子炉圧力の確認（参考）

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認するため、原子炉圧力を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
 - (a) 運転員の操作・調整等で変わりうる入力について確認する。
 - ・原子炉熱出力，原子炉冷却材流量・圧力・温度

[設計評価との具体的な関係]

原子炉圧力は、出力運転時の炉心熱水力設計（ヒートバランス，MCPR 評価等），燃料設計（燃料棒内圧評価等）及び安全解析の初期状態において考慮されている。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 原子炉圧力の確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目についての確認として、原子炉圧力の確認を以下のとおり行う。なお、原子炉圧力は原子炉圧力容器上部の気相部の圧力である。

- 1) 原子炉圧力計による測定

(2) 具体的確認方法

次の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

なお、これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

- 1) 原子炉圧力計による測定

- a. 原子炉圧力容器の上部の気相部に設けた圧力計で測定する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認結果が信頼性のあるものとなっていることを確認する。

- 1) 測定機器の信頼性

原子炉圧力計，変換器等について適宜校正及び点検作業を実施する。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 原子炉圧力の測定精度の逸脱

- ・ 確認の強化：プラント状況の把握，原因究明の実施
- ・ 炉心出力の降下（原子炉停止を含む）
- ・ 安全性への影響確認による運転継続

(2) 具体的な措置

- ・ 原子炉圧力が所定の測定精度を逸脱している場合，原子炉熱出力が正確に評価できず，熱的余裕に係る炉心パラメータの評価精度が低下する。このため速やかに影響評価を行い，当該計器の校正，若しくは関連するプロセス値により代替の措置を行う。
- ・ 出力運転において，原子炉圧力が定格圧力近傍にない場合は，プラント状況を把握し，原因究明を行う。
- ・ 計測制御設備の異常等により安全保護系（原子炉圧力低又は原子炉圧力高）の機能が所要のチャンネル数を満足できない場合は，保安規定に定める時間以内に動作可能な状態にする措置をとる。この措置がとれない場合は原子炉出力を高温停止状態まで降下する。

[関連業務]

なし

3.1.14 原子炉熱出力の確認（参考）

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認するため、定格出力運転時における原子炉熱出力を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。

(a) 運転員の操作・調整等で変わりうる入力について確認する。

・原子炉熱出力、原子炉冷却材流量・圧力・温度

[設計評価との具体的な関係]

原子炉熱出力は、通常運転時の定格出力時における炉心設計（核熱水力設計）及び燃料設計の入力となる。また、定格出力時を初期状態とする安全解析の多くの事象で入力として用いられており、入力の担保として、原子炉熱出力が定格熱出力以下となることの確認が要求される。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 原子炉熱出力の確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目についての確認として、原子炉熱出力が定格熱出力以下であることを以下の流れで確認する。

- 1) 原子炉熱出力が定格熱出力以下であることの確認
- 2) 運転管理目標値の設定

(2) 具体的確認方法

次の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

なお、これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

- 1) 原子炉熱出力が定格熱出力以下であることの確認

原子炉熱出力の瞬時値及び1時間平均値を適宜確認し、定格熱出力以下であることを確認する。（解説 3.1.14①）（解説 3.1.14②）

- 2) 運転管理目標値の設定

原子炉熱出力について運転管理目標値を定め、運転関係者に通知する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには、以下の点に配慮する必要がある。(解説 3.1.14

①) (解説 3.1.14②)

1) 測定機器の信頼性

以下パラメータに関する測定機器が適切に測定できる状態となっていること。

- ・原子炉圧力
- ・給水流量，給水温度，給水圧力
- ・その他，制御棒駆動系，原子炉冷却材浄化系の流量，温度，圧力等

2) ヒートバランス計算の信頼性

原子炉熱出力はプロセス計算機のヒートバランス計算により算出される。計算機プログラムを含むプロセス計算機のメンテナンスが適切に実施され，信頼性が担保されていること。また，プロセス計算機の定数が適切に装荷され，検証が実施されていること。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

- 1) 測定機器，プロセス計算機の故障等により原子炉熱出力の値が確認できない場合
 - ・確認の強化：原因究明の実施，測定機器の復旧・取替，代替計器による別途確認
- 2) 原子炉熱出力に係る運転上の制限を満足しない場合
 - ・確認の強化：原因究明の実施，補正值の再設定
 - ・制限（値）内への復帰の操作：原子炉熱出力を保安規定に定める熱出力以下とすること。

(2) 具体的な措置

- ・測定機器，プロセス計算機において，不具合が確認された場合は，原因究明を行い，動作可能な状態とする。また，プロセス計算機停止時の原子炉熱出力は，採取したデータ（原子炉圧力，給水流量，給水温度等）を基にプラント毎に定める頻度でヒートバランス計算を手計算することにより導出する。
- ・定格出力運転時において，原子炉熱出力が定格熱出力を超過していることを確認した場合は，定格熱出力以下となるように，速やかに原子炉熱出力を下げる操作を開始する。

[関連業務]

- ・運転領域の範囲にあることの確認（熱出力，炉心流量）(3.2.1 項)
- ・原子炉熱出力の確認（所定の熱出力発生確認）(3.6.1 項)

(解説 3.1.14①)

瞬時値とは、プロセス計算機など（以下、計算機）により算出される 1 分値をいう。ただし、計算機により確認ができない場合は、平均出力領域モニタで確認する値をいう。瞬時値は、原子炉熱出力のゆらぎを考慮し、原子炉熱出力 100%に対して 1%未満の超過の場合は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。また、1 時間平均値とは、計算機により算出される当該 1 時間の瞬時値の平均値をいう。ただし、計算機により確認ができない場合は、平均出力領域モニタで確認する値をいう。

(解説 3.1.14②)

原子炉熱出力とは、原子炉の炉心で核分裂によって単位時間当たり生じる熱量のことであり、直接測定することができない。そこで、流入及び流出エネルギーの差分を計算すること（ヒートバランス計算）により、原子炉熱出力を算出し、監視している。

以下、ヒートバランス計算による原子炉熱出力計算式を示す。

$$\text{CMWT} = \text{QFW} + \text{QCR} + \text{QCU} + \text{QRAD} - \text{QPUMP}$$

CMWT : 原子炉熱出力
QFW : 給水搬入熱量
QCR : 制御棒駆動水搬入熱量
QCU : 浄化系損失熱量
QRAD : 放射損失熱量
QPUMP : 再循環ポンプ搬入熱量

ここで、例として給水搬入熱量は以下のとおりであり、給水エンタルピは給水流量、給水温度、給水圧力から算出されるパラメータである。

$$\text{QFW} = (\text{HS} - \text{HFW}) \times \text{WFW}$$

HS : 主蒸気エンタルピ
HFW : 給水エンタルピ
WFW : 給水流量

ヒートバランス計算ではプラント入力パラメータに基づき原子炉熱出力を算出しており、プラント入力パラメータに関する測定機器の校正が適切に行われている必要がある。校正が適切ではない場合は、原子炉熱出力の精度が低下する。さらに、運転監視補助装置の計算結果である、熱的余裕に係る炉心パラメータや燃焼度積算値の精度も低下する。

3.2 安全管理 b. 設計評価の前提確認

3.2.1 運転領域の範囲にあることの確認（熱出力、炉心流量）

1. 個別要求事項

設計評価における前提事項が担保されていることの確認として、運転時の異常な過渡変化が発生した際にも燃料の熱的損傷、機械的損傷を防止し、また外乱発生時に原子炉熱出力等のプラントパラメータが持続振動又は発散振動を起こすことを防止するため、炉心熱出力が 30%以上において、原子炉熱出力及び炉心流量が運転上の制限範囲内であることを確認する。（解説 3.2.1）

JEAC4001 からの再掲

要求事項

b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

具体的な実施事項

b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

(a) 運転員の操作・調整等で変わりうる前提について確認する。

- ・過去の運転実績及び最新の知見を考慮した燃料の健全性及び炉心の安全性を確保するための運転方法に従い運転を行う。

[設計評価との具体的な関係]

定格原子炉熱出力（炉心流量：運転特性図に示す範囲，原子炉熱出力：100%）を代表として原子炉熱出力に適切な余裕をみた点にて安全解析を実施している。

運転領域は，安全解析（最小限界出力比，最大線出力密度，核熱水力安定性等）により安全性が確認された範囲での運転を遵守するために規定する。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 運転領域の範囲にあることの確認の流れ

- 1) 設計評価における前提事項が担保されていることの確認として，原子炉熱出力と炉心流量が，設計評価で定める運転上の制限範囲内であることを以下の流れで確認する。

(2) 具体的確認方法

以下の方法により，個別要求事項を満足していることを確認する。

1) 炉心状態の確認及び実績管理

- a. 原子炉熱出力が 30%以上において，原子炉熱出力及び炉心流量が保安規定に定め

る運転範囲内にあることをプラントごとに定める頻度で確認する。

- b. 定格原子炉熱出力一定運転に当たり、原子炉熱出力について運転管理目標値を定め、運転関係者に通知する。定格原子炉熱出力一定運転において、原子炉熱出力の瞬時値及び1時間平均値が原子炉熱出力100%以下であることをプラントごとに定める頻度で確認する。なお、プロセス計算機の故障等により、原子炉熱出力（瞬時値及び1時間平均値）が確認できない場合は、平均出力領域モニタ（APRM）の指示を確認する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには、以下の点に配慮する必要がある。

1) プロセス計算機の信頼性

主要パラメータの採取を行う計算機について、メンテナンスにより信頼性が担保されていることを確認する。

2) APRM 校正

APRM のゲイン確認及び校正を定期的実施する。

3) 測定機器の信頼性

炉心流量に関する測定機器（変換器、演算器等）について適宜校正及び点検作業を実施する。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

- 1) 原子炉熱出力が30%以上において、原子炉熱出力及び炉心流量が保安規定に定める運転範囲を逸脱
 - ・制限（値）内への復帰の操作
 - ・炉心出力の降下（原子炉停止を含む）

(2) 具体的な措置

- ・速やかに運転範囲内に復旧する措置を開始する（原子炉熱出力を30%未満にすることを含む）。
- ・PFマップ上で低炉心流量高出力領域に入った場合、選択制御棒の挿入により原子炉熱出力が適切な値まで下がることを確認する。

[関連業務]

- ・APRM 校正（3.2.8 項）
- ・選択制御棒の設定（3.5.3 項）

上記に加えて、関連する業務として、以下を行う。

① プロセス計算機停止時の原子炉熱出力の確認方法

・原子炉熱出力の計算

プロセス計算機停止時の原子炉熱出力は、採取したデータ（原子炉圧力、給水流量、給水温度等）を基にプラントごとに定める頻度でヒートバランス計算を手計算することにより導出する。

（解説 3.2.1）

運転領域は、安全解析（最小限界出力比、最大線出力密度、核熱水力安定性等）により安全性が確認された範囲での運転を遵守するために規定するものであり、次の根拠にて設定している。

【安全解析に関係するもの】

- ・定格原子炉熱出力、設計流量制御曲線、安定性制限曲線（ABWR 以外）は**発電用原子炉設置（変更）許可申請書添付書類八**の運転特性図から引用している。
- ・原子炉冷却材再循環ポンプ速度曲線のうち、最低ポンプ速度曲線、自然循環曲線については、安定性制限曲線を低流量側に延長して、領域を明確化している。

【安全解析に関係しないもの】

- ・原子炉熱出力が 30%以下においては、熱的余裕が大きいため制限外とし、原子炉熱出力 30%以上を監視対象としている。
- ・原子炉冷却材再循環ポンプ速度曲線のうち、最大流量ラインは**発電用原子炉設置（変更）許可申請書添付書類八**の運転特性図から引用している。

運転領域を構成する各曲線の説明は以下のとおり。

① 定格原子炉熱出力

原子炉熱出力 100%時の運転線のこと。基準としては熱的基準（運転領域内で過渡変化が生じて安全限界値を下回らないこと）が制限値となる。

② 設計流量制御曲線

BWR（ABWR）では、比較的大きな負のボイド反応度を利用し、炉心流量の変更により原子炉熱出力を制御でき、この際の（原子炉熱出力、流量）軌跡を一般に流量制御曲線という。この流量制御曲線は、キセノンの蓄積状態及び炉心入口エンタルピの平衡・非平衡によって変わる。

③ 原子炉冷却材再循環ポンプ定速度曲線

原子炉冷却材再循環ポンプのポンプ速度を一定に維持して、炉心出力を低下させた場合の運転曲線のこと。

④ 最低ポンプ速度曲線

原子炉冷却材再循環ポンプの最低ポンプ速度時の運転曲線のこと。

⑤ 安定性制限曲線（ABWR 以外）

安定性基準を満たすための運転曲線のこと。なお、ABWR では安定性の余裕を増す設計の工夫により、安定性制限曲線による運転状態の制限を不要としている。

⑥ 自然循環曲線

原子炉冷却材再循環ポンプ停止時の運転曲線のこと。

資料提供

3. 2. 2 PCIOMR の確認

1. 個別要求事項

設計評価における前提事項が担保されていることを確認するため、PCIOMR (Pre-Conditioning Interim Operating Management Recommendation) を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

具体的な実施事項

b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

(a) 運転員の操作・調整等で変わりうる前提について確認する。

- ・過去の運転実績及び最新の知見を考慮した燃料の健全性及び炉心の安全性を確保するための運転方法に従い運転を行う。

[設計評価との具体的な関係]

燃料ペレットと燃料被覆管の力学的相互作用による損傷 (PCI 破損) は原子炉運転との関連性が強く、運転管理面での配慮が極めて有効であることが過去の実績から判明している。設計評価における前提事項である燃料健全性を維持する目的から、燃料棒のならし運転方法 (PCIOMR) により運転段階での配慮を行っている。(解説 3. 2. 2)

PCIOMR は線出力密度を運転管理するものであり、例として次の項目を設定する。

- ①到達出力の制限 (しきい値設定)
- ②出力上昇速度の制限 (線出力密度上昇率(DP/DT)設定)
- ③経験済み出力の範囲 (エンベロープ) をしきい値とする有効期間の制限 (エンベロープの有効期間設定)
- ④しきい値超過後の許容出力変化量 (線出力密度上昇量(DP)設定)

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) PCIOMR 確認の流れ

設計評価における前提事項が担保されていることの確認として、線出力密度が PCIOMR 設定値以下であることを次の流れで確認する。

- 1) 運転監視補助装置又は 3 次元沸騰水型原子炉模擬計算コード等代替手段による線出力密度の評価 (線出力密度評価の手順については 3. 1. 7 項参照)
- 2) 線出力密度の PCIOMR 設定値との照合

(2) 具体的確認方法

次の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

- 1) 運転監視補助装置又は 3 次元沸騰水型原子炉模擬計算コード等代替手段による線出力密度の評価（線出力密度評価の手順については 3.1.7 項参照）
- 2) 線出力密度の PCIOMR 設定値との照合
 - a. 運転操作により線出力密度がしきい値を超えるか否か確認する。
 - b. しきい値を超える場合について有効期間内のエンベロープに包含されるか否か確認する。
 - c. しきい値を超え、有効期間内のエンベロープを超える場合について、線出力密度上昇量(DP)及び線出力密度上昇率(DP/DT)に包含されることを確認する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

次の方法により、確認結果が信頼できることを確認する。

- 1) 運転監視補助装置の管理（3.5.4 項）
- 2) 代替手段についての妥当性確認

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) PCIOMR 設定値の逸脱

- ・ 確認の強化：再度の確認，確認頻度の増加，詳細な手法による別途確認，等
- ・ 制限（値）内への復帰の操作

(2) 具体的な措置

- ・ オフガス監視強化等により燃料破損が発生していないことを確認する。
- ・ 制御棒操作により PCIOMR 設定値を超過する場合は制御棒操作実施前の位置に戻す。
- ・ 炉心流量操作により PCIOMR 設定値を超過する場合は、炉心流量操作の一時中断，又はあらかじめ計画した炉心流量上昇率を低減する。

[関連業務]

- ・ 原子炉起動操作（再臨界操作）及び出力調整操作（3.5.3 項）
- ・ 制御棒パターン調整（3.5.6 項）

上記に加えて、関連する業務として、次を行う。

① 運転予測計算

最新の運転実績データに基づき、運転監視補助装置又は 3 次元沸騰水型原子炉模擬計算コードを用いて、起動時又は制御棒パターン調整等運転操作前に線出力密度が PCIOMR 設定値を満足して操作できる見通しを確認する。PCIOMR 設定値を満足で

きるか、取替炉心設計においては確認しないため、当該予測計算に基づき、運転操作計画を定める。

(解説 3.2.2)

発熱しているペレットは変形して燃料被覆管に接触することがあるが、この事象を PCI (Pellet-Cladding Interaction) と呼び、PCI が原因で燃料被覆管が破損する事象を PCI 破損と呼ぶ。ペレットは熱変形によりつぶみ状になり、その結果燃料被覆管を内側から押し上げて燃料被覆管の局部に応力が生じる。そして出力の急速な上昇に伴いペレットから放出されるヨウ素等の核分裂生成物ガスによる化学作用が応力腐食的な作用を助長し、燃料被覆管が破損に至るとというのが PCI 破損の機構である。PCI 破損は、燃焼度が比較的高く、また出力が高く、出力変化幅の大きい燃料棒に生じやすいのが特徴である。

PCI 破損に対しては燃料設計上の改良と運転管理面の両面から対策が講じられている。

燃料設計としては、ペレットの改良（短尺化、チャンファ、ディッシュ等による熱変形時の局所応力低減）、及び燃料被覆管の改良（熱処理変更による延性向上、応力腐食割れに対する感受性が低いジルコニウムライナの採用）が行われている。

運転管理面としては PCIOMR の導入が行われた。これは、実験によって、燃料棒をある線出力密度以上に出力上昇する場合、ゆっくりした速度で行えば破損は生じず、またその後しばらくの間は一度経験した線出力密度の範囲（エンベロープ）内であれば、急激な出力変化を繰返しても燃料は健全であるという知見が得られたことを運転管理面に反映させたものである。なお、ジルコニウムライナ燃料は PCIOMR を撤廃することを目標に開発されている。

PCIOMR は起動計画及び制御棒パターン調整計画時の主要監視パラメータであり、運転予測計算により制御棒操作手順を設定する必要がある。

3.2.3 燃料集合体最高燃焼度の確認

1. 個別要求事項

設計評価における前提事項が担保されていること及び炉心特性の安全性を確認するため、燃料集合体タイプごとの燃焼度の最大値である燃料集合体最高燃焼度が、原子炉設置者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。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。
- c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

具体的な実施事項

- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。
- (c) 運転操作パターンが、設計段階と運転段階とで異なる場合、運転段階での運転操作パターンに基づいて炉心特性を評価して、安全解析、燃料設計の前提を満足していることを確認する。
 - ・ 運転中の炉心特性
運転操作パターンが、設計段階と運転段階とで異なる場合、炉心特性（燃料集合体最高燃焼度、核熱水力安定性、ほう酸水注入時の実効増倍率、反応度停止余裕）が、安全解析又は燃料設計の前提を満足していることを監視する。
- c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。
 - (a) 運転段階で実測又は実測値に基づいた評価による炉心特性が、安全解析、燃料設計の入力又は前提を満足していることを確認する。
 - ・ b.(c)の各項目について、安全性を確認する。

JEAC4211-2018 との関係

運転開始後の確認

運転中の燃料集合体最高燃焼度は、運転監視補助装置又は代替手段を用いて監視する。
(解説 3.2.3)

[設計評価との具体的な関係]

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。

取替炉心設計では代表的な運転計画により燃料集合体最高燃焼度を算出して、その制限値を満足して運転可能であることを確認する。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 燃料集合体最高燃焼度の確認の流れ

設計評価における前提事項が担保されていることの確認として、燃料集合体最高燃焼度が制限値以下であることを以下の流れで確認する。

- 1) 運転監視補助装置又は代替手段を用いて監視する。

(2) 具体的確認方法

以下の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

1) 運転監視補助装置又は代替手段を用いた監視

運転監視補助装置又は代替手段を用いて得られた燃料集合体最高燃焼度が、原子炉設置者が事前の安全評価時に設定した制限値以下であることを確認する。

具体的な制限値は、**発電用原子炉設置（変更）許可申請書本文**に燃料集合体に対する最高燃焼度として記載されている。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

以下が適切に行われていることにより、確認結果が信頼できることを確認する。

1) 運転監視補助装置の管理（3.5.4 項）

2) 代替手段についての妥当性評価

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 燃料集合体最高燃焼度の制限値超過

- ・炉心出力の降下（原子炉停止を含む）

2) 運転監視補助装置の不作動

- ・確認の強化：再度の確認、確認頻度の増加、詳細な手法による別途確認など

3) 代替手段の使用不可

- ・炉心出力の降下（原子炉停止を含む）

(2) 具体的な措置

- ・原子炉運転中において燃料集合体最高燃焼度が制限値を超過していることを確認した場合は、原子炉を停止する措置を開始する。
- ・運転監視補助装置について不具合が確認された場合など、運転監視補助装置が不動作の期間中は、代替手段を用いて燃料集合体最高燃焼度が制限値以下となっていることを確認する。
- ・運転監視補助装置が不作動かつ代替手段が使用不可の場合は、原子炉を停止する措置を開始する。

[関連業務]

なし

(解説 3.2.3)

取替炉心の設計時の解析は代表的な条件で行うが、実際の運転ではその条件から外れる場合があり、燃料集合体最高燃焼度が設計時の解析結果から変わり得る。そこで、実際の運転状態において燃料集合体最高燃焼度が制限値を満足していることを、運転監視補助装置などを用いて監視する。ただし、燃料集合体最高燃焼度は積算値であり、制御棒パターン変更などの炉心状態変化があっても短時間で制限値を超過するようなことはないことから、通常は1回/月の頻度で確認している例もある。なお、運転監視補助装置には、3次元沸騰水型原子炉模擬計算コードが組み込まれており、実際の運転状態の推移に対する燃料集合体最高燃焼度を解析している。また、実際の運転状態として、原子炉熱出力、炉心流量及び制御棒パターンのほかにも、原子炉核計装系（LPRM 及び TIP）の読みから得た、炉内中性子束分布の実測値などを入力として考慮し、燃料集合体最高燃焼度の解析に反映している。

3.2.4 核熱水力安定性（チャンネル安定性，炉心安定性，領域安定性）の確認

1. 個別要求事項

設計評価における前提事項が担保されていること及び炉心特性の安全性を確認するため，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である核熱水力安定性が，原子炉設置者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。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。
- c. 実測又は実測値に基づいた評価により，炉心特性の安全性を確認する。

具体的な実施事項

- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。
- (c) 運転操作パターンが，設計段階と運転段階とで異なる場合，運転段階での運転操作パターンに基づいて炉心特性を評価して，安全解析，燃料設計の前提を満足していることを確認する。
 - ・ 運転中の炉心特性
運転操作パターンが，設計段階と運転段階とで異なる場合，炉心特性（燃料集合体最高燃焼度，核熱水力安定性，ほう酸水注入時の実効増倍率，反応度停止余裕）が，安全解析又は燃料設計の前提を満足していることを監視する。
- c. 実測又は実測値に基づいた評価により，炉心特性の安全性を確認する。
 - (a) 運転段階で実測又は実測値に基づいた評価による炉心特性が，安全解析，燃料設計の入力又は前提を満足していることを確認する。
 - ・ b.(c)の各項目について，安全性を確認する。

JEAC4211-2018 との関係

運転開始後の確認

運転中の核熱水力安定性は，当該サイクル中に実施される制御棒操作前及び中期的な運転計画立案時に事前解析を行うことで，確認する。

又は，減幅比に大きな影響を与える制御棒パターンが，あらかじめ検討された運転計画の範囲内であることを監視することで確認する。（解説 3.2.4）

[設計評価との具体的な関係]

設計評価では，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。

取替炉心設計においては，運転計画の制御棒パターンと，それに対し，制御棒パターン

が引き抜き側に推移したケース及び制御棒パターンが挿入側に推移したケースの運転計画を作成し、それぞれのケースについて核熱水力安定性の確認を実施し、得られた減幅比が、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。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 核熱水力安定性の確認の流れ

設計評価における前提事項が担保されていることの確認として、JEAC4211-2018に基づき、核熱水力安定性減幅比が制限値以下であることを以下の流れで確認する。

- 1) 制御棒操作前及び中期的な運転計画立案時に事前確認を行う。
- 2) 制御棒パターンが、運転計画の範囲内であることを監視する。

(2) 具体的確認方法

以下の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

1) 運転計画立案時の事前確認

制御棒操作前及び中期的な運転計画立案時に、計画の制御棒パターンが、それ以前に核熱水力安定性が確認された運転計画の範囲内であることを確認する。

範囲内ではない場合等、必要に応じ、JEAC4211-2018の核熱水力安定性の確認方法に準じて確認する。得られた減幅比が、原子炉設置者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。

具体的な制限値は、**発電用原子炉設置（変更）許可申請書添付書類八**に核熱水力安定性に対する限界基準として記載されている。

- 2) 運転中における制御棒位置が、運転計画の範囲内であることを監視する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

以下が適切に行われていることにより、確認結果が信頼できることを確認する。

- 1) JEAC4211-2018の確認方法に準じた核熱水力安定性の確認
- 2) 制御棒作動性（固着なし）の確認（3.2.10項）

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

運転中における制御棒位置が運転計画の範囲内ではないと判断された場合に措置を行う。

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 制御棒位置が、運転計画の範囲内ではない場合

- ・ 確認の強化：再度の確認、確認頻度の増加、詳細な手法による別途確認など
- ・ 制限（値）内への復帰の操作
- ・ 炉心出力の降下（原子炉停止を含む）

(2) 具体的な措置

- ・ 原子炉運転中において制御棒位置が運転計画の範囲外になっていることを確認した場合は、範囲内となるよう制御棒操作する。本操作は出力降下を伴う場合がある。
- ・ 又は、運転中における制御棒位置について、核熱水力安定性の再度の確認を実施する。その際の確認方法は、上記 2.(2) 具体的確認方法の 1) に準ずる。

[関連業務]

① 選択制御棒挿入時の核熱水力安定性の確認

上記 2.(2) 具体的確認方法に準じ、次のように行う。

- ・ 核熱水力安定性の確認と同じ炉心解析モデルを用いる。
- ・ 核熱水力安定性の確認と同じ運転の特徴に関する入力条件設定とする。
- ・ 選択制御棒挿入時の核熱水力安定性の確認方法は次の(a)～(e)のとおりとする。
 - (a) 核熱水力安定性計算コードによって解析する。
 - (b) 原子炉熱出力及び炉心流量は、自然循環上で評価点を選定する。
 - (c) 制御棒パターンは運転計画に定めたものに選択制御棒を加えたものとする。
 - (d) 各評価点において、減幅比を解析する。
 - (e) 得られた減幅比が、原子炉設置者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。

(解説 3.2.4)

運転開始後の運転のばらつきによる不確かさを取り込むため、取替炉心設計の運転計画の制御棒パターンに対し、制御棒パターンが引き抜き側に推移したケース及び制御棒パターンが挿入側に推移したケースの運転計画を作成し、それぞれのケースについて核熱水力安定性の評価を事前に行う。

実際の運転においては、当該炉心状態の核熱水力安定性を評価するほか、運転中の制御棒パターンが本事前評価で設定した引き抜き側及び挿入側の制御棒パターンの間にあることを確認する方法もある。

3.2.5 ほう酸水注入時の実効増倍率の確認

1. 個別要求事項

設計評価における前提事項が担保されていること及び炉心特性の安全性を確認するため、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であるほう酸水注入時の実効増倍率が、原子炉設置者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。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。
- d. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

具体的な実施事項

- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。
- (c) 運転操作パターンが、設計段階と運転段階とで異なる場合、運転段階での運転操作パターンに基づいて炉心特性を評価して、安全解析、燃料設計の前提を満足していることを確認する。
 - ・ 運転中の炉心特性
運転操作パターンが、設計段階と運転段階とで異なる場合、炉心特性（燃料集合体最高燃焼度、核熱水力安定性、ほう酸水注入時の実効増倍率、反応度停止余裕）が、安全解析又は燃料設計の前提を満足していることを監視する。
- c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。
 - (a) 運転段階で実測又は実測値に基づいた評価による炉心特性が、安全解析、燃料設計の入力又は前提を満足していることを確認する。
 - ・ b.(c)の各項目について、安全性を確認する。

JEAC4211-2018 との関係

運転開始後の確認

運転中のほう酸水注入時の実効増倍率は、当該サイクル中に実施される制御棒操作前及び中期的な運転計画立案時に事前解析を行うことで、確認する。

または、ほう酸水注入時の実効増倍率に大きな影響を与える制御棒パターンがあらかじめ検討された運転計画の範囲内であることを監視することで、確認する。（解説 3.2.5 ①）

[設計評価との具体的な関係]

設計評価では、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。

取替炉心設計では運転計画に定めた制御棒パターンを使用して、ほう酸水注入時の実効増倍率を解析している。なお、運転開始後の確認を不要とするために、全制御棒全引き抜き状態等で解析することもある。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) ほう酸水注入時の実効増倍率の確認の流れ

設計評価における前提事項が担保されていることの確認として、JEAC4211-2018に基づき、ほう酸水注入時の実効増倍率が制限値以下であることを以下の流れで確認する。

- 1) 制御棒操作前及び中期的な運転計画立案時に事前確認を行う。
- 2) 制御棒パターンが、運転計画の範囲内であることを監視する。

(2) 具体的確認方法

以下の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

1) 運転計画立案時の事前確認

制御棒操作前及び中期的な運転計画立案時に、計画の制御棒パターンが、それ以前にほう酸水注入時の実効増倍率が確認された運転計画の範囲内であることを確認する。

(解説 3.2.5②)

範囲内ではない場合等、必要に応じ、JEAC4211-2018のほう酸水注入時の実効増倍率の確認方法に準じて確認する。得られたほう酸水注入時の実効増倍率が、原子炉設置者が事前の安全評価時に設定した制限値以下であることを確認する。

具体的な制限値は、3次元解析手法としてほう酸水注入系の反応度停止能力の制限値を評価した文献又は3次元解析手法を用いている発電用原子炉設置（変更）許可申請書本文に記載されている。

- 2) 運転中における制御棒位置が、運転計画の範囲内であることを監視する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

以下が適切に行われていることにより、確認結果が信頼できることを確認する。

- 1) JEAC4211-2018の確認方法に準じたほう酸水注入時の実効増倍率の確認
- 2) 制御棒作動性（固着なし）の確認（3.2.12項）

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

運転中における制御棒位置が運転計画の範囲内ではないと判断された場合に措置を行う。

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 制御棒位置が、運転計画の範囲内ではない場合

- ・ 確認の強化：再度の確認、確認頻度の増加、詳細な手法による別途確認など
- ・ 制限（値）内への復帰の操作

- ・炉心出力の降下（原子炉停止を含む）

(2) 具体的な措置

- ・原子炉運転中において制御棒位置が運転計画の範囲外になっていることを確認した場合は、範囲内となるよう制御棒操作する。本操作は出力降下を伴う場合がある。
- ・または、運転中における制御棒位置について、ほう酸水注入時の実効増倍率の再度の確認を実施する。その際の確認方法は、上記 2.(2) 具体的確認方法の 1) に準ずる。

[関連業務]

なし

(解説 3.2.5①)

ほう酸水注入時の実効増倍率の解析は、制御棒が動作しない場合の未臨界性を確認するために実施するものであり、制御棒パターンとしては定格出力運転中のままの状態が、低温状態から高温状態までを包絡した最も厳しい解析条件となる。したがって、取替炉心設計時の運転計画に定めた制御棒パターンを使用して、ほう酸水注入時の実効増倍率を解析している。

なお、より保守的な解析条件となる全制御棒全引き抜き状態において、代表的な運転計画に対する実際の運転のばらつきによる不確かさを包絡したほう酸水注入時の実効増倍率を解析することによって、運転開始後の確認を不要とする方法もある。

(解説 3.2.5②)

ほう酸水注入時の実効増倍率は、制御棒の挿入量が多いほうが抑制されるため、確認は引き抜き側の運転計画について行われていれば良い。運転中の制御棒位置が、ほう酸水注入時の実効増倍率が確認された運転計画よりも挿入側であれば、運転計画の範囲内と判断できる。全制御棒全引き抜きでほう酸水注入時の実効増倍率が確認されているときには、運転中の制御棒位置の確認は不要となる。

3.2.6 反応度停止余裕の確認

1. 個別要求事項

設計評価における前提事項が担保されていること及び炉心特性の安全性を確認するため、原子炉停止余裕を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。
- d. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

具体的な実施事項

- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。
- (c) 運転操作パターンが、設計段階と運転段階とで異なる場合、運転段階での運転操作パターンに基づいて炉心特性を評価して、安全解析、燃料設計の前提を満足していることを確認する。
 - ・ 運転中の炉心特性
運転操作パターンが、設計段階と運転段階とで異なる場合、炉心特性（燃料集合体最高燃焼度、核熱水力安定性、ほう酸水注入時の実効増倍率、反応度停止余裕）が、安全解析又は燃料設計の前提を満足していることを監視する。
- c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。
 - (a) 運転段階で実測又は実測値に基づいた評価による炉心特性が、安全解析、燃料設計の入力又は前提を満足していることを確認する。
 - ・ b.(c)の各項目について、安全性を確認する。

JEAC4211-2018 との関係

運転開始後の確認

当該サイクルの炉心特性を適切に評価するために、次の点について、運転開始後の当該サイクルの状態が取替炉心設計時の運転計画から大きく変化すると見込まれる場合は、当該時点からサイクル末期までの期間について、反応度停止余裕を再確認する。（解説 3.2.6）

- ・ サイクル長さの延長
- ・ 制御棒パターン（出力抑制運転時の制御棒挿入を含む。）

[設計評価との具体的な関係]

原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換において、最大反応度値を有する制御棒 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) が挿入されない場合でも他の全ての動作可能な制御棒により原子炉を常に冷温で臨界未満に維持できる設計とすることとしている。

反応度停止余裕は燃料配置に強く依存し、通常想定される運転のばらつきによる変動は非常に小さいことから、取替炉心設計では、運転開始後の運転のばらつきによる不確かさを核的制限値に対して見込むこととし、実効増倍率を計算するための入力条件には考慮していない。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 反応度停止余裕の確認の流れ

設計評価における前提事項が担保されていることの確認として、反応度停止余裕の確認を以下のとおり行う。

1) 停止余裕検査に係る設計値の算出

2) 停止余裕検査の実施

運転操作により設計評価の前提が変わった場合には、以下の場合に反応度停止余裕の確認を行う。

- a) 制御棒操作前及び中期的な運転計画立案時に、当該サイクルの状態が取替炉心設計時の運転計画から大きく変化すると見込まれると判断した場合
- b) 引き抜き制御棒 1 本のスタックが発生したと判断した場合

(2) 具体的確認方法

停止余裕検査については「JEAC4212-2020 原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程」の所掌とするため詳細については当該規程の 3.1.8 を参照。原子炉の状態が運転及び起動において、設計評価の前提が変わった場合は、以下の方法により個別要求事項を満足していることを確認する。

- 1) JEAC4211-2018 の反応度停止余裕の確認方法に準じて確認する。得られた実効増倍率が、次の不確かさを見込んでも、原子炉設置者が事前の安全評価時に設定した核的制限値未満であることを確認する。

- ・ 沸騰水型原子炉模擬計算コードがもつ不確かさ
- ・ 燃料及び制御棒の製造公差に起因する不確かさ
- ・ 運転開始後の運転のばらつきによる不確かさ

具体的な核的制限値は、発電用原子炉設置（変更）許可申請書本文に反応度停止余裕に対する核的制限値として記載されている。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

以下の方法により、確認結果が信頼できることを確認する。

- 1) 燃料集合体炉内配置検査が終了していることを確認する。

2) 起動領域モニタの点検調整が完了していることを確認する。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

- 1) 停止余裕の運転上の制限超過
 - ・制限（値）内への復帰の操作
- 2) 停止余裕の完了時間内の復旧不可
 - ・原子炉熱出力の降下（原子炉停止を含む）

(2) 具体的な措置

条件	要求される措置
A.原子炉の状態が運転及び起動において停止余裕を満足しない場合	A1.停止余裕を満足させる措置を実施する。
B.条件A.で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1.高温停止にする。
C.原子炉の状態が高温停止において停止余裕を満足しない場合	C1.挿入可能な全制御棒の全挿入操作を開始する。
D.原子炉の状態が冷温停止において停止余裕を満足しない場合	D1.挿入可能な全制御棒の全挿入操作を開始する。 及び D2.原子炉建屋機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、内側扉又は外側扉の閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 及び D3.原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 及び D4.原子炉建屋ガス処理系 1 系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。
E.原子炉の状態が燃料交換において停止余裕を満足しない場合	E1.炉心変更を中止する。 及び E2.1 体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な全制御棒の全挿入操作を開始する。 及び E3.原子炉建屋機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟

	<p>の二重扉の各々において、内側扉又は外側扉の閉鎖状態を確保するための措置を開始する。</p> <p>及び</p> <p>E4.原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。</p> <p>及び</p> <p>E5.原子炉建屋ガス処理系 1 系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。</p>
--	--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

[関連業務]

- ・ 冷温臨界固有値の確認 (3.3.1 項)

(解説 3.2.6)

制御棒パターンが取替炉心設計時の運転計画から大きく変化すると見込まれる場合とは、燃料漏えいが発生して出力抑制運転を実施するため、運転計画で予定していなかった位置の制御棒が挿入される場合である。予定していなかった位置の制御棒が挿入されることによって当該制御棒近辺の燃料の出力が低下し、それ以外の燃料の出力が相対的に増加することとなり、取替炉心設計時には想定していなかった燃焼度分布の変化が発生するため、反応度停止余裕も変化することが見込まれる。したがって、このような場合には当該時点からサイクル末期までの期間について、反応度停止余裕を再評価する必要がある。

なお、取替炉心設計時に反応度停止余裕に対して $0.01 \Delta k$ よりも大きな余裕を取ることで、通常の運転のばらつきによる影響は包絡される。

3.2.7 原子炉冷却材の水質の監視（参考）

1. 個別要求事項

設計評価における前提事項が担保されていることを確認するため，原子炉冷却材の水質を監視する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

具体的な実施事項

b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

(a) 運転員の操作・調整等で変わりうる前提について確認する。

- ・原子炉冷却材の水質が，燃料及びチャンネルボックスの材料健全性評価で前提としている範囲内にあることを定期的に監視する。

[設計評価との具体的な関係]

燃料被覆管の耐食性が改善される前の燃料損傷として，米国 BWR での CILC (Crud Induced Localized Corrosion) 破損及び浜岡 1 号機の燃料被覆管の異常酸化（ニューシア [通番] 1660）が報告されている。特に，浜岡 1 号機では，プラント起動時の水質記録と異常酸化した燃料の装荷サイクルとの相関がみられ，事象の原因については，特異性のある水質環境の影響により，腐食感受性の相対的に高い燃料被覆管材料に異常な酸化が発生して，一部の燃料棒ではく離，さらには漏えいに至ったものと推定されるとしている。また，当該トラブルの対策として，水質改善対策及び水質管理の強化を行っており，特にプラント起動時の導電率には注意深く監視して，イオン分析を行うとともに制限値の前段階として「管理目標値」と「管理基準値」を設け，これを超える場合には，水質の回復措置（例えば，出力上昇の中断）を行っている。

また，BWR での被ばく低減のための垂鉛注入，SCC 対策の水素注入においては，炉内のクラッド発生状況が変わり，ジェットポンプの性能，炉心圧損の影響が生じる場合があるため，関係部署と協議して進めることが必要である。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 原子炉冷却材の水質監視の流れ

設計評価における前提事項が担保されていることの確認として，原子炉冷却材の水質監視を以下のとおり行う。

水質監視としては，測定と分析を実施する部署と中央制御室に表示される計器を監視する部署により監視されている。炉心管理を担当する部署では，水質監視の情報を適

宜入手し、燃料健全性及びプラント特性の監視を行う。

(2) 具体的確認方法

保安規定において、水質管理に係る要求事項を記載している。

なお、これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

(参考) 保安規定の記載例

(水質管理)

- 第〇〇条 運転管理課長は、原子炉起動時の出力上昇時と原子炉停止時の出力下降期間を除く原子炉運転中の原子炉冷却材の pH 及び塩素イオンを 1 ヶ月に 1 回確認する。
- 2 発電指令課長は、原子炉起動時の出力上昇期間と原子炉停止時の出力降下期間を除く原子炉運転中の原子炉冷却材の導電率を 1 日に 1 回確認する。
- 3 発電指令課長は、第 1 表及び第 2 項の原子炉冷却材の水質が表〇〇に定める基準値の範囲内に回復するように努める。

表〇〇 水質管理の基準値

項 目		基準値
原子炉冷却材 (原子炉水)	導電率	1 μ S/cm 以下 (25℃において)
	pH	5.6～8.6 (25℃において)
	塩素イオン	0.1ppm 以下

また、詳細な水質管理については、社内規程（例：水質管理手引）を定めて、水質の対象項目、測定又は分析の頻度を定めて実施する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

以下の方法により、確認結果が信頼できることを確認する。

- 1) 水質の測定項目については、社内規定（例：水質管理手引）に記載された測定機器及び測定頻度に従うこと。
- 2) 社内規定（例：水質管理手引）に従い、必要に応じて測定値が正しいかどうかを再確認すること。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

- 1) 原子炉冷却材の水質が、水質管理の基準値の範囲内ではない
 - ・ 確認の強化：再度の確認、確認頻度の増加、詳細な手法による別途確認など
 - ・ 制限（値）内への復帰の操作

- ・原子炉熱出力の降下（原子炉停止を含む）

2) 具体的な措置

- ・例として、以下の措置を講じる。

① 管理目標値

プラント設備の健全性を維持するための目安値である。測定値が本値を逸脱した又は逸脱するおそれがある場合、適宜頻度を増して測定、監視する等必要な措置を講じる。

② 管理基準値

プラント設備の健全性を確実に維持するための基準値である。測定値が本値を逸脱した又は逸脱するおそれがある場合、水質の回復措置を講じる。

③ 制限値

プラント設備の健全性を維持するために許容できる最大値である。測定値が本値を逸脱した場合、原子炉を停止する等の措置を速やかに講じる。

[関連業務]

なし

3.2.8 核計装の校正

3.2.8.1 LPRM 校正

1. 個別要求事項

設計評価における前提事項が担保されていることを確認するため、LPRM 指示値が TIP 走行結果を踏まえた LPRM の指示すべき値に管理基準値内で一致するように校正する。
(解説 3.2.8.1①)

JEAC4001 からの再掲

要求事項

b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

具体的な実施事項

b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

(b) 機器の誤作動、機器の異常な変形等で変わりうる前提について確認する。

・ 炉内核計装が定期的に校正され、核計装の寿命基準を満たすことを確認する。

[設計評価との具体的な関係]

LPRM 指示値は出力分布計算、熱的制限値、燃料燃焼度の計算に用いられている。また、LPRM 指示値は APRM や RBM (ABWR の場合は MRBM) などの入力としても用いられている。これらの値が正しい値であること、正常に制御されることの担保として、LPRM 指示値は TIP 走行結果を踏まえた LPRM の指示すべき値に管理基準内で一致している必要がある。(解説 3.2.8.1①) (解説 3.2.8.1②)

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) LPRM 校正の流れ

設計評価での前提事項が担保されていることの確認として、LPRM 校正を次のとおり行う。

- 1) TIP 走行の実施
- 2) LPRM 校正ゲインの算出
- 3) APRM のバイパス
- 4) LPRM 校正の実施
- 5) APRM 校正の実施
- 6) APRM などのバイパス解除

(2) 具体的確認方法

次の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

1) TIP 走行の実施

必要な時期に TIP 走行を実施する。（解説 3.2.8.1③）

TIP 走行に当たっては、初めに全ての TIP について共通ストリング（ストリング：TIP が走行する校正用導管）を走行させる。これにより TIP 間の指示値が同一となるように調整される。その後、共通以外のストリングを走行させる。

なお、ABWR の場合は TIP 走行を開始する前に自動熱的監視補助装置（ATLM）を監視除外にする。

2) LPRM 校正ゲインの算出

TIP 走行により得られた電流値を踏まえて運転監視補助装置により LPRM が指示すべき値を算出する。（解説 3.2.8.1①）

3) APRM のバイパス

LPRM 校正を実施する前に、当該 LPRM が属する APRM をバイパスする。（解説 3.2.8.1④）

4) LPRM 校正の実施

LPRM 指示値が、2) で算出された LPRM が指示すべき値となるように、LPRM 校正を実施する。校正完了後、LPRM 指示値が指示すべき値に対して管理基準内で一致していることを確認する。

5) APRM 校正の実施

APRM 校正を実施する。具体的な実施方法は 3.2.8.2 項による。

6) APRM などのバイパス解除

APRM 校正が完了後、APRM バイパスを解除する。

なお、ABWR の場合は APRM バイパス解除後に ATLM 監視除外を復旧する。

(3) 確認方法の信頼性に関わる事項

次の方法により、確認結果が信頼できることを確認する。

1) TIP 寿命管理

TIP の寿命管理（解説 3.2.9.2②）により、TIP が寿命基準に到達していないことを確認する。

2) TIP 駆動装置のメンテナンス

TIP 駆動装置を適切にメンテナンスすることにより、TIP 走行位置や走行スピードが信頼できるものであることを確認する。

3) 運転監視補助装置メンテナンス

計算機プログラムを含む運転監視補助装置のメンテナンスが適切に実施され、信頼性が担保されていることを確認する。

4) 管理基準

最新の知見などをもとに、管理基準が妥当であることを確認する。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) LPRM 校正後の管理基準からの逸脱

- ・ 確認の強化：再度の確認，確認頻度の増加，詳細な手法による別途確認など
- ・ 炉心出力の降下（原子炉停止を含む）
- ・ その他

(2) 具体的な措置

- ・ LPRM 校正を実施したにもかかわらず，LPRM 指示値が指示すべき値と管理基準内で一致していない場合は，プラント状況を把握し，原因究明を行う。その結果，又はその他の理由により LPRM が使用できないと判断した場合は，当該 LPRM をバイパスする。
- ・ 1 チャンネルの APRM でバイパスできる LPRM 数には制限があり，制限を超える LPRM が使用できない場合，当該 APRM は動作不能と判断する。これによって原子炉保護系計装（平均出力領域計装）が動作すべきチャンネル数を満足できなくなる場合，保安規定に定める時間以内に動作可能な状態にする措置をとる。この措置がとれない場合は，最終的に炉心出力を高温停止状態まで降下する。

[関連業務]

なし

(解説 3.2.8.1①)

LPRM の指示すべき値は，TIP 走行で得られたデータだけを用いて設定する場合と，TIP 走行で得られたデータを基に，LPRM がスパイク（指示値が一時的に急激に上昇し，すぐに元に戻る）したとしても APRM 高スクラム信号が発生しないように LPRM の値を全体的に高くするように調整した値とする場合がある。

(解説 3.2.8.1②)

LPRM 検出器は運転に伴う中性子照射により検出器感度の変動するため，原子炉出力が一定だったとしても指示値が変動してしまう。そのため，適宜校正を実施する必要がある。

(解説 3.2.8.1③)

LPRM 校正は、保安規定に基づく頻度（燃焼度の増分が 1000MWd/t 毎に 1 回）で行う。これに加え、起動、制御棒パターン調整などのように原子炉の出力分布が変わるタイミングでも実施する。

(解説 3.2.8.1④)

LPRM 校正を実施する際、当該 LPRM が属する APRM チャンネルは不作動となることから、LPRM 校正を実施する前に当該 APRM をバイパスしておく必要がある。

3.2.8.2 APRM 校正

1. 個別要求事項

設計評価における前提事項が担保されていることを確認するため、APRM が実際の原子炉熱出力に一致するように校正する。原子炉熱出力は、採取したデータ（原子炉圧力、給水流量、給水温度など）を基にヒートバランス計算で導出した値を用いる。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

具体的な実施事項

- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。
 - (b) 機器の誤作動、機器の異常な変形等で変わりうる前提について確認する。
 - ・ 炉内核計装が定期的に校正され、核計装の寿命基準を満たすことを確認する。

[設計評価との具体的な関係]

APRM 指示値は、安全解析において原子炉スクラム信号として考慮されている。APRM 指示値はヒートバランスから求められた原子炉熱出力と所定の範囲で一致していることが前提となる。（解説 3.2.8.2①）（解説 3.2.8.2②）

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) APRM 校正の流れ

設計評価での前提事項が担保されていることの確認として、APRM 校正要否の確認及び校正を次のとおり行う。

- 1) APRM 利得調整因子（AGAF）の確認
- 2) 校正要否の判断
- 3) APRM 校正の実施

(2) 具体的確認方法

次の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

1) APRM 利得調整因子（AGAF）の確認

運転監視補助装置により各 APRM の AGAF を定期的に確認する。

2) 校正要否の判断

AGAF が管理基準内に収まっていることを確認する。管理基準内に収まっていない APRM がある場合、3) を実施する。（管理基準は各電気事業者にて定めている）

3) APRM 校正の実施

AGAF が管理基準内に収まるように、APRM 校正を実施する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

次の方法により、確認結果が信頼できることを確認する。

1) LPRM 校正

APRM 指示値は複数の LPRM 指示値を平均化処理した値であるため、LPRM が適切に校正されていることを確認する。

2) 運転監視補助装置メンテナンス

計算機プログラムを含む運転監視補助装置のメンテナンスが適切に実施され、信頼性が担保されていることを確認する。

3) 管理基準

最新の知見などをもとに、管理基準が妥当であることを確認する。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 原子炉熱出力と APRM 指示値の不一致

- ・ 確認の強化：再度の確認、確認頻度の増加、詳細な手法による別途確認など
- ・ 制限（値）内への復帰の操作
- ・ 炉心出力の降下（原子炉停止を含む）
- ・ その他

(2) 具体的な措置

- ・ 特定の APRM チャンネルの AGAF 異常は LPRM のドリフトによるものなどが多いことから、LPRM の健全性確認を行う。
- ・ 通常運転時のプラント状態に異常がない場合は、APRM 指示値を原子炉熱出力に合わせるよう APRM 校正を行う。
- ・ APRM 校正を実施したにもかかわらず、APRM 指示値が原子炉熱出力と所定の範囲で一致していない場合は、プラント状況を把握し、原因究明を行う。
- ・ APRM が何らかの理由により使用できないと判断した場合は、当該 APRM をバイパスする。
- ・ 計測制御設備の異常などにより原子炉保護系計装（平均出力領域計装）が動作すべきチャンネル数を満足できない場合、保安規定に定める時間以内に動作可能な状態にする措置をとる。この措置がとれない場合は、最終的に炉心出力を高温停止状態まで降下する。

[関連業務]

なし

(解説 3.2.8.2①)

APRM 指示値は複数の LPRM 指示値を平均化处理した値である。しかし、LPRM 検出器は運転に伴う中性子照射により検出器感度変動してしまうことから、ヒートバランスから得られる原子炉熱出力は一定であっても APRM 指示値は変動してしまう。そのため定期的に原子炉熱出力と APRM 値の比である APRM 利得調整因子 (AGAF) を確認し、APRM 校正の可否を判断する。APRM 校正が必要な場合は、AGAF が基準を満たすように校正を実施する。

(解説 3.2.8.2②)

運転監視補助装置の故障などにより原子炉熱出力の確認ができない場合は APRM 指示値から原子炉熱出力を算出し、それをもとに保安規定に定める運転範囲内であることを確認することから、日常的に APRM 指示値を確認しておくことが重要である。

3.2.9 制御棒及び核計装の寿命管理

3.2.9.1 制御棒の寿命管理

1. 個別要求事項

設計評価における前提事項が担保されていることを確認するため、制御棒が、設計で担保されている所定の機能を、当該サイクルを通じて維持できることを確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

具体的な実施事項

b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

(b) 機器の誤作動、機器の異常な変形等で変わりうる前提について確認する。

・ 運転中に制御棒が動作可能であり、制御棒の寿命基準を満たすことを確認する。

[設計評価との具体的な関係]

制御棒は原子炉を停止するために重要な機器であり、多くの安全解析において原子炉の停止は制御棒による通常停止又は原子炉スクラムを前提としている。制御棒は、中性子照射量の増加に伴って中性子吸収能力の低下及び構成材料の健全性の低下が生じるが、当該サイクルの運転を通じて所定の機能をもつことを担保するため、中性子照射量による寿命管理を行っており、当該サイクル末時点で寿命基準に到達しないことを確認している。（解説 3.2.9.1）

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 制御棒の寿命管理の流れ

設計評価における前提事項が担保されていることの確認として、制御棒の反応度制御機能が維持できるよう設定された寿命基準に、当該サイクル終了時点で到達しないことを次の流れで確認する。

- 1) 前サイクル末時点の制御棒の照射量積算値を確認
- 2) 当該サイクルにおける制御棒の照射量増分を推定
- 3) 当該サイクル末期時点の各制御棒の照射量積算値推定量が、寿命基準に到達しないことを確認（解説 3.2.9.1）

(2) 具体的確認方法

次の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

1) 前サイクル末時点の制御棒照射量積算値の確認

運転監視補助装置などにより、各制御棒の照射量積算値を確認する。

このとき、全引抜制御棒（一部期間だけ全引抜している制御棒を含む）の先端部については、運転監視補助装置などによる照射量積算値とは別に、炉心からの漏えい中性子による照射量を考慮する。

2) 当該サイクル制御棒照射量増分の推定

当該サイクルの運転計画をもとに、各制御棒の挿入期間の照射量増分を評価する。このとき、全引抜制御棒（一部期間だけ全引抜している制御棒を含む）の先端部については、炉心からの漏えい中性子による照射量も考慮する。

なお、制御棒の挿入期間の照射量増分の評価は、過去実績などをもとに当該サイクルの炉心の燃焼度増分を照射量増分に換算し評価する方法などがある。

3) 寿命基準との照合

1) 及び 2) で得られた照射量積算値と照射量増分の合計値が、寿命基準に到達していないことを確認する。

なお、サイクル途中で運転計画（制御棒パターン）が変更となった場合、制御棒への照射量が変わることから、変更後の運転計画に基づき 2)、3) を実施する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

次の方法により、確認結果が信頼できることを確認する。

1) 運転監視補助装置メンテナンス

計算機プログラムを含む運転監視補助装置のメンテナンスが適切に実施され、信頼性が担保されていることを確認する。

2) 当該サイクル炉心設計

当該サイクルについて、取替炉心の安全性確認が適切に行われていることなどにより運転計画が妥当であることを確認する。

3) 照射量増分の評価に用いる係数など

照射量増分の評価に、炉心の増分燃焼度－制御棒の照射量の換算係数などを用いる場合は、それが妥当であることを確認する。

4) 寿命基準

最新の知見などをもとに、寿命基準の考え方に問題がないことを確認する。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 制御棒照射量積算値の寿命基準超過

・その他

(2) 具体的な措置

- ・当該サイクル末期時点の各制御棒の照射量積算値推定量が、寿命基準に到達すると判断される場合、次のうちいずれかを検討する。
 - a) 運転計画を変更することで寿命基準を上回る制御棒の照射量を減らすことを検討する。
 - b) 当該制御棒を取り替える。

[関連業務]

① 取出制御棒に対する外観点検

取り出す制御棒に対して必要に応じて外観点検を実施する。点検は、制御棒の全表面について、**発電用原子力設備規格維持規格**の目視検査（MVT-1）などに準拠して実施する。

点検の結果、「ひび」が確認された場合には制御棒の健全性評価を行い、必要により制御棒寿命基準の見直しを検討する。

(解説 3.2.9.1)

制御棒の寿命基準は、中性子吸収材の減損に伴う制御棒価値の低下による核的寿命と、制御棒を構成する材料の健全性低下による機械的寿命を考慮し、核的寿命と機械的寿命のうち早期に到達する方を設定する。

核的寿命については、制御棒価値が初期から 10%劣化した時点に相当する照射量を寿命として定めている。

なお、B₄C 型制御棒については、近年では制御棒価値 10%劣化を照射量ではなく、¹⁰B 減損量により管理する方法も提案されている。

3.2.9.2 核計装の寿命管理

1. 個別要求事項

設計評価における前提事項が担保されていることを確認するため、核計装が、設計で担保されている所定の機能を、当該サイクルを通じて維持できることを確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

具体的な実施事項

- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。
 - (b) 機器の誤作動、機器の異常な変形等で変わりうる前提について確認する。
 - ・ 運転中に制御棒が動作可能であり、制御棒の寿命基準を満たすことを確認する。

[設計評価との具体的な関係]

核計装による中性子束の指示値（LPRM 指示値など）は、安全解析において原子炉スクラム信号及び制御棒引抜阻止信号として考慮されている。核計装は、中性子照射量の増加に伴って中性子検出感度の低下及び構造材の健全性低下が生じるが、当該サイクルの運転を通じて所定の機能をもつことを担保するため、中性子照射量による寿命管理を行っており、当該サイクル末時点で寿命基準に到達しないことを確認している。（解説 3.2.9.2①）（解説 3.2.9.2②）

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 核計装の寿命管理の流れ

設計評価における前提事項が担保されていることの確認として、核計装の機能が維持できるよう設定された寿命基準に、当該サイクル終了時点で到達しないことを次の流れで確認する。

- 1) 前サイクル末時点での寿命管理パラメータの実績を確認（解説 3.2.9.2③）
- 2) 当該サイクルにおける寿命管理パラメータの推移予測
- 3) 当該サイクル末期時点のそれぞれの核計装における寿命管理パラメータが、寿命基準に到達しないことを確認

(2) 具体的確認方法

次の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

- 1) 前サイクル末時点での寿命管理パラメータの実績を確認
運転監視補助装置などにより、寿命管理パラメータの実績を確認する。

2) 当該サイクルにおける寿命管理パラメータの推移予測

当該サイクルの運転計画をもとに、当該サイクルにおける寿命管理パラメータ推移を予測する。

なお、寿命管理パラメータ推移の予測は、過去実績などをもとに当該サイクルの炉心の燃焼度増分を核計装の照射量増分に換算し評価する方法などがある。

3) 寿命基準との照合

1) 及び 2) で得られた寿命管理パラメータが当該サイクル末時点で、寿命基準を下回っていることを確認する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

次の方法により、確認結果が信頼できることを確認する。

1) 運転監視補助装置メンテナンス

計算機プログラムを含む運転監視補助装置のメンテナンスが適切に実施され、信頼性が担保されていることを確認する。

2) 当該サイクル炉心設計

当該サイクルについて、取替炉心の安全性確認が適切に行われていることなどにより運転計画が妥当であることを確認する。

3) 照射量増分の評価に用いる係数など

照射量増分の評価に、炉心の増分燃焼度－核計装の照射量の換算係数などを用いる場合は、それが妥当であることを確認する。

4) 寿命基準

最新の知見などをもとに、寿命基準の考え方に問題がないことを確認する。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 核計装の寿命管理パラメータが寿命基準を超過

- ・その他

(2) 具体的な措置

- ・当該サイクル末期時点の各核計装の寿命管理パラメータが、寿命基準に到達すると判断される場合、次のいずれかを検討する。

- a) 運転計画を変更することで寿命基準を上回る核計装の照射量を減らすことを検討する。

- b) 当該核計装を取り替える。

- c) 核的寿命が寿命基準を上回る核計装について、保安規定などで要求されるチャンネル数を超えない範囲でバイパスする。

[関連業務]

なし

(解説 3.2.9.2①)

核計装の寿命基準は、検出器内に塗布されたウランが中性子照射により減損し検出器感度が低下する核的寿命と、核計装を構成する材料の健全性低下による機械的寿命がある。

(解説 3.2.9.2②)

核計装としては LPRM 校正時に使用する TIP も存在するが、TIP については必要時だけでなく炉内を走行するため、本項で示す寿命管理は困難である。このため、炉内平均熱中性子束と TIP の炉内滞在時間から中性子照射量を計算するなどの別の方法で中性子照射量を計算する、又は、中性子照射量で管理せず駆動回数、駆動距離などの別の指標で寿命管理を行う。

(解説 3.2.9.2③)

核計装の寿命管理パラメータは、核的寿命については検出器感度を示す n/γ 比（熱中性子と γ 線による検出器電流の比）、機器仕様書に基づく中性子照射量などが用いられる。また、機械的寿命については核計装を構成する材料の健全性に影響を及ぼす中性子照射量が用いられる。

3.2.10 制御棒作動性（固着なし）の確認（参考）

1. 個別要求事項

設計評価における前提事項が担保されていること及び基本的安全機能を維持していることを確認するため、制御棒作動性を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。
- d. 基本的安全機能について、運転段階での実炉心にて適切に機能を維持していることを確認する。

具体的な実施事項

- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。
- (b) 機器の誤作動、機器の異常な変形等で変わりうる前提について確認する。
 - ・運転中に制御棒が動作可能であり、制御棒の寿命基準を満たすことを確認する。
- c. 基本的安全機能について、運転段階での実炉心にて適切に機能を維持していることを確認する。
- (a) 止める機能が維持されていることの要求に対し、制御棒挿入時間を確認する。

[設計評価との具体的な関係]

制御棒は原子炉を停止するために重要な機器であり、多くの安全解析において原子炉の停止は制御棒が正しく作動することによる通常停止又は原子炉スクラムを前提としている。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 制御棒作動性（固着なし）の確認の流れ

設計評価における前提事項が担保されていることの確認として、制御棒がスタック、動作不能でないことを次の流れで確認する。

- ・次のいずれかの条件に該当し、かつスクラム挿入は可能と判断された状態の場合、動作不能と判断する。
 - 1) 制御棒の位置が確認できない。
 - 2) 通常駆動による制御棒の挿入ができない又は引き抜きができない。ただし、原子炉手動操作系又は制御棒駆動水圧系の不具合として特定される場合は、制御棒操作が必要となるまでは動作不能とはみなさない。
 - 3) 制御棒と制御棒駆動機構が結合していることを確認できない。
- ・制御棒スクラムアキュムレータの圧力が保安規定で定める判定値を満足しない場合

又は原子炉保護系計装の〔スクラム回路（自動）〕要素が動作不能でないことが確認できない場合には、スクラム挿入不可となり、当該制御棒のスタックが発生したとみなす。

(2) 具体的確認方法

次の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

なお、これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

- 1) 全制御棒の位置を確認する。
- 2) 1 ノッチの挿入及び引拔が可能であることなどを確認する。
- 3) 制御棒を全引抜位置にすると、制御棒と制御棒駆動機構が結合していることを確認する。
- 4) 制御棒駆動機構を除外した制御棒を除き、制御棒スクラムアキュムレータの圧力が保安規定に定める値であることを確認する。また、必要に応じて制御棒スクラムアキュムレータの充填を行う。
- 5) 自動スクラム論理回路が動作可能であることを確認する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

次の方法により、確認結果が信頼できることを確認する。

- 1) 定検時に制御棒寿命評価及び制御棒スクラム時間の測定を行い、制御棒の機能が健全であることを確認する。
- 2) 定検時に手動スクラム論理回路機能の確認及び核計装の寿命評価を行い、原子炉保護系が機能することを確認する。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

- 1) 制御棒 1 本スタック時
 - ・ 確認の強化：再度の確認、確認頻度の増加、詳細な手法による別途確認など
- 2) 制御棒 2 本以上スタック時
 - ・ 炉心出力の降下（原子炉停止を含む）

(2) 具体的な措置

- ・ 引抜制御棒が 1 本スタックした場合、当該制御棒駆動機構を除外し、当該制御棒以外の引抜制御棒に対して 1 ノッチ挿入・引拔が可能であることなどを確認するとともに、停止余裕を評価する。保安規定に定める完了時間内にこれらの要求される措置を達成できない場合には高温停止する。
- ・ 引抜制御棒が 2 本以上スタックした場合、当該制御棒駆動機構を除外するとともに、

高温停止にする。

- ・引抜制御棒が 2 本以上動作不能となった場合、当該制御棒の操作を行わないとともに、動作不能となった制御棒を 2 本未満にする。保安規定に定める完了時間内にこれらの要求される措置を達成できない場合で、当該制御棒が 8 本以下の場合は、当該制御棒を全挿入するとともに、当該制御棒駆動機構を除外する。当該制御棒が 9 本以上の場合又は保安規定に定める完了時間内に上記の要求される措置を達成できない場合は、高温停止にする。

[関連業務]

① 引抜制御棒 1 本スタック時の停止余裕の再評価

引抜制御棒が 1 本スタックした場合、スタックした制御棒に加えて更に 1 本の制御棒の挿入不能を仮定し、停止余裕を再評価する。具体的な評価方法は 3.2.6 項による。

3.2.11 ほう酸水タンク水位、温度及び濃度の確認（参考）

1. 個別要求事項

設計評価における前提事項が担保されていることを確認するため、ほう酸水タンク水位及び濃度に関する制限値が守られていることを確認する。なお、プラントによっては水位ではなく溶液量で管理している場合がある。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

具体的な実施事項

- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。
 - (b) 機器の誤作動、機器の異常な変形等で変わりうる前提について確認する。
 - ・ ほう酸水タンク水位及び濃度が基準を満たしていることを確認する。

[設計評価との具体的な関係]

ほう酸水注入系は、万一、制御棒挿入不能な事態が生じたとしても、高温状態又は低温状態において、発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できることが要求されている。取替炉心設計時に、ほう酸水注入時に未臨界となることを確認しており、ほう酸水濃度が設計評価における前提事項を満足する状態にあることを担保するために管理が必要である。また、ほう酸水注入系が必要なとき確実に動作するようにするため、ほう酸水注入系のほう酸水貯蔵タンク水位、温度及び濃度の管理が必要である。（解説 3.2.11）

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) ほう酸水貯蔵タンク水位、温度及び濃度の確認の流れ

設計評価での前提事項が守られていることの確認として、次の項目を確認する。

- 1) ほう酸水濃度
- 2) ほう酸水貯蔵タンクの水位及び温度

(2) 具体的確認方法

次の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

なお、これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

- 1) ほう酸水濃度を測定する。
- 2) ほう酸水貯蔵タンクの水位及び温度が保安規定に定める範囲内にあることを確認する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

次の方法により、確認結果が信頼できることを確認する。

- 1) ほう酸水濃度の測定装置、また、ほう酸水貯蔵タンクの水位及び温度の指示値の保守により、信頼性を確認していること。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

- 1) ほう酸水貯蔵タンクの水位及び温度が保安規定に定める範囲内でない場合
 - ・制限（値）内への復帰の操作
- 2) 上記で要求される措置を保安規定に定める完了時間内に達成できない場合
 - ・炉心出力の降下（原子炉停止を含む）

(2) 具体的な措置

要求事項を満たしていないと判断された場合は、保安規定に定める次の措置を定められた期間内に講ずる。

- 1) ほう酸水貯蔵タンクの水位及び温度が保安規定に定める範囲内でない場合、ほう酸水貯蔵タンクの水位及び温度を保安規定に定める範囲内に復旧する。
- 2) 上記で要求される措置を保安規定に定める完了時間内に達成できない場合、高温停止にする。

[関連業務]

①ほう酸水注入ポンプの吐出圧力の確認

ほう酸水注入ポンプの吐出圧力が保安規定に定める値であること及び主要な電動弁が開くことを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。

(解説 3.2.11)

ほう酸水注入系は、制御棒の挿入不能によって原子炉の低温停止ができない場合に、中性子吸収材を注入して負の反応度を与える能力をもっている。ほう酸水注入系が必要なとき確実に動作するようにするため、ほう酸水注入系のほう酸水貯蔵タンク水位、温度及び濃度の管理が必要である。

中性子吸収材としては、原子炉を低温停止し、この状態に維持することができる濃度の五ほう酸ナトリウム溶液を使用する。このため、定期的にほう酸水濃度を測定し、ほう酸水の濃度が制限範囲内にあることを確認する必要がある。また、ほう酸水貯蔵タンクの水位が制限範囲内にあることを確認する必要がある。

五ほう酸ナトリウム溶液の飽和温度に対して余裕を持った水温に維持するため、ほう酸水貯蔵タンクの温度が制限範囲内にあることを確認する必要がある。

3.3 安全管理 c. 炉心特性の安全性確認

3.3.1 冷温時臨界固有値の確認

1. 個別要求事項

設計評価の結果が妥当であることを確認するため、冷温時臨界固有値を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

具体的な実施事項

c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

(b) 設計段階での評価値と実測値とが比較照合できる炉心特性については、良好な合致により設計の妥当性を確認する。

・冷温時及び出力運転時の実測に基づく臨界固有値の評価、反応度監視によって、設計値との良好な合致により設計の妥当性を確認する。

[設計評価との具体的な関係]

取替炉心設計における反応度停止余裕及びほう酸水注入時の実効増倍率評価における未臨界度は、解析コードより得られる実効増倍率と冷温時臨界固有値の設定値との差分より求まる。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 冷温時臨界固有値の確認の流れ

設計評価の結果が妥当であることの確認として、冷温時臨界固有値の予測値と実測値の比較を、次の流れで確認する。

1) 冷温臨界データの採取

2) 冷温時臨界固有値の設定の妥当性確認

(2) 具体的確認方法

次の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

1) 冷温臨界データの採取

原子炉を冷温で臨界とし、ペリオド、制御棒パターン及び炉水温度の冷温臨界データの採取（原子炉起動時、冷温臨界試験時など）を行う。

2) 冷温時臨界固有値の設定の妥当性確認

冷温臨界データから得られた実効増倍率（固有値）をもとに、過去に設定された取替

炉心設計上の冷温時臨界固有値の妥当性の確認を行う。

なお、冷温臨界試験は、サイクル運転開始時、終了時のほか、中間停止時にも実施することが望ましい。ただし、新型燃料導入から数サイクルが経過するなどして臨界データが十分に得られている場合は、この限りではない。（解説 3.3.1）

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

次の方法により、確認結果が信頼できることを確認する。

- 1) 計算機及び計算コードの信頼性が確保されていることを確認する。
- 2) 起動領域モニタが健全であることを確認する。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 予測値と実測値のずれ

- a. 確認の強化：再度の確認、確認頻度の増加、詳細な手法による別途確認など

(2) 具体的な措置

- ・予測値と実測値の大きなずれは経済性の悪化、停止余裕の評価における不確かさの拡大につながる可能性もあることから、ずれの大きさを踏まえてその後のサイクル運転開始時、終了時及び必要に応じて冷温臨界試験実施の要否を検討することとする。

[関連業務]

- ・停止余裕検査（3.2.6 項）

（解説 3.3.1）

冷温時臨界固有値は、臨界（臨界超過）になった炉心状態を解析し、得られた実効増倍率（固有値）より評価しているが、燃料構成等の炉心状態によって得られる冷温時臨界固有値は変動する。このため、取替炉心設計上の設計冷温時臨界固有値は炉心状態が近いと考えられる過去数サイクルのデータを統計処理した平均値、（保守的な設定となる）ばらつきの下限を基本として、当該炉心における臨界固有値を予測し、設定している。適切な臨界固有値の設定が行えない場合には、停止余裕の評価における不確かさの拡大につながる。

このことから、サイクルごとに適切に停止余裕を評価するためには、最新の実績に基づいて継続して冷温時臨界固有値を評価することが必要である。特に局所冷温臨界試験は、停止余裕検査の体系に近い状態での検査となり、複数ケースのデータを得ることが可能である。サイクル初期は、通常の起動時の臨界操作を兼ねて実施できる。一方、冷温時臨界固有値がサイクル中でも一定とならないことを考慮し、サイクルを通して適切な停止

余裕を確保するためには，サイクル末期においても，冷温臨界試験を行うことが望ましい。

冷温臨界試験

3.3.2 出力運転時の臨界固有値の確認

1. 個別要求事項

設計評価の結果が妥当であることを確認するため、出力運転時の臨界固有値の設定値と実績の計算値の差を確認する。（解説 3.3.2）

JEAC4001 からの再掲

要求事項

c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

具体的な実施事項

c 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

(b) 設計段階での評価値と実測値とが比較照合できる炉心特性については、良好な合致により設計の妥当性を確認する。

- ・ 冷温時及び出力運転時の実測に基づく臨界固有値の評価、反応度監視によって、設計値との良好な合致により設計の妥当性を確認する。

[設計評価との具体的な関係]

取替炉心設計における運転条件（炉心平均燃焼度、原子炉熱出力、炉心流量、制御棒パターンなど）は、解析コードより得られる実効増倍率が出力運転時臨界固有値の設定値と一致するように入力する。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 確認の流れ

設計評価の結果が妥当であることの確認として、あらかじめ検討された運転計画での出力運転時臨界固有値と実績値を比較確認する。

(2) 具体的確認方法

次の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

得られた臨界固有値の実績値が、あらかじめ検討された運転計画での、制御棒パターンが引き抜き側に推移したケース及び制御棒パターンが挿入側に推移したケースの運転計画における臨界固有値に包絡されていることを確認する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

実績臨界固有値については、原子炉熱出力、炉心流量、制御棒パターンなどのプラントデータの測定値並びに計算機及び計算コードの信頼性が確保されていることを確認する。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 実績の計算値が臨界固有値設定値の予測範囲内でない場合

- ・安全性への影響確認による運転継続

（より直接的な安全パラメータへの影響，安全解析による直接の安全影響確認など）

(2) 具体的な措置

- ・最新の臨界固有値の実績をもとに，その後の臨界固有値の推移及びその変動幅を設定して運転計画を見直す。

〔関連業務〕

なし

（解説 3.3.2）

炉心出力分布計算については，燃料集合体の核特性を計算する核定数コードと炉心の中性子束分布，ボイド分布，燃焼度分布等を計算する3次元沸騰水型原子炉模擬計算コードによって計算される。しかし，炉心の挙動を正確に模擬するのは難しく，誤差が発生する。例えば，炉心が臨界状態の実機実効増倍率は1.0であるが，計算コードでは1.0とならず，中性子束分布を反復計算する際の固有値として求まる。この臨界状態を計算コードで再現して得られる実効増倍率を臨界固有値という。

出力運転時の臨界固有値を適切に設定することができれば，解析条件の妥当性を確保することができる。臨界固有値が定まれば原子炉熱出力，炉心流量，制御棒パターン等を3次元沸騰水型原子炉模擬計算コードの入力として炉心特性（MLHGR，MCPR など）を予測することができ，解析条件の妥当性は出力運転時の臨界固有値の設定に依存することになる。ただし，出力運転時の臨界固有値は，燃料構成，運転状態等の炉心状態により変動し，一定とはならない。

そこで，取替炉心設計においては，過去の実績に基づき出力運転時の臨界固有値を設定するとともに，臨界固有値が高く（制御棒パターンが引き抜き側に）推移するケース及び低く（制御棒パターンが挿入側に）推移するケースについても取替炉心の安全性確認を実施している。運転後においては，出力運転時の臨界固有値の実績値と設定値の差を確認し，取替炉心設計の妥当性を確認する。

3.3.3 反応度監視

1. 個別要求事項

設計評価の結果が妥当であることを確認するため、出力運転時の反応度監視として炉心設計時の制御棒密度の評価範囲と実績の評価値の差を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

具体的な実施事項

c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

(b) 設計段階での評価値と実測値とが比較照合できる炉心特性については、良好な合致により設計の妥当性を確認する。

・冷温時及び出力運転時の実測に基づく臨界固有値の評価、反応度監視によって、設計値との良好な合致により設計の妥当性を確認する。

[設計評価との具体的な関係]

炉心管理を行う上では、3.3.2 項の出力運転時の臨界固有値を確認しているが、運転上の制限からの逸脱及び必要な措置については、客観的に制御棒密度で監視するようにしている。

制御棒密度は炉心に制御棒が挿入されている割合となる。一方、BWR では制御棒が炉心の半分以上に深く挿入されている効果と炉心の半分以下に浅く挿入されている効果は異なっており、深く挿入されている制御棒は炉心の出力に影響する反応度制御に使用しており、浅く挿入されている制御棒は炉心の出力にほとんど影響がなく炉心の出力分布を制御するために使用される。このため、反応度制御に影響の大きい深く挿入されている制御棒に対して制御棒密度を評価し、監視を行っている。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 確認の流れ

設計評価の結果が妥当であることの確認として、炉心設計時に反応度監視の予測値の範囲を設定し、原子炉起動後及び原子炉運転中の反応度監視を実施する。縦軸を制御棒密度、横軸をサイクル燃焼度のグラフで表し、反応度監視値（制御棒密度）が予測値の範囲内にあることを確認する。

(2) 具体的確認方法

1) 反応度監視の予測値の設定

取替炉心設計時に設定した運転時臨界固有値に対し $\pm 1.0\% \Delta k/k$ の反応度を振らせた場合の運転計画を作成し、反応度監視に使用する制御棒密度の範囲（これを反応度監視の予測値という。また、この範囲の元となる $\pm 1.0\% \Delta k/k$ の反応度を運転上の制限とする。）を設定する。（解説 3.3.3.①）

2) 原子炉起動後の反応度監視

燃料取替後の原子炉起動操作終了から 3 日間以内に 1 回、実績の制御棒パターンから反応度監視に使用する制御棒密度（これを反応度監視の監視値と呼ぶ。）を求め、予測値と監視値の差を評価する。（解説 3.3.3.②）

3) 原子炉運転中の反応度監視

原子炉の状態が運転において、燃焼度の増分が 1,000MWd/t に 1 回、実績の制御棒パターンから反応度監視に使用する制御棒密度（監視値）を求め、予測値と監視値の差を評価する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

次の方法により、確認結果が信頼できることを確認する。

- 1) 予測値：計算コードの信頼性が確保されていることを確認する。
- 2) 監視値：制御棒位置指示計が健全であることを確認する。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

運転中における反応度監視が運転上の制限を満足しないと判断された場合に措置を行う。

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 反応度監視が、運転上の制限値の範囲でない場合

- ・炉心出力の降下（原子炉停止を含む）
- ・安全性への影響確認による運転継続

（より直接的な安全パラメータへの影響、安全解析による直接の安全影響確認等）

(2) 具体的な措置

運転上の制限である $\pm 1.0\% \Delta k/k$ を超えた場合は、原因の調査及び対応措置の結果を確認し、運転継続を許容できるか判断する。保安規定で要求される時間内に完了できない場合、又は運転継続を許容できないと判断した場合は、原子炉停止操作を行う。

[関連業務]

なし

(解説 3.3.3. ①)

反応度の予測値と監視値の差を評価する手段としては，制御棒密度の予測値と監視値の差を用いる。このとき，制御棒密度には 24 ポジション（ABWR において，ステップモータの FMCRD は 100 ステップ，インダクションモータの FMCRD は 50 ステップ）以上に引き抜かれている制御棒は含まない。

(解説 3.3.3. ②)

原子炉起動操作とは，原子炉起動に関係する制御棒操作及び出力変化を伴う炉心流量操作のことをいう。

3.4 安全管理 d. 基本的安全機能の確認

3.4.1 原子炉冷却材中のよう素 131 濃度の確認（参考）

1. 個別要求事項

基本的な安全機能が維持されていることを確認するため、原子炉冷却材中のよう素 131 濃度を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

d. 基本的な安全機能が維持されていることを確認する。

具体的な実施事項

d. 基本的安全機能について、運転段階での実炉心にて適切に機能を維持していることを確認する。

(b) 燃料棒の閉じ込め機能が維持されていることの要求に対し、運転中の原子炉冷却材中のよう素 131 濃度及び停止時における原子炉冷却材中のよう素 131 増加量を監視する。

[設計評価との具体的な関係]

よう素 131 の濃度の運転上の制限値は、安全解析において、設計基準事故（「原子炉冷却材喪失」、「主蒸気管破断」）評価を行う際の条件として、原子炉冷却材中の放射性物質濃度として用いられている値である。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 原子炉冷却材中のよう素 131 濃度の確認の流れ

基本的な安全機能が維持されていることの確認として、原子炉冷却材中のよう素 131 濃度の測定及び監視に基づき、燃料棒の放射性物質の閉じ込め機能に異常がないことを、次の流れで確認する。

- 1) 通常時の監視
- 2) 起動時の監視
- 3) 漏えい燃料発生の判断

(2) 具体的確認方法

次の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

なお、これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

- 1) 通常時の監視

通常時，原子炉冷却材中のよう素 131 及びオフガス中の放射性物質を所定の頻度で監視し，次を確認する。

- ・原子炉冷却材中のよう素 131 濃度が運転上の制限値を超えていないこと。
- ・オフガス中の放射性物質の指示値を監視し，有意な上昇傾向にある変化がないこと。
- ・オフガス中の放射性希ガスの核種濃度を監視し，有意な上昇傾向にある変化がないこと。

2) 停止時の監視

停止時に，原子炉冷却材中のよう素 131 の増加量を所定の頻度で監視する。

3) 漏えい燃料発生の判断

原子炉冷却材中及びオフガス中の核種濃度を監視し，次の監視項目の推移が上昇傾向にある場合，漏えい燃料発生が疑われる状態である又は漏えい燃料が発生していると判断する。

- ・原子炉冷却材中のよう素 131 濃度
- ・放射性希ガス 7 核種のうちいずれかの濃度
- ・オフガスモニタの指示値
- ・高感度オフガスモニタの指示値

詳細については，次の規程等に基づいて実施する。

(関連法規等)

- ・運転中における漏えい燃料発生の監視及び漏えい燃料発生時の対応規程 (JEAC4213-2016)
- ・原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程 (JEAC4212-2020)

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

次の方法により，確認結果が信頼できることを確認する。

1) 測定計器の信頼性

サンプリングした試料を分析する測定計器の点検，管理等が適切に行われていることを確認する。

2) 測定結果の信頼性

分析が適切に行われていることを確認する。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 漏えい燃料発生の疑いがある場合

- ・確認の強化：再度の確認，確認頻度の増加，詳細な手法による別途確認など

2) 漏えい燃料発生を判断し，運転上の制限値を超過する場合

- ・炉心出力の降下（原子炉停止を含む）

3) 漏えい燃料発生を判断し、運転上の制限値を満足する場合

- ・ 安全性への影響確認による運転継続

(2) 具体的な措置

- ・ 漏えい燃料発生疑いがあり、運転上の制限値を満足する場合は、監視の強化を行う。
- ・ 漏えい燃料が発生していると判断し、運転上の制限値を超過する場合は、速やかに原子炉を停止する。
- ・ 漏えい燃料が発生していると判断し、運転上の制限値を満足する場合は、出力抑制運転の実施を検討し、監視を強化しながら運転継続又はプラント停止等の判断を行う。
- ・ 漏えい燃料が発生していると判断した場合、放射性物質の漏えいが発生した燃料集合体を特定するため、燃料集合体 SHIPPING 漏えい調査を行う。
詳細については、次の規程等に基づいて実施する。

(関連法規等)

- ・ 運転中における漏えい燃料発生監視及び漏えい燃料発生時の対応規程 (JEAC4213-2016)
- ・ 原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程 (JEAC4212-2020)

[関連業務]

なし

3.5 運転管理

3.5.1 原子炉起動操作（初臨界到達操作）

1. 目的

あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って、中性子検出器等を用いて炉心状態を監視しながら、計画通りに原子炉を起動して、臨界に到達すること。

2. 目的を達成するための実施内容

(1) 確認の流れ

あらかじめ定められた制御棒操作手順に従っていること、その間のSRNM (SRM/IRM) による監視が適切に実施されたことを、次の流れで確認する。

- 1) 制御棒操作手順の作成（制御棒反応度価値の評価）
- 2) 制御棒操作手順の制御棒価値ミニマイザ（ABWRでは制御棒操作監視系）への装荷
- 3) 制御棒価値ミニマイザを使用して、制御棒の操作を行う。なお、制御棒価値ミニマイザが使用不可能な場合は、操作者以外に少なくとも1名の運転員を配置する。
- 4) SRNM (SRM/IRM) による中性子計数率及び原子炉周期の監視
- 5) 初臨界到達の確認

(2) 具体的確認方法

次の方法により、所定の目的を満足していることを確認する。

- 1) 冷温時制御棒操作手順の作成（制御棒反応度価値の評価）
 - ・3次元沸騰水型原子炉模擬計算コードによって解析する。
 - ・臨界近接時及び到達後の反応度調整を適切に行うためのノッチ操作（ABWRではギャングモードでのステップ操作）ごとの制御棒反応度価値を確認する。
 - ・臨界固有値及び臨界近接の基準となる未臨界度の設定、評価する制御棒グループの範囲は最大反応度価値の確認に準じる。
 - ・臨界近接時の原子炉水温度に近い減速材温度にて評価する。
 - ・制御棒価値ミニマイザに入力する制御棒操作手順に従って各ノッチ操作における反応度価値を評価する。
 - ・原子炉周期と反応度の対応表を入手、又は作成する。
 - ・一度のノッチ操作で短い原子炉周期相当の反応度が投入されないことを確認する。
 - ・制御棒のノッチ価値の評価をもとに臨界到達時の制御棒パターンを予測する。
- 2) 制御棒操作手順の制御棒価値ミニマイザへの装荷
 - ・作成した制御棒操作手順を、制御棒価値ミニマイザに装荷する。
- 3) 制御棒の操作

- ・あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って制御棒を操作するため、制御棒価値ミニマイザを使用する。
 - ・なお、制御棒価値ミニマイザが使用不可能な場合は、操作者以外に少なくとも1名の運転員を配置する。
- 4) SRNM (SRM/IRM) による中性子計数率及び原子炉周期の監視
- ・SRNM (SRM/IRM) により、制御棒操作ごとに中性子計数率及び原子炉周期を監視する。
- 5) 初臨界到達の確認
- ・SRNM (SRM/IRM) により、中性子計数率の持続的な増加、ペリオドが正の値を示していることなどをもって、臨界到達を判定する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

次の方法により、確認結果が信頼できることを確認する。

1) あらかじめ定められた制御棒操作手順に従っていることの確認の信頼性

制御棒価値ミニマイザは、あらかじめ定められた制御棒操作手順を外れて高い制御棒価値を生ずるような制御棒パターンができることを防止する。制御棒価値ミニマイザの機能が維持されていることを事前に検査等で確認することによって、あらかじめ定められた制御棒操作手順に従っていることが確認できる。

また、制御棒価値ミニマイザが使用できない場合においても、制御棒の操作を行う運転員のほかに少なくとも1名の運転員を配置して、制御棒の誤操作を防止することによって、あらかじめ定められた制御棒操作手順に従っていることが確認できる。

2) SRNM (SRM/IRM) 検出器の機器管理の信頼性

SRNM (SRM/IRM) 検出器の点検、特性試験、寿命管理等の機器管理が適切に行われていることを確認する。

3) SRNM (SRM/IRM) 検出器の測定条件の信頼性

プラトー電圧、検出特性等の測定条件が適切に管理されていることを確認する。

4) 臨界監視手法の監視性能の信頼性

最小計数率の確保、検知性能の確保等の臨界監視手法の性能確保のための前提条件を満足していることを確認する。

[関連業務]

なし

3.5.2 DW インспекションのための未臨界操作（それまでの出力上昇含む）

1. 目的

原子炉昇温昇圧後、ドライウエル（DW）インспекションのために未臨界操作を行うこと。

2. 目的を達成するための実施内容

(1) 確認の流れ

昇温昇圧後、DWインспекションのために未臨界操作が適切に実施されたことを、次の流れで確認する。なお、原子炉熱出力10%相当以下における制御棒操作については、原子炉起動操作（初臨界到達操作）（3.5.1項）と同様に、あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること。

- 1) 制御棒操作手順の作成
- 2) 核加熱に適した原子炉周期調整
- 3) 原子炉水温度変化率制限を考慮した昇温、昇圧操作
- 4) 昇圧後、DWインспекションのために制御棒を挿入し、未臨界へ移行

(2) 具体的確認方法

次の方法により、所定の目的を満足していることを確認する。

- 1) 制御棒操作手順の作成
 - ・原子炉起動操作（初臨界到達操作）（3.5.1項）と同様に、3次元沸騰水型原子炉模擬計算コードによる解析を行い、昇温後の制御棒操作手順を作成する。
- 2) 核加熱に適した原子炉周期調整
 - ・初臨界到達後、核加熱に適した原子炉周期にするため、適宜制御棒操作を行う。
- 3) 原子炉水温度変化率制限を考慮した昇温、昇圧操作
 - ・原子炉水温度上昇開始後は、原子炉圧力容器の非延性破壊防止を目的とした温度変化率制限を遵守しながら昇温を行う。
 - ・原子炉水温度上昇に伴い、減速材温度係数の正負に応じて反応度が変化するため、制御棒操作により反応度投入又は減少操作を行う。
- 4) 昇圧後、DWインспекションのために制御棒を挿入し、未臨界へ移行
 - ・原子炉昇圧後、原子炉格納容器内の機器配管などの健全性を確認するため、原子炉格納容器内で点検を行う（DWインспекション）。
 - ・点検者の被ばく低減のため、DWインспекションに先立ち、制御棒を挿入して原子炉を一旦未臨界へ移行させる。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

原子炉起動操作（初臨界到達操作）3.5.1項2.(3)と同様

[関連業務]

なし

資料館蔵書

3.5.3 原子炉起動操作（再臨界操作）及び出力調整操作

1. 目的

DWインスペクション終了後、制御棒の引き抜き操作を行い、原子炉を再び臨界状態とすること。また、制御棒操作及び炉心流量操作により、原子炉を定格出力まで上昇させること。

2. 目的を達成するための実施内容

(1) 確認の流れ

DWインスペクション終了後、制御棒の引き抜き操作を行い、原子炉を再び臨界状態にする操作及び出力上昇操作が適切に実施されたことを、次の流れで確認する。

- 1) 再臨界操作 原子炉起動操作（初臨界到達操作）（3.5.1項）2.(1)と同様
- 2) 原子炉昇温昇圧操作 DWインスペクションのための未臨界操作（それまでの出力上昇含む）（3.5.2項）2.(1)1)及び2)と同様
- 3) 発電機仮並列及び本並列
- 4) 制御棒操作及び炉心流量操作による出力上昇

(2) 具体的確認方法

次の方法により、所定の目的を満足していることを確認する。

1) 再臨界操作

- ・原子炉起動操作（初臨界到達操作）（3.5.1項）2.(2)と同様。

なお、再臨界操作時は、通常原子炉圧力及び原子炉水温度の降下が継続しており、減速材温度係数が負の場合は原子炉水温度低下に伴い正の反応度が印加されるため、原子炉周期が想定以上に短くならないよう制御棒操作を行う。

2) 原子炉昇温昇圧操作

- ・DWインスペクションのための未臨界操作（それまでの出力上昇含む）（3.5.2項）2.(2)1)及び2)と同様

なお、タービン起動前に原子炉モードスイッチを「運転」に切り替える必要があるが、原子炉モードスイッチは「運転」位置で原子炉圧力がある一定の値（例：5.88MPa）以下になると、主蒸気隔離弁が閉となり原子炉はスクラムする。一方、「運転」以外ではAPRM指示値がある一定の値（例：15%）以上になると原子炉がスクラムすることに注意する。（解説3.5.3）

3) 発電機仮並列及び本並列

- ・通常、各種試験等の目的で発電機仮並列、解列、発電機本並列操作を行うため、適宜、制御棒操作により出力を調整する。

4) 制御棒操作及び炉心流量操作による出力上昇

- ・発電機本並列後、制御棒操作及び炉心流量操作により出力上昇を行い、定格出力に

到達させる。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

次の方法により，確認結果が信頼できることを確認する。

1) 再臨界操作に係る信頼性 原子炉起動操作（初臨界到達操作）（3.5.1項）2.(3)と同様

2) 出力上昇操作に係る信頼性

・ LPRM検出器の機器管理，測定条件の信頼性

LPRM検出器の点検，特性試験，寿命管理，検出特性等の機器管理及び測定条件が適切に行われていることを確認する。

[関連業務]

上記に関連する業務として，次を行う。

- ① 仮並列時の運転監視補助装置の起動，TIP走査及びLPRM校正
- ② 本並列以降の出力上昇曲線の作成
- ③ SRI（ABWRはSCRRI）の設定

(業務実施例)

上記①の業務は，次のように行う。

- ・ 通常，仮並列時に運転監視補助装置の起動，TIP走査及びLPRM校正を行う。（3.5.4項，3.2.8.1項）

上記②の業務は，次のように行う。

- ・ 3次元沸騰水型原子炉模擬計算コードにより，あらかじめ，出力上昇中の各種操作，試験時間，キセノン挙動，PCIOMR（3.2.2項）等の安全確認項目を考慮した，出力上昇曲線を作成する。

上記③の業務は，次のように行う。

- ・ 3次元沸騰水型原子炉模擬計算コードにより，あらかじめ，出力上昇中の原子炉熱出力及び炉心流量に応じて，目標とする整定熱出力を満足する選択制御棒位置を評価する。
- ・ 出力上昇中に，あらかじめ定めた選択制御棒位置に順次切り替え操作を行う。

(解説 3.5.3)

米国 NRC の認可を受けている GE 社のスタンダードテクスペック（GE-STs）では，GE 社の限界出力相関式（GEXL 相関式）における適用範囲について，次の内容が定め

られている。出典 1)

- GEXL 相関式は、原子炉圧力が 5.41MPa [gage] (785psig) 以上、炉心流量が定格流量の 10%以上の場合において、限界出力計算に適用できる。
- 一方、GEXL 相関式の適用範囲外として原子炉圧力が 5.41MPa [gage] (785psig) 未満の場合、熱出力制限を 25%熱出力として、その制限を超えないように原子炉をスクラムさせる。

BWR4 までは、建設時の起動試験又は定検後の起動時に、炉心管理の業務として、SRM/IRM/APRM のオーバーラップを確認するとともに、モード SW「運転」以外における IRM 最終レンジの中性子束高スクラム設定値に相当する熱出力が GEXL 相関式の適用範囲の制限値の 25%熱出力に対し余裕を取った 15%熱出力以下になっていることを確認してきた。

その後、BWR5 及び ABWR では、モード SW「運転」以外における APRM 中性子高スクラム (15%) に設計変更しているが、設定根拠としては同じである。

出典 1) 「Standard Technical Specifications Revision 5.0 Volume2, Bases (NUREG-1433)」 U. S. NRC

3.5.4 運転監視補助装置の管理

1. 目的

運転監視補助装置（解説 3.5.4①）の監視機能を維持するため、運転監視補助装置を管理する。運転監視補助装置の監視機能においては、炉心性能計算の計算結果である通常運転時の熱的余裕に係る炉心パラメータ、燃料集合体における最高燃焼度及び出力履歴の監視が行われる。

運転監視補助装置の管理として、運転監視補助装置の定数が適切に装荷され、また、燃料の燃焼情報（積算データ）が正しく管理及び更新されていることを確認する。

2. 目的を達成するための実施内容

(1) 燃料取替に伴う運転監視補助装置の定数入替作業の検証の流れ

運転監視補助装置の管理として、燃料取替に伴う運転監視補助装置の定数入替作業の検証を次の流れで確認する。

- 1) 定数入替作業の検証
- 2) 原子炉起動後の定格出力運転状態を模擬したオフライン計算機との比較検証
- 3) 原子炉起動後における運転監視補助装置の機能確認

(2) 具体的実施方法

1) 定数入替作業の検証

原子炉停止時において、燃料取替等に伴い、運転監視補助装置の定数入替作業を実施する。その後、確実に定数入替が実施されたことを検証する。

2) 原子炉起動後の定格出力運転状態を模擬したオフライン計算機との比較検証

原子炉起動後の定格出力運転状態を模擬して出力分布計算を実施し、その結果と、オフライン計算機で評価した出力分布計算を比較し、炉心パラメータが適切な範囲で一致していることを確認する。

3) 原子炉起動後における運転監視補助装置の機能確認

原子炉起動後の約 20%出力において、出力分布計算、LPRM 校正等を実施して運転監視補助装置の各機能が正常で、出力上昇に際して問題ないことを確認する。

また、定格出力状態の LPRM 校正後のセキュリティログを採取して、オフライン計算機で同一状態を計算し、計算結果を比較することにより、運転監視補助装置の監視機能の妥当性を総合的に確認する。

(3) 実施方法の信頼性に係る事項

次の方法により、実施活動が信頼できるものとなっていることの確認を行う。

- 1) 計算機プログラムを含む運転監視補助装置のメンテナンスが適切に実施され、信頼

性が担保されていること。

- 2) 運転監視補助装置の定数作成及び入替作業の検証が実施済みであること。
- 3) 炉心性能計算において実際の運転状態を反映した炉心特性評価を行うに当たり、LPRM の感度校正等が適切に実施されていること (3.2.8.1 項)。

3. 目標達成のための方策

運転監視補助装置の定数が適切ではないと判断された場合は、不適合処理として、直ちに原因究明を行い、定数入替の再作業の実施による是正措置を行う。その後、必要な再発防止策を立案して実行する。

[関連業務]

- ・ LPRM 校正 (3.2.8.1 項)

上記に加えて、関連する業務として、次を行う。

① 積算データの管理として燃料の燃焼情報の次サイクルへの更新 (解説 3.5.4②)

サイクル終了時の燃料の燃焼情報を次サイクルに引き継ぐ際は、次の流れで行う。

a) 運転監視補助装置のサイクル終了時のデータを取得

原子炉停止時、運転監視補助装置の現状監視計算機能を停止させた後、セキュリティログ保存機能により、運転監視補助装置のデータ一式 (積算データ含む。) を外部媒体に保存する。 (解説 3.5.4③)

b) 次サイクル取替炉心設計への燃焼情報の提供

a) において取得したサイクル末期のデータには、今サイクルの燃料の燃焼情報 (積算データ) 及び運転履歴が格納されている。当該データを基に炉心設計コード (3 次元沸騰水型原子炉模擬計算コード) を使用した追跡計算を実施し、取替炉心設計用のサイクル末期炉心を作成する。当該炉心を次サイクル取替炉心設計の起点として使用することで次サイクル取替炉心設計への燃焼情報の提供を行う。すなわち、取替炉心設計において、燃焼度等の積算データは炉心性能計算ベースではなく、炉心設計コードによる追跡計算ベースのものを使用する。

c) サイクル終了時のデータを次サイクル用に更新

b) に基づく取替炉心設計のとおりとなるように、a) において取得したサイクル終了時のデータを次サイクルのサイクル初期用に更新し、運転監視補助装置の積算データの定数入替作業を実施する。 (解説 3.5.4④)

(解説 3.5.4①)

運転監視補助装置は、炉心性能計算機とも呼ばれ、運転員に対してプラントを安全に運転するための有用な情報を提供するとともに、効率のよい運転を可能とし、運転員の負担

を軽減することを目的とした装置である。運転監視補助装置は、プロセス計算機から送られてくる原子炉熱水力・核計装・制御棒などのデータを使用して、炉心内の出力分布などを計算し、炉心・燃料性能に関する情報を提供する。これらの計算のことを炉心性能計算と呼ぶ。

運転監視補助装置には、3次元沸騰水型原子炉模擬計算コードが組み込まれており、実際の運転状態に対する最大線出力密度、最小限界出力比等の通常運転時の熱的余裕に係る炉心パラメータを解析している。また、実際の運転状態として、原子炉熱出力、炉心流量、制御棒パターンのほか、原子炉核計装系（LPRM 及び TIP）から得た炉内中性子束分布の実測値等を入力とし、炉心パラメータの解析に反映している。

BWR プラントにおける運転監視補助装置の位置づけを図 3.5.4-1 に示す。

運転監視補助装置は主に次の機能から成り立つ。

（１）現状監視計算機能

プロセス計算機から送られてくる原子炉熱水力、核計装、制御棒などのプロセス入力データを使用し、周期的又は任意要求により、炉心内の出力分布などを計算し、炉心・燃料性能に関する情報を表示する。また、通常運転時の熱的余裕に係る炉心パラメータ及び燃料集合体最高燃焼度、出力履歴に関する常時監視を行う。

（２）予測計算機能

任意の炉心状態から、発電機出力、炉心流量、制御棒位置などのパラメータを変化させた時の炉心状態について、炉心内の出力分布などを計算し、炉心・燃料性能に関する情報を表示する。

予測計算機能は、任意要求により動作し、現状監視計算機能による学習結果を利用した3次元核熱水力計算を実行して、任意の炉心状態の性能を予測し、運転計画・手順の検討を支援する。

（３）LPRM 校正機能

LPRM は照射により感度が増加するため、LPRM の校正が必要である。LPRM 校正機能を使用し、TIP 走行により得られた電流値をもとに LPRM が指示すべき値を算出し、LPRM の指示値がその値となるようにゲイン調整を行うことで LPRM の校正を行う。

（４）制御棒／LPRM の照射量及び寿命評価機能

制御棒／LPRM は照射量に応じて交換が必要である。出力分布計算の計算結果から制御棒／LPRM の照射量を計算し、寿命の評価を行う。

（５）保守・管理機能

現状監視計算機能及び予測計算機能に必要なファイルについて、データ変更及びファイル管理を行う機能をもつ。また、運転サイクル終了時には、燃料の燃焼情報（積算データ）（解説 3.5.4②）などを次サイクルに引き継ぐためのサイクル更新機能をもつ。

（解説 3.5.4②）

燃料の燃焼情報（積算データ）とは、例として次のような積算データのことを指しており、炉心性能計算における燃料の燃焼履歴に関するパラメータである。

- ・燃料集合体燃焼度
- ・履歴相対水密度
- ・スペクトル履歴（集合体が隣接する集合体との間のスペクトル干渉により、無限体系と異なるスペクトルで燃焼した効果を考慮する）
- ・制御棒履歴（制御棒が挿入された状態で集合体が燃焼したことによる制御棒履歴効果を考慮する）

（解説 3.5.4③）

セキュリティログ保存機能は、運転監視補助装置の出力分布計算保存ファイルと現在設定されている状態をまとめて外部媒体に保存する機能である。計算機の保守点検又は故障によるデータ破損時には、外部媒体に保存したデータを計算機へ再装荷することで、運転監視補助装置を復旧することが可能である。また、オフライン計算機にデータを復元するためにも使用する。

（解説 3.5.4④）

運転監視補助装置には様々な定数が設定されており、サイクルに依存しない定数（プラントデータ、プロセス計装等のプラント固有の定数）とサイクルに依存する定数（新燃料のウラン重量データ、核定数、燃料配置等）に大別することができる。サイクル更新時は、これらのうちサイクルに依存する定数について取替炉心設計に基づいて作成及び更新を行う。

3.5.5 出力維持操作（燃焼補償）

1. 目的

定格出力運転の実施に伴い、ウラン、プルトニウム等の核分裂による反応度の減少及びガドリニウム等の可燃性毒物の燃焼による反応度の増加により出力が変動するため、運転操作により反応度を補償し、定格出力運転状態を維持する。

2. 目的を達成するための実施内容

(1) 出力維持操作（燃焼補償）の確認の流れ

定格出力運転を所定の期間維持することを、次の流れで確認する。

- 1) 炉心設計
- 2) 制御棒操作前及び中期的な運転計画立案
- 3) 定格出力運転状態の維持と定められた安全管理の実施

(2) 具体的確認方法

1) 炉心設計

- ・定格出力運転を所定の期間維持可能な炉心を設計（取替炉心の安全性を評価）する。

2) 制御棒操作前及び中期的な運転計画立案

- ・出力運転段階において、定格出力運転状態を維持するため、数ヶ月先までの炉心特性について設計評価における入力又は前提条件が担保されるよう、制御棒操作前及び中期的な運転計画を検討し、作成する。（解説 3.5.5）
- ・なお、上記運転計画の検討において、核熱水力安定性、減速材温度係数、スクラム反応度曲線及びほう酸水注入時の実効増倍率は、制御棒パターンがあらかじめ検討された運転計画の範囲内であることを監視することで、確認を省略することができる。

3) 定格出力運転状態の維持と定められた安全管理の実施

- ・2) にて作成した運転計画に基づき、定格出力運転状態を維持・継続するため、日々の反応度補償を炉心流量調整により実施する。
- ・炉心流量が運転範囲の上下限に至る前に、制御棒パターン調整（3.5.6 項）により反応度を補償し、定格出力運転状態の炉心流量を変更する。
- ・炉心状態を常時監視しながら安全管理を実施する。主な管理のための実施項目は次のとおり。
 - －運転領域の範囲にあることの確認（熱出力、炉心流量）（3.2.1 項）
 - －最小限界出力比の確認（3.1.6 項）
 - －最大線出力密度の確認（3.1.7 項）

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

次の方法により、確認結果が信頼できることを確認する。

1) 解析コード

制御棒操作前及び中期的な運転計画の作成における解析コードは、適用前に必要に応じて妥当性を確認する。

3. 目的達成のための方策

設備トラブル、燃料漏えい等の何らかの要因により計画外の出力降下又は一時停止を余儀なくされた場合、必要に応じて運転計画を見直す。

[関連業務]

・制御棒パターン調整 (3.5.6 項)

上記に加えて、関連する業務として、次を行う。

① 炉心流量の上下限の管理

保安規定第 26 条の原子炉熱出力と炉心流量に係る運転上の制限から、炉心流量の上下限（例：85%～105%）が規定されているが、実運用においては、設備上の制約からポンプ速度を最大にした場合でも最大流量が得られない場合（例：～102%）、又は運転管理上の余裕（例：1%）等を考慮し、実務上の炉心流量の上下限值（例：86%～101%）を設定する必要がある。

なお、サイクル初期の段階ではガドリニアの損耗の影響が支配的であるが、燃焼が進むにつれてウラン損耗の影響が大きくなっていくため、制御棒パターン調整時を除き、サイクル前半では炉心流量を減少させていき、サイクル後半では炉心流量を増加させていく必要がある。

(解説 3.5.5)

制御棒操作前及び中期的な運転計画立案の一例を次に示す。

1) 実機の炉心性能計算の結果を取得

出力運転段階における炉心性能計算結果を取得する。取得するデータの代表例は次のとおり。

- ・原子炉熱出力及び発電機出力（瞬時値及び積算値）
- ・炉心流量，原子炉圧力
- ・制御棒パターン
- ・熱的余裕に係る炉心パラメータ

なお，熱的余裕に係る炉心パラメータについては，軸方向出力分布の実測値（TIP データ）により補正した後の炉心性能計算結果から取得することが望ましい。

2) 解析コードによるトレース解析

実機の炉心性能計算結果における原子炉熱出力、炉心流量、原子炉圧力、制御棒パターン等を妥当性の確認された 3 次元沸騰水型原子炉模擬計算コードを用いて、臨界固有値、最大線出力密度、最小限界出力比等を計算する。

3) 運転計画立案に向けた炉心特性の評価

3 次元沸騰水型原子炉模擬計算コードを用いて数ヶ月先までの炉心特性を評価する。又は、制御棒パターン調整 (3.5.6 項) における制御棒パターンの変更時に合わせて数ヶ月先までの炉心特性を評価する。

運転計画立案においては、定格出力運転状態を維持するため、現状の制御棒パターンを維持し、日々の反応度補償を炉心流量調整操作にて行う前提で評価するが、炉心流量が運転範囲の上下限を超過するおそれがある場合には、炉心流量の運転幅を確保するため制御棒操作（制御棒パターン調整）による反応度調整が必要であることを考慮し、運転計画を立案する。

4) 個別要求事項を満足することの確認

運転計画立案時に評価された炉心特性評価結果により、最大線出力密度・最小限界出力比が設計評価の入力範囲内に収まっていることを確認する。

同時に、炉心流量の推移が運用範囲の上下限に収まっていること、制御棒の照射量制限に抵触しない制御棒パターンであること等、運転管理上遵守すべき条件を満足することを確認する。

また、制御棒パターンに応じた選択制御棒挿入時の解析結果（整定出力、整定流量及び安定性減幅比）が、基準を満足することの確認を行う。ただし、減幅比に大きな影響を与える制御棒パターンがあらかじめ検討された運転計画の範囲内であることを監視することで、確認を省略することができる。

運転中の燃料集合体最高燃焼度は、運転監視補助装置又は代替手段を用いて監視する。また、ほう酸水注入時の実効増倍率は、炉心設計評価時に全制御棒全引抜状態にて確認をしている場合は、運転中の確認を省略できる。

3.5.6 制御棒パターン調整

1. 目的

運転中に、原子炉内に挿入している制御棒の本数及び挿入深さを変更し、計画した制御棒パターンに変更する運転操作を行い、主に原子炉の反応度を補償するために実施する。(解説 3.5.6①)

2. 目的を達成するための実施内容

(1) 制御棒パターン調整の流れ

計画した制御棒パターンに変更することを、次の流れで確認する。

- 1) 実施時期を想定
- 2) 目標制御棒パターンの設定及び制御棒パターン調整の解析実施
- 3) 制御棒操作手順の作成
- 4) 運転員への技術支援

(2) 具体的確認方法

1) 実施時期の想定

- ・ 実機の運転実績、炉心設計による評価結果、3次元沸騰水型原子炉模擬計算コードの予測評価結果等を参考に炉心流量が運転範囲の上下限に至る時期を予測した上で、制御棒パターン調整が必要な時期を想定する。

2) 目標制御棒パターンの設定及び制御棒パターン調整の解析実施

- ・ 予測評価結果等を参考に、目標制御棒パターンを設定する。
- ・ 同時に、現状の制御棒パターンから目標制御棒パターンに変更するための操作手順を検討する。(解説 3.5.6②)
- ・ なお、制御棒パターンの変更に応じて、熱的制限値等の各種制限値が基準を満足することを確認するとともに、選択制御棒挿入時の解析結果(選択制御棒の位置、整定出力、整定流量及び安定性減幅比)が基準を満足することを確認する。

3) 制御棒操作手順の作成

- ・ 2) にて検討した制御棒操作手順及び解析結果を基に、運転員が用いる制御棒操作手順を作成し、運転員に通知する。

4) 運転員への技術支援と必要な炉心管理

- ・ 制御棒操作を運転員が実施する場合には、必要により炉心管理に係る専門要員が立ち合い、各操作における反応度の程度に係る助言等を行う。また、炉心性能計算機による炉心特性評価を適宜実施し、炉心特性の確認を実施する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

次の方法により，確認結果が信頼できることを確認する。

1) 解析コード

予測計算においては，適用前に必要に応じて妥当性を確認する。

3. 目的達成のための方策

制御棒操作中及び定格出力到達後の熱的制限値，炉心流量等の炉心特性が解析から一定程度外れることを想定した予測解析を踏まえ，現場で炉心特性を確認しながら制御棒を追加操作できる制御棒操作手順を設定するなど，運転上の操作余裕を考慮した制御棒操作手順を作成することが重要である。

[関連業務]

- ・出力維持操作（燃焼補償）（3.5.5 項）

（解説 3.5.6①）

制御棒パターン調整は，定格出力運転を維持するための反応度補償の観点で実施することが大半であるが，それ以外に，想定外の熱的制限値（最大線出力密度及び最小限界出力比）の緩和対策，制御棒照射量制限に伴う運転途上での制御棒の全引抜，サイクル末期のスクラム反応度改善又は軸方向出力分布改善のための浅挿入制御棒の挿入，出力抑制運転による漏えい燃料の二次破損の防止など，運転管理上遵守すべき条件を満足する手段として多様な目的で実施される。

（解説 3.5.6②）

操作手順の検討においては，操作手順に基づき炉心性能監視補助装置の予測計算機能，3次元沸騰水型原子炉模擬計算コード等で予測計算を行い，制御棒パターンの変更過程においても，熱的制限値等の安全上の制約条件を満たすことを確認する。また，必要に応じて操作手順を見直し，安全上の制約条件を満足する経済的及び合理的な操作手順を検討する。

3.5.7 冷温停止操作

1. 目的

炉心流量減少及び制御棒挿入により，運転領域（熱出力，炉心流量）範囲内に維持しながら出力降下を行い，原子炉を冷温停止状態にすること。

2. 目的を達成するための実施内容

(1) 確認の流れ

原子炉停止操作があらかじめ定めた計画通りに達成されたことを次の流れで確認する。

- 1) 停止用制御棒操作手順の作成
- 2) 出力降下，発電機解列，未臨界確認，全制御棒全挿入，原子炉冷温停止への移行

(2) 具体的確認方法

次の方法により，所定の目的を満足していることを確認する。

- 1) 停止用制御棒操作手順の作成
 - ・あらかじめ，原子炉停止用の制御棒操作手順を作成する。
- 2) 出力降下，発電機解列，未臨界確認，全制御棒全挿入，原子炉冷温停止への移行
 - ・炉心流量減少及び制御棒挿入により，運転領域（熱出力，炉心流量）範囲内に維持しながら出力降下させる。
 - ・原子炉熱出力 10%相当以下の制御棒操作については，原子炉起動操作（初臨界到達操作）（3.5.1 項）と同様に，あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施するため，制御棒価値ミニマイザの使用又は操作者以外に少なくとも 1 名の運転員を配置する。
 - ・出力の低下に応じて，発電機解列操作，未臨界確認，全制御棒全挿入確認を行う。
 - ・残留熱除去系などを用いて，原子炉冷温停止へ移行させる。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

次の方法により，確認結果が信頼できることを確認する。

- 1) 原子炉起動操作（初臨界到達操作）（3.5.1項2.(3)）と同様

[関連業務]

なし

3.6 性能管理

3.6.1 原子炉熱出力の確認（所定の熱出力発生確認）（参考）

1. 目的

あらかじめ定めた計画のとおりに出力運転を維持していることの確認として、所定の原子炉熱出力が発生していることを確認する。

2. 目的を達成するための実施内容

(1) 原子炉熱出力の確認の流れ

運転中の炉心管理において、所定の原子炉熱出力が発生していることの確認として、次の確認を行う。

1) 運転計画で定める所定の原子炉熱出力の発生状況確認

(2) 具体的実施方法

次の方法により、所定の目的を満足していることを確認する。

なお、これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

1) 運転計画で定める所定の原子炉熱出力の発生状況確認

起動時及び定格出力運転時において、原子炉熱出力の瞬時値及び 1 時間平均値を確認し、原子炉熱出力が運転計画で定めた所定の熱出力のとおり発生していることを確認する。

(3) 実施方法の信頼性に係る事項

次の方法により、実施活動が信頼できるものとなっていることの確認を行う。

1) 測定機器の信頼性

次のパラメータに関する測定機器が適切に測定できる状態となっていること。

- ・原子炉圧力
- ・給水流量、給水温度、給水圧力
- ・その他、制御棒駆動系、原子炉冷却材浄化系の流量、温度、圧力等

2) ヒートバランス計算の信頼性

原子炉熱出力はプロセス計算機のヒートバランス計算により算出される。計算機プログラムを含むプロセス計算機のメンテナンスが適切に実施され、信頼性が担保されていること。また、プロセス計算機の定数が適切に装荷され、検証が実施されていること。

3. 目標達成のための方策

起動時及び定格出力運転時において、運転計画で定めた所定の原子炉熱出力が発生していないことを確認した場合は、運転計画のと通りの原子炉熱出力となるようにプラント操作を開始する。

[関連業務]

- ・原子炉熱出力の確認 (3.1.14 項)

使用済燃料検査

第4章 PWR における推奨事項

本章では、PWR を対象に、安全管理（4.1 節～4.4 節）、運転管理（4.5 節）、性能管理（4.6 節）の分類ごとに、管理のための実施事項を項立てしている。さらに安全管理については、安全設計及び安全評価との関係において、管理の四つの目的である、設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目についての確認（4.1 節）、設計評価の前提がある場合、その前提が担保されていることの確認（4.2 節）、実測又は実測値に基づいた評価による炉心特性の安全性の確認（4.3 節）及び基本的安全機能のうちの止める機能、閉じ込める機能が確保されていることの確認（4.4 節）の目的ごとに項立てを行っている。

図 4.1 に、縦軸を管理の目的ごとに分類し、横軸に原子炉の運転の状態ごとに分類したマトリクスに、管理のための実施事項を割り当てた表（2次元のマトリクス）を示す。マトリクスごとに割り当てられた管理のための実施事項を、管理の目的ごとに 4.1 節～4.6 節に展開し、複数の目的にまたがる項目については、代表して一つの項に記載している。管理のための実施事項の一覧を表 4.1 に示す。

また、安全管理に該当する 4.1 節～4.4 節では、各々の確認項目ごとに、次の順序で記載をしている。

1. 個別要求事項
2. 要求事項を満たしていることの確認
3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

附属書 A（参考）には、上記の管理のための実施事項を目的と運転段階ごとに洗い出し、項目ごとの 1～3 の記載の程度について決めるまでの一連の作業の流れを、整理している。

ここで、第 1 項の要求事項は、上位の規程である JEAC4001 での「炉心管理」の節における「要求事項」及び「具体的な実施事項」を再掲したものである。また、安全設計及び安全評価のうちの具体的にどのような事象、条件などから、要求されるかについて、第 1 項で説明されている。この設計評価との具体的な関係は、附属書 B（参考）において一覧表としてまとめている。

また、3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置については、基本的な措置として、次のいずれかに該当するかを示した上で、具体的な措置事項を記載することになっている。

- ・ 確認の強化：再度の確認、確認頻度の増加、詳細な手法による別途確認、など
- ・ 制限（値）内への復帰の操作
- ・ 炉心出力の降下（原子炉停止を含む）
- ・ 安全性への影響確認による運転継続
（より直接的な安全パラメータへの影響、安全解析による直接の安全影響確認、など）
- ・ その他

・黒色：炉心を管理する部門で行う確認項目
・青色：炉心を管理する部門以外で行う確認項目

保安規定の分類	モード外、6	モード5～3	モード2	モード1		モード2	モード3～5
本指針の分類	0. 原子炉容器蓋開放～蓋締前	1. 原子炉容器蓋締後～臨界到達		2. 臨界到達～定格出力到達	3. 定格出力	4. 出力降下～停止～低温未臨界維持	
臨界状態	100%出力(HFP)						
	0%出力(HZP)						
未臨界状態	高温未臨界(HSD)						
	低温未臨界(CSD)						
運転管理 (運転操作)	RV蓋解放 キャビティ満水 (RWST(P))	・停止バンク引抜き ・昇温・昇圧操作 ・ほう素希釈開始	4.5.1 起動及び臨界到達操作 ・制御バンク(A,B,C)引抜き ・ほう素希釈継続 4.5.6 パーミッシブP-6発信確認	4.5.2 出力上昇操作 ・制御バンク(D)引抜き ・ほう素希釈継続 4.5.7 パーミッシブP-10発信確認	4.5.3 出力維持操作(燃焼補償) ・ほう素濃度(BAT)及び制御バンク位置の調整	4.5.4 高温停止操作 ・ほう素濃縮 (BAT) ・制御バンク全挿入 4.5.8 パーミッシブP-10リセット確認	4.5.5 低温停止操作 ・ほう素濃縮 (BAT) 、停止バンク全挿入 ・減温・減圧操作
性能管理	—	—	—	4.6.1 主要パラメータの確認 (原子炉熱出力の確認)	4.6.2 原子炉熱出力の確認 (所定の熱出力発生確認) 4.6.3 臨界ボロン濃度の確認 (EOC臨界ボロン濃度の確保)	—	—
安全管理	a. 設計評価の 入力確認	4.1.1 中性子源領域炉停止時中性子束高警報設定値の設定 原子炉保護系の作動値設定： 4.2.1 過大温度ΔT高、過大出力ΔT高 (f(ΔT)の設定) 4.2.2 出力領域中性子束高、出力領域中性子束変化率高 4.2.3 中間領域中性子束高 4.2.4 中性子源領域中性子束高	← ((1) 停止時)	← ((1) 起動・停止時、制御バンクA,B,C)	4.1.2 制御棒位置 挿入限界/オーバーラップ ((1) 起動・停止時、制御バンクB,C,D) ((2) 計画外停止考慮)	← ((1) 停止時)	← ((1) 停止時)
		4.4.1 制御棒挿入性	←	4.3.1 原子炉停止余裕 4.3.3 減速材温度係数	4.3.9 停止ほう素濃度 ((2) 計画外停止考慮)	←	←
			←	4.1.3 主要パラメータ	4.1.4～6 1次冷却材温度・流量・圧力 4.1.7 原子炉熱出力 4.3.6 炉内出力分布 (F _Q 、F _{ΔH} ^N) 4.4.2 1次冷却材中よう素・希ガス濃度	←	←
			←	4.3.7 最小DNBR	4.2.1 過大温度ΔT高、過大出力ΔT高 4.2.2 出力領域中性子束高、出力領域中性子束変化率高	←	←
			←	4.2.5 出力上昇率 4.2.6 炉内外核計装照合校正	4.2.7 制御棒作動性(固着・不整合なし) 4.2.8 軸方向中性子束出力偏差 4.2.9 1/4炉心出力偏差 4.2.10 1次冷却材水質	←	←
	b. 設計評価の 前提確認	4.1.1 中性子源領域炉停止時中性子束高警報機能の確認 原子炉トリップ機能確認： 4.2.1 過大温度ΔT高、過大出力ΔT高 4.2.2 出力領域中性子束高、出力領域中性子束変化率高 4.2.3 中間領域中性子束高 4.2.4 中性子源領域中性子束高	← 4.2.3 中間領域中性子束高	← 4.2.3 中間領域中性子束高	← 4.2.3 中間領域中性子束高	← 4.2.3 中間領域中性子束高	← 4.2.3 中間領域中性子束高
			←	4.3.1 原子炉停止余裕 4.3.2 制御棒値 4.3.3 減速材温度係数 4.3.4 最小停止余裕ボロン濃度	4.3.5 臨界ボロン濃度 4.3.6 炉内出力分布 4.3.7 最小DNBR	←	←
			←	4.3.8 燃料集合体燃焼度	4.3.9 停止ほう素濃度	←	←
			←	4.4.2 原子炉冷却材中よう素・希ガス濃度	4.4.3 燃料集合体燃焼度	←	←
			←	4.4.4 原子炉冷却材中よう素・希ガス濃度	4.4.5 燃料集合体燃焼度	←	←
	c. 炉心特性の 確認	—	—	—	—	—	—
	d. 基本的安全 機能の確認	—	4.4.1 制御棒挿入性	—	—	—	—

図 4.1 【PWR】各運転段階で確認すべき要求事項の整理表(2次元マトリクス)

表 4.1 PWR における管理のための実施事項の一覧（目次）

項※	管理のための実施事項	管理の目的					
		安全管理				4.5 運転管理	4.6 性能管理
		4.1 設計評価 の人力	4.2 設計評価 の前提	4.3 炉心特性の 確認	4.4 基本的 安全機能		
4.1.1	中性子源領域炉停止時中性子束高に係る警報設定値の設定及び機能の確認	○	○				
4.1.2	制御棒位置（挿入限界位置以上及びオーバーラップ）の確認	○					
4.1.3	【参考】主要パラメータの確認	○					
4.1.4	【参考】1次冷却材温度の確認	○					
4.1.5	【参考】1次冷却材流量の確認	○					
4.1.6	【参考】1次冷却材圧力の確認	○					
4.1.7	【参考】原子炉熱出力の確認	○					
4.2.1	【参考】過大温度 ΔT 高及び過大出力 ΔT 高に係る原子炉トリップの作動値設定，機能及び作動性の確認	○	○				
4.2.2	【参考】出力領域中性子束高，出力領域中性子束変化率高に係る原子炉トリップの作動値設定，機能及び作動性の確認	○	○				
4.2.3	【参考】中間領域中性子束高に係る原子炉トリップの作動値設定，機能及び作動性の確認	○	○				
4.2.4	【参考】中性子源領域中性子束高に係る原子炉トリップの作動値設定，機能及び作動性の確認	○	○				
4.2.5	【参考】出力上昇率の確認		○				
4.2.6	炉内外核計装照合校正		○				
4.2.7	【参考】制御棒作動性（固着・不整合なし）の確認		○				
4.2.8	軸方向中性子束出力偏差の確認		○				
4.2.9	1/4 炉心出力偏差の確認		○				
4.2.10	【参考】1次冷却材水質の確認		○				
4.3.1	原子炉停止余裕の確認	○		○			
4.3.2	制御棒価値の確認			○			
4.3.3	減速材温度係数の確認	○		○			
4.3.4	最小停止余裕ボロン濃度の確認			○			
4.3.5	臨界ボロン濃度の確認			○			
4.3.6	炉内出力分布の確認	○		○			
4.3.7	最小 DNBR の確認	○		○			
4.3.8	燃料集合体燃焼度の確認		○	○			
4.3.9	停止ほう素濃度の確認	○		○			
4.4.1	【参考】制御棒挿入性の確認	○			○		
4.4.2	1次冷却材中のよう素・希ガス濃度の確認	○			○		
4.5.1	起動及び臨界到達操作					○	
4.5.2	出力上昇操作					○	
4.5.3	出力維持操作（燃焼補償）					○	
4.5.4	高温停止操作					○	
4.5.5	【参考】低温停止操作					○	
4.5.6	【参考】臨界近接操作時におけるパーミッシブ信号 P-6 の発信確認					○	
4.5.7	【参考】原子炉出力上昇時におけるパーミッシブ信号 P-10 の発信確認					○	
4.5.8	【参考】原子炉停止のための出力降下時における「中間領域中性子束高原子炉トリップ」信号のリセット及びパーミッシブ信号 P-10 のリセット確認					○	
4.6.1	【参考】主要パラメータの確認（プラント性能の確認）						○
4.6.2	【参考】原子炉熱出力の確認（所定の熱出力発生確認）						○
4.6.3	臨界ボロン濃度の確認						○

※複数の管理の目的にまたがる管理のための実施事項については，代表的な管理のための実施事項に項立てし，該当する複数の管理の目的に○を記載している。

4.1 安全管理 a. 設計評価の入力確認

4.1.1 中性子源領域炉停止時中性子束高に係る警報設定値の設定及び機能の確認

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認するため、中性子源領域炉停止時中性子束高に係る警報設定値を設定し、機能を確認する。(解説 4.1.1①)

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
 - (a) 運転員の操作・調整等で変わりうる入力について確認する。
 - ・設計評価で使用している警報の設定値が設計評価で想定した値に設定されていることを確認する。
- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。
 - (b) 機器の誤作動、機器の異常な変形等で変わりうる前提について確認する。
 - ・安全保護系が動作不良でないこと及び機能することを確認する。

[設計評価との具体的な関係]

中性子源領域炉停止時中性子束高に係る警報は、安全解析の「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈（プラント起動時の異常な希釈）」事象の入力となっている。警報が発信される計数率は、停止時の計数率を踏まえて、それより上のレベルで設定される。なお、安全解析ではさらに余裕をみて警報が発信されるとしている。

また、中性子源領域炉停止時中性子束高に係る警報は、中央制御室に発信される警報機能に加え、格納容器退避警報（ほう素濃度の異常な希釈によって原子炉が臨界となった場合の格納容器内作業員の被ばくを防止するために、退避を促すためのサイレンを鳴らす機能）をもつ。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 中性子源領域炉停止時中性子束高に係る警報設定値の設定及び機能の確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目の確認として、中性子源領域炉停止時中性子束高に係る警報設定値の設定及び機能を、次の流れで確認する。

- 1) 中性子源領域中性子束の指示値確認
- 2) プラント状態に応じた警報設定値の算出
- 3) 中性子源領域炉停止時中性子束高警報の機能確認

(2) 具体的確認方法

次の方法により，個別要求事項を満足していることを確認する。

なお，これらの確認の一部は炉心管理以外の部門が行う。

1) 中性子源領域中性子束の指示値確認

中性子源領域中性子束の指示値を確認し，あるプラント状態での計数率を測定する。

2) プラント状態に応じた警報設定値の算出

低温停止，燃料装荷前後，1 次冷却材昇温前後などのプラント状態に応じ，1) で得られた計数率を用いて「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報の設定値を算出する。(解説 4.1.1②)(解説 4.1.1③)

3) 中性子源領域炉停止時中性子束高警報の機能確認

定期検査中に実施する計測制御系の警報設定値検査において，所定の設定値によって警報機能が正常に動作することを実施するとともに，退避警報（空気式と電気式の双方）が鳴動することを確認する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには，次の点に配慮する必要がある。

1) SR 検出器の信頼性

SR 検出器が，適切に中性子束を検出できる状態となっていること。

2) 信号処理に使用する設備の信頼性

信号処理に使用する設備が，動作不能な状態となっていないこと。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 中性子源領域中性子束の指示値，中性子源領域炉停止時中性子束高の警報機能に異常がある場合

- ・ 確認の強化：再度の確認（解説 4.1.1④）

(2) 具体的な措置

- ・ 中性子源領域中性子束の指示値，中性子源領域炉停止時中性子束高の警報機能に異常がある場合は，検出器及び警報装置の再点検，警報設定値の確認等の原因究明を行い，適正化を図る。

[関連業務]

① 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報の機能確認

「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が設定したとおりに警報発信することを確認する。

② SR 検出器取替時の警報値設定

SR 検出器取替後の計数率を計測し、新たに「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報の設定値を設定する。

(解説 4.1.1①)

「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、原子炉停止時の予期せぬ反応度添加により中性子束レベルが通常値を超えたときに、中央制御室の警報と同時に、格納容器退避警報として原子炉格納容器内のサイレンを鳴らすことで、放射線被ばく事故が発生しないように格納容器内で従事している作業員に対して格納容器からの退避を促すことを目的としている。

安全解析の「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」事象においては、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信により運転員が異常な状態を検知し、臨界に至るまでに原因を取り除く手段をとる時間が十分にあることを確認している。

(解説 4.1.1②)

中性子源領域炉停止時中性子束高に係る警報の設定にあたっては、炉心の装荷パターン、中性子源強度の変化、1 次冷却材温度の変化などといった炉心の状態に依存するため、原則、設定直前に測定する SR 計数率に基づき所定の値になるよう設定する。

ただし、燃料装荷や 1 次冷却材昇温時のように SR 計数率の上昇が予想される場合においては、通常作業で誤って警報が発信されることのないよう警報設定値を高めに設定している。このような炉心状態が変わる場合は、常に炉心状態を確認する運用となっているため、仮に異常なほう素の希釈が起こったとしても、速やかに異常を検知できるため、警報設定値を高めにしても問題はない。

(解説 4.1.1③)

警報の設定値を設定する際は、炉心を管理する部門が算出した警報の設定値を、警報を設定する部門に連携して対応している。

(解説 4.1.1④)

経済性の向上及び RV 損傷対策を目的とした低漏えい燃料装荷パターン (L3P) 炉心では、炉外への中性子の漏れ量が少なくなるため、炉心平均の反応度変化に伴う SR 検出器の応答が遅れる可能性があり、これに伴って警報発信が遅れることが

ないよう留意する必要がある。米国 Surry 発電所 2 号機にて発生したほう素の異常な希釈に際し, 米国電力は本事象の検知が遅れた原因として L3P 採用及び 2 次中性子源を使用していなかったことにより SR 検出器信号が僅かしか上昇しなかったことを挙げている。

公開資料

4.1.2 制御棒位置（挿入限界位置以上及びオーバーラップ）の確認

4.1.2(1) 制御棒位置（挿入限界位置以上及びオーバーラップ）の確認（起動及び停止時）

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認するため、原子炉起動時及び出力降下、原子炉停止時において、制御棒位置が挿入限界位置以上であること及び制御グループバンクがオーバーラップ状態にあること（制御グループの各制御棒バンクが連動して移動すること）を確認する。（解説 4.1.2(1)①）

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
 - (a) 運転員の操作・調整等で変わりうる入力について確認する。
 - ・ 運転中の制御棒の位置が炉心設計の入力で設定している下限位置以上にあること及び制御グループバンク間で所定のオーバーラップが確保されていることを監視する。

[設計評価との具体的な関係]

起動時（低温停止から高温全出力まで）では、制御棒の各グループバンクがそれぞれ定められた挿入限界位置以上に引き抜かれている状態であることが求められる。これにより、安全解析の制御棒飛び出し事故時の添加反応度の入力を担保することとなる。具体的には、0%出力時には高温零出力時（反応度投入事象）の制御棒飛び出しによる添加反応度を、100%出力時には高温全出力時の制御棒飛び出しによる添加反応度の入力を担保することとなる。（解説 4.1.2(1)②）

また、各制御グループバンクの間には、所定の制御グループバンクが連動して移動するオーバーラップを維持して引き抜き又は挿入されることが求められており、このオーバーラップ及び挿入限界位置を守ることで、どの出力状態から原子炉を停止することになった際にも、所定の原子炉停止余裕を確保した安全な停止が確保される。この原子炉停止余裕は、安全解析の過冷却事象である「2次冷却系の異常な減圧」及び「主蒸気管破断事故」の初期状態の未臨界度の入力を担保する。

以上は、原子炉の通常の停止時の出力降下（100%から0%）における制御棒操作においても同様である。

なお、PWRでは、取替炉心設計段階における炉心特性評価時の制御棒位置は実際の運転時と合致する。したがって、運転段階での炉心特性評価は必須ではない。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 制御棒挿入限界、制御棒オーバーラップの確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目の確認として、制御棒位置が挿入限界位置以上であること及び制御グループバンクがオーバーラップ状態となっていることを、次の流れで確認する。

- 1) 制御棒の挿入限界及びオーバーラップの設定
- 2) 制御棒位置の測定
- 3) 制御棒位置測定値と制限値との照合及びオーバーラップの確認

(2) 具体的確認方法

次の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

なお、これらの確認の一部は炉心管理以外の部門が行う。

1) 制御棒の挿入限界及びオーバーラップの設定

制御グループバンク及び停止グループバンクの挿入限界を定める。(解説 4.1.2(1))

③ (解説 4.1.2(1)④)

高温停止状態からの制御棒引き抜きに先立ち、制御棒オーバーラップを設定する。

(解説 4.1.2(1)④) (解説 4.1.2(1)⑤)

2) 制御棒位置の測定

原子炉起動時の 0% から 100% までの出力上昇時及び原子炉停止時の 0% から 100% までの出力降下時において、各停止グループバンクの挿入位置を測定する。

原子炉起動時の 0% から 100% までの出力上昇時及び原子炉停止時の 0% から 100% までの出力降下時において、各制御グループバンクの挿入位置を測定する。

3) 制御棒位置測定値と制限値との照合及びオーバーラップの確認

2) に示した期間において、各停止グループバンク及び各制御グループバンクが挿入限界位置以上であることを確認する。

炉心から全引き抜きがなされていない制御グループバンクがオーバーラップを満足した位置にあることを確認する。また、オーバーラップカウンタの設定値が適切であることを確認する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには、次の点に配慮する必要がある。

1) 制御棒位置指示装置の信頼性

制御棒位置指示装置が、動作不能な状態となっていないこと。(解説 4.1.2(1)⑥)

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置 (考え方)

1) 停止グループバンク及び制御グループバンクが挿入限界位置以上でない場合

- ・制限（値）内への復帰の操作

2) 制御グループバンクがオーバーラップを満足しない場合

- ・制限（値）内への復帰の操作

(2) 具体的な措置

- ・停止グループバンク及び制御グループバンクが挿入限界位置以上でない場合は、原子炉停止余裕が制限値以上であることの確認、又は原子炉停止余裕が制限値以上になるように、ほう酸による濃縮操作を開始した後に、停止グループバンク及び制御グループバンク挿入限界位置以上に復旧する。（解説 4.1.2(1)⑦）
- ・制御グループバンクがオーバーラップを満足しない場合は、原子炉停止余裕が制限値以上であることの確認、又は原子炉停止余裕が制限値以上になるように、ほう酸による濃縮操作を開始した後に、制御グループバンクのオーバーラップを正常な状態に復旧する。

[関連業務]

- ・原子炉停止余裕の確認（4.3.1 項）

- ・停止ほう素濃度の確認（4.3.9 項）

上記に加えて、関連する業務として、次を行う。

① 臨界時に推定される制御棒位置の確認

臨界操作開始前に、臨界時の制御グループバンク及び停止グループバンクの推定位置が挿入限界位置以上であることを確認する。

② 検査時のオーバーラップ解除／復旧

炉物理検査及び通常運転時の定期試験（制御棒動作試験）において、検査のため一時オーバーラップを解除する必要がある。検査復旧時にはオーバーラップ復旧を行う。

（解説 4.1.2(1)①）

取替炉心の設計と実測が合致すること及び制御棒飛び出しの入力が担保されていること、及び原子炉停止余裕を満足する状態にあることの確認を目的とする。

（解説 4.1.2(1)②）

制御棒挿入限界位置以上での制御棒操作範囲における核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$ の変動については、 $F_{\Delta H}^N$ の制限値を定める際の運転余裕の中で考慮されている。なお、熱流束熱水路係数 $F_Q(z)$ の変動については、 $F_Q(z)$ の制限値を定める際の不確かさの中で考慮されている。

(解説 4.1.2(1)③)

PWR では制御棒挿入による原子炉トリップに期待する安全解析において、所要の負の反応度が添加されるように、炉心設計の入力として運転中の制御棒挿入限界を設定している。また、制御棒挿入限界は、制御棒クラスターの飛び出し制御棒値値が制限を超えないことを保証することも目的としている。

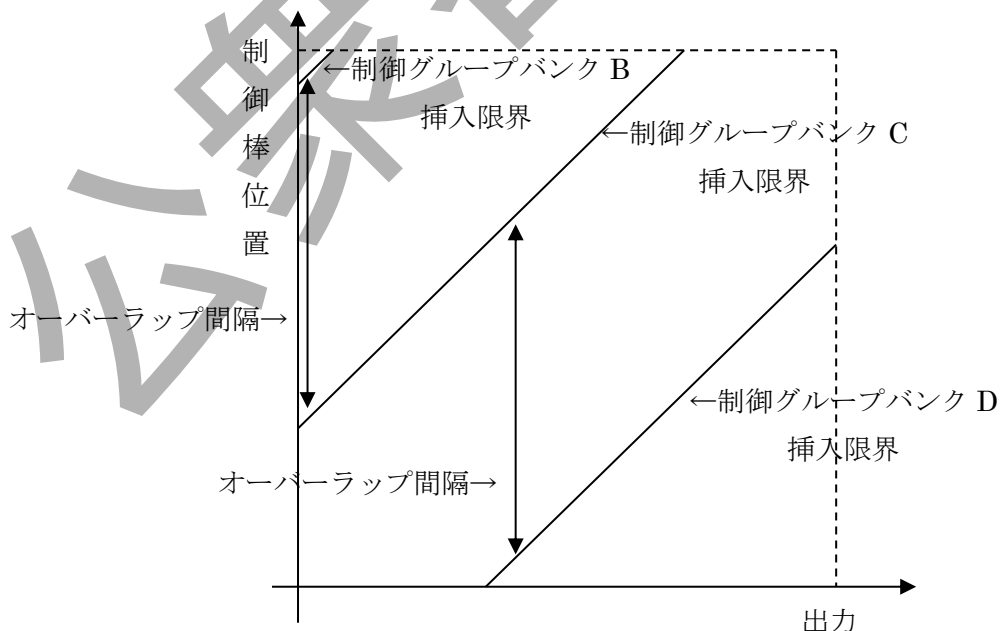
(解説 4.1.2(1)④)

制御棒挿入限界位置以上で運転することで、径方向の出力分布が悪化することを防止しており、また、制御グループバンクをオーバーラップで動作することで、各バンクの上下部で制御棒の微分値値が小さくなり過ぎることを防ぎ、制御棒による制御性（添加反応度）を確保している。

(解説 4.1.2(1)⑤)

炉心設計においては、制御グループバンクの挿入又は引き抜きの際にオーバーラップを前提としており、起動時の制御棒操作において制御棒のオーバーラップを確認するとともに、出力運転中におけるオーバーラップは制御グループバンクが挿入限界位置以上で維持されていることの確認により満足される。

特に起動及び停止時においては、制御グループバンクが深く挿入された状態となるため、その際にオーバーラップが逸脱していないことを確認する必要がある。出力に依存する挿入限界とオーバーラップの概念図を解説図 1 に示す。



解説図 1 挿入限界とオーバーラップの概念図

(解説 4. 1. 2⑥)

制御棒クラスタの位置を常に確認するため、各制御棒駆動装置ハウジングに位置検出用のコイルを設けて、各制御棒クラスタ位置を中央制御盤に指示する。

(解説 4. 1. 2⑦)

起動時の出力上昇及び停止時の出力降下における原子炉停止余裕の確認は、制御棒挿入限界を満足することの確認などにより実施される。

原子炉容器スタッドボルト締付後から臨界到達前までの状態における原子炉停止余裕の確認は、停止ほう素濃度を満足することの確認により実施される。(4. 3. 9 項)

なお、炉物理検査において、制御棒価値、又はほう素濃度を測定し、設計値と比較照合することで、サイクルを通して所定の原子炉停止余裕が確保されることを確認する。(4. 3. 1 項)

また、制御棒挿入限界を逸脱した場合に原子炉停止余裕が制限値以上であることの確認は、制御棒挿入限界の逸脱発生時に希釈操作を伴っているかの確認により行う。希釈を伴っていなければ、原子炉停止余裕が確保された炉心状態（挿入限界位置以上）時点からの逸脱となるため、原子炉停止余裕は満足されていることになる。逸脱の発生時に希釈が行われていた場合は、実績希釈量に相当する濃縮操作を開始することにより、所要の原子炉停止余裕を満足させる。

4.1.2(2) 制御棒位置（挿入限界位置以上及びオーバーラップ）の確認（計画外停止考慮）

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認するため、定格出力運転時において、制御棒位置が挿入限界位置以上であること及び制御グループバンクが制御棒オーバーラップ状態にあること（制御グループの各制御棒バンクが連動して移動すること）を確認する。（解説 4.1.2(2)①）

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
 - (a) 運転員の操作・調整等で変わりうる入力について確認する。
 - ・ 運転中の制御棒の位置が炉心設計の入力で設定している下限位置以上にあること及び制御グループバンク間で所定のオーバーラップが確保されていることを監視する。

[設計評価との具体的な関係]

定格出力又は部分出力一定運転時の炉心設計による各種の評価値は、制御棒の各グループバンクがそれぞれ定められた挿入限界位置以上に引き抜かれている状態であることに基いて評価されている。このため、PWR の炉心管理においては、制御棒位置が出力運転中に挿入限界位置以上にあることを確認することで、運転中の炉心特性の確認は必須ではなくなり、取替炉心での各種の評価値がそのまま適用できる。（解説 4.1.2(2)②）

また、各制御グループバンクの間には、所定の制御グループバンクが連動して移動するオーバーラップを維持して引き抜き又は挿入されることが求められており、一定出力運転時の挿入限界及びオーバーラップに関する制御棒位置が遵守されていることの確認により、出力運転中から万が一計画外停止の状況となった場合でも、所定の原子炉停止余裕を確保した安全停止ができるとともに、サイクル中のどの状態での高温停止状態においても、安全解析の過冷却事象（解析はサイクル末期で実施）の入力条件である初期未臨界度を担保する。

なお、PWR では、取替炉心設計段階における炉心特性評価時の制御棒位置は実際の運転時と合致する。したがって、運転段階での炉心特性評価は必須ではない。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 制御棒挿入限界、制御棒オーバーラップの確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目の確認として、制御棒位置が挿入

限界位置以上であること及び制御グループバンクがオーバーラップ状態となっていることを、次の流れで確認する。

- 1) 制御棒の挿入限界及びオーバーラップの設定
- 2) 制御棒位置の測定
- 3) 制御棒位置測定値と制限値との照合及びオーバーラップの確認

(2) 具体的確認方法

次の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

なお、これらの確認の一部は炉心管理以外の部門が行う。

- 1) 制御棒の挿入限界及びオーバーラップの設定

制御グループバンク及び停止グループバンクの挿入限界を定める。(解説 4.1.2(2)

③) (解説 4.1.2(2)④)

高温停止状態からの制御棒引き抜きに先立ち、制御棒オーバーラップを設定する。

(解説 4.1.2(2)④) (解説 4.1.2(2)⑤)

- 2) 制御棒位置の測定

定格出力運転時において、各停止グループバンクの挿入位置を測定する。

定格出力運転時において、各制御グループバンクの挿入位置を測定する。

- 3) 制御棒位置測定値と制限値との照合及びオーバーラップの確認

2)に示した期間において、各停止グループバンク及び各制御グループバンクが挿入限界位置以上であることを確認する。

炉心から全引き抜きがなされていない制御グループバンクがオーバーラップを満足した位置にあることを確認する。また、オーバーラップカウンタの設定値が適切であることを確認する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには、次の点に配慮する必要がある。

- 1) 制御棒位置指示装置の信頼性

制御棒位置指示装置が、動作不能な状態となっていないこと。(解説 4.1.2(2)⑥)

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

- 1) 停止グループバンク及び制御グループバンクが挿入限界位置以上でない場合
 - ・制限（値）内への復帰の操作
- 2) 制御グループバンクがオーバーラップを満足しない場合
 - ・制限（値）内への復帰の操作

(2) 具体的な措置

- ・停止グループバンク及び制御グループバンクが挿入限界位置以上でない場合は、原子炉停止余裕が制限値以上であることの確認、又は原子炉停止余裕が制限値以上になるように、ほう酸による濃縮操作を開始した後に、停止グループバンク及び制御グループバンクを挿入限界位置以上に復旧する。(解説 4.1.2(2)⑦)
- ・制御グループバンクがオーバーラップを満足しない場合は、原子炉停止余裕が制限値以上であることの確認、又は原子炉停止余裕が制限値以上になるように、ほう酸による濃縮操作を開始した後に、制御グループバンクのオーバーラップを正常な状態に復旧する。

[関連業務]

- ・原子炉停止余裕の確認 (4.3.1 項)
- ・停止ほう素濃度の確認 (4.3.9 項)

(解説 4.1.2(2)①)

取替炉心の設計と実測が合致すること、制御棒飛び出しの入力が担保されていること、及び原子炉停止余裕を満足する状態にあることの確認を目的とする。

(解説 4.1.2(2)②)

制御棒が挿入限界位置以上での制御棒操作範囲における核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$ の変動については、 $F_{\Delta H}^N$ の制限値を定める際の運転余裕の中で考慮されている。また、熱流束熱水路係数 $F_Q(z)$ の変動については、 $F_Q(z)$ の制限値を定める際の不確かさの中で考慮されている。

(解説 4.1.2(2)③)

PWR では制御棒挿入による原子炉トリップに期待する安全解析において、所要の負の反応度が添加されるように、炉心設計の入力として運転中の制御棒挿入限界を設定している。また、制御棒挿入限界は、制御棒クラスタの飛び出し制御棒値が制限を超えないことを保証することも目的としている。

(解説 4.1.2(2)④)

制御棒挿入限界位置以上で運転することで、径方向の出力分布が悪化することを防止しており、また、制御グループバンクをオーバーラップで動作することで、各バンクの上下部で制御棒の微分値が小さくなり過ぎることを防ぎ、制御棒による制御性（添加反応度）を確保している。

(解説 4.1.2(2)⑤)

炉心設計においては、制御グループバンクの挿入又は引き抜きの際にオーバーラップを前提としており、起動時の制御棒操作において制御棒のオーバーラップを確認するとともに、出力運転中におけるオーバーラップは制御グループバンクが挿入限界位置以上で維持されていることの確認により満足される。

(解説 4.1.2(2)⑥)

制御棒クラスタの位置を常に確認するため、各制御棒駆動装置ハウジングに位置検出用のコイルを設けて、各制御棒クラスタ位置を中央制御盤に指示する。

(解説 4.1.2(2)⑦)

出力運転中における原子炉停止余裕の確認は、制御棒挿入限界を満足することの確認などにより実施される。これにより、出力運転中から方が一計画外停止の状況となった場合でも、所定の原子炉停止余裕を確保した安全停止が可能となる。

計画外停止時を含め、原子炉容器スタッドボルト締付後から臨界到達前までの状態における原子炉停止余裕の確認は、停止ほう素濃度を満足することの確認により実施される。(4.3.9 項)

なお、炉物理検査において、制御棒価値又はほう素濃度を測定し、設計値と比較照合することで、サイクルを通して所定の原子炉停止余裕が確保されることを確認する。(4.3.1 項)

また、制御棒挿入限界を逸脱した場合に原子炉停止余裕が制限値以上であることの確認は、制御棒挿入限界の逸脱発生時に希釈操作を伴っているかの確認により行う。希釈を伴っていなければ、原子炉停止余裕が確保された炉心状態（挿入限界位置以上）時点からの逸脱となるため、原子炉停止余裕は満足されていることになる。逸脱の発生時に希釈が行われていた場合は、実績希釈量に相当する濃縮操作を開始することにより、所要の原子炉停止余裕を満足させる。

4.1.3 主要パラメータの確認（参考）

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認するため、主要パラメータを確認する。（解説 4.1.3①）

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
 - (a) 運転員の操作・調整等で変わりうる入力について確認する。
 - ・ 炉心熱出力，冷却材の状態（流量，圧力，温度）が設計評価での入力の範囲であることを監視する。

[設計評価との具体的な関係]

安全解析の初期状態において考慮されている主要パラメータの実測値が安全解析の想定を逸脱せず設計値に対して妥当な値であることを確認する。また、各パラメータが適切に指示され、原子炉保護系及び制御系が適切に作動，動作することを担保するために、定期的に計器スパンの設定値を確認する。（解説 4.1.3②）（解説 4.1.3③）（解説 4.1.3④）

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 主要パラメータ確認の実施の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目の確認として、主要パラメータの実測値が安全解析の想定を逸脱せず設計値に対して妥当な値であることを、次の流れで確認する。

- 1) PCCS などによる主要パラメータ採取
- 2) 主要パラメータが管理値を満足することの確認
- 3) 計器スパンの設定値の見直し

(2) 具体的確認方法

次の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

なお、これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

1) PCCS などによる主要パラメータ採取

燃料取替後の原子炉起動時における所定の出力状態において、PCCS などにより 1 次系の主要パラメータを採取する。採取するパラメータの例を次に示す。

- ・ 原子炉熱出力（SG 熱出力）

- ・ 1 次冷却材平均温度
- ・ 1 次冷却材温度差 (ΔT)
- ・ タービン第 1 段圧力 (P1st)
- ・ 主給水流量
- ・ 主蒸気流量
- ・ 主蒸気ライン圧力

2) 主要パラメータが管理値を満足することの確認

1) で採取した主要パラメータについて、管理値を満足することを確認する。

3) 計器スパンの設定値の見直し

1) で採取した主要パラメータを用いて、 ΔT の計器スパン、P1st の計器スパン及び主蒸気流量の計器スパンの設定値を算出し、必要に応じて設定値を見直す。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには、次の点に配慮する必要がある。

1) 測定機器の信頼性

主要パラメータに関する測定機器が健全であること。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 採取した主要パラメータが管理値を満足しない場合

- ・ 制限（値）内への復帰の操作

(2) 具体的な措置

- ・ プラント状態を把握し、原因究明を行ったうえで制限内への復帰するための操作を実施する（炉心出力の降下等）。

[関連業務]

- ・ 主要パラメータの確認（プラント性能の確認）（4. 6. 1 項）

(解説 4. 1. 3①)

本項目における主要パラメータの確認の目的は、設計評価における入力及び前提条件を担保するために、各パラメータが安全解析の想定を逸脱せず設計値に対して妥当な値であることの確認及び原子炉制御保護系の適切な作動、動作を担保するための計器スパンの設定値確認を行うことである。

これに対して 4. 6. 1 項には、プラント性能（定格出力運転時にあらかじめ計画されている発電機出力が確保できること）を確認するという観点でプラント状態を把

握することを目的とする主要パラメータの確認の内容を示すこととした。

(解説 4.1.3②)

ΔT の計器スパン変更に係る誤差は、「過大温度 ΔT 高トリップ」及び「過大出力 ΔT 原子炉トリップ」の保護回路の設計上、考慮している計装誤差を超えない範囲とする。

(解説 4.1.3③)

P1st は保護系においてはインターロックにのみに使用されており、トリップ設定値に関する計装誤差は考慮されない。

(解説 4.1.3④)

主蒸気流量計は、蒸気発生器及び主蒸気管の健全性確認並びに給水制御を目的に、蒸気発生器内圧力と主蒸気管内圧力の差圧（フローリストラクタの差圧が支配的）を計測しているものであり、絶対値の測定を目的としている ΔT 、P1st とは異なるものである。

4.1.41 次冷却材温度の確認（参考）

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認するため、1次冷却材温度を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
 - (a) 運転員の操作・調整等で変わりうる入力について確認する。
 - ・ 炉心熱出力、冷却材の状態（流量、圧力、温度）が設計評価での入力の範囲であることを監視する。

[設計評価との具体的な関係]

1次冷却材温度は、炉心入口温度に代表されるように定格出力運転時の炉心熱水力設計（DNBR 評価）、燃料設計（被覆管腐食評価等）及び安全解析の初期状態において考慮されている。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 1次冷却材温度の確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目の確認として、1次冷却材温度が管理値を満足することを、次の流れで確認する。

- 1) 1次冷却材配管内の温度計による測定
- 2) 演算処理の実施
- 3) 1次冷却材温度パラメータの確認及び管理値との照合

(2) 具体的確認方法

次の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

なお、これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

1) 1次冷却材配管内の温度計による測定

各ループの1次冷却材温度（高温側、低温側）について、高温側及び低温側に設けられた温度計（RTD）で測定する。

2) 演算処理の実施

各ループの1次冷却材温度（高温側、低温側）を用いて、 ΔT 及び T_{avg} を算出するための演算処理を実施する。

3) 1次冷却材温度パラメータの確認及び管理値との照合

PCCSへ伝送された1次冷却材温度（高温側，低温側）， ΔT 及び T_{avg} を確認し，各パラメータが管理値を満足することを確認する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには，次の点に配慮する必要がある。

1) 測定機器の信頼性

高温側及び低温側に設けられた RTD が 1 次冷却材温度（高温側），1 次冷却材温度（低温側）を適切に測定できる状態となっていること。

2) 演算処理に使用する設備の信頼性

演算処理に使用する設備が，動作不能な状態となっていないこと。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 1次冷却材温度パラメータが管理値を満足しない場合

- ・ 確認の強化：再度の確認，確認頻度の増加，詳細な手法による別途確認，など
- ・ 炉心出力の降下（原子炉停止を含む）

2) RTD が動作不能であることを確認した場合

- ・ 確認の強化：再度の確認，確認頻度の増加，詳細な手法による別途確認，など
- ・ 炉心出力の降下（原子炉停止を含む）

(2) 具体的な措置

- ・ 1 次冷却材温度（高温側，低温側）， ΔT 又は T_{avg} が，各パラメータの管理値の範囲を逸脱している場合は，1 次冷却材温度（高温側，低温側）を測定及び算出するために用いている各チャンネルの RTD 及び演算処理に使用する設備が適切に動作しているか確認を行う。
- ・ 1 チャンネルでも RTD が動作不能となっていることを確認した場合，原因究明を行い，当該計器を動作可能な状態とする。また，演算処理に使用する設備が動作不能となっていることを確認した場合，原因究明を行い，当該計器を動作可能な状態とする。なお，保安規定に定める時間内に当該 RTD を動作可能な状態にできず，代替の確認手段の確保もできない場合は，炉心出力を降下して原子炉を停止する。

[関連業務]

・ 最小 DNBR の確認（4.3.7 項）

上記に加えて，関連する業務として，次を行う。

① 1 次冷却材の温度・圧力及び 1 次冷却材温度変化率の確認

原子炉容器鋼材監視試験片の評価結果等により原子炉容器の RT_{NTD} の推移を評価し、その結果に基づいて原子炉容器の非延性破壊防止のための冷却材温度、圧力の制限範囲を定める。

② 事故時監視計装として動作不能でないことの確認

事故時監視計装として所要チャンネル数を維持できていることを確認するため、保安規定に定める頻度に基づき、各チャンネルの1次冷却材温度（高温側、低温側）の指示値を確認し、動作不能でないことを確認する。

使用済燃料検査

4.1.5 1 次冷却材流量の確認（参考）

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認するため、1 次冷却材流量を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
 - (a) 運転員の操作・調整等で変わりうる入力について確認する。
 - ・ 炉心熱出力、冷却材の状態（流量、圧力、温度）が設計評価での入力の範囲であることを監視する。

[設計評価との具体的な関係]

定格出力運転時における 1 次冷却材流量は、炉心熱水力設計及び安全解析での DNBR 評価では最確流量より小さい TDF が、炉内構造物の設計及び健全性評価並びに燃料設計では最確流量より大きい MDF が使用される。

安全確保のための設計評価との関係においては、1 次冷却材流量が、TDF 以上かつ MDF 以下である必要がある。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目の確認として、1 次冷却材流量が管理値を満足することを、次の流れで確認する。

- 1) 1 次冷却材流量の評価
- 2) 1 次冷却材流量の確認及び管理値との照合

(2) 具体的確認方法

次の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

なお、これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

1) 1 次冷却材流量の評価

運転開始時においてパラメータ（原子炉熱出力（SG 熱出力）、1 次冷却材温度（高温側、低温側）、1 次冷却材圧力）を計測し、下式の熱量計算に基づき 1 次冷却材流量の絶対値を評価する。（解説 4.1.5①）

$$F = \frac{Q_{SG} \times 1\,000}{\rho(P, T_{cold}) \times \{h(P, T_{hot}) - h(P, T_{cold})\}} \times 3\,600$$

F :	1 次冷却材流量[m ³ /h]
Q_{SG} :	原子炉熱出力（SG 熱出力）[MWt]
$\rho(P, T_{cold})$:	1 次冷却材密度[kg/m ³]
$h(P, T)$:	1 次冷却材比エンタルピー[kJ/kg]
P :	1 次冷却材圧力[MPa(abs)]
T_{cold} :	1 次冷却材温度（低温側）[°C]
T_{hot} :	1 次冷却材温度（高温側）[°C]

2) 1 次冷却材流量パラメータの確認及び管理値との照合

熱量計算に基づく 1 次冷却材流量の絶対値が **TDF** 以上かつ **MDF** 以下であることを確認する。（解説 4.1.5②）

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには、次の点に配慮する必要がある。

1) 測定機器の信頼性

次のパラメータに関する測定機器が適切に測定できる状態となっていること。

- ・ 原子炉熱出力（SG 熱出力）
- ・ 1 次冷却材温度（高温側，低温側）
- ・ 1 次冷却材圧力

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置

1) 1 次冷却材流量が管理値を満足しない場合

- ・ 確認の強化：再度の確認，確認頻度の増加，詳細な手法による別途確認，など
- ・ 炉心出力の降下（原子炉停止を含む）

2) 安全保護系（1 次冷却材流量低）における所要チャンネルの不足

- ・ 制限（値）内への復帰の操作
- ・ 炉心出力の降下（原子炉停止を含む）

(2) 具体的な措置

- ・ 1 次冷却材流量が **TDF** 以上かつ **MDF** 以下の範囲にない場合は，プラント状況を把握し，原因究明を行う。運転中に 1 次冷却材流量の指示値が 1 次冷却材流量低のトリップ設定値に至ると原子炉が自動トリップする。

- ・計測制御設備の異常などにより安全保護系（1次冷却材流量低）の機能が所要のチャンネルを満足できない場合は、保安規定に定める時間以内に動作可能な状態にする措置をとる。この措置がとれない場合は炉心出力を所定の出力まで降下する。

[関連業務]

- ・主要パラメータの確認（4.1.3項）
- ・1次冷却材温度の確認（4.1.4項）
- ・1次冷却材圧力の確認（4.1.6項）
- ・原子炉熱出力の確認（4.1.7項）

(解説 4.1.5①)

1次冷却材流量の絶対値は熱量計算により導出できる。1次冷却材流量の絶対値がTDF以上かつMDF以下であることの確認は、プラント建設時の試運転などにおいて確認される。

(解説 4.1.5②)

運転中は1次冷却材配管（エルボ部）に設けられた差圧式の流量計により、実績流量が100%指示値となるようスパン調整される。安全保護回路のトリップ入力として使われる1次冷却材流量計の指示値は相対流量扱いであるため、必要に応じて定格出力運転時の1次冷却材流量指示値を100%に校正している。また、PCCSへ伝送された1次冷却材流量の指示値が所定の管理値内であることを常時監視する。

4.1.6 1 次冷却材圧力の確認（参考）

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認するため、1 次冷却材圧力を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
 - (a) 運転員の操作・調整等で変わりうる入力について確認する。
 - ・ 炉心熱出力、冷却材の状態（流量、圧力、温度）が設計評価での入力の範囲であることを監視する。

[設計評価との具体的な関係]

1 次冷却材圧力は、炉心熱水力設計（DNBR 評価）、燃料設計（燃料棒内圧評価等）及び安全解析の初期状態において考慮されている。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 1 次冷却材圧力の確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目の確認として、1 次冷却材圧力が管理値を満足することを、次の流れで確認する。

- 1) 加圧器気相部の圧力計による測定
- 2) 1 次冷却材圧力パラメータの確認及び管理値との照合
- 3) 加圧器圧力制御系及び加圧器水位制御系が正常に動作していることの確認

(2) 具体的確認方法

次の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

なお、これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

- 1) 加圧器気相部の圧力計による測定
加圧器の気相部に設けられた圧力計で測定する。
- 2) 1 次冷却材圧力パラメータの確認及び管理値との照合
PCCS へ伝送された 1 次冷却材圧力パラメータを確認し、1 次冷却材圧力が管理値を満足することを確認する。
- 3) 加圧器圧力制御系及び加圧器水位制御系が正常に動作していることの確認
通常運転中は運転員による確認、定期検査中は保修課員による点検、定期事業者検

査等によって行われるが、おおむね以下のとおりである。

a. 加圧器圧力制御系

加圧器スプレイ弁，加圧器制御ヒータ及び加圧器後備ヒータが正常に動作していること

b. 加圧器水位制御系

T_{avg} に基づき加圧器基準水位 (L_{ref}) が適切な値に設定されており， L_{ref} に見合う水位に制御されていること

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには，次の点に配慮する必要がある。

1) 測定機器の信頼性

1 次冷却材圧力パラメータに関する測定機器が健全であること。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 1 次冷却材圧力が管理値を満足しない場合

・ 確認の強化：再度の確認，確認頻度の増加，詳細な手法による別途確認，など

2) 安全保護系（原子炉圧力低又は原子炉圧力高）の機能が所要のチャンネルを満足できない場合

・ 制限（値）内への復帰の操作

・ 炉心出力の降下（原子炉停止を含む）

(2) 具体的な措置

・ 1 次冷却材圧力が定格圧力近傍にない場合は，プラント状況を把握し，原因究明を行う。原子炉圧力低又は原子炉圧力高のトリップ設定値に至ると原子炉が自動トリップする。

・ 計測制御設備の異常などにより安全保護系（原子炉圧力低又は原子炉圧力高）の機能が所要のチャンネルを満足できない場合は，保安規定に定める時間以内に動作可能な状態にする措置をとる。この措置がとれない場合は炉心出力を所定の出力まで降下する又は原子炉を停止する。

[関連業務]

・ 最小 DNBR の確認（4.3.7 項）

上記に加えて，関連する業務として，次を行う。

① 1 次冷却材の温度，圧力及び 1 次冷却材温度変化率の確認

通常の 1 次冷却系の加熱，冷却時には，原子炉容器鋼材監視試験片の評価結果等に

基づく原子炉容器の RT_{NTD} の推移を評価した結果から、原子炉容器の非延性破壊防止のための1次冷却材の温度、圧力の制限範囲及び1次系冷却材温度変化率の制限値を定め、これらを遵守していることを確認する。

使用済燃料検査結果

4.1.7 原子炉熱出力の確認（参考）

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認するため、原子炉熱出力を確認する。（解説 4.1.7①）

なお、本項目において原子炉熱出力とは、SG 熱出力のことをいう。（解説 4.1.7②）

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
 - (a) 運転員の操作・調整等で変わりうる入力について確認する。
 - ・炉心熱出力，冷却材の状態（流量，圧力，温度）が設計評価での入力の範囲であることを監視する。

[設計評価との具体的な関係]

原子炉熱出力は、定格出力時における炉心設計（核熱水力設計）及び燃料設計の入力となる。また、定格出力時を初期状態とする安全解析の多くの事象で入力として用いられており、入力の担保として、原子炉熱出力が定格熱出力以下となることの確認が要求される。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 原子炉熱出力の確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目の確認として、原子炉熱出力が定格熱出力以下であることを、以下の流れで確認する。

- 1) プラントパラメータの測定，エンタルピの計算
- 2) 熱量計算の実施
- 3) 原子炉熱出力が定格熱出力以下であることの確認
- 4) 運転管理目標値の設定

(2) 具体的確認方法

以下の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

なお、これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

1) プラントパラメータの測定，エンタルピの計算

各ループの主給水系統の流量を測定する。また、各ループの主給水系統の温度，圧力を測定し、主給水エンタルピを算出する。加えて、各ループの蒸気系統の圧力を測定し、蒸気エンタルピを算出する。

2) 熱量計算の実施

1) で得られた測定値やエンタルピなどを用いて下式により原子炉熱出力を算出する。(解説 4.1.7③)

$$Q_{SG} = (W_s(h_s - h_{fw}) + W_{fw}(h_b - h_{fw}))/1\,000$$

Q_{SG} : 原子炉熱出力 (SG 熱出力) [MWt]

W_s : 主蒸気流量[kg/s]

W_{fw} : SG ブローダウン流量[kg/s]

h_s : 主蒸気の比エンタルピ[kJ/kg]

h_{fw} : 主給水の比エンタルピ[kJ/kg]

h_b : SG ブローダウンの比エンタルピ[kJ/kg]

3) 原子炉熱出力が定格熱出力以下であることの確認

原子炉熱出力の瞬時値及び 1 時間平均値を適宜確認し、定格熱出力以下であることを確認する。

また、出力時炉物理検査時において、原子炉熱出力が保安規定で定める熱出力以下であることを確認する。(解説 4.1.7④)

4) 運転管理目標値の設定

原子炉熱出力について運転管理目標値を定め、運転関係者に通知する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには、以下の点に配慮する必要がある。

1) 測定機器の信頼性

以下パラメータに関する測定機器が適切に測定できる状態となっていること。

- ・主給水流量、主給水温度、主給水圧力
- ・主蒸気圧力

2) エンタルピ計算及び熱量計算に使用する設備の信頼性

エンタルピ計算及び熱量計算に使用する設備が、動作不能な状態となっていないこと。(解説 4.1.7③)

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置 (考え方)

1) 測定機器、PCCS の故障等により原子炉熱出力の値が確認できない場合

- ・確認の強化：原因究明の実施、測定機器の復旧、取替、代替計器による別途確認

2) 原子炉熱出力に係る運転上の制限を満足しない場合

- ・確認の強化：原因究明の実施、補正值の再設定

- ・制限（値）内への復帰の操作：原子炉熱出力を保安規定に定める熱出力以下とすること

(2) 具体的な措置

- ・プラントパラメータの測定機器やエンタルピ計算，熱量計算に使用する設備において，不具合が確認された場合は，原因究明を行い，動作可能な状態とする。
- ・出力時炉物理検査時において，原子炉熱出力が保安規定で定める熱出力を超過していることを確認した場合は，その熱出力以下となるように，速やかに原子炉熱出力を下げる操作を開始する。
- ・定格出力運転時において，原子炉熱出力が定格熱出力を超過していることを確認した場合は，定格熱出力以下となるように，速やかに原子炉熱出力を下げる操作を開始する。

[関連業務]

① 炉物理検査工程管理業務

炉物理検査工程管理業務において，原子炉熱出力が保安規定で定める熱出力を超過する前に出力時炉物理検査が完了できるような工程になっていることを確認する。

(解説 4.1.7①)

原子炉熱出力及び炉心熱出力（解説 4.1.7②）は安全解析の初期条件となっていることから，逸脱していないことを確認する必要がある。

なお，取替炉心設計においても，炉心熱出力を定格熱出力として評価を実施している。

(解説 4.1.7②)

本項目において原子炉熱出力とは，SG 熱出力をいう。SG 熱出力とは，蒸気発生器を通して 1 次冷却材から 2 次冷却材へ伝熱される熱量をもって定義し，炉心内で核分裂によって発生する熱量に 1 次冷却材ポンプからの熱量を加え，これから原子炉容器及び 1 次冷却設備の放熱量と原子炉補助施設の損失熱量を差し引いたものであり，以下のように表すことができる。

原子炉熱出力（SG 熱出力）

＝炉心熱出力

＋ 1 次冷却材ポンプから 1 次冷却材に伝えられる熱量（①）

－ 原子炉容器及び 1 次冷却設備の放熱量（②）

－ 原子炉補助施設の損失熱量（③）

ここで，炉心熱出力とは，原子炉の炉心で核分裂によって単位時間当たり生じる

熱量のことであるが、これを直接測定することができないことから、主蒸気系統や主給水系統の各種測定機器から得られたパラメータなどを用いた熱量計算によって算出可能である原子炉熱出力（SG 熱出力）を確認している。

なお、SG 熱出力から炉心熱出力を算出するに当たっては、以下二つの理由により①～③の熱量を補正值として設定することができる。このため、炉心熱出力が定格熱出力以下であることの確認を、SG 熱出力が定格熱出力以下であることを確認することをもって代替することが可能である。

- ・①～③の熱量についてはプラント設計において決まるものであり、取替炉心ごとでこれらの熱量が変わるものではないこと
- ・初装荷炉心の起動試験において、①～③の熱量が設計どおりの熱量であることを確認していること

（解説 4.1.7③）

熱量計算に使用する設備としては、PCCS がある。なお、PCCS の故障等により値の確認ができない場合にあっては、出力領域炉外核計装による中性子束の指示計又は記録計の読み値（NIS 指示値）から換算した値を用いて原子炉熱出力の瞬時値及び1時間平均値を確認する。

このため、出力運転中は定期的に NIS 指示値と原子炉熱出力との差を比較しておくことが重要である。

なお、NIS 指示値は安全解析において原子炉トリップ信号として考慮されていることから、NIS 指示値と原子炉熱出力との比較差は所定の範囲内となる必要がある。炉心の出力を一定に運転していても、燃焼に伴い出力分布（PR 検出器近傍の燃料集合体相対出力）や1次冷却材ほう素濃度が変化していくため、炉外に漏れる中性子束、ひいては NIS 指示値が変化していく。このため、日常的に NIS 指示値を確認し、原子炉熱出力との比較差が管理基準を超えないように NIS 指示値を校正する必要がある。

（解説 4.1.7④）

軸方向中性子束出力偏差や 1/4 炉心出力偏差については、通常運転時の軸方向及び径方向の出力分布を炉外核計装によって確認するものであるが、炉外核計装は、炉内核計装により校正する必要があることから、出力時炉物理検査で照合校正を実施している。この校正が終了するまでは、設計で期待する、炉外核計装による出力分布の確認ができないことから、工学的に安全と判断される出力状態として、原子炉熱出力が保安規定で定める熱出力を超過しない範囲で出力時炉物理検査を実施することとしている。

4.2 安全管理 b. 設計評価の前提確認

4.2.1 過大温度 ΔT 高及び過大出力 ΔT 高に係る原子炉トリップの作動値設定，機能及び作動性の確認（参考）

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び設計評価における前提事項が担保されていることを確認するため，過大温度 ΔT 高及び過大出力 ΔT 高に係る原子炉トリップの作動値設定，機能及び作動性を確認する。（解説 4.2.1①）

なお，過大温度 ΔT 高及び過大出力 ΔT 高に係る原子炉トリップ設定値には，運転中何らかの原因で軸方向の出力分布が異常に偏った場合においても，DNBR や最大線出力密度の観点で適切に保護されるよう，補正項 $f(\Delta T)$ が設けられている。（解説 4.2.1②）

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
(a)運転員の操作・調整等で変わりうる入力について確認する。
 - ・安全保護系の作動値が設計評価で想定した値に設定されていることを確認する。
- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。
(b)機器の誤作動，機器の異常な変形等で変わりうる前提について確認する。
 - ・安全保護系が動作不良でないこと及び機能することを確認する。

[設計評価との具体的な関係]

安全解析における運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の評価において原子炉保護系の作動を考慮して事象が収束する多くの事象では，炉内の状態のパラメータが適切な値で作動するべく入力として考慮されているとともに，原子炉保護の論理回路が実際に機能すること及び想定通り系統が作動することが前提となる。

安全保護系の中でも ΔT 高トリップは，制御棒位置又はほう素濃度の誤調整等が外乱の要因になる可能性があり，炉心状態に比較的大きく影響されることから，本指針では ΔT 高トリップの作動値設定，機能及び作動性の確認を炉心管理の対象としている。

2. 要求事項を満たしていることの確認

- (1) 過大温度 ΔT 高及び過大出力 ΔT 高に係る原子炉トリップの作動値設定，機能及び作動

性の確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び設計評価における前提事項が担保されていることの確認として、過大温度 ΔT 高及び過大出力 ΔT 高に係る原子炉トリップの作動値設定、機能及び作動性を、以下の流れで確認する。

- 1) 原子炉トリップ設定値の設定、機能確認
- 2) 軸方向中性子束出力偏差に対するトリップ設定点の変更
- 3) ΔT のスパン設定値見直し
- 4) 原子炉トリップの作動性確認

(2) 具体的確認方法

以下の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

なお、これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

- 1) 原子炉トリップ設定値の設定、機能確認

原子炉を起動する前までに、原子炉保護系計装として各チャンネルの過大温度 ΔT 高トリップ、過大出力 ΔT 高トリップのトリップ設定値を設定し、設定したとおりに動作することを確認する。

- 2) 軸方向中性子束出力偏差に対するトリップ設定点の変更

測定された各チャンネルの出力領域中性子束（上部、下部）を事前に設定した補正項 $f(\Delta I)$ にインプットし、軸方向出力分布に関する補正値を算出する。得られた補正値を原子炉トリップ設定値へ反映させることで、トリップ設定点を変更する。（解説 4.2.1②）

- 3) ΔT のスパン設定値見直し

原子炉起動時における所定の各出力ステージ及び定格熱出力一定運転時において、PCCS 等により原子炉熱出力及び ΔT を採取する。採取したパラメータを用いて、 ΔT スパン設定値を算出し、設定値を見直す。

- 4) 原子炉トリップの作動性確認

原子炉起動以降において保安規定に定める実施頻度に基づき、各チャンネルの過大温度 ΔT 高トリップ及び過大出力 ΔT 高トリップの設定指示値を確認し、4 チャンネルとも動作不能でないことを確認する。ただし、残り 3 チャンネルが動作可能であることを条件に、1 チャンネルをバイパスすることができ、バイパスしたチャンネルは動作不能とはみなさない。

また、原子炉起動以降において保安規定に定める実施頻度に基づき、各チャンネルの ΔT の指示値を確認し、4 チャンネルとも動作不能でないことを確認する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには、以下の点に配慮する必要がある。

1) 測定機器の信頼性

以下のパラメータに関する測定機器が適切に測定できる状態となっていること。

- ・ 1 次冷却材温度（高温側），1 次冷却材温度（低温側）
- ・ 1 次冷却材圧力

2) 演算処理に使用する設備の信頼性

演算処理に使用する設備が，動作不能な状態となっていないこと。

3) 炉外核計装の信頼性

炉外核計装が，適切に中性子束を検出できる状態となっていること。

4) 補正項 $f(\Delta I)$ の信頼性

炉内外核計装照合にて，炉内外の軸方向中性子束出力偏差の差が管理値内であることを確認する。管理値を超過若しくは超過することが予想される場合は，炉内外核計装照合校正を行う。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 過大温度 ΔT 高トリップ，過大出力 ΔT 高トリップの機能が動作不能であることを確認した場合

- ・ 確認の強化：原因究明の実施，原子炉トリップの再設定，再度の機能確認の実施
- ・ 炉心出力の降下（原子炉停止を含む）

(2) 具体的な措置

- ・ 原子炉トリップ設定の機能確認において，適切に動作しなかった場合は，原因究明を行い，動作可能な状態にする。
- ・ バイパスしていないチャンネルにおいて，過大温度 ΔT 高トリップ，過大出力 ΔT 高トリップの機能が動作可能な状態になっていないことが確認された場合は，原因究明を行い，原子炉トリップ作動値の再設定等の措置により，当該チャンネルを動作可能な状態にする。保安規定に定める時間内に動作可能な状態にできない場合は，原子炉を停止する。

[関連業務]

- ・ 1 次冷却材温度の確認（4. 1. 4 項）
- ・ 炉内外核計装照合校正（4. 2. 6 項）
- ・ 軸方向中性子束出力偏差の確認（4. 2. 8 項）

上記に加えて，関連する業務として，以下を行う。

① 警報値の設定，機能確認

過大温度 ΔT 高トリップ及び過大出力 ΔT 高トリップに関する警報（過大温度 ΔT 高（タ

ービンランバック、制御棒引抜阻止）及び過大出力 ΔT 高（タービンランバック、制御棒引抜阻止）の警報値を設定する。また、設定したとおりに警報発信することを確認する（これら警報機能は安全解析において期待していない）。

② 原子炉トリップ設定値の制限範囲内にあることの確認

保安規定に定める実施頻度に基づき、通常運転時において、 ΔT 、 T_{avg} 及び1次冷却材圧力が、過大温度 ΔT 高トリップ設定値及び過大出力 ΔT 高トリップ設定値の制限範囲内であることを確認する。

（解説 4. 2. 1①）

過大温度 ΔT 高トリップ及び過大出力 ΔT 高トリップは、DNBR や最大線出力密度の観点で燃料を適切に保護することを目的としている。また、プラントの種々の運転状態を想定し保守的に設定した設計出力分布（軸方向コサイン分布）に基づき設定されている。原子炉トリップ設定値は、安全解析に使用する原子炉トリップ限界値から計装誤差等を考慮して設定する。具体的な設定例は以下のとおり。

$$\text{過大出力}\Delta T\text{高トリップ設定値} = K_1 - K_2(T - T_0) - K_3(\tau_1 S / (1 + \tau_1 S))T - f(\Delta I)$$

$$\text{過大温度}\Delta T\text{高トリップ設定値}$$

$$= K_4 + K_5(P - P_0) - K_6((1 + \tau_2 S) / (1 + \tau_3 S))(T - T_0) - f(\Delta I)$$

T : 1次遅れ回路を通した1次冷却材平均温度（℃）

T_0 : 定格出力運転時の1次冷却材平均温度（℃）

P : 加圧器圧力（MPa）

P_0 : 定格運転圧力（MPa）

$\tau_1 \sim \tau_3$: 時定数（sec）

$K_1 \sim K_6$: 熱水力設計上の制限値に達しないように、計装誤差等を考慮して設定した定数

$f(\Delta I)$: 軸方向出力分布に関する補正項

S : ラプラス演算子

なお、過大温度 ΔT 高トリップ設定値（保護限界）については、DNB防止及び高温側配管沸騰防止の双方の観点で両者を包絡するように設けているものであるが、運転領域を拡大することを目的としてそれぞれで設定値（保護限界）を設けているプラントもある（デジタル安全保護系採用プラント）。

（解説 4. 2. 1②）

補正項 $f(\Delta I)$ の設定については、運転時の異常な過渡変化時など設計出力分布よりも偏った出力分布となった場合においても、DNBR や最大線出力密度の観点で燃料が適切に保護されるよう、軸方向出力分布に関する補正項として設定されている。

運転中は、測定された各チャンネルの出力領域中性子束（上部、下部）を事前に

設定していた補正項 $f(\Delta I)$ にインプットすることで補正值が算出され, その補正值が常時原子炉トリップ設定値へ反映されるようになっている。

資料用
図表

4.2.2 出力領域中性子束高, 出力領域中性子束変化率高に係る原子炉トリップの作動値設定, 機能及び作動性の確認 (参考)

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び設計評価における前提事項が担保されていることを確認するため, 出力領域中性子束高及び出力領域中性子束変化率高に係る原子炉トリップの作動値設定, 機能及び作動性を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
 - (a)運転員の操作・調整等で変わりうる入力について確認する。
 - ・安全保護系の作動値が設計評価で想定した値に設定されていることを確認する。
- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。
 - (b)機器の誤作動, 機器の異常な変形等で変わりうる前提について確認する。
 - ・安全保護系が動作不良でないこと及び機能することを確認する。

[設計評価との具体的な関係]

安全解析における運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の評価において原子炉保護系の作動を考慮して事象が収束する多くの事象では, 炉内の状態のパラメータが適切な値で作動するべく入力として考慮されているとともに, 原子炉保護の論理回路が実際に機能すること及び想定通り系統が作動することが前提となる。

安全保護系の中でも出力領域中性子束高トリップ及び出力領域中性子束変化率高トリップは, 制御棒位置又はほう素濃度の誤調整等が外乱の起因になる可能性があり, 炉心状態に比較的大きく影響されることから, 本指針では出力領域中性子束高トリップ及び出力領域中性子束変化率高トリップの作動値設定, 機能及び作動性の確認を炉心管理の対象としている。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 出力領域中性子束高, 出力領域中性子束変化率高に係る原子炉トリップの作動値設定, 機能及び作動性の確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び設計評価における前提事項が担保されていることの確認として, 出力領域中性子束高, 出力領域中性子束変化率高に

係る原子炉トリップの作動値設定、機能及び作動性を、以下の流れで確認する。

- 1) 原子炉トリップ設定値の設定、機能確認
- 2) 原子炉トリップの作動性確認
- 3) 出力領域中性子束の指示値の校正

(2) 具体的確認方法

以下の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

なお、これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

1) 原子炉トリップ設定値の設定、機能確認

原子炉起動前までに、原子炉保護系計装として各チャンネルの出力領域中性子束高トリップ設定値及び出力領域中性子束変化率高トリップ設定値を設定し、設定したとおりに動作することを確認する。(解説 4.2.2①)

2) 原子炉トリップの作動性確認

原子炉起動以降において保安規定に定める実施頻度に基づき、各チャンネルの出力領域中性子束の指示値を確認し、4チャンネルとも動作不能でないことを確認する。ただし、検出器特性検査時、炉内外核計装照合校正時、出力領域中性子束の指示値校正時又は高温零出力時炉物理検査時においては、残り3チャンネルが動作可能であることを条件に、1チャンネルをバイパスすることができ、バイパスしたチャンネルは動作不能とはみなさない。(解説 4.2.2②)

3) 出力領域中性子束の指示値の校正

出力領域中性子束の指示値とSG熱出力との差を定期的に比較し、管理基準を超えないように出力領域中性子束の指示値を校正する。(解説 4.2.2③)

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには、以下の点に配慮する必要がある。

1) PR 検出器の信頼性

PR 検出器が、適切に中性子束を検出できる状態となっていること。

2) 信号処理に使用する設備の信頼性

信号処理に使用する設備が、動作不能な状態となっていないこと。

3) SG 熱出力の信頼性

SG 熱出力が、適切に算出される状態となっていること。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

- 1) 出力領域中性子束高原子炉トリップ、出力領域中性子束変化率高原子炉トリップの機能が動作不能であることを確認した場合

- ・ 確認の強化：原因究明の実施，原子炉トリップの再設定，再度の機能確認の実施
- ・ 炉心出力の降下（原子炉停止を含む）

(2) 具体的な措置

- ・ 原子炉トリップ設定の機能確認において，適切に動作しなかった場合は，原因究明を行い，動作可能な状態にする。
- ・ バイパスしていないチャンネルにおいて，出力領域中性子束高トリップ又は出力領域中性子束変化率高トリップの設定が動作可能な状態になっていないことが確認された場合は，原因究明を行い，原子炉トリップ作動値の再設定等の措置により，当該チャンネルを動作可能な状態にする。保安規定に定める時間内に動作可能な状態にできない場合は，原子炉を停止する。

[関連業務]

- ・ 中間領域中性子束高に係る原子炉トリップの作動値設定，機能及び作動性の確認（4. 2. 3 項）

上記に加えて，関連する業務として，以下を行う。

- ① 出力領域中性子束高制御棒引抜阻止パーミッシブ C-2 警報値の設定，機能確認
出力領域中性子束高制御棒引抜阻止パーミッシブ C-2 警報値を設定する。また，設定したとおりに警報発信することを確認する。（解説 4. 2. 2④）
- ② 出力領域中性子束高（低設定）原子炉トリップ等の手動ブロック
パーミッシブ信号 P-10 が発信した場合，速やかに出力領域中性子束高（低設定）原子炉トリップ，中間領域中性子束高原子炉トリップ及び中間領域制御棒引抜阻止パーミッシブ C-1 を手動ブロックする。（解説 4. 2. 2⑤）

（解説 4. 2. 2①）

出力領域中性子束高トリップ及び出力領域中性子束変化率高トリップに係る原子炉トリップ機能は，出力運転中に燃料の溶融又は DNB の発生を引き起こす可能性のある正の反応度添加から原子炉を保護することを目的としている。

出力領域中性子束高に係る原子炉トリップとしては，低設定（起動時における反応度投入事象による燃料被覆管の PCMI 破損防止）と，高設定（出力運転中の過大出力防止）の二つがある（安全解析ではこれらのトリップに期待している）。

また，出力領域中性子束変化率高に係る原子炉トリップとしては，増加率高（制御棒飛び出し時の原子炉保護）と，減少率高（複数の制御棒落下時の原子炉保護）の二つがある。

(解説 4.2.2②)

出力領域中性子束の指示値は、原子炉容器の周囲に設置した計 8 個（炉心の上部及び下部に設置した 2 個の検出器が水平方向に 4 チャンネル有り）の PR 検出器により、中性子束を検出し、加算増幅器により信号処理（各チャンネルの上部と下部の検出器の電流を加算したうえで電圧値に変換）することで得られる。

PR 検出器は、検出器内に窒素ガスを封入した単一の電離箱から成っており、窒素ガスに接する電極面に濃縮 ^{10}B を塗布したガンマ線非補償型電離箱と呼ばれるタイプのものを使用している。入射した中性子と ^{10}B との核反応により発生した荷電粒子が封入ガス中を通過することによって正、負電荷のイオンや電子が生成し、それぞれ反対符号の電極に向かって移動する。もしイオンと電子の時間当たりの発生率が一定であれば、電極間に定常電流が流れるため、その電流値を測定することで中性子束レベルを把握できる。

PR 検出器内には中性子束だけでなくガンマ線束も入射されるため、検出器電流値には中性子束とガンマ線束の両方の寄与による出力電流となるものの、全出力運転時ではガンマ線束による出力電流は中性子束による電流の 1% 以下であることから、一般に、高出力運転時のガンマ線束による電流は無視できる。

一方、原子炉を長時間運転した後で停止した場合では、中性子束は数分の間に比較的低いレベルまで減少するものの、半減期の長い蓄積した線源からのガンマ線束の影響により、ガンマ線束による電流の割合が増加するため、出力領域中性子束の指示値は中性子束を正確に表さなくなる。そのため、一度原子炉を停止した後で再度原子炉を起動しようとする際には、ガンマ線補償型電離箱の IR 検出器を使用する必要がある。

(解説 4.2.2③)

安全解析で使用するトリップ設定値（トリップ限界値）は、セット値（実機に設定される設定値）に計装誤差や余裕を見込んだ値に設定されている。このため、出力領域中性子束の指示値と SG 熱出力との差を所定の範囲で一致させていないと、例えば原子炉トリップ設定値に到達するまでの時間が安全解析における時間よりも長くなる可能性等が考えられ、このような場合は安全解析によって判断基準を満足することを確認したとする条件を担保できないこととなる。

一方、炉心の出力を一定に運転していても、燃焼に伴う出力分布の変化（炉外核計装近傍の燃料集合体相対出力）や運転に伴う 1 次冷却材温度の変化のため、炉外に漏れる中性子束、ひいては炉外核計装指示値が変化していく。

このため、日常的に炉外核計装指示値を確認し、原子炉熱出力との比較差が管理基準を超えないように炉外核計装指示値を校正する必要がある。

(解説 4. 2. 2④)

「出力領域中性子束高制御棒引抜阻止」警報は、出力領域中性子束高に係る原子炉トリップを防止する目的として警報値を設定している。出力領域 4 チャンネルのうち 1 チャンネルが警報値に達すると、制御棒引抜阻止パーミッシブ C-2 が発信し、制御棒は自動、手動いずれの引抜もできなくなる。

(解説 4. 2. 2⑤)

原子炉出力がパーミッシブ信号 P-10 の設定値 (PR 出力 10%) 以上になった場合は、急激な負荷上昇が発生しても誤トリップしないように、速やかに出力領域中性子束高 (低設定) 原子炉トリップ、中間領域中性子束高原子炉トリップを手動でブロックする必要がある。また、出力上昇のため制御棒の引抜が可能となるよう、中間領域制御棒引抜阻止パーミッシブ C-1 を手動でブロックする必要がある。

一方、原子炉出力が P-10 の設定値以下となった場合には、出力領域中性子束高 (低設定) 原子炉トリップ、中間領域中性子束高原子炉トリップ及び中間領域制御棒引抜阻止パーミッシブ C-1 が自動的にブロック解除される。

4.2.3 中間領域中性子束高に係る原子炉トリップの作動値設定、機能及び作動性の確認（参考）

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び設計評価における前提事項が担保されていることを確認するため、中間領域中性子束高に係る原子炉トリップの作動値設定、機能及び作動性を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
 - (a)運転員の操作・調整等で変わりうる入力について確認する。
 - ・安全保護系の作動値が設計評価で想定した値に設定されていることを確認する。
- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。
 - (b)機器の誤作動、機器の異常な変形等で変わりうる前提について確認する。
 - ・安全保護系が動作不良でないこと及び機能することを確認する。

[設計評価との具体的な関係]

安全解析における運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の評価において原子炉保護系の作動を考慮して事象が収束する多くの事象では、炉内の状態のパラメータが適切な値で作動するべく入力として考慮されているとともに、原子炉保護の論理回路が実際に機能すること及び想定通り系統が作動することが前提となる。

安全保護系の中でも中間領域中性子束高トリップは、制御棒位置又はほう素濃度の誤調整等が外乱の起因になる可能性があり、炉心状態に比較的大きく影響されることから、本指針では中間領域中性子束高トリップの作動値設定、機能及び作動性の確認を炉心管理の対象としている。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 中間領域中性子束高に係る原子炉トリップの作動値設定、機能及び作動性の確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び設計評価における前提事項が担保されていることの確認として、中間領域中性子束高に係る原子炉トリップの作動値設定、機能及び作動性を、以下の流れで確認する。

- 1) IR-PR オーバーラップ特性確認
- 2) 原子炉トリップ設定値の設定，機能確認
- 3) 原子炉トリップの作動性確認
- 4) 原子炉トリップ設定値の再設定

(2) 具体的確認方法

以下の方法により，個別要求事項を満足していることを確認する。

なお，これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

1) IR-PR オーバーラップ特性確認

原子炉起動前までに，今サイクル炉心における PR 検出器周辺の出力情報と IR 検出器周辺の出力情報から，PR 出力 10%時のパーミッシブ P-10 発信時における IR 電流値が，中間領域中性子束高トリップ設定値及び中間領域制御棒引抜阻止パーミッシブ C-1 警報値に達する可能性が小さいことを確認する。

上記設定値や警報値に達する可能性があるときは，前サイクル炉心の出力分布と今サイクル炉心の出力分布の差から，PR 検出器の仮校正又は上記設定値及び警報値を算出する。(解説 4.2.3①)(解説 4.2.3②)

2) 原子炉トリップ設定値の設定，機能確認

IR-PR オーバーラップ特性の確認結果を踏まえ，原子炉起動前までに，原子炉保護系計装として各チャンネルの中間領域中性子束高トリップ設定値を設定し，設定したとおりに動作することを確認する。

3) 原子炉トリップの作動性確認

原子炉起動時のパーミッシブ P-6 の設定値 (IR 電流値 10^{-10}A) 以上から原子炉出力がパーミッシブ P-10 の設定値 (PR 出力 10%) に到達するまでの間，保安規定に定める実施頻度に基づき，各チャンネルの中間領域中性子束の指示値を確認し，2 チャンネルとも動作不能でないことを確認する。ただし，中間領域制御棒引抜阻止の設定又は中間領域炉停止時中性子束高トリップ設定点の設定時においては，残りのチャンネルが動作可能であることを条件に，保安規定に定める時間内に限り，1 チャンネルをバイパスすることができ，バイパスしたチャンネルは動作不能とはみなさない。(解説 4.2.3③)

4) 原子炉トリップ設定値の再設定

出力上昇中における中間領域中性子束の指示値と原子炉熱出力の関係を測定し，各チャンネルの中間領域中性子束高トリップ設定値を再設定する。(解説 4.2.3④)

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには，以下の点に配慮する必要がある。

1) IR 検出器の信頼性

IR 検出器が、適切に中性子束を検出できる状態となっていること。

2) 信号処理に使用する設備の信頼性

信号処理に使用する設備が、動作不能な状態となっていないこと。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 中間領域中性子束高原子炉トリップの機能が動作不能であることを確認した場合

- ・ 確認の強化：原因究明の実施，原子炉トリップの再設定，再度の機能確認の実施
- ・ 炉心出力の降下（原子炉停止を含む）
- ・ 希釈操作及び制御棒引抜き操作の中止

(2) 具体的な措置

- ・ 原子炉トリップ設定の機能確認において、適切に動作しなかった場合は、原因究明を行い、原子炉トリップ作動値の再設定等の措置により、動作可能な状態にする。
- ・ 中間領域中性子束高トリップ 1 チャンネルが動作不能である場合は、保安規定に定める時間内に P-6 未満にするか P-10 以上にする。
- ・ 中間領域中性子束高トリップ 2 チャンネルともが動作不能である場合は、希釈操作及び制御棒引抜き操作を速やかに中止し、保安規定に定める時間内に P-6 未満にする。

[関連業務]

- ・ 原子炉出力上昇時におけるパーミッシブ信号 P-10 の発信確認（4.5.7 項）

(解説 4.2.3①)

中間領域中性子束高トリップの設定にあたっては、炉心の装荷パターン、燃焼による出力分布の変化、検出器の交換等によって変化するため、都度、基準となる値を確認し、そのうえでトリップ作動値を設定する必要がある。

(解説 4.2.3②)

PR 検出器の仮校正や、中間領域中性子束高トリップ設定値及び中間領域制御棒引抜き阻止パーミッシブ C-1 警報値の変更を、毎定検実施しているプラントもある。

(解説 4.2.3③)

中間領域中性子束の指示値は、原子炉容器の周囲に設置した 2 個の IR 検出器により、中性子束を検出し、増幅器により信号処理することで得られる。

IR 検出器は、検出器内に N₂ ガスを封入した 2 重の電離箱から成っており、外側

の電離箱の電極面だけに濃縮 ^{10}B を塗布したガンマ線補償型電離箱と呼ばれるタイプのものを使用している。入射した中性子と ^{10}B との核反応により発生した荷電粒子が封入ガス中を通過することによって正、負電荷のイオンや電子が生成し、それぞれ反対符号の電極に向かって移動する。もしイオンと電子の時間当たりの発生率が一定であれば、電極間に定常電流が流れるため、その電流値を測定することで中性子束レベルを把握できる。

(解説 4. 2. 3④)

計画外停止後の原子炉再起動時における適切な原子炉トリップ機能の確保の観点から、出力上昇によって中間領域中性子束の指示値と原子炉熱出力の関係性が確認できたタイミングで、中間領域中性子束高トリップ設定値及び中間領域制御棒引抜阻止パーミッシブ C-1 警報値を再設定しているプラントもある。

4.2.4 中性子源領域中性子束高に係る原子炉トリップの作動値設定、機能及び作動性の確認 (参考)

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び設計評価における前提事項が担保されていることを確認するため、中性子源領域中性子束高に係る原子炉トリップの作動値設定、機能及び作動性を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
 - (a)運転員の操作・調整等で変わりうる入力について確認する。
 - ・安全保護系の作動値が設計評価で想定した値に設定されていることを確認する。
- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。
 - (b)機器の誤作動、機器の異常な変形等で変わりうる前提について確認する。
 - ・安全保護系が動作不良でないこと及び機能することを確認する。

[設計評価との具体的な関係]

安全解析における運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の評価において原子炉保護系の作動を考慮して事象が収束する多くの事象では、炉内の状態のパラメータが適切な値で作動するべく入力として考慮されているとともに、原子炉保護の論理回路が実際に機能すること及び想定通り系統が作動することが前提となる。

安全保護系の中でも中性子源領域中性子束高トリップは、制御棒位置又はほう素濃度の誤調整等が外乱の起因になる可能性があり、炉心状態に比較的大きく影響されることから、本指針では中性子源領域中性子束高トリップの作動値設定、機能及び作動性の確認を炉心管理の対象としている。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 中性子源領域中性子束高に係る原子炉トリップの作動値設定、機能及び作動性の確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び設計評価における前提事項が担保されていることの確認として、中性子源領域中性子束高に係る原子炉トリップの作動値設定、機能及び作動性を、以下の流れで確認する。

- 1) 原子炉トリップ設定値の設定，機能確認
- 2) 原子炉トリップの作動性確認

(2) 具体的確認方法

以下の方法により，個別要求事項を満足していることを確認する。

なお，これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

1) 原子炉トリップ設定値の設定，機能確認

原子炉への燃料装荷開始前までに，原子炉保護系計装として各チャンネルの中性子源領域中性子束高トリップ設定値を設定し，設定したとおりに動作することを確認する。

2) 原子炉トリップの作動性確認

燃料装荷開始からパーミッシブ P-6 発信までにおいて，保安規定に定める頻度に基づき，各チャンネルの中性子源領域中性子束の指示値を確認し，2 チャンネルとも動作不能でないことを確認する。ただし，「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報を設定する場合は，残りのチャンネルが動作可能であることを条件に，保安規定に定める時間内に限り，1 チャンネルをバイパスすることができ，バイパスしたチャンネルは動作不能とはみなさない。（解説 4.2.4）

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには，以下の点に配慮する必要がある。

1) SR 検出器の信頼性

SR 検出器が，適切に中性子束を検出できる状態となっていること。

2) 信号処理に使用する設備の信頼性

信号処理に使用する設備が，動作不能な状態となっていないこと。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

- 1) 中性子源領域中性子束高原子炉トリップの機能が動作不能であることを確認した場合
 - ・ 確認の強化：原因究明の実施，原子炉トリップの再設定，再度の機能確認の実施
 - ・ 原子炉トリップしゃ断器開放
 - ・ 希釈操作及び制御棒引抜き操作の中止

(2) 具体的な措置

- ・ 原子炉トリップ設定の機能確認において，適切に動作しなかった場合は，原因究明を行い，原子炉トリップ作動値の再設定等の措置により，動作可能な状態にする。

- ・全制御棒が全挿入されていない状態において、中性子源領域中性子束高トリップ 1 チャンネルが動作不能である場合は、希釈操作及び制御棒引抜き操作は速やかに中止する。
- ・全制御棒が全挿入されていない状態において、中性子源領域中性子束高トリップ 2 チャンネルともが動作不能である場合は、原子炉トリップしゃ断器を開放する。
- ・全制御棒が全挿入されている状態において、中性子源領域中性子束高トリップ 1 チャンネルが動作不能である場合は、当該チャンネルの原因究明を行い、動作可能な状態にする。保安規定に定める時間内に動作可能な状態にできない場合、若しくは、中性子源領域中性子束高トリップ 2 チャンネルともが動作不能である場合は、原子炉トリップしゃ断器を開放する。
- ・原子炉トリップしゃ断器が開放されている場合において、中性子源領域中性子束高トリップ 2 チャンネルともが動作不能である場合は、1 次冷却材中のほう素濃度希釈作業を全て中止し、また、1 次冷却材中のほう素濃度が停止余裕の運転上の制限を満足することを確認する。

[関連業務]

- ・中性子源領域炉停止時中性子束高に係る警報設定値の設定 (4.1.1 項)
- ・臨界近接操作時におけるパーミッシブ信号 P-6 の発信確認 (4.5.6 項)

上記に加えて、関連する業務として、以下を行う。

① 燃料装荷作業時の炉心状態の確認

燃料装荷作業において、SR 検出器の計数率を用いた 1/M の評価により、炉心状態を確認する。

② 臨界到達操作時の炉心状態の確認

臨界到達操作において、SR 検出器の計数率及び IR 検出器の電流値を用いた 1/M の評価により、炉心状態を確認する。

(解説 4.2.4)

中性子源領域中性子束の指示値は、原子炉容器の周囲に設置した二つの SR 検出器により、中性子束を検出し、増幅器や整形器により信号処理することで得られる。

SR 検出器は、検出器内に BF_3 ガスを封入した BF_3 比例計数管と呼ばれるタイプのものを使用している。入射した中性子との核反応により発生した荷電粒子の飛跡に沿って、 BF_3 ガス分子の電離により生成した正、負電荷のイオンや電子が電極に移動することで、2.31MeV 又は 2.79MeV のエネルギー損失に比例したパルスが発生し、その計数率を測定している。

中性子だけでなく、ガンマ線との相互作用によってもパルスを生じるが、ガンマ線によるパルスは通常光電子やコンプトン反跳電子の 1MeV 程度以下のエネルギー

ギー損失に比例するパルス波高となるため、パルス波高分析の可能な回路を用いて低波高のパルスを除外することで、ノイズとなるパルスも同時に除外されて中性子によるパルスだけを選別している。

SR 検出器の印加電圧は、比例領域が最も広くなるように 300V 程度で設定している。SR 検出器を長時間使用していると、 BF_3 ガス分子が分解され、比例領域の幅が狭くなって分解能が低下するため、通常約 1～2 年ごとの定検時に新品と交換している。

4.2.5 出力上昇率の確認（参考）

1. 個別要求事項

設計評価における前提事項が担保されていることを確認するため、出力上昇率を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

具体的な実施事項

- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。
 - (a) 運転員の操作・調整等で変わりうる前提について確認する。
 - ・ 過去の運転実績及び最新の知見を考慮した燃料の健全性及び炉心の安全性を確保するための運転方法に従い運転を行う。

[設計評価との具体的な関係]

サイクル初期に代表される、燃料被覆管とペレットが接触している期間において、一定時間の出力保持によるプレコンディショニングが形成されていない状態で燃料棒の線出力が上昇すると、PCMI による被覆管の貫通性損傷が生じる可能性が懸念される。また、定期検査中の燃料ハンドリングによって、燃料被覆管とペレットとのギャップ部に、ペレット片が移動する可能性もあり、これらを考慮して、所定の出力以上への出力上昇率に制限を設けている。この制限は、過去の原子炉起動時における燃料リーク発生時の出力上昇率の実績の分析により設定されたものである（解析で求められたものではない）。このため、サイクル初期における燃料被覆管の PCMI による貫通性損傷を防止する観点で、出力上昇率の制限を順守した運転操作を行うことが前提となっている。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 出力上昇率の確認の流れ

設計評価における前提事項が担保されていることの確認として、起動時における出力上昇率が管理値を満足していることを、以下の流れで確認する。

- 1) 起動工程の管理
- 2) 起動時の出力上昇率の確認

(2) 具体的確認方法

以下の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

なお、これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

1) 起動工程の管理

起動工程管理業務において、起動時の出力上昇率が管理値を満足したものになっていることを確認する。(解説 4. 2. 5)

2) 起動時の出力上昇率の確認

所定の出力以上において、出力上昇率が管理値を満足していることを確認する。
(解説 4. 2. 5)

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには、以下の点に配慮する必要がある。

1) 出力測定時に用いる設備の信頼性

出力を測定するために用いられる設備が、動作不能な状態となっていないこと。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置 (考え方)

1) 出力上昇率の管理値超過

- ・制限 (値) 内への復帰の操作

(2) 具体的な措置

- ・起動時の出力上昇時において、出力上昇率が管理値を超えていることを確認した場合は、速やかに出力上昇率を下げる操作を実施する。

[関連業務]

なし。

(解説 4. 2. 5)

電気出力が、出力上昇開始前の過去 30 日の運転期間中に少なくとも累積 72 時間以上に亘り保持されていた最も高い電気出力レベルを超える場合において、「3%/時以下」を出力上昇率の管理の目安としている。

4.2.6 炉内外核計装照合校正

1. 個別要求事項

設計評価における前提事項が担保されていることを確認するため、炉内外核計装照合校正が実施され、炉外の軸方向中性子束出力偏差が炉内出力分布測定結果と判定基準内で一致することを確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

具体的な実施事項

b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

(c) 炉外で常時監視される出力分布が炉内の状態を適切に表していることを確認する。

・ 炉外核計装が炉内の状態を適切に表していることを確認するために、炉内外核計装照合（校正）を行う。

運転時の異常な過渡変化時での安全保護系の作動値が軸方向中性子束出力偏差に依存して設定される過大温度 ΔT 高原子炉トリップ及び過大出力 ΔT 高原子炉トリップでは、炉外核計装で計測される軸方向中性子束出力偏差が炉内の実際の軸方向中性子束出力偏差を適切に代表していることが求められる。

[設計評価との具体的な関係]

PWR では炉内核計装による詳細測定及び安全確認を所定の間隔で行うとともに、炉外核計装により出力運転中の軸方向及び径方向出力分布を連続監視することで、安全評価の前提又は入力を満足していることを確認している ($F_Q(Z)$, $F_{\Delta H}^N$ 及び軸方向出力分布)。ここで、特に軸方向出力分布に関して「炉外の軸方向中性子束出力偏差の確認によって炉内 AO 測定を代替できていること」が前提となっていることから、これを担保するために所定の頻度で行う出力分布測定により炉内外の軸方向中性子束出力偏差の差が一定の範囲内になることを確認している。この差が大きい場合又は大きくなることが予測される場合には、必要に応じて炉内外核計装照合校正を実施する。

炉内外の軸方向中性子束出力偏差の差が一定の範囲内である状態で、炉外の軸方向中性子束出力偏差が目標範囲を満足するよう運転管理することで、運転時の異常な過渡変化時における燃料被覆管の機械的破損の防止のための最大線出力密度及び燃料被覆管の熱的破損の防止のための最小 DNBR が、設計で想定している値を超えないことを担保している。

運転時の異常な過渡変化が生じて軸方向出力分布が大きく歪む場合には、通常運転中

に炉外の軸方向中性子束出力偏差が目標範囲を満足することと、安全保護系の過大温度 ΔT 高原子炉トリップ又は過大出力 ΔT 高原子炉トリップ発信の設定点を軸方向出力分布の変化に応じた補正項 ($f(\Delta I)$) によって低下させることで、燃料被覆管の DNB による熱的破損、燃料ペレットの溶融及び膨張による燃料被覆管の機械的破損を適切に防止している。このため、上下部の炉外核計装信号の差となる軸方向中性子束出力偏差が、炉内 AO を正しく示していることが前提であり、必要に応じて炉内外の照合と校正を実施するものである。(解説 4.2.6①)

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 炉内外核計装照合校正の確認の流れ

設計評価における前提事項が担保されていることの確認として、炉内外核計装照合校正が実施され、炉外の軸方向中性子束出力偏差が炉内出力分布測定結果と判定基準内で一致することを、以下の流れで確認する。(解説 4.2.6②) (解説 4.2.6③)

- 1) 炉内外核計装照合校正の実施要否の判断
- 2) 炉内出力分布測定による炉内 AO の取得及び当該測定時の炉外核計装電流値の取得
- 3) 解析的手法による炉内 AO と炉外核計装電流値の相関の評価
- 4) 測定値を用いた補正による炉内外相関式の作成
- 5) プラントへの適用 (炉内外計装照合校正の実施) と炉内外の軸方向中性子束出力偏差の照合

(2) 具体的確認方法

以下の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

なお、これらの確認の一部は炉心管理以外の部門が行う。

1) 炉内外核計装照合校正の実施要否の判断

炉内外核計装照合校正は、燃料取替後、所定の原子炉熱出力を超えるまでに実施する。その後の出力運転時の炉心管理においては、以下の状況となれば炉内外核計装照合校正を行う。(解説 4.2.6④)

- a) 炉内外の軸方向中性子束出力偏差の差が制限値に対して別途定めた管理値を超えるか、超えることが予想される場合
- b) 炉心の出力分布状態に異常がない場合に、上部及び下部いずれかの1/4炉心出力偏差が運転上の制限値に対して別途定めた管理値を超えるか、超えることが予想される場合
- c) 炉外核計装指示値がフルスパンを逸脱するか、逸脱することが予想される場合
(解説 4.2.6⑤)

2) 炉内出力分布測定による炉内 AO の取得及び当該測定時の炉外核計装電流値の採取

炉内外核計装照合校正の際には、4.3.6項に記載された要領で炉内出力分布測定を

実施する。測定された炉内出力分布より、炉内AO測定値を得るとともに、炉内出力分布測定時のNIS電流値を採取する。

3) 解析的手法による炉内 AO と炉外核計装電流値の相関の評価

制御棒の挿入及び付随するキセノン振動により軸方向出力分布が変動した炉心状態を複数模擬し、それぞれの状態における炉内出力分布を解析的に評価する。解析的に評価された炉内出力分布より、炉内AOを得る。また、炉心中性子束分布に対して、炉心内各位置と炉外核計装との距離に応じた重み係数及び電流値への換算係数を用い、各象限の炉外核計装電流値を得る。

解析的に得られた炉内AOと炉外核計装電流値の相関を以下のとおり整理する。

$$I_{上, n} = \alpha_{上, n} \times AO + \beta_{上, n} \quad (n = 1 \sim 4)$$

$$I_{下, n} = \alpha_{下, n} \times AO + \beta_{下, n} \quad (n = 1 \sim 4)$$

ここで、 $I_{上, n}$ ：第n象限，上部の炉外核計装電流値

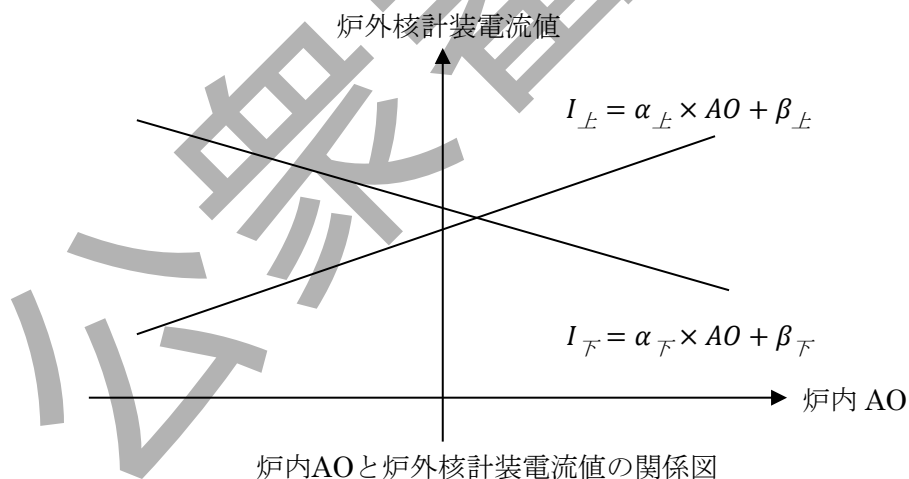
$I_{下, n}$ ：第n象限，下部の炉外核計装電流値

$\alpha_{上, n}$ ：第n象限，上部の相関式の傾き

$\alpha_{下, n}$ ：第n象限，下部の相関式の傾き

$\beta_{上, n}$ ：第n象限，上部の相関式の切片

$\beta_{下, n}$ ：第n象限，下部の相関式の切片



4) 測定値を用いた補正による炉内外相関式の作成

解析的に得られた炉内AOと、各象限の炉外核計装電流値の相関を、1)で得られた炉内AO及び炉外核計装電流値の測定値で補正し、炉内外相関式を炉外核計装象限ごとに作成する。

5) プラントへの適用（炉内外計装照合校正の実施）と炉内外の軸方向中性子束出力偏差の照合

作成した炉内外相関式をプラントに適用する。炉内外相関式と整合するよう検出器ごとに炉外核計装の抵抗を調整し、調整後の炉外核計装電圧に基づいて炉外の軸方向中性子束出力偏差を算出、管理する。

炉内外相関式適用後の炉外の軸方向中性子束出力偏差が、1) で得た炉内出力分布測定結果と判定基準内で一致することを確認する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには、以下の点に配慮する必要がある。

1) 炉内核計装の信頼性

炉内核計装が適切に使用できる状態であること。

2) 炉外核計装の信頼性

炉外核計装が適切に使用できる状態であること。

3) ソースデックの信頼性

取替炉心設計作業において、ソースデック若しくはソースデックを作成するシステム用の定数データが信頼できることを確認する。

4) 解析的炉内外相関式作成に用いる核定数及び炉外核計装電流値評価用重み係数の信頼性

取替炉心設計作業において、使用する核定数が信頼できることを確認する。また、過去実績等に基づき信頼できる重み係数が使用されていることを確認する。

5) 計算機プログラムの信頼性

炉内出力分布測定及び解析的炉内外相関式作成を実施する機能を有する計算機プログラムが適切であることの確認及び計算機のメンテナンスにより、信頼性が担保されていることを確認する。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 炉内外核計装照合校正実施後の判定基準逸脱

- ・ 確認の強化：再度の確認，確認頻度の増加，詳細な手法による別途確認など
- ・ 制限（値）内への復帰の操作
- ・ 炉心出力の降下：（原子炉停止を含む）

(2) 具体的な措置

- ・ 炉内外核計装照合校正の実施後，炉内外の軸方向中性子束出力偏差が判定基準内で一致しない場合，原因を調査し，必要に応じて炉内外核計装照合校正の手順を再実施する。
- ・ 所定の時間が経過しても状況が改善されない場合，必要に応じて炉心出力を降下させ

る。

[関連業務]

- ・ 過大温度 ΔT 高及び過大出力 ΔT 高に係る原子炉トリップの作動値設定，機能及び作動性の確認（4.2.1 項）
- ・ 軸方向中性子束出力偏差の確認（4.2.8 項）（解説 4.2.6⑥）
- ・ 1/4 炉心出力偏差の確認（4.2.9 項）（解説 4.2.6⑦）
- ・ 炉内出力分布の確認（4.3.6 項）

（解説 4.2.6①）

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においては，燃料被覆管の閉じ込め機能が維持されることが要求されている。具体的には燃料被覆管が系統的に破損しないことが，安全解析にて要求されており，以下を防止するべく評価がされている。

・ 機械的破損防止

直接的には，燃料被覆管の円周方向平均塑性歪の変化量が 1 % を超えないことが要求となるが，より保守的で簡便な評価となる，燃料ペレットの温度評価で中心溶融を生じないことが，PWR の基準となっている。

・ 熱的破損防止

燃料の発熱と除熱とのバランスで求まる熱流束と膜沸騰に遷移する限界熱流束に対する比（DNBR）が，基準値（最小 DNBR 許容限界値）を上回ること。

この燃料被覆管の系統的な破損防止については，安全評価及び燃料機械設計で確認されているが，以下のとおり，運転状態に応じた確認が重要である。

1) 定格出力時での確認

取替炉心設計で最小 DNBR を満足することは基本設計から詳細設計までの一連の設計を通して確認済みであり，定格出力時の確認としては，この取替炉心設計が有効であることを確認する。具体的には，熱出力，冷却材の温度，流量，圧力について設計通りであることが確認できれば，燃料被覆管破損防止も担保できる。

2) 運転時の異常な過渡変化

運転時の異常な過渡変化時では，安全保護系による原子炉トリップにより，燃料被覆管は守られる。具体的には，機械的破損である燃料ペレット溶融防止は過大出力 ΔT 高トリップで，熱的破損である DNBR は過大温度 ΔT 高トリップで，それぞれ保護される。

これらは， T_{avg} ，原子炉圧力及び軸方向中性子束出力偏差の関数で，トリップとなる ΔT が設定される。

このうち、軸方向中性子束出力偏差については、軸方向出力分布の歪に応じて CAOC 運転前提での ΔT のトリップ設定点を引き下げるための指標である。すなわち、補正項 ($f(\Delta T)$) は炉外核計装で常時監視される軸方向中性子束出力偏差に基づいて設定されている。したがって、運転時の異常な過渡変化時の評価を担保するためには、炉外で常時監視される軸方向中性子束出力偏差が、炉内の軸方向中性子束出力偏差を適切に代表していることが前提となる。このことを担保するために、炉内外核計装照合校正にて、炉内の軸方向中性子束出力偏差と炉外の軸方向中性子束出力偏差との照合及び必要に応じた校正が行われる。

以上のことから、炉内外照合によって炉外核計装で測定される軸方向出力分布の指標となる軸方向中性子束出力偏差が炉内の状態を正しく表示できていることの確認は、安全解析の運転時の異常な過渡変化時での燃料被覆管の破損を防止するための前提を守ることとなり、重要な確認となる。

被覆管破損を防止するための炉心管理における必須確認項目を解説図 1 に示す。

(解説 4. 2. 6②)

炉外核計装電流値は、炉心出力分担だけでなく、個々の炉外核計装の検出器感度と検出器特性に依存する。このため、炉内外核計装照合校正では、得られた炉内外相関式に基づいて炉外核計装抵抗値を調整することで、炉心状態に対応した電圧値信号となるよう校正を行う。校正後の上下の電圧値の差が炉外の軸方向中性子束出力偏差となり、炉内出力分布測定で得られる軸方向中性子束出力偏差

($AO \times \text{相対出力}$) と一致することとなる。

(解説 4. 2. 6③)

解析的手法を採用する以前は、実際に制御棒を操作してキセノン振動を発生させ、軸方向出力分布が変動している種々のタイミングで炉内出力分布測定を実施していた（従来手法）。複数の測定結果より、軸方向出力分布が変動した状態における炉内 AO と炉外核計装電流値の相関を実測に基づいて整理し、炉内外相関式を作成する。従来方法は解析的炉内外核計装照合校正と比較すると、炉心に外乱を与える必要があること及び作業時間を要する側面がある。解析的手法が従来手法と比較して同等の精度を有することが確認できたため、現在では解析的手法が広く採用されている。解析的炉内外相関式作成方法のフローを解説図 2 に示す。

(解説 4. 2. 6④)

炉内外核計装照合校正は、実測データを用いて得られる AO と測定電流値の相関

データで炉外核計装を校正する作業である。特に熱的余裕が小さくなる定格熱出力時で精度良く校正する観点から、校正データ作成及び校正作業は定格熱出力時に近い状態で実施することが望ましい一方で、比較的熱出力の低い状態から炉心を監視する観点からは、校正データ作成及び校正作業は比較的低い熱出力時に実施することが望ましい。これら二つの観点を踏まえつつ、サイクル起動時は、複数の原子炉熱出力時点で出力分布測定を行うことで安全性を確認しながら慎重に原子炉熱出力の上昇を行う運用としていることにも鑑みて、定格熱出力到達前の所定の原子炉熱出力時点で炉内外核計装照合校正を行う運用としている。具体的な原子炉熱出力時点はプラントごとに保安規定等において定めている。

また、サイクル起動前の状態で実測データが得られていない段階であっても、解析データを用いて炉内外核計装照合校正用データを作成することも可能であることから、プラントによっては、サイクル起動前に仮校正と称して、炉内外核計装照合校正を行う場合もある。

(解説 4. 2. 6⑤)

炉外核計装指示値は、径方向 4 チャンネルの出力指示値、及びこれらの元となる各チャンネルの上下部（合計 8 点）の出力指示値も有している。これら 8 点の出力指示値は炉内外核計装照合校正を行った時点で基準状態（原子炉熱出力：100%，AO：0%の状態）においてプラント固有の基準電圧値を出力するように校正され、仮にサイクル中の燃焼とともに炉心外周部の出力分布が大きく変動する炉心の場合には、炉外核計装指示値が指示計のフルスパンを超過する可能性が生じる。このような状況においても、炉内外核計装照合校正を行う必要性が生じる。このため、個別の炉外核計装指示値確認を行っている場合もある。

ただし、現実的には、指示計のフルスパンを超過するような炉心は、炉心設計で確認するピーキング係数等の制約から、実際に運転される可能性は十分に小さく、また、仮に運転されたとしても炉心全体と炉心外周部の燃焼挙動の差異が大きいため、炉内外の軸方向中性子束出力偏差の差の拡大が顕著となり、先に軸方向中性子束出力偏差の校正のために炉内外核計装照合校正を行うことになると考えられる。

(解説 4. 2. 6⑥)

軸方向中性子束出力偏差が目標範囲内にあることを確認する。この際、炉内外核計装照合校正は、軸方向中性子束出力偏差を用いた炉内出力分布の確認及び安全保護系による炉心保護が可能であることの前提条件の一つとなる。炉内外核計装照合校正は、燃料取替後、所定の原子炉熱出力を超えるまでに実施する。また、その後、出力運転中において炉内出力分布測定を行った際に、炉内外の軸方向中性子束出力偏差の差を確認し、所定の管理値を超える場合に都度、実施する。

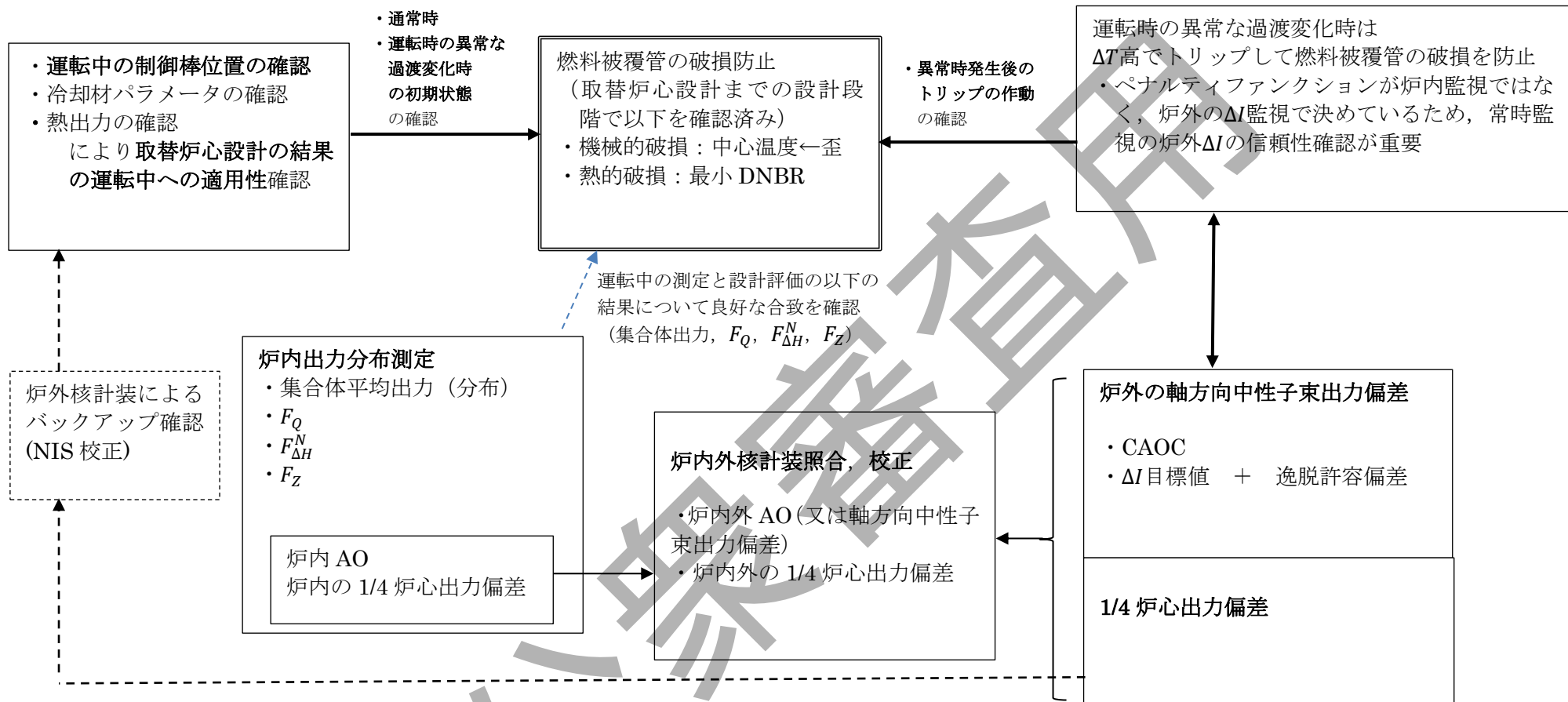
炉外核計装指示値の変化は、サイクル中の燃焼に伴う炉心外周部の出力分布の変化に大きく依存する。当該サイクルでの燃焼に伴う出力分布の推移をもとにして、出力分布変化の主たる要因となるガドリニア入り燃料の体数、配置位置等が同等である過去サイクルでの推移を参照することにより、概略予測することが可能である。一方で、燃料配置等の差異が大きい場合は、3次元炉心解析コードを用いて挙動予測することで、より実態に即した予測、管理が可能となる。

このように、状況に応じて、炉外核計装指示値を予測し、燃焼に伴う炉内外の軸方向中性子束出力偏差の差お 1/4 炉心出力偏差の推移を把握することが可能となる。

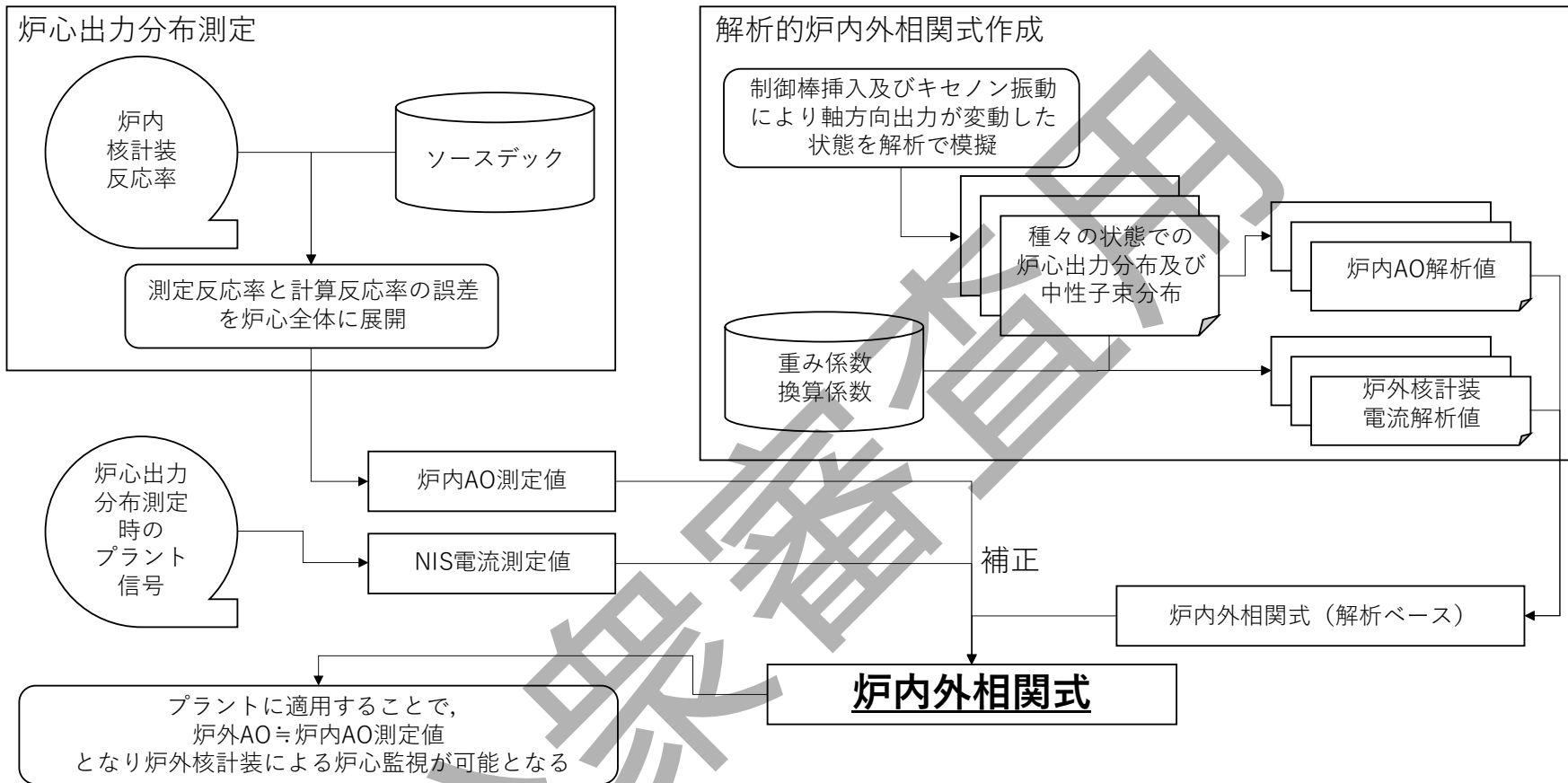
(解説 4.2.6⑦)

1/4 炉心出力偏差が運転上の制限範囲内にあることを確認する。この際、炉内外核計装照合校正は、1/4 炉心出力偏差の確認精度を確保するための前提条件の一つとなる。炉内外核計装照合校正を行うことで、各炉外核計装の電圧値は、基準状態（原子炉熱出力：100%，AO：0%の状態）においてプラント固有の基準電圧値を出力するように校正される。校正後、各炉外核計装チャンネルの電圧値がほぼ一致することから、1/4 炉心出力偏差は 1.00 近傍となる。すなわち、1/4 炉心出力偏差は炉内外核計装照合校正で入力とした出力分布測定時点でいわばゼロリセットされ、炉内出力分布測定時点を起点とした変動を確認することが可能となる。これを踏まえて、運用においては、1/4 炉心出力偏差が別途定めた管理値を超えた場合に炉内外核計装照合校正を実施する場合もある。

このように、炉内外核計装照合校正を行うことは、1/4 炉心出力偏差の確認を行うための前提条件の一つとなる。



解説図 1 燃料被覆管破損を防止するための炉心管理における必須確認項目



解説図 2 解析的炉内外相関式作成

4.2.7 制御棒作動性（固着，不整合なし）の確認（参考）

1. 個別要求事項

設計評価における前提事項が担保されていることを確認するため，制御棒作動性（固着，不整合なし）を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

具体的な実施事項

b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

(b)機器の誤作動，機器の異常な変形等で変わりうる前提について確認する。

・運転中に制御棒が動作可能であること及び制御棒が不整合でないことを監視する。

[設計評価との具体的な関係]

高温停止又は高温待機を初期状態とする安全解析（過冷却事象）では停止グループバンク及び制御グループバンクの全制御棒が挿入されていることを前提としている。そのうえで，意図的に制御棒 1 体の挿入が不能として，初期の炉心の状態を炉心解析で求め，安全解析の入力としている。

出力運転中の制御棒操作で固着が発生し，固着のまま原子炉の停止後の高温停止時等からの過冷却事象が生じた場合，現状の安全解析で前提としている 1 体の制御棒の固着ではなく制御棒 2 体の制御棒の固着の検討が必要となるため，制御棒の作動性の確認が，安全解析の前提の担保として必要となる。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 制御棒作動性の確認の流れ

設計評価における前提事項が担保されていることの確認として，全ての制御棒が機械的固着のため挿入できない状態でないこと及び全ての制御棒位置がステップカウンタの表示値と大きくずれている状態でないことを以下の流れで確認する。

1) 制御棒が固着していないことの確認

2) 制御棒位置及びステップカウンタ表示値の確認

(2) 具体的確認方法

以下の方法により，個別要求事項を満足していることを確認する。

なお，これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

1) 制御棒が固着していないことの確認

通常運転中、定期的に、全挿入されていない制御棒をバンクごとに動かして、各制御棒位置が変化することにより、制御棒が固着していないことを確認する。

2) 制御棒位置及びステップカウンタ表示値の確認

通常運転中、各制御棒位置がステップカウンタの表示値と大きくずれていないことを定期的に確認する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには、以下の点に配慮する必要がある。

1) 制御棒位置指示装置の信頼性

制御棒位置指示装置が、動作不能な状態となっていないこと。(解説 4.2.7①)(解説 4.2.7②)

2) ステップカウンタの信頼性

ステップカウンタが、動作不能な状態となっていないこと。(解説 4.2.7②)

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 制御棒 1 体以上が挿入不能の場合

- ・ 確認の強化：再度の確認，確認頻度の増加，詳細な手法による別途確認など
- ・ 制限（値）内への復帰の操作
- ・ 炉心出力の降下（原子炉停止を含む）

2) 制御棒 1 体が不整合の場合

- ・ 確認の強化：再度の確認，確認頻度の増加，詳細な手法による別途確認など
- ・ 制限（値）内への復帰の操作
- ・ 炉心出力の降下（原子炉停止を含む）
- ・ 安全性への影響確認による運転継続
（より直接的な安全パラメータへの影響，安全解析による直接の安全影響確認など）

3) 制御棒 2 体以上が不整合の場合

- ・ 確認の強化：再度の確認，確認頻度の増加，詳細な手法による別途確認など
- ・ 制限（値）内への復帰の操作
- ・ 炉心出力の降下（原子炉停止を含む）

(2) 具体的な措置

- ・ 制御棒 1 体以上が挿入不能の場合は，速やかに停止余裕が制限値以上であることを確認，又は，停止余裕が制限値以上になるように，ほう酸による濃縮操作を速やかに実施する。その後，原子炉を停止する。
- ・ 制御棒 1 体が不整合の場合は，速やかな制御棒の不整合の復旧，又は，速やかに停止

余裕が制限値以上であることを確認，又は，停止余裕が制限値以上になるように，ほう酸による濃縮操作を速やかに実施する。その後，原子炉熱出力を下げ，停止余裕が制限値以上であることを確認し，炉内出力分布測定を実施後，安全解析の再評価を行う。保安規定に定める時間内にこれらの措置を完了できない場合には，原子炉を停止する。

- ・制御棒 2 体以上が不整合の場合は，速やかに停止余裕が制限値以上であることを確認，又は，停止余裕が制限値以上になるように，ほう酸による濃縮操作を速やかに実施する。その後，原子炉を停止する。

[関連業務]

- ・制御棒挿入時間の確認 (4.4.1 項)
- ・起動及び臨界到達操作 (4.5.1 項)
- ・出力上昇操作 (4.5.2 項)
- ・出力維持操作(燃焼補償) (4.5.3 項)
- ・高温停止操作 (4.5.4 項)
- ・低温停止操作 (4.5.5 項)

(解説 4.2.7①)

制御棒位置指示装置が動作不能となった場合，制御棒位置指示装置の動作不能により位置表示がされなくなった制御棒の位置を，炉内核計装装置を用いて確認する。この確認は，対象制御棒が所定のステップ数以上移動する場合にも都度実施する。また，ステップカウンタが動作不能である場合，制御棒位置指示装置の全てが動作可能であり，当該バンクにおける各制御棒位置の差が所定のステップ数以下であることを確認する。

(解説 4.2.7②)

定期事業者検査時に，制御棒位置指示装置，ステップカウンタについて，以下のとおり確認する。

1) 制御棒位置指示装置について

- ① 警報が所定の設定値どおりに動作することを確認する。
- ② 制御棒位置指示が制御棒ステップカウンタ値の所定の範囲内で指示することを確認する。

2) ステップカウンタについて

ステップカウンタの表示が設定値通りになることを確認する。

4.2.8 軸方向中性子束出力偏差の確認

1. 個別要求事項

設計評価における前提事項が担保されていることを確認するため、軸方向中性子束出力偏差を確認する。(解説 4.2.8①)

JEAC4001 からの再掲

要求事項

b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

具体的な実施事項

b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

(c) 炉外で常時監視される出力分布が炉内の状態を適切に表していることを確認する。

・ 運転中の炉心の上下部の出力偏差が、熱水力設計及び安全解析の入力である軸方向出力分布の適用性の前提としている範囲にあることを監視する。

[設計評価との具体的な関係]

CAOC により、軸方向中性子束出力偏差を目標範囲内（所定の出力未満においては、許容される時間以内の目標範囲逸脱が、許容される制限範囲内にあることを含む）にあることを常時監視によって確認する。(解説 4.2.8②) (解説 4.2.8③)

CAOC によって、燃料中心温度評価及び LOCA 解析の前提条件（線出力密度）並びに炉心熱水力設計における DNBR 評価の前提条件（軸方向出力分布）を担保する。具体的には、熱流束熱水路係数 ($F_Q(Z)$) × 相対出力（最大線出力密度に相当）が許容範囲内に収まること (F_Q 制限を満足することが可能となる）、また、最小 DNBR 評価に用いる設計出力分布が、通常運転中に実際に出現するさまざまな軸方向出力分布を用いて評価した場合の最小 DNBR 評価結果を安全側に包絡するものであることを担保する。(解説 4.2.8②) (解説 4.2.8④)

さらに、安全解析の入力となる、過大出力 ΔT 高トリップ及び過大温度 ΔT 高トリップの安全保護系の作動値を、炉心の軸方向出力分布の歪に応じて補正することも通常運転時に CAOC が維持されていることが前提となる。(解説 4.2.8⑤)

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 軸方向中性子束出力偏差の確認の流れ

運転中の炉心の軸方向の出力偏差が設計評価で前提としている範囲にあることの確認として、軸方向中性子束出力偏差が制限値以内であることを、以下の流れで確認する。

1) 中性子束検出

2) 出力換算処理

- 3) 信号処理
- 4) 測定値と制限値との照合

(2) 具体的確認方法（解説 4.2.8⑥）（解説 4.2.8⑦）

1) 中性子束検出

原子炉容器の周囲に設置した中性子束検出器により，原子炉出力に比例した中性子束を検出する。検出器は，水平方向に 4 箇所，それぞれ炉心の上部及び下部に設置されており，計 8 個設置されている。

2) 出力換算処理

核計装盤にて検出器電流値を電圧値（出力％と相関）に変換する。

3) 信号処理

核計装盤にて軸方向出力偏差（上部出力－下部出力）をチャンネルごとに計算する。

4) 測定値と制限値との照合

定期的に軸方向中性子束出力偏差を確認し，原子炉熱出力が所定の出力以上の場合は目標範囲にあることを確認する（又は，原子炉熱出力が所定の出力未満の場合は許容運転制限範囲内にあることを確認する）。ただし，軸方向中性子束出力偏差に関連する警報が動作不能な場合は確認頻度を上げる。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには，以下の点に配慮する必要がある。

1) 測定機器の信頼性

出力領域中性子束が上部，下部ともに適切に測定できる状態となっていること。

2) 信号処理に使用する設備の信頼性

信号処理に使用する設備（核計装盤）が動作可能であること。

3) 炉内外核計装照合校正

炉外核計装によって実測される軸方向中性子束出力偏差が，炉内の出力分布を的確に表しているかの観点から，炉内外核計装照合校正がなされていることを確認する。（4.2.6 項）

4) 軸方向中性子束出力偏差の目標範囲及び許容運転制限範囲の設定

保安規定に定める運転上の制限の適用に先立って，目標範囲及び許容運転制限範囲を設定する。（解説 4.2.8②）

5) 実測による出力領域の軸方向中性子束出力偏差目標値の評価及び目標値の変更

燃焼とともに出力分布は変化していくため，定期的に軸方向中性子束出力偏差目標値の評価を行う。（解説 4.2.8⑧）

日常炉心管理にて，軸方向中性子束出力偏差の指示値の傾向を確認し，例えば指示値と目標値の差が管理値を超える場合は，目標値の変更を行うこともある。目標値を

変更する際は、その時点の炉心の定常状態、すなわち平衡キセノン状態における出力分布に合わせる観点から、例えば所定の時間の平均値等を新たな目標値として定める等が考えられる。定めた目標値を発電部門に通知し、保守部門が設備側の設定変更を行う。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

- 1) 軸方向中性子束出力偏差の目標範囲からの逸脱
 - ・制限（値）内への復旧の操作
- 2) 軸方向中性子束出力偏差の目標範囲内への回復ができない場合
 - ・炉心出力の降下

(2) 具体的な措置

- ・原子炉熱出力が所定の出力以上（目標範囲からの逸脱が許容されない出力以上）において目標範囲内にない場合は、目標範囲内に回復させる。保安規定に定める時間内に目標範囲内への回復ができない場合は目標範囲からの逸脱が許容される運転制限範囲（許容運転制限範囲）が設定されている出力まで原子炉熱出力を下げる。
- ・許容運転制限範囲が設定されている出力において、目標範囲からの逸脱が所定の時間（累積ペナルティ逸脱時間としてカウントされる時間）を超える場合、又は、許容運転制限範囲内にない場合は、所定の出力まで低下させる。

[関連業務]

- ・炉内出力分布の確認（4.3.6項）
- ・過大温度 ΔT 高及び過大出力 ΔT 高に係る原子炉トリップの作動値設定、機能及び作動性の確認（4.2.1項）
- ・炉内外核計装照合校正（4.2.6項）

上記に加えて、関連する業務として、以下を行う。

① 軸方向中性子束出力偏差を変動させるような運転操作時の支援（挙動予測）

例えば定格出力時における制御棒動作確認のための運転操作など、軸方向中性子束出力偏差を変動させる場合に、あらかじめ炉心挙動予測を行い、軸方向中性子束出力偏差を目標範囲に収められるような操作手順の支援業務を行うことがある。また、必要に応じて、あらかじめ当該操作時点の燃焼度における炉心出力分布に見合った目標値にあらかじめ変更しておく。

（解説 4.2.8①）

炉外核計装で計測される中性子束は炉心外周部付近の燃料からの中性子の影響が

支配的となるが、炉心の中の軸方向出力分布は、照射サイクル数の違いに依らず、全ての燃料で同じような形状となる。このため、装荷パターンの違いに依らず、炉外核計装の常時監視によって、炉心の軸方向出力分布を管理可能となっている。

炉内の燃料が照射サイクル数によらず同じ軸方向中性子束分布を示すのは、出力が大きい新燃料由来の高速中性子の寄与が、炉心全体において支配的となるためである。新燃料は、サイクル初期では中央部でピークとなるコサイン形状に似た軸方向分布となり、サイクルが進むにつれ中央部がへこむダブルハンプ型の軸方向分布となるため、炉心全体の軸方向分布もこれに従うこととなる。

なお、そのうえで、炉内の軸方向分布と上下の炉外核計装で計測される軸方向偏差とは、炉内外照合によって校正されることで、炉外核計装による上下の偏差によって、炉内の軸方向分布を確認することの信頼性が高められる。

なお、軸方向中性子束出力偏差 ΔI は、上部出力を P_t 、下部出力を P_b としたとき、 $\Delta I = P_t - P_b$ として定義され、炉心の上下部の出力偏差（絶対差）を表す指標である。類似した指標として軸方向出力偏差 AO があり、 $AO = (P_t - P_b) / (P_t + P_b) \times 100 [\%]$ として定義され、炉心の上下部の出力の相対的な歪み度合いを示す指標である。 ΔI は、熱的余裕のある部分出力状態において値が小さくなる傾向にある。一般に、炉外核計装を用いた確認対象となる指標は ΔI であるが、定格出力運転時には $\Delta I \approx AO$ であり、軸方向中性子束出力偏差が便宜的に AO と表現される場合もある。

(解説 4.2.8②)

目標範囲とは、軸方向中性子束出力偏差の「目標値」を中心値として一定の幅をもった範囲のことで、軸方向中性子束出力偏差を収めるべき範囲をいう。この目標値は、これに沿った運転を行うことで、 $F_Q(Z)$ が運転上の制限を満足することを目的として設定される。また、制御不能なキセノンの再分布が発生することを防止する目的もある。目標値に沿って運転することは、炉心の軸方向中性子束出力偏差をなるべくキセノンの平衡状態からずらさないで運転を行うこととなる。目標値から逸脱しない許容範囲としては、具体的には、高出力状態では、目標値 $\pm 5\%$ の範囲としている。この範囲は、ロードフォロ運転も含めた通常運転中における種々の出力分布における軸方向中性子束出力偏差と $F_Q(Z)$ との対応を整理した結果から定めたものである。軸方向中性子束出力偏差を目標値 $\pm 5\%$ 以内で運転していれば、 $F_Q(Z)$ を満足できることが分かっている。なお、目標値 $\pm 5\%$ 以上とする場合でも、 $F_Q(Z)$ を満足できることが確認できていれば、CAOC の目的は達成されるため問題なく、米国では適用例がある。

一方で低出力領域では、目標値から逸脱が許容される時間が長くなっているが、これは低出力では、キセノンの再分布効果が小さいことを反映している。

(解説 4. 2. 8③)

燃焼に伴い出力分布は変化していくため、その時々炉心の出力分布に見合った目標値が設定されていることが重要となる。このため、軸方向中性子束出力偏差の目標値は定期的に評価を行っている。また、燃料取替後などの出力上昇過程においても、炉心の出力分布が変動するため、適宜目標値を変更する。

(解説 4. 2. 8④)

許容運転制限範囲に期待される機能は次のとおりである。

- 1) 通常運転時の最大線出力密度を燃料中心温度評価における設計線出力密度及び LOCA 解析の入力値（局所線出力密度/ $K(Z)$ ）以下に制限すること
- 2) 運転時の異常な過渡変化時の最大線出力密度を燃料中心温度評価の入力値以下に制限すること
- 3) 通常運転時の軸方向キセノン分布の変動を抑えることにより、運転時の異常な過渡変化時の DNBR を許容限界値以上に維持すること（異常な過渡変化時の軸方向出力分布が DNBR 評価用設計軸方向出力分布（コサイン分布）に包絡されること）

(解説 4. 2. 8⑤)

運転時の異常な過渡変化によって軸方向出力分布が歪み、軸方向中性子束出力偏差が一定値以上になると、歪みの程度に応じて過大温度 ΔT 高及び過大出力 ΔT 高トリップの設定値を下げる方向に補正される。これは、過大温度 ΔT 高及び過大出力 ΔT 高トリップが DNBR と最大線出力密度の観点で燃料を適切に保護することを目的としてプラントの種々の運転状態を想定し保守的に設定した設計出力分布（軸方向コサイン分布）及び AO と $F_0(Z)$ の関係に基づき設定されているが（4. 2. 1 項），設計出力分布を超えるような出力分布の歪みに対して保護するためである。

(解説 4. 2. 8⑥)

当該サイクル初回の炉内外核計装照合校正は、出力時炉物理検査で実施している。この校正が終了するまでは、出力時炉物理検査においては、軸方向中性子束出力偏差の判断基準（運転上の制限）の適用を除外することができる。この場合、設計で期待する、炉外核計装による出力分布の確認ができないことから、工学的に安全と判断される出力状態として、原子炉熱出力を制限値以下とする。

(解説 4. 2. 8⑦)

所内単独運転への移行を伴う等の急激かつ一時的な出力降下が発生した際には、キセノン振動の発生により、軸方向中性子束出力偏差が目標範囲を一時的に逸脱す

る場合があり、累積ペナルティのカウントと、それに伴う部分出力状態の維持が必要となる。これについて、米国等では、出力降下により出力ピーキング係数に対する熱的余裕が大きくなることを踏まえ、出力低下に応じて軸方向中性子束出力偏差の目標範囲を拡大する措置をとっているプラントもある。

(解説 4. 2. 8⑧)

「定期的に軸方向中性子束出力偏差目標値の評価を行う」とは、軸方向中性子束出力偏差を測定し、必要に応じて目標値を設定することをいう。

4.2.9 1/4 炉心出力偏差の確認

1. 個別要求事項

設計評価における前提事項が担保されていることを確認するため、1/4 炉心出力偏差を確認する。(解説 4.2.9①)

JEAC4001 からの再掲

要求事項

b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

具体的な実施事項

b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

(c) 炉外で常時監視される出力分布が炉内の状態を適切に表していることを確認する。

・ 運転中の炉心の径方向の出力偏差が炉心設計で前提としている対称性から許容範囲にあることを監視する。

[設計評価との具体的な関係]

1/4 炉心出力偏差は、出力領域炉外核計装により測定される炉心上部と下部の各 4 チャンネルの信号により、上下部ごとの径方向の出力偏差（径方向の各 4 チャンネルと、4 チャンネル平均との比）を計算したものであり、径方向出力分布の状態を常時監視するパラメータである。これにより、月例で行われる MD による直接的な出力分布測定からその次の出力分布測定までの間においても、炉心出力分布を間接的に確認することが出来る。炉心設計（基本設計、詳細設計、取替炉心設計）では、径方向断面での四つの象限間で、熱出力が均一になる前提で各種の評価値を算出するとともに、燃料設計及び安全解析の入力にも引き継がれる。

この前提が、制御棒不整合、径方向キセノン振動、不均一な冷却材流況の変化等の要因により、崩れていないことを確認する。(解説 4.2.9①)

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 1/4 炉心出力偏差の確認の流れ

運転中の炉心の径方向の出力偏差が炉心設計で前提としている範囲にあることの確認として、1/4 炉心出力偏差が制限値以内であることを、以下の流れで確認する。

- 1) 中性子束検出
- 2) 出力換算処理
- 3) 信号処理
- 4) 測定値と制限値との照合

(2) 具体的確認方法

1) 中性子束検出

原子炉容器の周囲に設置した炉外核計装により，原子炉出力に比例した中性子束を検出する。検出器は，水平方向に 4 箇所，それぞれ炉心の上部及び下部に設置されており，計 8 個設置されている。

2) 出力換算処理

核計装盤にて検出器電流値を電圧値（出力％と相関）に変換する。電流値から出力％への換算は，炉内外相関式に基づいて設定した 100％換算電流値を用いて換算される。

3) 信号処理

核計装盤にて 1/4 炉心出力偏差（4 チャンネル間の比率）を計算する。

4) 測定値と制限値との照合

定期的に上部及び下部の 1/4 炉心出力偏差が制限値以下であることを確認する。

（解説 4.2.9①）（解説 4.2.9②）（解説 4.2.9③）

ただし，1/4 炉心出力偏差に関連する警報が動作不能な場合は確認頻度を上げる。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには，以下の点に配慮する必要がある。

1) 測定機器の信頼性

出力領域中性子束が適切に測定できる状態となっていること。

2) 信号処理に使用する設備の信頼性

信号処理に使用する設備（核計装盤）が動作可能であること。

3) 炉内外核計装照合校正

炉外核計装によって実測される 1/4 炉心出力偏差が，炉内の出力分布を的確に表しているかの観点から，炉内外核計装照合校正がなされていることを確認する。（4.2.6 項）（解説 4.2.9④）

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 1/4 炉心出力偏差が運転上の制限を満足しない場合

- ・炉心出力の降下
- ・安全性への影響確認

(2) 具体的な措置

- ・原子炉熱出力が所定の出力を超える場合において 1/4 炉心出力偏差が運転上の制限を満足しない場合は，1/4 炉心出力偏差の 1.00 からの超過分に応じて所定の原子炉

熱出力を低下させる措置を実施するとともに、炉内出力分布測定を行い $F_Q(Z)$ 及び $F_{\Delta H}^N$ が運転上の制限を満足することを確認する。さらに、安全解析の再評価を行うとともに、1/4 炉心出力偏差をなくすように出力領域炉外核計測装置の調整を行ったうえで炉内出力分布測定を行い $F_Q(Z)$ 及び $F_{\Delta H}^N$ が運転上の制限を満足することを確認する。

(解説 4. 2. 9⑤) (解説 4. 2. 9⑥)

- ・保安規定に定める時間内にこれらの措置を完了できない場合は、原子炉熱出力を所定の出力以下に下げる。

[関連業務]

- ・炉内外核計装照合校正 (4. 2. 6 項)
- ・炉内出力分布の確認 (4. 3. 6 項)

(解説 4. 2. 9①)

1/4 炉心出力偏差の目的は、径方向出力分布の常時監視パラメータである 1/4 炉心出力偏差に制限を設けることにより、径方向出力分布のひずみによる熱水路係数(核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$ 及び熱流束熱水路係数 $F_Q(Z)$)の運転上の制限逸脱が生じないことを保証し、安全解析の初期条件に整合した炉心状態を維持することが出来る。

1/4 炉心出力偏差の運転上の制限は、1/4 炉心出力偏差が変化することによって熱水路係数も変化するがこの変化量が熱水路係数の評価で用いる不確定性と運転余裕の範囲内で収まるように決定したものである(現状の 1/4 炉心出力偏差の運転上の制限 1.02 は、1/4 炉心出力偏差と核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$ におよそ 1:2 以下の関係があり、熱流束熱水路係数 $F_Q(Z)$ とはおよそ 1:3 以下の関係があることを踏まえ、不確かさと運転余裕の範囲内に収まるように 1/4 炉心出力偏差変化量の運転上の制限として設定されたものである)。このため、1/4 炉心出力偏差が制限を超えたとしても、必ずしも安全上問題がある状態、すなわち熱水路係数が制限値を超過した状態にあることを意味しているとは限らず、その意味するところは、相対的な径方向出力分布に変化の兆候が表れているので炉内出力分布測定による調査と評価を行う必要があるということである。

1/4 炉心出力偏差の運転上の制限値を満足しない場合には、1/4 炉心出力偏差の確認の目的に鑑みて、1/4 炉心出力偏差の超過分に応じた所定の割合だけ原子炉熱出力を低下させたうえで、熱水路係数が運転上の制限値を満足していることを確認する、若しくは原子炉熱出力 50%未満に出力降下する必要がある。

なお、 F_Q 及び $F_{\Delta H}^N$ の不確かさは、取替設計段階であらかじめ以下のとおり考慮される。

$$F_Q : F_Q(Z)(\text{測定値}) \times F_U^N(\text{測定値}) \times F_U^N(\text{核的不確かさ } 1.05)$$

$\times F_Q^E$ (製造不確かさ)

$F_{\Delta H}^N : F_{\Delta H}$ (測定値) $\times F_{\Delta H}^U$ (核的不確かさ 1.04)

ただし、上記不確かさの値については、今後、プラント仕様の変更に伴って変更となり得るものである。

(解説 4. 2. 9②)

当該サイクル初回の炉内外核計装照合校正は、出力時炉物理検査で実施している。この校正が終了するまでは、出力時炉物理検査においては、1/4 炉心出力偏差の判断基準（運転上の制限）の適用を除外することができる。この場合、設計で期待する、炉外核計装による出力分布の確認ができないことから、工学的に安全と判断される出力状態として、原子炉熱出力を基準値以下とする。

(解説 4. 2. 9③)

炉心出口には炉内熱電対計装 (T/C) が複数設置されており、T/C による 1/4 炉心出力偏差も常時確認できる。1/4 炉心出力偏差の関連警報が動作不能などの炉外核計装異常時でも、参考として T/C による 1/4 炉心出力偏差により炉心状態を確認できる。

(解説 4. 2. 9④)

炉内外核計装照合校正を行うことで、炉外の各検出器の電圧値は、基準状態（原子炉熱出力：100%，AO：0%の状態）においてプラント固有の基準電圧値を出力するように校正される。校正後、各炉外核計装チャンネルの電圧値がほぼ一致することから、1/4 炉心出力偏差は 1.00 近傍となる。すなわち、1/4 炉心出力偏差は炉内外核計装照合校正で入力とした出力分布測定時点でいわばゼロリセットされ、炉内出力分布測定時点を起点とした変動を確認することが可能となる。

これに関して、1/4 炉心出力偏差の確認の考え方は、基準となる炉内出力分布測定時点で $F_Q(Z)$ 及び $F_{\Delta H}^N$ が運転上の制限を満足することを確認した前提のもと、炉内出力分布測定時点からの出力分布変化を確認するものであるため、ゼロリセットは安全上の問題とはならないと判断できる。また、この確認の考え方を踏まえつつ、さらに運転時の余裕を確保する観点から、1/4 炉心出力偏差の運転上の制限に対する余裕が減少した場合には、必要に応じて炉内外核計装照合校正を実施する運用としている。

(解説 4. 2. 9⑤)

1/4 炉心出力偏差を満足しない場合には、熱水路係数を制限値以下になることを確認する必要があるが、発熱量は熱水路係数と原子炉熱出力の積であらわされるこ

とに着目して、1/4 炉心出力偏差の超過分に応じた所定の割合だけ原子炉熱出力を低下させることで、確実に熱的余裕を確保することを優先する。この措置ののち、炉内出力分布測定を行い熱水路係数が運転上の制限値を満足していることを確認するか、若しくは原子炉熱出力 50%以下に出力降下する必要がある。ここで、1/4 炉心出力偏差の超過分に応じた原子炉熱出力の降下分は、制御棒落下事象等の径方向出力分布がひずむ事象を模擬することであらかじめ評価された値を適用する。

このように、1/4 炉心出力偏差が超過した場合には、あらかじめ評価した割合を用いることで、安全性を確実に保証できる原子炉熱出力まで低下させ、安全を確保する。

(解説 4. 2. 9⑥)

1) 通常時に逸脱傾向となる理由

1/4 炉心出力偏差は、制御棒不整合、径方向キセノン振動、不均一な冷却材流況の変化等による径方向出力分布の変化を確認するものである。一方、炉心の一般的な核特性の影響により長期的な燃焼と原子炉熱出力の変動に伴って径方向の炉心出力分布偏差が変化する際にも、1/4 炉心出力偏差は変化することが知られている。

まず、長期的な燃焼については、仮にサイクル初期に炉心出力分布偏差が生じた状態であった場合、燃焼に伴い出力分担の高い象限は燃焼度が相対的に高くなるため徐々に出力分担が下降する一方で、出力分担の低い象限は燃焼度が相対的に低くなるため徐々に出力分担が上昇する。このような燃焼度フィードバック効果により 1/4 炉心出力偏差は徐々に 1.00 に収斂していく。一方で、1/4 炉心出力偏差はサイクル初期に炉内外核計装照合校正を行いゼロリセットされることから、徐々に拡大していくこととなる。ここで、ガドリニア入り燃料の燃焼が重なることで拡大の変化率が大きくなる場合があるため、サイクル初期に炉心出力分布偏差が生じた炉心では注意が必要である。

2) 出力降下時に逸脱傾向となる理由

次に、原子炉熱出力の変動に伴う 1/4 炉心出力偏差については、一般的な炉心の特性から、原子炉熱出力が低下すると中性子減速効果とドップラ効果による反応度フィードバックが弱まるため、1/4 炉心象限ごとの反応度差が顕著となることで、1/4 炉心出力偏差が拡大し運転上の制限に対する余裕が減少する傾向となる。ただし、例えば通常運転終了に伴う出力降下時において 1/4 炉心出力偏差が運転上の制限を逸脱した場合であっても、上述した所定の割合分の原子炉熱出力低下の条件を既に満足していることを確認することで、十分な熱的余裕を確保できており、安全上の問題が生じていないことの速やかな確認が可能となる。

なお、1/4 炉心出力偏差の確認が目的とする熱水路係数の制限値の観点からは、原子炉熱出力の低下とともに熱水路係数の制限値は緩和されるため、1/4 炉心出力偏差の拡大による影響は問題にならないと判断できる。

(解説 4. 2. 9⑦)

1/4 炉心出力偏差の運転上の制限は、原子炉熱出力が 50%を超える場合に適用される。一方、計画外停止からの起動の際は、当該サイクルの通常起動時に初回の炉内外核計装照合校正を実施済の状況となるため、解説 4. 2. 9②に記載の 1/4 炉心出力偏差の運転上の制限の適用除外には該当しない。解説 4. 2. 9⑥に記載のとおり、出力が低いと中性子減速効果とドップラ効果による反応度フィードバックが弱まり、1/4 炉心出力偏差が拡大する傾向にあることから、計画外停止からの起動時に原子炉熱出力が 50%に到達する段階で、1/4 炉心出力偏差が運転上の制限を逸脱した状態となる可能性がある。このような場合は、原子炉熱出力が 50%以下である段階で炉内外核計装照合校正を実施し、1/4 炉心出力偏差が運転上の制限を満足する状態となったことを確認した上で、原子炉熱出力 50%を超える出力上昇を行っていく。

4.2.10 1 次冷却材水質の確認（参考）

1. 個別要求事項

設計評価における前提事項が担保されていることを確認するため、1 次冷却材水質が燃料及び内挿物の材料設計で前提としている範囲内にあることを確認する。（解説 4.2.10 ①）

JEAC4001 からの再掲

要求事項

b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

具体的な実施事項

b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。

(a) 運転員の操作・調整等で変わりうる前提について確認する。

- ・ 1 次冷却材の水質が、燃料及び内挿物の材料健全性評価で前提としている範囲内にあることを定期的に監視する。

[設計評価との具体的な関係]

燃料被覆管の腐食及びそれに伴う水素吸収量は、燃料棒設計コードによって評価されており、コードの適用範囲の中に冷却材水質が収まっていること（例えばリチウムが過剰となっていないこと）を確認する必要がある。また炉心の AOA の一因ともなる被覆管のクラッドの過剰な付着及び燃料構成部材の SCC も水質が悪化すると発生リスクが増加するため適切な管理が必要となる。（解説 4.2.10②）

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 1 次冷却材水質の確認の流れ

設計評価の手法の前提事項を満足することの確認として、1 次冷却材水質が燃料及び内挿物の材料設計で前提としている範囲内にあることを、以下の流れで確認する。

- 1) 1 次冷却材のサンプリング
- 2) サンプリングした試料の分析
- 3) 1 次冷却材の水質が管理値を満足することの確認

(2) 具体的確認方法

以下の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

なお、これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

1) 1 次冷却材のサンプリング及びサンプリングした試料の分析

1 次冷却材のサンプリング及びサンプリングした試料の分析により、1 次冷却材の水質が管理値を満足することを確認する。詳細は「加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針：2019（AESJ-SC-S008:2019）」による。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには、以下の点に配慮する必要がある。

1) 1次冷却材サンプリングの信頼性

1次冷却材サンプリングが適切に実施されていること。(解説 4.2.10③)

2) 試料分析の信頼性

サンプリングした試料の分析が適切に行われていること。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置 (考え方)

1) 1次冷却材水質の管理値逸脱

・その他

(2) 具体的な措置

・1次冷却材水質が管理値を満足しない場合は、管理値の範囲内に回復させるよう努める。詳細は「加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針：2019 (AESJ-SC-S008:2019)」による。

[関連業務]

・照射燃料集合体の健全性の確認

原子炉を停止させた後、水中カメラを用いた目視等によって、損傷、変形及び燃料棒間隙の変化の有無を確認する。

(解説 4.2.10①)

1次冷却材の水質については、発電用原子炉設置(変更)許可申請書添付書類八に記載された1次冷却材の水質及び運転経験に基づき上記の項目に対する管理の基準を定めている。

(解説 4.2.10②)

燃料集合体の材料は、運転時の異常な過渡変化時を含むプラントの使用条件の下で、燃料寿命中その健全性が維持されるよう選定していることについて、燃料体の設工認申請書に記載しており、その中で主な構成部品の材料及び各材料の化学成分について記載があり、各種不純物の成分についても記載されている。さらに、耐食性として、酸化腐食による影響と水素吸収による影響を考慮し、被覆管外面腐食及び水素吸収量評価を行っている。

燃料表面に付着したクラッド中に中性子吸収物質であるほう素が局所的に析出す

ることによって、炉心内の出力分布に影響が生じる。クラッド付着、ほう素析出とともに、そのメカニズムに沸騰が強く関連するため、冷却材温度が高く沸騰率が高くなっている炉心上部での出力低下（AO の低下）として現れる。これを軸方向出力分布異常（Axial Offset Anomaly, AOA）という。海外での発生実績があり、対策としては pH を一定に保つ運転、又は超音波による燃料除染装置の導入等がある。なお、国内プラントでの AOA の発生は現時点では報告されていない。（「加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針：2019（AESJ-SC-S008:2019）」を参照）

（解説 4. 2. 10③）

具体的な 1 次冷却材のサンプリング手順としては、「加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法－ほう素：2023（AESJ-SC-S002:2023）」に記載されている。

4.3 安全管理 c. 炉心特性の安全性確認

4.3.1 原子炉停止余裕の確認

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び炉心特性の安全性を確認するため、原子炉停止余裕を確認する。(解説 4.3.1①)

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
 - c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。
- (b)設計段階での炉心特性の評価値と比較照合できる炉心特性の実測値については、良好な合致により設計の妥当性を確認する。
- ・炉物理検査時の実測に基づく臨界ボロン濃度、炉内出力分布などの炉心特性の設計値との比較によって、設計の妥当性を確認する。

[設計評価との具体的な関係]

高温停止又は高温待機を初期状態とする安全解析事象（過冷却事象）において、初期の未臨界度の入力として考慮される。

通常運転時の炉心設計（基本設計，詳細設計，取替炉心設計）における原子炉停止余裕の評価値をもとに炉心の多様性及び設計の不確かさを考慮した包含する値として原子炉停止余裕の制限値又は安全解析の入力値が設定される。

測定された原子炉停止余裕の値は、取替炉心段階での設計値と良好に合致していることを確認されることで、炉心設計手法の妥当性及びその妥当性に基づいて設定された安全解析の入力値の妥当性の確認となる。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 原子炉停止余裕の確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び炉心特性の安全性の確認として、原子炉停止余裕を以下の流れで確認する。詳細は「取替炉心の安全性確認規程（JEAC4211-2018）」及び「原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程（JEAC4212-2020）」による。

- 1) 設計値（制御棒価値合計値，所要制御反応度等）の算出
- 2) 制御棒価値の測定

3) 原子炉停止余裕の算出，設計値，制限値との比較

(2) 具体的確認方法

以下の方法により，個別要求事項を満足していることを確認する。詳細は「**取替炉心の安全性確認規程（JEAC4211-2018）**」及び「**原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程（JEAC4212-2020）**」による。

1) 設計値（制御棒価値合計値，所要制御反応度等）の算出

解析により，制御棒価値，所要制御反応度等を算出し，原子炉停止余裕検査の準備を行う。

2) 制御棒価値の測定

詳細法，簡略法又は動的測定法のいずれかの方法により，制御棒価値を測定する。

（解説 4. 3. 1②）

3) 原子炉停止余裕の算出，設計値，制限値との照合

制御棒価値合計値と設計値から相対誤差を算出し，制御棒クラスタ反応度を求める。

また，所要制御反応度設計値と制御棒クラスタ反応度の差から原子炉停止余裕を評価し，設計値と有意な差がないこと，及び制限値を超過していないことを確認する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには，以下の点に配慮する必要がある。

1) 反応度測定装置一式の信頼性

定期事業者検査時に反応度測定装置一式の校正を実施する。

また，炉物理検査時に，反応度測定装置の指示値確認を実施し，反応度測定装置の妥当性を確認する。（解説 4. 3. 1③）

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 原子炉停止余裕の制限値逸脱

- ・制限（値）内への復帰の操作

(2) 具体的な措置

- ・測定値が制限値を逸脱した場合には，原子炉停止余裕が運転上の制限を満足するように，ほう酸による濃縮操作を実施する。

[関連業務]

- ・制御棒位置（挿入限界位置以上及びオーバーラップ）の確認（4. 1. 2 項）

・制御棒価値の確認（4.3.2 項）

上記に加えて、関連する業務として、以下を行う。

① 取替炉心の安全性の確認

取替炉心の設計において、サイクルを通して炉心の原子炉停止余裕を解析し、安全解析の入力値以上であることを確認する。

② 炉物理検査時停止余裕の事前確認

炉物理検査期間中に最も制御棒を挿入した状態（（例）制御グループバンク D:160 ステップ、その他：全引抜位置）での臨界ボロン濃度を解析により確認し、炉物理検査期間中の停止ほう素濃度よりも大きいことを確認する（4.3.9 項）。

③ 炉物理検査中の停止余裕確認

炉物理検査時（臨界になるまでの期間を除く。）のうち最も制御棒を挿入した状態において 1 回停止余裕を確認するため、炉物理検査復旧時の状態でほう素濃度を測定し、炉物理検査期間中の停止ほう素濃度よりも大きいことを確認する。

（解説 4.3.1①）

PWR における原子炉停止余裕の制限値は高温停止状態を前提としており、1 次冷却材の温度及び圧力が低下し、反応度が添加される 2 次冷却系の異常な減圧及び主蒸気管破断解析の初期条件である高温停止状態の未臨界度として設定している。

このように高温停止状態を前提としている理由は、PWR では、高温出力運転状態からの原子炉停止後における、キセノン濃度の減少及び高温停止状態から低温停止状態への移行による反応度の添加に当たっては、化学体積制御設備によるほう酸注入操作で十分対処できるためである。（「取替炉心の安全性確認規程（JEAC4211-2018）」の解説 3.2.1⑥の記載を引用。）

（解説 4.3.1②）

炉物理検査では、原子炉停止余裕が確保されていることを確認するため、以下のいずれかの方法で原子炉停止余裕検査を実施する。

1) 詳細法

サイクル初期において、最大価値を有する制御棒クラスタ 1 体を全引き抜きとし、操作対象の制御棒クラスタバンクの残存制御棒積分価値が所定の停止余裕と同じとなる値になるまで挿入した場合の臨界ボロン濃度（最小停止余裕ボロン濃度）を測定するとともに、サイクル初期の停止余裕を確認する。

さらに、最小停止余裕ボロン濃度を設計値と比較し、設計の妥当性を確認することによって、サイクルを通じて原子炉停止余裕が確保されていることを確認する。

2) 簡略法

サイクル初期において、測定対象の制御棒挿入前後の臨界ボロン濃度を測定す

る。臨界ボロン濃度差の測定値と設計値から算出した相対誤差に基づきサイクル初期における制御棒クラスタ反応度を算出し、サイクル初期の停止余裕を確認する。

さらに、求めた相対誤差が停止余裕の解析で制御棒クラスタ反応度に対して見込んでいる設計裕度以内であることを実測に基づき確認することによって、サイクルを通じて原子炉停止余裕が確保されていることを確認する。

3) 動的測定法

サイクル初期において、制御棒クラスタの連続挿入時の中性子束信号によってバンクごとの制御棒価値を測定し、全バンクの制御棒価値合計値の測定値と設計値から相対誤差を算出し、求めた相対誤差に基づきサイクル初期における制御棒クラスタ反応度を算出し、サイクル初期の原子炉停止余裕を確認する。

さらに、求めた相対誤差が停止余裕の解析で制御棒クラスタ反応度に対して見込んでいる設計裕度以内であることを実測に基づき確認することによって、サイクルを通じて原子炉停止余裕が確保されていることを確認する。

詳細については、「原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程（JEAC 4212-2020）」を参照。

（解説 4.3.1③）

反応度計指示値確認は、反応度計の反応度指示値が適切であることを、中性子増倍時間から炉周期を評価する炉周期法に基づく反応度測定結果との比較により確認するものである。

4.3.2 制御棒価値の確認

1. 要求事項

炉心特性の安全性を確認するため、制御棒価値を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

具体的な実施事項

c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

(b)設計段階での炉心特性の評価値と比較照合できる炉心特性の実測値については、良好な合致により設計の妥当性を確認する。

・炉物理検査時の実測に基づく臨界ボロン濃度、炉内出力分布などの炉心特性の設計値との比較によって、設計の妥当性を確認する。

[設計評価との具体的な関係]

取替炉心の安全性は、炉心設計によって設計段階で確認されている。この取替炉心設計の設計評価結果が妥当であることを、本項では炉心反応度制御能力を表す指標である制御棒価値を対象として確認する。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 制御棒価値の確認の流れ

炉心特性の安全性の確認として、制御棒価値を以下の流れで確認する。詳細は「**取替炉心の安全性確認規程（JEAC4211-2018）**」及び「**原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程（JEAC4212-2020）**」による。

- 1) 設計値の算出
- 2) 制御棒価値の測定
- 3) 測定値と設計値との照合

(2) 具体的確認方法

以下の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。詳細は「**取替炉心の安全性確認規程（JEAC4211-2018）**」及び「**原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程（JEAC4212-2020）**」による。

1) 設計値の算出

解析により、制御棒価値の設計値を算出する。

2) 制御棒価値の測定

詳細法、簡略法又は動的測定法のいずれかの方法により、制御棒価値を測定する。

(解説 4.3.2①)

3) 測定値と設計値との比較

制御棒価値の測定値と設計値の差が判定基準内であることを確認する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには、以下の点に配慮する必要がある。

1) 反応度測定装置一式の信頼性

定期事業者検査時に反応度測定装置一式の校正を実施する。

また、炉物理検査時に、反応度測定装置の指示値確認を実施し、反応度測定装置の妥当性を確認する。(解説 4.3.2②)

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 制御棒価値測定値と設計値の差の判定基準逸脱

- ・ 確認の強化：再度の確認，確認頻度の増加，詳細な手法による別途確認など

(2) 具体的な措置

- ・ 制御棒価値測定値と設計値との差が判定基準を満足しない場合は、測定の再実施，測定機器の再点検，設計値の再確認等を行い，測定値及び設計値に問題がないことを確認する。
- ・ 測定値及び設計値に問題がない場合，炉心設計の妥当性及び取替炉心の安全性について再評価する。

[関連業務]

- ・ 原子炉停止余裕の確認 (4.3.1 項)

(解説 4.3.2①)

炉物理検査では、原子炉停止余裕が確保されていることを確認するため、以下のいずれかの方法で原子炉停止余裕検査を実施する。

1) 詳細法

サイクル初期において、最大価値を有する制御棒クラスタ 1 体を全引き抜きとし、操作対象の制御棒クラスタバンクの残存制御棒積分価値が所定の停止余裕と同じとなる値になるまで挿入した場合の臨界ボロン濃度（最小停止余裕ボロン濃度）を測定するとともに、サイクル初期の原子炉停止余裕を確認する。

さらに、最小停止余裕ボロン濃度を設計値と比較し、設計の妥当性を確認することによって、サイクルを通じて停止余裕が確保されていることを確認する。

2) 簡略法

サイクル初期において、測定対象の制御棒挿入前後の臨界ボロン濃度を測定する。臨界ボロン濃度差の測定値と設計値から算出した相対誤差に基づきサイクル初期における制御棒クラスタ反応度を算出し、サイクル初期の原子炉停止余裕を確認する。

さらに、求めた相対誤差が停止余裕の解析で制御棒クラスタ反応度に対して見込んでいる設計裕度以内であることを実測に基づき確認することによって、サイクルを通じて原子炉停止余裕が確保されていることを確認する。

3) 動的測定法

サイクル初期において、制御棒クラスタの連続挿入時の中性子束信号によってバンクごとの制御棒価値を測定し、全バンクの制御棒価値合計値の測定値と設計値から相対誤差を算出し、求めた相対誤差に基づきサイクル初期における制御棒クラスタ反応度を算出し、サイクル初期の原子炉停止余裕を確認する。

さらに、求めた相対誤差が停止余裕の解析で制御棒クラスタ反応度に対して見込んでいる設計裕度以内であることを実測に基づき確認することによって、サイクルを通じて原子炉停止余裕が確保されていることを確認する。

詳細については、「原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程（JEAC 4212-2020）」を参照。

（解説 4.3.2②）

反応度計指示値確認は、反応度計の反応度指示値が適切であることを、中性子増倍時間から炉周期を評価する炉周期法に基づく反応度測定結果との比較により確認するものである。

4.3.3 減速材温度係数の確認

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び炉心特性の安全性を確認するため、減速材温度係数を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。
 - (b)設計段階での炉心特性の評価値と比較照合できる炉心特性の実測値については、良好な合致により炉心設計の妥当性を確認する。
 - ・炉物理検査時の実測に基づく臨界ボロン濃度，炉内出力分布などの炉心特性の設計値との比較によって，設計の妥当性を確認する。

[設計評価との具体的な関係]

定格出力又は定常運転中を初期状態とする安全解析事象（多数）の出力変化に伴う反応度係数の入力として考慮される。

通常運転時の炉心設計（基本設計，詳細設計，取替炉心設計）において評価された結果を包含する値として安全解析の入力値が設定される。炉心設計による減速材温度係数の算出値が妥当であることが，零出力時の減速材温度係数の測定と設計値との良好な照合により裏付けされる。（解説 4.3.3①）（解説 4.3.3②）

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 減速材温度係数の確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び炉心特性の安全性の確認として，減速材温度係数の設計値と測定値の差が制限値以内であることを以下の流れで確認する。詳細は「取替炉心の安全性確認規程（JEAC4211-2018）」及び「原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程（JEAC4212-2020）」による。

- 1) 設計値の算出
- 2) 冷却材温度変化に伴う反応度の変化量の測定
- 3) 減速材温度係数の算出，設計値，制限値との照合

(2) 具体的確認方法

以下の方法により，個別要求事項を満足していることを確認する。詳細は「取替炉心

の安全性確認規程（JEAC4211-2018）」及び「原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程（JEAC4212-2020）」による。

1) 設計値の算出

解析により，減速材温度係数の設計値を算出する。

2) 冷却材温度変化に伴う反応度の変化量の測定

T_{avg} を変化させながら，冷却材温度と反応度の変化を測定する。

3) 減速材温度係数の算出，設計値，制限値との照合

測定した T_{avg} と反応度の関係から減速材温度係数を算出し，減速材温度係数が制御棒挿入限界の範囲内かつ負であることを確認する。（解説 4. 3. 3③）

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには，以下の点に配慮する必要がある。

1) 反応度測定装置一式の信頼性

定期事業者検査時に反応度測定装置一式の校正を実施する。

また，炉物理検査時に，反応度測定装置の指示値確認を実施し，反応度測定装置の妥当性を確認する。（解説 4. 3. 3④）

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 減速材温度係数が制御棒挿入限界の範囲内で負とならない

・ 確認の強化：再度の確認，確認頻度の増加，詳細な手法による別途確認など

(2) 具体的な措置

- ・ 減速材温度係数が制御棒挿入限界の範囲内で負とならない場合には，減速材温度係数が負となるようにほう素の希釈操作を実施し，挿入限界範囲内で制御グループバンク位置（引抜制限値）を見直し，再測定する。保安規定に定める時間内に減速材温度係数が負とならない場合は，原子炉を未臨界にする。
- ・ 制御グループバンク位置（引抜制限値）を見直しても制限値を逸脱する場合には，炉心設計の妥当性及び取替炉心の安全性について再評価する。

[関連業務]

① 取替炉心の安全性の確認

取替炉心の設計において，サイクルを通して炉心の減速材温度係数を解析し，安全解析の入力値の範囲内であり，かつ，高温出力状態において負であることを確認する。

（解説 4. 3. 3②）

(解説 4. 3. 3①)

原子炉設置者は、事前の安全評価において**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**（平成 25 年原子力規制委員会制定，令和 4 年 9 月改正）への適合性を示す際、独自に適合のための設計方針を定め、原子炉の安全性を判断している。設計方針として、運転時の異常な過渡変化時には燃料の許容設計（損傷）限界を超えないことや、設計基準事故時には炉心の冷却可能形状を維持できること等を定めている。減速材温度係数は、これらの設計方針を満足することを確認するための安全解析の入力値である。

更に、減速材温度係数に関しては、全ての運転範囲で原子炉が負の反応度フィードバックを有することも設計方針としている。

具体的な制限値は、**発電用原子炉設置（変更）許可申請書**の添付書類八に安全解析使用値として記載されている。減速材温度係数は、減速材の温度変化に対する反応度の変化割合を示す反応度係数であり、プラント過渡解析などにおいて重要な入力値となる。（「**取替炉心の安全性確認規程（JEAC4211-2018）**」の解説 3. 2. 4. ①を引用）

(解説 4. 3. 3②)

減速材温度係数は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故全般において、燃料損傷の防止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ことを確認する評価項目の一つである。**発電用原子炉設置（変更）許可申請書**の添付書類十では安全評価事象の解析において、減速材温度係数に対する取替炉心における確認を前提として、これを基に減速材密度係数を保守的に設定し、燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が保たれる設計であることを示している。また、**発電用原子炉設置（変更）許可申請書**の原子炉起動時における制御棒クラスタの異常な引き抜き事象では、減速材温度係数が負であることを測定により確認する前に発生する可能性があり、本事象を保守的に評価するために安全解析使用値として正の値を設定している。

更に、減速材温度係数は、全ての運転範囲で原子炉が負の反応度フィードバックを有することを確認する評価項目の一つである。

なお、減速材温度係数は高温出力運転状態で負になるように設計すると定められており、これに対応して減速材密度係数の最小値が設定されている。また、負側の絶対値が大きくなると、減速材温度低下によって反応度が添加される事象では結果が厳しくなるため、負側の絶対値最大値も設定されており、これに対応して減速材密度係数の最大値が設定されている。（「**取替炉心の安全性確認規程（JEAC4211-2018）**」の解説 3. 2. 4. ②を引用）

(解説 4. 3. 3③)

本判定基準に示す「制御棒挿入限界の範囲内において負であること」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**（平成 25 年原子力規制委員会制定，令和 4 年 9 月改正）の第 15 条（炉心等）に示されている固有の出力抑制特性に対応するものである。「制御棒挿入限界の範囲内において負であること」と記述する理由は，減速材温度係数が正となった場合の処置として制御棒の引き抜き制限を設定するが，挿入限界を逸脱しない範囲で設定することを示すためである。（「原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程（JEAC4212-2020）」の解説 3.2.9.⑥を引用）

（解説 4.3.3④）

反応度計指示値確認は，反応度計の反応度指示値が適切であることを，中性子増倍時間から炉周期を評価する炉周期法に基づく反応度測定結果との比較により確認するものである。

4.3.4 最小停止余裕ボロン濃度の確認

1. 個別要求事項

炉心特性の安全性を確認するため、最小停止余裕ボロン濃度を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

具体的な実施事項

c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

(b)設計段階での炉心特性の評価値と比較照合できる炉心特性の実測値については、良好な合致により設計の妥当性を確認する。

・炉物理検査時の実測に基づく臨界ボロン濃度、炉内出力分布などの炉心特性の設計値との比較によって、設計の妥当性を確認する。

[設計評価との具体的な関係]

最小停止余裕ボロン濃度は、炉心設計によって設計段階で確認されている。その設計評価結果が妥当であることを、測定した最小停止余裕ボロン濃度と比較することで確認する。

なお、最小停止余裕ボロン濃度は、炉物理検査における原子炉停止余裕検査で詳細法を採用した場合に測定される。原子炉停止余裕検査においては、詳細法、簡略法、動的測定法のいずれかを選択して実施される。簡略法又は動的測定法を採用した場合、最小停止余裕ボロン濃度は測定されない。この場合のほう素濃度の設計評価の妥当性確認は、臨界ボロン濃度の確認により行う。(解説 4.3.4①)

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 最小停止余裕ボロン濃度の確認の流れ

炉心特性の安全性の確認として、最小停止余裕ボロン濃度の設計値と測定値の差が制限値以内であることを、以下の流れで確認する。

- 1) 設計値の算出
- 2) 最小停止余裕ボロン濃度の測定
- 3) 最小停止余裕ボロン濃度の測定値と設計値の差の確認

(2) 具体的確認方法

以下の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

なお、これらの確認の一部は炉心管理以外の部門が行う。

1) 設計値の算出

解析により、最小停止余裕ボロン濃度の設計値を算出する。

2) 最小停止余裕ボロン濃度の測定

炉物理検査において、設計時に確認した最も価値の高い制御棒 1 体を除く、全ての制御棒を全挿入状態としたうえで、臨界状態とした際のほう素濃度を求める。これが最小停止余裕ボロン濃度となる。

3) 最小停止余裕ボロン濃度の測定値と設計値の差の確認

測定値と設計値とのボロン濃度の差が判定基準内であることを確認する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには、以下の点に配慮する必要がある。

1) 1 次冷却材サンプリングの信頼性

1 次冷却材サンプリングが適切に実施されていること。

2) ほう素濃度測定装置及び測定手順の信頼性

ほう素濃度測定装置が適切に測定できる状態となっていること。また、適切なほう素濃度測定手順が整備されていること。(解説 4.3.4②)

3) 反応度測定装置一式の信頼性 (炉物理検査時)

定期事業者検査時に反応度測定装置一式の校正を実施する。

また、炉物理検査時に、反応度測定装置の指示値確認を実施し、反応度測定装置の妥当性を確認する。(解説 4.3.4③)

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置 (考え方)

1) 最小停止余裕ボロン濃度測定値と設計値の差の判定基準逸脱

- ・ 確認の強化：再度の確認、確認頻度の増加、詳細な手法による別途確認など

(2) 具体的な措置

- ・ 測定値及び設計値に問題がないことを確認する。

[関連業務]

- ・ 原子炉停止余裕の確認 (4.3.1 項)
- ・ 臨界ボロン濃度の確認 (4.3.5 項)

(解説 4.3.4①)

炉物理検査では、原子炉停止余裕が確保されていることを確認するため、以下のいずれかの方法で原子炉停止余裕検査を実施する。

1) 詳細法

サイクル初期において、最大価値を有する制御棒クラスタ 1 体を全引き抜きと

し、操作対象の制御棒クラスタバンクの残存制御棒積分値が所定の停止余裕と同じとなる値になるまで挿入した場合の臨界ボロン濃度（最小停止余裕ボロン濃度）を測定するとともに、サイクル初期の停止余裕を確認する。

さらに、最小停止余裕ボロン濃度を設計値と比較し、設計の妥当性を確認することによって、サイクルを通じて原子炉停止余裕が確保されていることを確認する。

2) 簡略法

サイクル初期において、測定対象の制御棒挿入前後の臨界ボロン濃度を測定する。臨界ボロン濃度差の測定値と設計値から算出した相対誤差に基づきサイクル初期における制御棒クラスタ反応度を算出し、サイクル初期の停止余裕を確認する。

さらに、求めた相対誤差が停止余裕の解析で制御棒クラスタ反応度に対して見込んでいる設計裕度以内であることを実測に基づき確認することによって、サイクルを通じて原子炉停止余裕が確保されていることを確認する。

3) 動的測定法

サイクル初期において、制御棒クラスタの連続挿入時の中性子束信号によってバンクごとの制御棒値を測定し、全バンクの制御棒値合計値の測定値と設計値から相対誤差を算出し、求めた相対誤差に基づきサイクル初期における制御棒クラスタ反応度を算出し、サイクル初期の原子炉停止余裕を確認する。

さらに、求めた相対誤差が停止余裕の解析で制御棒クラスタ反応度に対して見込んでいる設計裕度以内であることを実測に基づき確認することによって、サイクルを通じて原子炉停止余裕が確保されていることを確認する。

詳細については、「原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程（JEAC 4212-2020）」を参照。

（解説 4.3.4②）

具体的な 1 次冷却材のサンプリング手順及びほう素濃度測定手順としては、「加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法－ほう素：2023（AESJ-SC-S002:2023）」に記載されている。またほう素の同位体比の測定手順は、「加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法－ほう素同位体比：2023（AESJ-SC-S014：2023）」に記載されている。

（解説 4.3.4③）

反応度計指示値確認は、反応度計の反応度指示値が適切であることを、中性子増倍時間から炉周期を評価する炉周期法に基づく反応度測定結果との比較により確認するものである。

4.3.5 臨界ボロン濃度の確認

1. 個別要求事項

炉心特性の安全性を確認するため、臨界ボロン濃度の測定値と設計値の差を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

具体的な実施事項

- c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

(b)設計段階での炉心特性の評価値と比較照合できる炉心特性の実測値については、良好な合致により設計の妥当性を確認する。

- ・ 炉物理検査時の実測に基づく臨界ボロン濃度、炉内出力分布などの炉心特性の設計値との比較によって、設計の妥当性を確認する。

[設計評価との具体的な関係]

臨界ボロン濃度は、炉心設計によって設計段階で確認されている。この臨界ボロン濃度の設計評価結果が妥当であることを、測定したほう素濃度と比較することで確認する。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 臨界ボロン濃度の確認の流れ

炉心特性の安全性の確認として、臨界ボロン濃度の設計値と測定値の差が制限値以内であることを以下の流れで確認する。炉物理検査時の確認にかかる詳細は「**取替炉心の安全性確認規程 (JEAC4211-2018)**」及び「**原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程 (JEAC4212-2020)**」による。

- 1) 設計値の算出
- 2) 臨界ボロン濃度の測定
- 3) 臨界ボロン濃度の測定値と設計値の差の確認

(2) 具体的確認方法

以下の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。炉物理検査時の確認にかかる詳細は「**取替炉心の安全性確認規程 (JEAC4211-2018)**」及び「**原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程 (JEAC4212-2020)**」による。

なお、これらの確認の一部は炉心管理以外の部門が行う。

1) 設計値の算出

解析により、臨界ボロン濃度の設計値を算出する。解析では、サイクル初期からサイクル末期までの間のほう素濃度の¹⁰B同位体比の変化を考慮する。(解説 4.3.5①)

2) 臨界ボロン濃度の測定

通常運転時において、1次冷却材のサンプリングにより、臨界ボロン濃度を測定する。詳細は、「加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法－ほう素：2023（AESJ-SC-S002:2023）」による。

炉物理検査時において、制御グループバンク D を全引き抜き近傍状態、制御グループバンク D 以外の制御棒クラスタを全引き抜き状態で原子炉が臨界となるほう素濃度を測定した後、制御グループバンク D を全引き抜き操作して、その反応度を測定し、この値から全制御棒クラスタ全引き抜き時の臨界ボロン濃度を求める。

3) 臨界ボロン濃度の測定値と設計値の差の確認

測定値と設計値との臨界ボロン濃度の差が制限値内であることを確認する。（解説 4.3.5②）

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには、以下の点に配慮する必要がある。

1) 1次冷却材サンプリングの信頼性

1次冷却材サンプリングが適切に実施されていること。（解説 4.3.5③）

2) ほう素濃度測定装置及び測定手順の信頼性

ほう素濃度測定装置が適切に測定できる状態となっていること。また、適切なほう素濃度測定手順が整備されていること。（解説 4.3.5③）

3) 反応度測定装置一式の信頼性（炉物理検査時）

定期事業者検査時に反応度測定装置一式の校正を実施する。

また、炉物理検査時に、反応度測定装置の指示値確認を実施し、反応度測定装置の妥当性を確認する。（解説 4.3.5④）

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 臨界ボロン濃度測定値と設計値の差の判定基準逸脱

- ・ 確認の強化：再度の確認，確認頻度の増加，詳細な手法による別途確認など

(2) 具体的な措置

- ・ 臨界ボロン濃度測定値と設計値との差が判定基準を満足しない場合は、炉心設計及び安全解析の再評価を行い、原子炉の継続運転が許容できることを確認する。必要に応じて適切な運転上の制限並びに確認項目及びその頻度を定める。保安規定に定める時間内にこれらの措置を完了できない場合は、原子炉を停止する。

[関連業務]

・臨界ボロン濃度の確認（性能管理）（4.6.3項）

上記に加えて、関連する業務として、以下を行う。

① 取替炉心の安全性の確認

取替炉心の設計において、サイクル初期における出力運転時ほう素濃度を解析し、安全解析の入力値以下であることを確認する。

（解説 4.3.5①）

1 次冷却材中のほう素濃度の ^{10}B 減損による影響は、サイクル中に燃焼が進むことによる「所要のほう素濃度の絶対値が減少する効果」及び「中性子吸収に伴い ^{10}B 同位体比が減少する効果」の兼ね合いで決定される。したがって、臨界ボロン濃度を予測する際は ^{10}B 同位体比の変化の影響を考慮する必要がある。

なお、サイクル初期の ^{10}B 減損の度合いは、次の理由から、サイクルを重ねても小さい状態が維持されている。

- ・1 次冷却材中のほう酸は、ほう酸回収装置を介してほう酸タンクに回収され、その後炉心へほう酸の濃縮のために供給されるが、回収された ^{10}B 減損の進んだほう酸水全ては再利用されておらず、新規のほう酸水（ ^{10}B 減損されていないほう酸水）が補給される運用がなされていること。
- ・定期検査時の原子炉キャビティの水張りには、大容量かつ直接的には ^{10}B 減損が生じない RWST（P）のほう酸水が多量に使用されるため、燃料取替え時にほう酸タンクから原子炉容器へ濃縮されるほう酸水の ^{10}B 減損度合いは大幅に低減されること。

このように、サイクル初期の 1 次冷却材中の ^{10}B 同位体比は天然同位体比と比べて減損の度合いが小さいが、その程度を測定で確認の上、必要に応じて臨界ボロン濃度の予測において考慮している。

（解説 4.3.5②）

一般的にほう素濃度は、制御棒位置、炉出力、キセノン蓄積、 T_{avg} などによって変化するため、サンプル値と設計値を単純に比較することはできない。比較するためには、サンプル値を設計ベースに規格化（反応度補正）し、臨界ボロン濃度を求める必要がある。具体的には、設計ベースの制御棒全引抜き、全出力状態に補正することが考えられる。反応度補正の例としては以下の項目が考えられる。

- ・出力による補正：出力の違いにより生じる出力欠損の補正
- ・温度による補正：1 次冷却材温度の違いにより生じる温度欠損の補正
- ・制御棒位置による補正：制御棒位置の違いによる制御棒積分価値の差の補正
- ・キセノン蓄積による補正：キセノンの蓄積量の差により生じる毒作用の差の補正

- ・ ^{10}B 同位体比による補正：燃焼に伴い減少する ^{10}B の存在率の影響の補正（解説 4.3.5①）

（解説 4.3.5③）

具体的な 1 次冷却材のサンプリング手順及びほう素濃度測定手順としては、「加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法－ほう素：2023（AESJ-SC-S002:2023）」に記載されている。またほう素の同位体比の測定手順は、「加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法－ほう素同位体比：2023（AESJ-SC-S014：2023）」に記載されている。

（解説 4.3.5④）

反応度計指示値確認は、反応度計の反応度指示値が適切であることを、中性子増倍時間から炉周期を評価する炉周期法に基づく反応度測定結果との比較により確認するものである。

4.3.6 炉内出力分布の確認

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び炉心特性の安全性を確認するため、炉内出力分布測定を行い、熱流束熱水路係数 $F_Q(Z)$ 及び核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$ を確認する。(解説 4.3.6①)(解説 4.3.6②)

また、炉心特性の安全性を確認するため、燃料集合体相対出力誤差を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
 - c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。
- (b)設計段階での炉心特性の評価値と比較照合できる炉心特性の実測値については、良好な合致により設計の妥当性を確認する。
- ・炉物理検査時の実測に基づく臨界ボロン濃度、炉内出力分布などの炉心特性の設計値との比較によって、設計の妥当性を確認する。

[設計評価との具体的な関係]

炉内の出力分布測定値については、炉内核計装による反応率分布をもとに、出力分布処理コード及びソースデックを用いて、燃料集合体及び燃料棒単位での 3 次元分布が求められる。

基本的には、PWR の場合、運転中の制御棒位置、熱出力及び冷却材の状態を確認することで、取替炉心設計での評価がそのまま運転中も適用できる。そのうえで、炉内の出力分布測定を実施し、取替炉心設計値と照合して有意な差がないことを確認することで、取替炉心設計の妥当性も確認できる。

具体的には径方向の燃料棒平均出力分布、3 次元局所出力分布及び燃料集合体平均出力が該当する。また径方向の燃料棒平均出力分布及び 3 次元局所出力分布の出力ピーキング係数 ($F_Q(Z)$, $F_{\Delta H}^N$) が、安全解析の複数の事象の初期状態の入力として使用される制限値を満足していることを確認できる。さらに 3 次元出力分布をもとに、軸方向又は径方向の 1/4 断面ごとの平均処理を行うことで、炉外核計装との照合に必要な炉内 AO 及び炉内の 1/4 炉心出力偏差が算出される。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 炉内出力分布測定の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び炉心特性の安全性の確認として、炉内出力分布測定と出力ピーキング係数 ($F_Q(Z)$, $F_{\Delta H}^N$) を、以下の流れで確認する。

また、炉心特性の安全性の確認として、燃料集合体相対出力誤差を、以下の流れで確認する。

- 1) 炉内核計装による測定
- 2) 炉内出力分布への変換
- 3) 出力ピーキング係数及び燃料集合体相対出力誤差の算出
- 4) 制限値との照合及び取替炉心設計値との照合

(2) 具体的確認方法

燃料取替後、所定の原子炉熱出力を超える前までに、またその後出力運転において定期的に、以下の方法により個別要求事項を満足していることを確認する。

- 1) 炉内核計装による測定

炉内核計装を測定対象位置の炉心下端近傍まで移動させたのち炉心上端まで挿入し、炉心上端から下端まで引き抜きながらデータを取得する。

- 2) 炉内出力分布への変換 (解説 4.3.6③) (解説 4.3.6④) (解説 4.3.6⑤)

まず、炉内核計装が通過する燃料集合体を対象に、炉内核計装で測定された反応率と、あらかじめソースデックに書き込まれている炉内核計装反応率を比較し、両者の間の比率 (誤差) を求める。次に、炉内核計装測定各点で得られた比率を炉心全体に展開することで、炉心全体の各点における比率が得られる。

ソースデックに書き込まれた炉内出力分布に上記比率を乗じることで、炉心全体の 3 次元出力分布へ変換する。

- 3) 出力ピーキング係数及び燃料集合体相対出力の算出

2) 項により求められた 3 次元出力分布により、出力ピーキング係数 ($F_Q(Z)$, $F_{\Delta H}^N$) 及び燃料集合体相対出力を算出する。炉内核計装照合校正で使用する炉内 AO も算出される。

- 4) 制限値との照合及び取替炉心設計値との照合

3) 項で得られた出力ピーキング係数測定値が、安全解析の入力として使用する出力ピーキング係数 ($F_Q(Z)$ 及び $F_{\Delta H}^N$) 制限値を超過していないこと及び取替炉心設計値と有意な差がないことを確認する。(解説 4.3.6⑥)

また、燃料集合体相対出力誤差が管理値を満足することを確認する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには、以下の点に配慮する必要がある。

- 1) 炉内核計装の信頼性

炉内核計装が適切に使用できる状態であること。また、炉内核計装の走査範囲、走

査速度が適切であること。

2) ソースデックの信頼性

取替炉心設計作業において、ソースデック若しくはソースデックを作成するシステム用の定数データが信頼できることを確認する。

3) 計算機プログラムの信頼性

炉内出力分布測定、出力ピーキング係数 ($F_Q(Z)$, $F_{\Delta H}^N$) 及び燃料集合体相対出力を評価する計算機プログラムが適切であることの確認及び計算機のメンテナンスにより、信頼性が担保されていることを確認する。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) $F_Q(Z)$ の運転上の制限逸脱

- ・制限（値）内への復帰の操作
- ・炉心出力の降下（原子炉停止を含む）

2) $F_{\Delta H}^N$ の運転上の制限逸脱

- ・制限（値）内への復帰の操作
- ・炉心出力の降下（原子炉停止を含む）

3) 燃料集合体相対出力誤差の管理値逸脱

- ・確認の強化：再度の確認、確認頻度の増加、詳細な手法による別途確認など

(2) 具体的な措置

1) $F_Q(Z)$ が運転上の制限を満足しない場合

- ・ F_Q の運転上の制限の超過分以上、原子炉熱出力を下げる。
- ・軸方向中性子束出力偏差の許容運転制限範囲を $F_Q(Z)$ の運転上の制限の超過分だけ下げる。
- ・出力領域中性子束高トリップ設定値を $F_Q(Z)$ の運転上の制限の超過分以上下げる。
- ・ $F_Q(Z)$ の運転上の制限の超過分以上、過大出力 ΔT 高トリップ設定値を下げる。
- ・原子炉熱出力を復旧する場合は、炉内出力分布測定を行い、 $F_Q(Z)$ 及び $F_{\Delta H}^N$ が運転上の制限を満足していることを確認する。
- ・上記を保安規定上の完了時間までに達成できない場合、原子炉熱出力を所定の値以下とする。

2) $F_{\Delta H}^N$ が運転上の制限を満足しない場合

- ・ $F_{\Delta H}^N$ の運転上の制限を満足させる。
- ・原子炉熱出力を所定の値以下とする。
- ・出力領域中性子束高トリップ設定値を所定の値以下とする。
- ・炉内出力分布測定を行い、 $F_Q(Z)$ 及び $F_{\Delta H}^N$ が運転上の制限を満足していることを確認

する。

- ・所定の原子炉熱出力以上に上昇する前に出力分布測定を行い、 $F_Q(Z)$ 及び $F_{\Delta H}^N$ が運転上の制限を満足していることを確認する。
- ・上記を保安規定上の完了時間までに達成できない場合、原子炉熱出力を別途定める値以下とする。

3) 燃料集合体相対出力誤差が管理値を満足しない場合

- ・燃料集合体相対出力誤差が管理値を逸脱した原因究明を行い、必要な対応を行う。

(解説 4.3.6⑦) (解説 4.3.6⑧)

[関連業務]

- ・炉内外核計装照合校正 (4.2.6 項)
- ・軸方向中性子束出力偏差の確認 (4.2.8 項)
- ・1/4 炉心出力偏差の確認 (4.2.9 項)
- ・最小 DNBR の確認 (4.3.7 項)
- ・燃料集合体燃焼度の確認 (4.3.8 項)

(解説 4.3.6①)

炉内の出力分布の測定結果が得られると、大別して、2 種類の照合を行うことができる。

・炉外核計装との照合

炉外核計装による軸方向中性子束出力偏差又は AO に対応して、炉内 AO を求め、出力領域炉外核計装との照合を行うことで、出力領域炉外核計装による確認が、炉内出力分布の確認として適切に機能していることを確認できる。

・取替炉心設計値との照合

炉内の出力分布の測定により、 $F_Q(Z)$ 、 $F_{\Delta H}^N$ 及び燃料集合体相対出力を実測値として求めることができ、これを取替炉心設計での設計値と照合することで、取替炉心設計が妥当であることが確認できる。このことは取替炉心設計の妥当性確認のデータベースの拡充ともなる。

(解説 4.3.6②)

炉心の出力分布及び熱水路係数を把握するために炉内核計装を設け、あらかじめ定めた燃料集合体の中性子束分布を測定できる設計としている。

炉内核計装の測定データは、炉外核計装による炉内出力分布確認及び炉心保護に関する機能の校正を行うのに十分なものとしている。

(解説 4. 3. 6③)

1) 炉内出力分布処理コード

炉内核計装による出力分布測定では、全炉心の約 1/3 程度の燃料集合体において軸方向高さ位置ごとの炉内核計装反応率が得られるが、得られた炉内核計装反応率による結果を炉内の全燃料集合体及び燃料棒にわたって展開するために、炉心設計メーカから提供されるソースデックファイル若しくはソースデックを作成するシステム用の定数データと、INFANT, INCORE, BEACON, VISION といった出力分布処理システムが使用される。

炉内全域の中性子束分布及び出力分布が得られると、主に以下の照合が可能となる。

- ・ 炉内外核計装照合校正
- ・ 軸方向分布の照合：炉内外 AO の照合
- ・ 取替炉心設計評価との照合
- ・ 燃料集合体平均出力分布
- ・ 炉内 3 次元出力ピーキング係数 ($F_Q(Z)$) (最大線出力密度)
- ・ 燃料棒単位の水平方向ピーキング係数 ($F_{\Delta H}^N$)

上記の値は、炉心内の 3 次元出力分布が得られたのち、積算又は平均化処理を行うことで得られる。

また炉内出力分布処理を行う炉心管理コードでは、実測の処理に基づく出力分布を考慮した最小 DNBR を算出することもできる。

2) 燃焼度及び燃料同位体組成の計算コード

炉内出力分布処理コードで得られた出力分布を原子炉熱出力で重みをつけて時間積算することで、燃焼度分布と、当該燃焼度に対応する燃料同位体組成を算出することができる。この処理は、BUIC, TOTE, VISION などにより行われる。INFANT 等から BUIC 等への引継ぎは所定の頻度で行われ、任意のサイクル燃焼度時点での燃焼度、燃料同位体組成の情報が得られる。

当該サイクル終了時の燃焼度の情報は、次サイクルでの炉心設計及び炉心管理の計算に引き継がれる。

以上の炉心管理コードによる処理と得られる情報を解説図 1 に示す。

(解説 4. 3. 6④)

炉内核計装が直接測定する燃料集合体は炉心全体の約 1/3 程度であり、反応率測定値が存在しない燃料集合体に対しては、周辺に位置する測定燃料集合体の反応率に関する設計と測定との間の誤差情報を展開する必要がある。また、炉心内での全燃料棒についての出力分布を算出し、出力ピーキング係数測定値を求めることが必

要となる。このために必要な情報がソースデックとして、サイクルの運転開始前に、炉心設計メーカから用意される。ソースデックを活用した具体的な処理は以下のとおりである。

$$P_{meas,k} = \sum_i (\omega_{k,i} \times (P_{cal,k}/RR_{cal,i}) \times RR_{meas,i})$$

ここで、 $P_{meas,k}$ ：燃料集合体又は燃料棒 k （以下、ソース k と呼称）
における炉内出力測定値

$\omega_{k,i}$ ：ソース k の周辺燃料集合体 i に対する重み係数
（あらかじめ定める場合と、直接内挿する場合がある）

$P_{cal,k}$ ：ソース k における炉内出力計算値（取替炉心設計にて評価）

$RR_{cal,i}$ ：ソース k の周辺燃料集合体 i における反応率計算値
（取替炉心設計にて評価）

$RR_{meas,i}$ ：ソース k の周辺燃料集合体 i における反応率測定値

上式により、炉内核計装で測定されていない燃料集合体を含め、燃料集合体及び燃料棒ごとの出力分布が算出される。

なお、反応率はサイクル燃焼度に応じて変化するため、ソースデックはサイクル燃焼度ごとに準備する必要がある。

（解説 4.3.6⑤）

燃料有効部端部においては、有効部外に漏れた高速中性子が燃料有効部と比較して豊富にある水により減速、反射して戻ることによる出力上昇効果がある（エンドピーク）。エンドピークによる出力上昇効果は、サイクル末期にかけて拡大する方向となる。この理由は、サイクルの燃焼とともにほう素濃度が低下しほう素による中性子の吸収効果が小さくなること、及び上部下部の出力分布が相対的に大きくなることによる。また、エンドピークは、異なる設計の燃料の有効部の位置ずれ、燃料棒及び燃料集合体の照射成長による有効部の位置ずれがあった場合、位置ずれ部からの中性子の流入によっても現れる。燃料上部でのエンドピーク影響は設計段階で考慮している。ここで有効部の位置ずれ量は、設計データ及び燃料の照射挙動データベース等に基づき包含的に評価している。また、隣接燃料棒の間の有効部の位置ずれによる燃料上部のエンドピークが、安全解析で入力としている $F_Q(Z)$ へ収まることも設計段階で確認している。

（解説 4.3.6⑥）

設計値と測定値との比較は、以下のとおり、測定値に、設計段階であらかじめ見込んでいた不確かさを加えて行う。

$$F_Q : F_Q \text{ (測定値)} \times F_{U,Q}^N \text{ (核的不確かさ 1.05)} \times F_Q^E \text{ (製造不確かさ)}$$

$$F_{\Delta H}^N : F_{\Delta H} \text{ (測定値)} \times F_{U,\Delta H}^N \text{ (核的不確かさ 1.04)}$$

また、制限値との照合に際しても、測定値に対してこれら不確かさを考慮した F_Q 及び $F_{\Delta H}^N$ が制限値を満足することを確認する。ただし、上記不確かさの値については、今後、プラント仕様の変更に伴って変更となり得るものである。

(解説 4.3.6⑦)

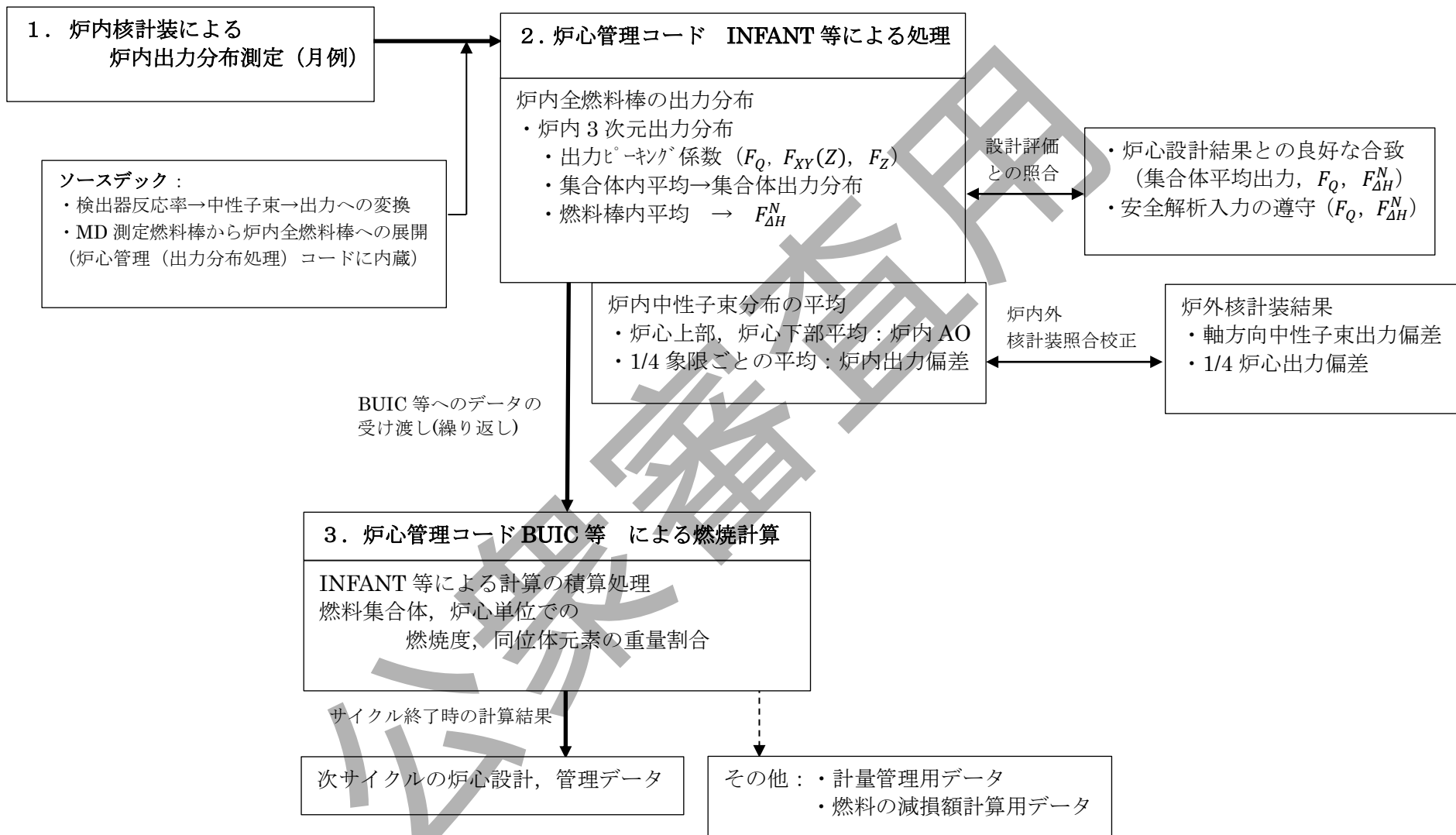
炉内出力分布測定においては、設計評価の入力値である $F_Q(Z)$ 及び $F_{\Delta H}^N$ が制限値以下であることの確認による直接的な安全性確認に加え、取替炉心設計の妥当性を確認する観点から、出力分布相対値が1以上の燃料集合体において、出力分布測定値と設計値の相対差異が別途定めた管理値を満足することを確認している。

設計基準を逸脱した場合には、炉心設計上の想定外の状態とみなし、炉心を安定な状態に維持した上で、設計及び測定の両面で検討を行い、運転を継続した場合の影響を確認する。ここで、炉内出力分布は運転操作やプラント状態の影響を強く受けるため、測定条件が適切であることを確認したうえで炉内出力分布測定を実施する必要がある。特に、原子炉熱出力が低い状態では、核的フィードバック効果が小さいことからキセノン状態や冷却材状態などの測定条件の違いによる影響を顕著に受ける特徴があるが、一方で熱的余裕が大きく十分な安全裕度を有する。このため、仮に測定中のプラントの状態が取替設計で想定した状態と異なり出力分布測定に適していないと判断された場合は、プラント状態を変えて再度測定する措置を採用する場合がある。

(解説 4.3.6⑧)

炉内熱電対計装は主に炉心の出力分布を確認する炉外核計装及び炉内核計装のバックアップとして設置されているものである。炉内熱電対計装により、通常時はもとより、1/4 炉心出力偏差の関連警報が動作不能等の炉外核計装異常時において、炉心に異常がないことの確認を継続することが可能である。

炉内出力分布測定後に得られる各炉内熱電対計装 (T/C) 位置における燃料集合体出力測定値と、T/C 温度等から評価できる $F_{\Delta H}$ をもとに、新しい換算係数を算出し、PCCS に反映する。これは T/C の温度から集合体出力算出の際に用いられる補正係数であり、得られた燃料集合体出力から T/C チルトを求めることができる。



解説図 1 月例炉内出力分布測定を受けた炉心管理コードによる処理の体系

4.3.7 最小 DNBR の確認

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び炉心特性の安全性を確認するため、最小 DNBR が制限値を満足していることを確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。
 - (a) 運転段階での炉心特性が、炉心設計の制限値を満足していることを確認する。
 - ・ 起動時及び出力運転中に炉心特性を測定し、炉心設計の制限値を満足していることを確認する。

[設計評価との具体的な関係]

定格出力運転時の最小 DNBR は炉心熱水力設計の結果であるとともに、定格出力運転時を初期状態とする安全解析の異常な過渡変化時及び事故時の初期条件（初期 DNBR）として考慮される。

炉内の中性子束分布の測定に基づく最小 DNBR 値は、設計評価での最小 DNBR 値と比較して、径方向及び軸方向の出力分布が現実的なピーク値（軸方向分布は炉内出力分布測定で得られる実炉心の分布形状）に基づいた評価となっているため、大きい値、すなわち許容限界値との余裕が広がる方向となり、設計評価での値が保守的なことの確認となる。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 最小 DNBR の確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び炉心特性の安全性の確認として、最小 DNBR が制限値を満足することを、以下の流れで確認する。（解説 4.3.7①）

- 1) 燃料棒ごとの軸方向／径方向出力分布及び燃料棒平均出力の測定
- 2) 最小 DNBR 測定
- 3) 測定値と制限値の照合

(2) 具体的確認方法

- 1) 燃料棒ごとの軸方向／径方向出力分布及び燃料棒平均出力の測定

燃料取替後、所定の原子炉熱出力を超える前までに、また、その後、出力運転中の所定の頻度において、4.3.6項に記載された要領で炉内出力分布測定を実施する。

測定された炉内出力分布より、燃料棒ごとの軸方向／径方向出力分布及び燃料棒平均出力の測定値を得る。

2) 最小 DNBR 測定

燃料棒ごとの軸方向出力分布測定値から得られるエンタルピ上昇測定値と、1次冷却材の温度、流量及び圧力に基づき、相関式を用いて、限界熱流束を評価する。

上記の相関式により評価されたDNBが発生する限界熱流束と熱流束測定値の比より、最小DNBR測定値を得る。

3) 測定値と制限値の照合

最小DNBR測定値が、制限値を満足していることを確認する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには、以下の点に配慮する必要がある。

1) 炉内核計装の信頼性

炉内核計装が適切に使用できる状態にあること。

2) ソースデックの信頼性

取替炉心設計作業において、ソースデック若しくはソースデックを作成するシステム用の定数データが信頼できることを確認する。

3) 計算機プログラムの信頼性

炉内出力分布測定及び最小DNBRを測定する計算機プログラムについて、最新であることの確認及び計算機のメンテナンスにより、信頼性が担保されていることを確認する。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 最小 DNBR の制限値を満足しない場合

- ・その他

(2) 具体的な措置

- ・最小 DNBR の確認は自主的なものである。最小 DNBR が制限値を満足しないことを確認した場合、まずは炉内出力分布（核的エンタルピ上昇熱水路係数 F_{DH}^N ）の測定や軸方向中性子束出力偏差の確認において、要求事項を満足していることを確認する。それらの要求事項を満足しない場合は保安規定に従った措置を講じる必要がある一方、要求事項を満足している場合は最小 DNBR 計測プロセスにおける問題の可能性を含めて、再度の確認や原因調査を進める。

[関連業務]

- ・ 炉内外核計装照合校正 (4.2.6 項) (解説 4.3.7②)
- ・ 軸方向中性子束出力偏差の確認 (4.2.8 項) (解説 4.3.7①)
- ・ 炉内出力分布の確認 (4.3.6 項) (解説 4.3.7①) (解説 4.3.7③)

上記に加えて、関連する業務として、以下を行う。

- ① ΔT , T_{avg} , 1 次冷却材圧力が過大温度 ΔT 高トリップ設定値制限の範囲内であることの確認

ΔT , T_{avg} , 1 次冷却材圧力が、過大温度 ΔT 高トリップ設定値制限の範囲内であることを確認することで、DNBR が問題にならないことを間接的に確認している。

(解説 4.3.7①)

最小 DNBR の熱的制限値は、基本設計段階及び取替炉心設計段階で保守的に評価された $F_{\Delta H}^N$ に基づいて評価される。最小 DNBR が熱的制限値を満足することの前提条件の確認として、基本設計段階及び取替炉心設計段階で $F_{\Delta H}^N$ 及び軸方向出力分布を確認し、また運転段階では主に $F_{\Delta H}^N$ 及び軸方向中性子束出力偏差を、保安規定に基づき確認している。

(解説 4.3.7②)

PWR では炉内核計装による詳細測定及び安全確認を所定の間隔で行うとともに、炉外核計装により出力運転中の出力分布（軸方向及び径方向）を連続監視することで安全評価の前提条件を満足していることを確認している ($F_Q(z)$ 及び軸方向出力分布)。ここで、特に軸方向出力分布に関して「炉外の軸方向中性子束出力偏差確認によって炉内 AO 測定を代替できていること」が前提となっていることから、これを担保するために所定の頻度で行う出力分布測定により炉内外の軸方向中性子束出力偏差の差が一定の範囲内になることを確認している。差が大きい場合又は大きくなることが予測される場合に炉内外核計装照合校正を行い必要に応じて実施する。

これにより、運転時の異常な過渡変化時における燃料被覆管の機械的破損の防止のための最大線出力密度及び燃料被覆管の熱的破損の防止のための最小 DNBR が、設計で想定している値を超えないことを担保している。

(解説 4.3.7③)

総合負荷性能検査は、各設備の点検、試験完了後に、定格出力運転を行い、各設備の運転状態が正常であること及び各種パラメータが妥当であることを確認することによって、発電所が安定して運転継続できることを確認するために実施する検査である。この試験項目の一つとして炉内出力分布測定及び最小 DNBR 確認を実施

している。

4.3.8 燃料集合体燃焼度の確認

1. 個別要求事項

設計評価における前提事項が担保されていること及び炉心特性の安全性を確認するため、燃料集合体燃焼度を確認する。(解説 4.3.8①)

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。
- c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

具体的な実施事項

- b. 設計評価における前提事項が担保されていることを確認する。
- c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。
 - (b) 設計段階での炉心特性の評価値と比較照合できる炉心特性の実測値については、良好な合致により設計の妥当性を確認する。
 - ・ 炉物理検査時の実測に基づく臨界ボロン濃度、炉内出力分布などの炉心特性の設計値との比較によって、設計の妥当性を確認する。

[設計評価との具体的な関係]

燃料集合体燃焼度は、炉内出力分布と同様に炉心設計の結果として得られており、運転中の測定結果との照合により設計結果が妥当であることの確認を行うことが可能である。

なお、燃料集合体燃焼度の設計値と測定値の比較は必須なものではなく、必要に応じて実施すればよい。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 燃料集合体燃焼度の確認の流れ

設計評価における前提事項が担保されていること及び炉心特性の安全性の確認として、炉内出力分布測定後の燃料集合体燃焼度を、次の流れで確認する。

- 1) 炉内核計装による測定
- 2) 炉内出力分布への変換
- 3) 当月度のサイクル燃焼度増分の算出
- 4) 燃料集合体燃焼度の算出
- 5) 測定値と制限値及び（必要に応じて）取替炉心設計値との照合

(2) 具体的確認方法

通常運転時において所定の頻度で次の方法により、個別要求事項を満足しているこ

とを確認する。

1) 炉内核計装による測定

4.3.6 項に記載された要領で炉内出力分布測定を実施する。

2) 炉内出力分布への変換

4.3.6 項に記載された要領で炉内出力分布測定結果を炉心全体の 3 次元出力分布へ変換する。

3) 当月度のサイクル燃焼度増分の算出

原子炉熱出力、重金属重量及び運転期間から当月度のサイクル燃焼度の増分を算出する。

4) 燃料集合体燃焼度の算出

3) で算出した当月度のサイクル燃焼度増分を、2) で求めた 3 次元出力分布と燃料集合体ごとの重金属重量を用いて重み付分配を行い、燃料集合体ごとの当月度の集合体燃焼度増分を算出する。

燃料集合体ごとの前月度の集合体燃焼度に当月度の集合体燃焼度増分を加え、燃料集合体燃焼度を算出する。(解説 4.3.8②)

5) 測定値と制限値及び(必要に応じて)取替炉心設計値との照合

4) により求められた燃料集合体燃焼度が燃料集合体最高燃焼度以下であることを確認する。また、必要に応じて燃料集合体燃焼度の測定値と設計値の比較を行い、有意な差がないことを確認する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには、次の点に配慮する必要がある。

1) 炉内核計装の信頼性

炉内核計装が適切に使用できる状態であること。

2) ソースデックの信頼性

取替炉心設計作業において、ソースデック又はソースデックを作成するシステム用の定数データが信頼できることを確認する。

3) 計算機プログラムの信頼性

炉内核計装による中性子束測定結果から 3 次元出力分布の算出、及び 3 次元出力分布から燃料集合体燃焼度の算出を行うプログラムが適切であること並びに計算機のメンテナンスにより、信頼性が担保されていることを確認する。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置(考え方)

1) 燃料集合体燃焼度の制限値超過

- ・炉心出力の降下(原子炉停止を含む)

(2) 具体的な措置

- ・測定された燃料集合体燃焼度が燃料集合体最高燃焼度に近づいていることが確認された場合、運転期間中の到達予想燃焼度を算出する。
- ・燃料集合体の到達予想燃焼度が燃料集合体最高燃焼度を超過する見通しであれば、超過しない範囲となるように運転計画の見直しを行う。
- ・見直した運転計画に基づき、出力を降下させる。

[関連業務]

① 燃焼情報の管理

解列時の燃料集合体燃焼度を管理し、次サイクル取替炉心設計の入力として提供できるようにする。(解説 4.3.8③)

(解説 4.3.8①)

MOX 炉心では、取替炉心設計の段階で、燃料集合体燃焼度とともに燃料棒燃焼度も制限値以下であることを確認している。これまでの実績から、燃料集合体内の燃料棒燃焼度分布には設計と実績で大きな差異が生じないことから、燃料集合体燃焼度が設計と同等であれば、燃料棒燃焼度も設計と同等と考えられる。

(解説 4.3.8②)

燃料集合体燃焼度測定値は、ソースデックを用いて求められた炉内出力分布、燃料集合体ごとの初期重金属重量及び当月度のサイクル燃焼度増分を入力として、炉心管理コードを用いて求める。

(解説 4.3.8③)

燃料集合体燃焼度は、次サイクルの取替炉心設計を行う際の入力となるほか、核燃料物質の計量管理並びに原子燃料の資産管理にも用いられる。

4.3.9 停止ほう素濃度の確認

4.3.9(1) 停止ほう素濃度の確認（停止時）

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び炉心特性の安全性を確認するため、原子炉停止時、すなわち原子炉容器スタッドボルト締付後から臨界到達前までの期間において所定の原子炉停止余裕を満足する停止ほう素濃度まで濃縮されることを確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。
 - (a) 運転段階での炉心特性が、炉心設計の制限値を満足していることを確認する。
 - ・ 所要の停止余裕を確保する停止ほう素濃度を確認する。

[設計評価との具体的な関係]

サイクル末期の原子炉の停止では、必要な原子炉停止余裕を確保しての安全停止が求められる。高温停止は制御棒と CVCS によるほう素濃度の両方で、低温停止は CVCS によるほう素濃縮で安全停止を行う。炉心設計であらかじめ算出される所定の未臨界度を満足する停止ほう素濃度までほう素濃度の濃縮を行う。

また、安全解析のうちの過冷却事象では、燃料取替停止中に所定の原子炉停止余裕を満足する状態にあることを入力としている。このため、所定の原子炉停止余裕を満たすほう素濃度として停止ほう素濃度をあらかじめ求めておき、実際のほう素濃度が停止ほう素濃度を上回るよう管理している。このように、停止ほう素濃度は、安全解析における入力である原子炉停止余裕を担保するために管理する。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 停止ほう素濃度の確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び炉心特性の安全性の確認として、1 次冷却材中のほう素濃度が停止ほう素濃度以上であることを、次の流れで確認する。

- 1) 停止ほう素濃度の計算（通常は設計段階で算出される）

2) 1次冷却材中のほう素濃度が停止ほう素濃度以上であることの確認

(2) 具体的確認方法

次の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

なお、これらの確認の一部は炉心管理以外の部門が行う。

1) 停止ほう素濃度の計算

原子炉容器スタッドボルト締付後から臨界到達前までの期間での各温度条件において、停止ほう素濃度、すなわち所定の制御棒状態において原子炉停止余裕分だけ確実に未臨界にできるほう素濃度を計算する（通常は設計段階で算出される）。

2) 1次冷却材中のほう素濃度が停止ほう素濃度以上であることの確認

原子炉容器スタッドボルト締付後から臨界到達前までの期間において、所定の頻度で1次冷却材中のほう素濃度サンプリングを行う。

サンプリングされた1次冷却材ほう素濃度が、1)で事前に得た停止ほう素濃度を上回っていることを確認する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには、次の点に配慮する必要がある。

1) 1次冷却材サンプリングの信頼性

1次冷却材サンプリングが適切に実施されていること。（解説4.3.9(1)①）

2) ほう素濃度測定装置及び測定手順の信頼性

ほう素濃度測定装置が適切に測定できる状態となっていること。また、適切なほう素濃度測定手順が整備されていること。（解説4.3.9(1)①）（解説4.3.9(1)②）

3) 停止ほう素濃度計算の信頼性

停止ほう素濃度の計算が適切な条件及び保守性を考慮して実施されていることを、設計段階で確認する。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 停止ほう素濃度を満足しないことが確認された場合

- ・制限（値）内への復帰の操作（停止ほう素濃度以上となるようほう酸による濃縮操作を実施）

(2) 具体的な措置

- ・サンプリングしたほう素濃度測定結果が停止ほう素濃度以下であった場合、速やかに濃縮操作を行い、1次冷却材中のほう素濃度が停止ほう素濃度以上となることを確認する。

[関連業務]

- ・ 原子炉停止余裕の確認 (4.3.1 項) (解説 4.3.9(1)③)

(解説 4.3.9(1)①)

具体的な 1 次冷却材のサンプリング手順及びほう素濃度測定手順としては、「加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法—ほう素：2023 (AESJ-SC-S002:2023)」に記載されている。

(解説 4.3.9(1)②)

1 次冷却材中のほう素において中性子吸収に現実的に寄与する同位体 ^{10}B は、運転中の炉心内において中性子を吸収することで減損していく。したがって、同じほう素濃度であっても、 ^{10}B 減損を考慮しない場合と比較して中性子吸収能力が低下する状況が考えられ、停止ほう素濃度以上であることを確認する際にはこの減損影響を考慮したものとする。具体的には、停止ほう素濃度を評価する際にあらかじめ考慮された余裕に対して、 ^{10}B 減損の影響が十分に小さいことを確認している。

所定の原子炉停止余裕の確保は、1 次冷却材のほう素濃度が停止ほう素濃度以上であることを確認することで担保されている。ここで、停止ほう素濃度は次の式で算出している。

$$\text{停止ほう素濃度[ppm]} = \text{停止ほう素濃度設計値[ppm]} + \text{余裕[ppm]}$$

^{10}B 減損の停止ほう素濃度への影響は、燃焼が進むことにより所要のほう素濃度の絶対値が低下する効果と燃焼が進むことにより炉心内での中性子吸収による ^{10}B 同位体比の減少が促進する効果との兼ね合いにより、サイクル中期で最も顕著となるが、その影響は、上式で設定する余裕 (例：100ppm) にカバーされる程度である。

詳細については、「PWR におけるほう酸水の ^{10}B 同位体比の変化と安全性への影響 (MHI-NES-1041)」を参照。

ただし、炉心管理の信頼性を向上させる目的から、必要に応じて ^{10}B 減損量を継続的に確認している。

(解説 4.3.9(1)③)

1 次冷却材中のほう素濃度が停止ほう素濃度以上であることの確認は、原子炉停止余裕の確認の一環として実施されるものである。原子炉容器スタッドボルト締付後から臨界到達前までの状態における原子炉停止余裕の確認は、停止ほう素濃度を満足することの確認により実施される。臨界到達後から出力運転中における原子炉停止余裕の確認は、制御棒挿入限界を満足することの確認により実施される (4.1.2 項)。

なお、炉物理検査において、制御棒価値又はほう素濃度を測定し、設計値と比較照合することで、サイクルを通して所定の原子炉停止余裕が確保されることを確認する (4.3.1 項)。

4.3.9(2) 停止ほう素濃度の確認（計画外停止考慮）

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び炉心特性の安全性を確認するため、通常運転時において、計画外の停止が生じた場合の停止ほう素濃度を管理する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- c. 実測又は実測値に基づいた評価により、炉心特性の安全性を確認する。
- (a) 運転段階での炉心特性が、炉心設計の制限値を満足していることを確認する。
 - ・ 所要の停止余裕を確保する停止ほう素濃度を確認する。

[設計評価との具体的な関係]

サイクル中の任意の時期に計画外停止の必要が生じた際においても、炉心設計としては必要な原子炉停止余裕を確保しての安全停止が求められる。高温停止は制御棒、CVCS によるほう素濃縮の両方で、低温停止は CVCS によるほう素濃縮で安全停止を行う。

また、安全解析のうちの過冷却事象では、高温停止中に原子炉停止余裕を満足する状態にあることを初期状態の入力としており、この入力を担保するために計画外停止も考慮した管理が必要となる。

以上を踏まえ、所定の原子炉停止余裕を満たす安全停止のほう素濃度として停止ほう素濃度をあらかじめ求めておき、実際のほう素濃度が停止ほう素濃度を上回るよう管理している。これにより、サイクルの途上で計画外の停止が生じた場合でも、原子炉停止余裕を満足するようなほう素濃度までの濃縮を迅速に実施することが可能となる。なお、この停止ほう素濃度の算出は、設計段階ではなく、一般的に当該サイクルの運転開始以降に算出されることが通例のため、管理項目としている。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 停止ほう素濃度の確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び炉心特性の安全性の確認として、1 次冷却材中のほう素濃度が停止ほう素濃度以上であることを、次の流れで確認する。

- 1) 停止ほう素濃度の計算
- 2) 停止ほう素濃度の管理

3) 計画外停止時のほう素濃縮

(2) 具体的確認方法

次の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

なお、これらの確認の一部は炉心管理以外の部門が行う。

1) 停止ほう素濃度の計算

原子炉容器スタッドボルト締付後から臨界到達前までの期間（計画外停止による停止期間を含む。）での各温度条件において、停止ほう素濃度、すなわち所定の制御棒状態において原子炉停止余裕分だけ確実に未臨界にできるほう素濃度を計算する。

2) 停止ほう素濃度の管理

起動前及び運転中は、上記 1) で評価した停止ほう素濃度に基づいて、別途定めた期間ごとに、現在の炉心状態に応じた停止ほう素濃度を設定、管理する。（解説 4.3.9(2)①）

3) 計画外停止時のほう素濃縮

計画外停止が発生した際には、上記 2) で設定した停止ほう素濃度以上となるよう、ほう素濃縮操作を速やかに実施する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには、次の点に配慮する必要がある。

1) 停止ほう素濃度計算の信頼性（解説 4.3.9(2)②）

停止ほう素濃度の計算が適切な条件及び保守性を考慮して実施されていることを、設計段階で確認する。

2) ほう酸タンクからの濃縮機能の信頼性

ほう酸タンクのほう酸水のほう素濃度、有効水量及び温度を定期的に確認するとともに、化学体積制御系の作動性を定期的に確認する。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 停止ほう素濃度を満足しないことが確認された場合

- ・制限（値）内への復帰の操作（停止ほう素濃度以上となるようほう酸による濃縮の実施）

(2) 具体的な措置

- ・濃縮操作後にサンプリングしたほう素濃度測定結果が停止ほう素濃度以下であった場合、速やかに濃縮操作を行い、1 次冷却材中のほう素濃度が停止ほう素濃度以上となることを確認する。

[関連業務]

- ・ 原子炉停止余裕の確認 (4.3.1 項) (解説 4.3.9(2)③)

(解説 4.3.9(2)①)

停止ほう素濃度は、起動前及び停止後だけではなく、計画外の停止に備えて、一か月など所定の間隔で更新する運用を行う。ここで、停止ほう素濃度は、通常の起動と停止を想定し、サイクル初期、サイクル末期等の代表時点においてあらかじめ計算しておくことが一般的であり、現在の燃焼度で内挿すること等により、サイクル途中段階における停止ほう素濃度についても管理する。

(解説 4.3.9(2)②)

1 次冷却材中のほう素において中性子吸収に現実的に寄与する同位体 ^{10}B は、運転中の炉心内において中性子を吸収することで減損していく。したがって、同じほう素濃度であっても、 ^{10}B 減損を考慮しない場合と比較して中性子吸収能力が低下する状況が考えられ、停止ほう素濃度以上であることを確認する際にはこの減損影響を考慮したものとする。具体的には、次に示すとおり、停止ほう素濃度を評価する際にあらかじめ考慮された余裕に対して、 ^{10}B 減損の影響が十分に小さいことを確認している。

所定の原子炉停止余裕の確保は、1 次冷却材のほう素濃度が停止ほう素濃度以上であることを確認することで担保されている。ここで、停止ほう素濃度は次の式で算出している。

$$\text{停止ほう素濃度[ppm]} = \text{停止ほう素濃度設計値[ppm]} + \text{余裕[ppm]}$$

^{10}B 減損の停止ほう素濃度への影響は、燃焼が進むことにより所要のほう素濃度の絶対値が低下する効果と燃焼が進むことにより炉心内での中性子吸収による ^{10}B 同位体比の減少が促進する効果との兼ね合いにより、サイクル中期で最も顕著となるが、その影響は、上式で設定する余裕 (例: 100ppm) にカバーされる程度である。

詳細については、「PWR におけるほう酸水の ^{10}B 同位体比の変化と安全性への影響 (MHI-NES-1041)」を参照。

ただし、炉心管理の信頼性を向上させる目的から、必要に応じて ^{10}B 減損量を継続的に確認している。

(解説 4.3.9(2)③)

1 次冷却材中のほう素濃度が停止ほう素濃度以上であることの確認は、原子炉停止余裕の確認の一環として実施されるものである。原子炉容器スタッドボルト締付

後から臨界到達前までの状態における原子炉停止余裕の確認は、停止ほう素濃度を満足することの確認により実施される。臨界到達後から出力運転中における原子炉停止余裕の確認は、制御棒挿入限界を満足することの確認により実施される（4.1.1項）。

なお、炉物理検査において、制御棒価値又はほう素濃度を測定し、設計値と比較照合することで、サイクルを通して所定の原子炉停止余裕が確保されることを確認する（4.3.1項）。

炉物理検査

4.4 安全管理 d. 基本的安全機能の確認

4.4.1 制御棒挿入性の確認（参考）

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び基本的な安全機能が維持されていることを確認するため、制御棒挿入性を確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- d. 基本的安全機能について、運転段階での実炉心にて適切に機能を維持していることを確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
 - (b) 機器の誤作動、機器の異常な変形等で変わりうる入力について確認する。
 - ・ 制御棒の燃料への挿入性（挿入時間、完全挿入）を確認する。
- d. 基本的安全機能について、運転段階での実炉心にて適切に機能を維持していることを確認する。
 - (a) 止める機能が維持されていることの要求に対し、制御棒挿入時間及び完全な挿入を確認する。

[設計評価との具体的な関係]

制御棒の挿入ストローク 85%までの挿入時間は、安全解析における運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の複数の事象の解析の入力として、原子炉保護系の作動により原子炉が停止する際の制御棒の落下時間が考慮されるため、燃料集合体、制御棒の経年変化による影響も踏まえて、挿入時間が安全解析の入力値を満足していることを確認する。

（解説 4.4.1①）（解説 4.4.1②）

また高温停止における所定の停止余裕（未臨境界）は、制御棒が完全挿入（100%ストローク）された状態で算出されているため、制御棒が完全に挿入されることの確認が設計評価の入力の担保の観点から必要となる。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 制御棒挿入性の確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び基本的な安全機能が維持されていることの確認として、制御棒挿入時間が安全解析の入力として考慮している規定時間内であること、及び制御棒が完全に挿入されていることを、次の流れで確認する。

- 1) 制御棒挿入時間の測定
- 2) 制御棒挿入時間の制限値と照合するための測定値に対する処理
- 3) 制御棒挿入時間の測定値と制限値との照合
- 4) 制御棒が完全に挿入されていることの確認

(2) 具体的確認方法

次の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

なお、これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

1) 制御棒挿入時間の測定

原子炉の運転状態が（1 次冷却材温度 177℃以上でかつ）高温停止状態において、1 次冷却材系統が全流量であることを確認したのち、原子炉トリップ信号を発信させ、停止グループバンク及び制御グループバンクの全ての制御棒の挿入時間を制御棒落下時間自動解析装置により測定する。（解説 4.4.1③）

2) 制御棒挿入時間の制限値と照合するための測定値に対する処理

発電用原子炉設置（変更）許可申請書で考慮している時間と測定している時間の対象の差異を補正するため、挿入時間にダッシュポット上端から全ストロークの 85% に至るまでの時間（保守的に 0.1 秒）を加える。（8 段及び 9 段グリッド燃料が対象であり、7 段グリッド燃料に対しては 0.1 秒の追加は不要）

また、**発電用原子炉設置（変更）許可申請書添付書類十（安全評価）**で考慮している「原子炉トリップ遮断器開放時間及び制御棒クラスタ切離し時間遅れ」（T3 及び T4）を加える。（解説 4.4.1④）

3) 制御棒挿入時間の測定値と制限値との照合

安全解析の入力として使用する、原子炉トリップ信号発信から制御棒が全ストロークの 85% に至る前の時間である制限値に対して、3) までに得られた各制御棒の測定値が収まっていることを確認する。

4) 制御棒が完全に挿入されていることの確認

起動前の制御棒動作試験により、各制御棒が完全に挿入されることを確認する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには、次の点に配慮する必要がある。

1) 制御棒落下時間自動解析装置の信頼性

制御棒落下時間自動解析装置が、適切に測定できる状態となっていること。

2) 転送データのパソコンによる解析処理の信頼性

転送データのパソコンによる解析処理が、適切な状態となっていること。（解説 4.4.1⑤）

3) 原子炉トリップ遮断器開放から制御棒落下開始までの遅れ時間加算分の信頼性

遅れ時間が、それぞれ設計で考慮している値より小さいことを確認する。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

1) 制御棒挿入時間の逸脱

- ・ 確認の強化：再度の確認，確認頻度の増加，詳細な手法による別途確認など
- ・ 制限（値）内への復帰の操作
- ・ 炉心出力の降下：（原子炉停止を含む）

(2) 具体的な措置

- ・ 安全性の再評価により，運転期間を通じて安全が確保されることを確認して，原子炉の起動を行う。

例：挿入時間を変更した安全解析，炉心の軸方向出力分布の過度の保守性を排除した添加反応度曲線を満足していることの確認等

- ・ 万一，制御棒が燃料の途中で止まるような不完全挿入の事態が生じた場合には，燃料装荷パターンを変更して，制御棒の挿入時間を改めて測定して，規定時間を満足することを確認して，原子炉の起動を行う。

[関連業務]

- ・ 制御棒作動性（固着，不整合なし）の確認（4.2.7 項）

(解説 4.4.1①)

安全解析で制御棒の 85%挿入ストロークまでの挿入時間を入力として考慮している運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時における多数の事象は，全て，事象中に燃料集合体及び制御棒案内シンブルに横方向の変位を与えるような機械的な荷重等は生じることはないことを別途の評価にて確認している。この評価を踏まえて，停止時に燃料集合体が横方向に揺れ等による変位が生じない状態で，制御棒の挿入時間が規定時間以内に収まっていることを確認すれば，すなわち通常時の燃料集合体の曲がり等による制御棒挿入時間が制限時間内に収まっていることを確認すれば，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時の解析においても制限時間を満足することの確認となる。

なお，LOCA 時のブローダウン過程では，配管設計の条件（LBB 設計の取り込みの有無）によっては，破断口からの減圧波の伝播により原子炉容器が振動し，燃料集合体も径方向に変位が生じ，制御棒挿入時間に影響が考えられるが，LOCA においては，制御棒の挿入時間のクレジットは考慮しておらず，長期の未臨界性確保の観点から，原子炉容器の揺れが止まり燃料集合体の変位が収まった後に，制御棒が

完全挿入されることだけが要求されている。

(解説 4. 4. 1②)

炉心解析による制御棒の落下による反応度の投入は、全制御棒の挿入時間の平均値が制限時間を満足していれば、安全解析の入力であるトリップ添加反応度曲線を満たしていることが別途確認されており、現在の全制御棒に対する挿入時間の規定は保守的な要求となっている。

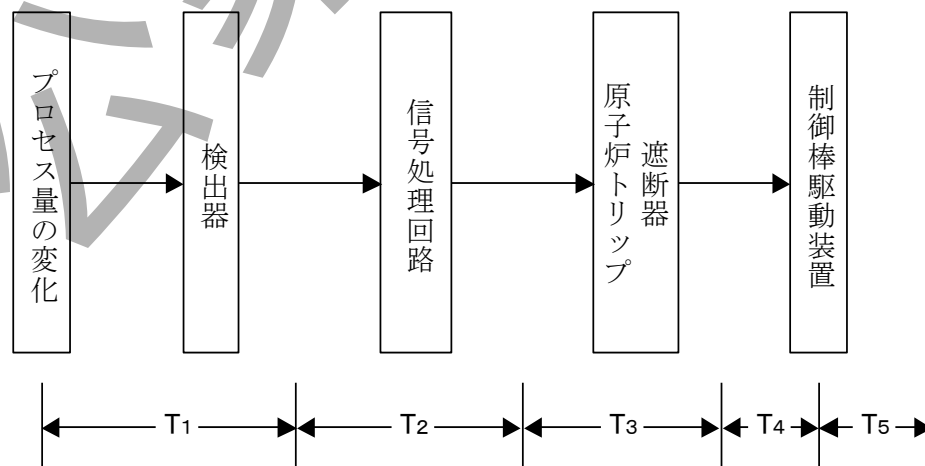
(解説 4. 4. 1③)

停止グループバンク及び制御グループバンクの全ての制御棒に対して次の要領で測定する。

- 1) 制御棒クラスタを全引き抜き位置まで引き抜いた状態とする。
- 2) 原子炉トリップ信号を発信し、制御棒駆動軸を切り離す。
- 3) 制御棒クラスタとともに落下する磁化された駆動軸が、RPI コイル内を落下する際に生じる起電力 (RPI 出力信号：制御棒落下速度と相関) を測定する。
- 4) RPI 出力信号が急激に変化する時間 (制御棒先端がダッシュポット上端位置に到達する時間に相当) を自動解析装置による処理で求める。
- 5) 制御棒落下時間自動解析装置にて、原子炉トリップ信号発信からダッシュポット上端までの挿入時間を読み取る。

(解説 4. 4. 1④)

原子炉保護設備は、原子炉施設に異常が発生した場合、必要な保護動作を行うことになるが、異常を検知してから必要な機能が達成されるまでの検出器、信号処理回路等による応答遅れ (応答時間) を下図のとおり考慮している。



検出器、信号処理回路等による応答遅れ (応答時間) の概要図

原子炉保護設備の応答時間の内訳:

T_1 ……プロセス量が設定値に達してから検出器が検知するまでの
検出遅れ時間

T_2 ……信号処理回路部での信号発生遅れ時間

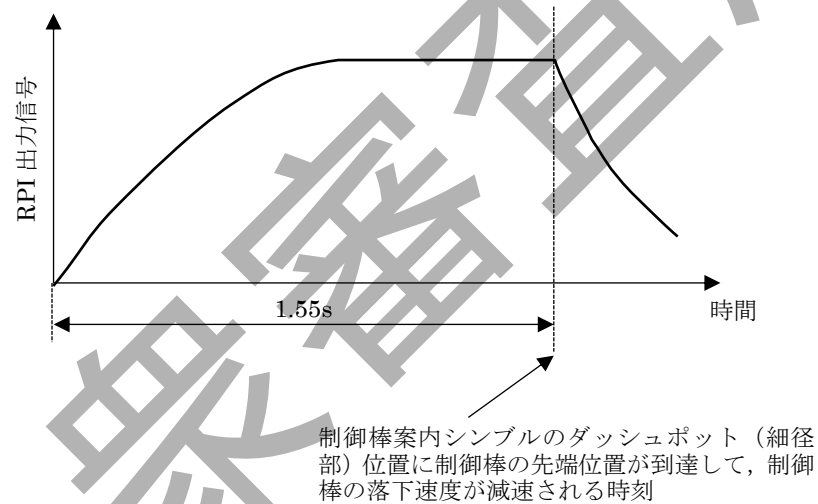
T_3 ……原子炉トリップ遮断器の開放時間

T_4 ……制御棒の切離し時間

T_5 ……制御棒の落下時間

(解説 4. 4. 1⑤)

RPI 信号の出力波形をプリントアウトし、目視にても挿入時間及び波形を確認することができる。また、落下開始からの落下状況が記録され、その状況等に異常がないことを確認することができる。



RPI 出力（落下速度と相関） vs 落下開始後時間 の波形

4.4.2.1 次冷却材中のよう素，希ガス濃度の確認

1. 個別要求事項

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び基本的な安全機能が維持されていることを確認するため，運転中の燃料棒の閉じ込め機能に異常がないことを確認する。

JEAC4001 からの再掲

要求事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- d. 基本的安全機能について，運転段階での実炉心にて適切に機能を維持していることを確認する。

具体的な実施事項

- a. 設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目について確認する。
- d. 基本的安全機能について，運転段階での実炉心にて適切に機能を維持していることを確認する。
- (b) 燃料棒の閉じ込め機能が維持されていることの要求に対し，運転中の 1 次冷却材中のよう素 131 濃度及び停止時における 1 次冷却材中のよう素 131 増加量を確認する。

[設計評価との具体的な関係]

1 次冷却材中のよう素 131 の濃度の運転上の制限値は，安全解析における以下の設計基準事象の被ばく評価（「環境への放射性物質の異常な放出」）を行う際の条件として，1 次冷却材中の放射性物質（よう素，希ガス）の濃度として想定した値である。

- ・「蒸気発生器伝熱管破損」
- ・「放射性気体廃棄物処理施設の破損」

なお，出力降下後の原子炉停止のための冷却材の減圧操作時には，燃料棒内圧が冷却材圧力より高くなるため，燃料被覆管の破損がサイクル中に生じた場合，被覆管の貫通口からよう素 131 をはじめとする放射性ガスが追加放出されることがある。これにより，サイクル中に，仮に明確な燃料リークの評価ができないような微小な貫通口が発生していた場合でも，減圧操作時に検知することができ，その後の定期検査において，漏えい燃料集合体や漏えい燃料棒の特定及び原因究明などに展開できる。

2. 要求事項を満たしていることの確認

(1) 1 次冷却材中のよう素及び希ガスの濃度確認の流れ

設計評価の入力で運転段階での確認が必須な項目及び 1 次冷却材温度 177℃以上の基本的な安全機能が維持されていることの確認として，1 次冷却材中のよう素及び希ガスの濃度の確認に基づき，燃料棒の放射性物質の閉じ込め機能に異常がないことを，

次の流れで確認する。

- 1) 通常時の確認
- 2) 停止時の確認
- 3) 漏えい燃料発生の判断

(2) 具体的確認方法

以下の方法により、個別要求事項を満足していることを確認する。

1) 通常時の確認

通常時（出力運転時及び高温停止時のうち冷却材温度が 260℃以上の場合）に、1 次冷却材のサンプリングにより、1 次冷却材中のよう素 131、並びに必要に応じてよう素 133 及び希ガスを所定の頻度で確認し、次を確認する。

- ・ 1 次冷却材中のよう素 131 濃度が運転上の制限値を超えていないこと
- ・ 1 次冷却材中のよう素 133 濃度及び希ガス（キセノン 133）濃度の推移を確認し、優位な変化がないこと

2) 停止時の確認

停止時に、1 次冷却材中のよう素 131 の増加量を所定の頻度で確認する。

3) 漏えい燃料発生判断

1 次冷却材中のよう素 131 濃度、よう素比及びキセノン 133 濃度のいずれにおいても有意な変化が見られないことを確認する。仮に、一つでも有意な変化が見られる場合に、漏えい燃料が発生したと判断する。（解説 4.4.2）

詳細については、次の関連法規等に基づいて実施する。

（関連法規等）

- ・ 運転中における漏えい燃料発生監視及び漏えい燃料発生時の対応規程（JEAC4213-2016）
- ・ 原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程（JEAC4212-2020）

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには、次の点に配慮する必要がある。

1) 1 次冷却材サンプリングの信頼性

1 次冷却材サンプリングが適切に実施されていること。

2) 試料分析の信頼性

サンプリングした試料の分析が適切に行われていること。

3. 要求事項を満たしていないと判断された場合の措置

(1) 基本的な措置（考え方）

- 1) よう素 131 の漏えいが発生した場合の措置

- ・確認の強化：再度の確認，確認頻度の増加，詳細な手法による別途確認など
- ・炉心出力の降下（原子炉停止を含む）
- ・その他

(2) 具体的な措置

- ・漏えいが発生しているものの，運転上の制限値を満足する場合は，確認の強化を行う。
- ・漏えいが発生しており，運転上の制限値を超過する，又は超過するおそれがある場合は，1次冷却材中のよう素 131 濃度の運転上の制限値を満足させる。保安規定に定める時間内に満足することができない場合には，原子炉を停止するとともに，1次冷却材平均温度を別途定める温度以下に下げる。
- ・漏えいの可能性がある場合には，燃料集合体 SHIPPING 漏えい調査を行う。
詳細については，次の関連法規等に基づいて実施する。

（関連法規等）

- ・運転中における漏えい燃料発生の監視及び漏えい燃料発生時の対応規程（JEAC4213-2016）
- ・原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程（JEAC4212-2020）

〔関連業務〕

なし。

（解説 4.4.2）

1次冷却材中のよう素 131 濃度については保安規定に制限値として記載があり，これは発電用原子炉設置（変更）許可申請書添付資料十の設計基準事故の解析のうち，「蒸気発生器伝熱管破損」の評価の初期条件として用いられている値である。この値は，保守的に設定した出力運転中の被覆管欠陥率を用いて計算した濃度である。当該設計基準事故の解析では，保安規定の運転上の制限に示される濃度の 1次冷却材が系外へ放出されることを想定し，周辺公衆の実効線量の評価値が判断基準である 5mSv を超えないことを確認している。（「運転中における漏えい燃料発生の監視及び漏えい燃料発生時の対応規程（JEAC4213-2016）」の解説 2.2.1②を参照）

4.5 運転管理

4.5.1 起動及び臨界到達操作

1. 目的

SR 検出器及び IR 検出器を用いて炉心状態を確認し，計画通りに原子炉を起動して，臨界に到達すること。

2. 目的を達成するための実施内容

(1) 起動及び臨界到達操作の実施の流れ

臨界達成と，その間の SR 検出器及び IR 検出器による確認を，次の流れで実施する。

- 1) 臨界到達条件の予測
- 2) 臨界近接用の SR 基準計数率の測定
- 3) SR 検出器及び IR 検出器信号を用いた $1/M$ の評価
- 4) $1/M$ の傾向が管理上の目安と比較して問題がないことの確認
- 5) $1/M$ 確認による臨界近接
- 6) 臨界の達成

(2) 具体的実施方法

次の方法により，所定の目的を満足していることを確認する。

1) 臨界到達条件の予測

所定の制御棒位置にて臨界に到達するための臨界ボロン濃度と， $1/M$ の推移を予測する。

2) 臨界近接用の SR 基準計数率の測定

SR 検出器を用いて，所定の計測時間内の計数値を計測し，計数値を計測時間で除することで臨界近接用の基準計数率（cps：Counts Per Second）を計算する。

3) SR 検出器及び IR 検出器の計数率を用いた $1/M$ の評価

基準時点での計数率（基準計数率）に対する，ほう素希釈操作後若しくは制御棒引抜操作後の時点での計数率の比率を $1/M$ として計算し，ほう素希釈操作若しくは制御棒引抜操作に対する $1/M$ の推移を確認する。

原子炉起動操作中のうち，未臨界度が深く中性子束レベルが低い領域においては SR 検出器を用い，未臨界度が浅くなり中性子束レベルが高くなった領域においては IR 検出器を用いる。一般に，臨界到達時には IR 検出器が使用される。（解説4.5.1

①）（解説4.5.1②）

中性子束レベルが高くなることに伴い，SR 検出器で測定した基準計数率を IR 検出器で測定した値に変更する際は，SR 検出器で確認していた $1/M$ を使って基準となる

IR検出器の電流値を求め直し、その基準電流値を用いて1/Mを確認していく。これらにより、SR検出器及びIR検出器を用いた連続的な監視を行うことができる。

4) 1/M の傾向が管理上の目安と比較して問題がないことの確認

1/Mの推移に関して、別途定める管理上の目安の範囲内であり、臨界管理上の問題が発生していないことを確認する。(解説4.5.1③)

5) 1/M 確認による臨界近接

過去に蓄積した実績や解析等に基づきあらかじめ予測した1/M目標値を目指し、1/Mを確認しながらほう素希釈を行う。1/Mが設定した1/M目標値に近づいた際には希釈を停止する。

6) 臨界の達成

SR検出器又はIR検出器の指示値の推移を確認しながら、制御棒操作により臨界到達を確認する。

臨界到達時の制御棒位置が目標範囲外となった場合や、制御棒が全引抜となっても臨界とならなかった場合は、ほう素濃度により炉心反応度を調整し、目標範囲となる制御棒位置で臨界を達成させる。

(3) 実施方法の信頼性に係る事項

実施方法の信頼性を確保するためには、以下の点に配慮する必要がある。

1) SR 検出器及び IR 検出器の信頼性

SR 検出器及び IR 検出器が適切に中性子束を検出できる状態となっていること。

2) 臨界管理手法の監視性能確保

最小計数率の確保、検知性能の確保等の臨界管理手法の監視性能確保のための前提条件を満足していることを確認する。(解説4.5.1④)

3. 目的達成のための方策

何らかの要因により計画の変更を余儀なくされた場合、必要に応じて臨界到達計画を見直す。SR 検出器及び IR 検出器による 1/M 確認に問題が生じた場合は、必要に応じて臨界近接操作（制御棒引き抜き及びほう素希釈）を速やかに停止し、原因を確認する。原因に応じて、原因の除去、機器の復旧、1/M 確認間隔の詳細化等の対応を行う。

[関連業務]

- ・ 制御棒作動性（固着、不整合なし）の確認（4.2.7 項）
- ・ 臨界近接操作時におけるパーミッシブ信号 P-6 の発信確認（4.5.6 項）

上記に加えて、関連する業務として、次を行う。

① 炉物理検査装置を用いた 1/M 管理

炉物理検査装置は、燃料装荷後に行われる零出力時炉物理検査において、炉外核計

装などのプラントデータをもとに、炉心反応度を演算し、炉物理パラメータの評価及び帳票出力を行うシステムである。炉物理検査に特化しており、SR 計数率及び IR 電流値の収集並びに 1/M 確認を自動的に実施する。また、1/M 測定値をもとに、希釈操作量並びに停止タイミングを提示する機能も備えており、1/M 確認作業を補助するシステムとして国内で活用されている。

計画外停止後の原子炉起動時においては、計画外停止前時点において炉心特性を把握できているため、臨界近接時には炉物理検査装置は使用しない形態での 1/M 確認を行う場合がある。

② 最小計数率確保の燃料装荷パターンへの反映

臨界近接時の SR 計数率及び IR 電流値（絶対値）は、SS の強度に加えて、炉心最外周の SR 検出器及び IR 検出器近傍に配置される照射燃料中の中性子源強度に依存する。この特徴を踏まえて、長期停止時など SS の減衰により SR 計数率及び IR 電流値が有意に低下する場合は、装荷パターン作成時に中性子源強度を入力とした炉心解析を行い、解析結果から最小計数率を確保できないと判断した際には、SR 検出器及び IR 検出器近傍に燃焼の進んだ燃料を配置する燃料装荷パターンとする場合がある。

（解説 4.5.1⑤）

なお、燃料装荷中においても計数率を確保するため、燃焼の進んだ燃料を SR 検出器及び IR 検出器近傍に一時的に配置する場合がある。（解説 4.5.1⑤）

③ 制御棒引き抜き及び希釈時の 1/M の予測評価及び誤差確認

臨界近接時の SR 計数率及び IR 電流値の変化（基準状態からの相対的な変化である 1/M 挙動）は、炉心特性のうち SR 検出器及び IR 検出器近傍となる炉心外側に配置される中性子源の強度に依存する。この特徴を活用して合理的な管理を行うことができる。（解説 4.5.1⑥）

定期検査長さや炉心最外周燃料の配置が過去サイクルと同等であれば、過去サイクル実績と同傾向になると推測して、必要に応じて当該サイクルの実測値と比較する方法を採用する場合がある。定期検査長さや炉心最外周燃料の配置が大きく変わった場合には、1/M 挙動を予測解析して、実測値と比較する方法を採用する場合がある。（解説 4.5.1⑦）

④ 起動から臨界到達までの制御棒引き抜き操作

起動操作においては、全制御グループバンクの制御棒が全挿入された状態から、臨界到達条件を予測した際の所定の制御棒位置まで制御グループバンク A から順番に制御棒を引き抜いていく。臨界到達時の制御棒位置は、制御グループバンク A～C が引き抜かれ、制御グループバンク D が、140 ステップから 200 ステップ程度の制御棒位置になっていることが一般的である。

なお、全制御棒が挿入されている低温停止状態から 1 次冷却材を昇温、昇圧していく際に停止バンクグループの制御棒を全引き抜きすることとしており、起動前の高温

零出力時では、制御バンクグループの制御棒だけが全挿入された状態となっている。

(解説 4. 5. 1①)

炉外核計装は、計測する中性子束レベルに応じて、SR 検出器、IR 検出器及び PR 検出器に分かれる。

原子炉起動前の停止中は、未臨界度が深いため中性子束レベルが低く、SR 検出器で炉心の確認を行う。原子炉起動後は、制御棒引き抜き及びほう素の希釈により未臨界度が浅くなるにつれて中性子束レベルが上昇する。高中性子束環境で SR 検出器を使用した場合、検出器性能が損なわれることから、SR 検出器の保護のため、SR 検出器による確認から IR 検出器による確認に移行する。検出器の移行は、IR 検出器の電流値が一定レベルに到達した際に発信するパーミッシブ信号 P-6 の発信前後に行われ、引き続き IR 検出器を用いた臨界近接が行われる。パーミッシブ信号の発信のタイミングはプラントにより異なるものの、いずれのプラントでも臨界到達前には、IR 検出器による確認に移行している。なお、SR 検出器には BF_3 比例計数管を用いており、中性子との反応による BF_3 ガス分子の電離によって生じる出力パルスの計数率を検出するものである。一方、IR 検出器には非補償型、PR 検出器には補償型の電離箱をそれぞれ用いており、中性子と電極面に塗布された濃縮 ^{10}B が反応することで生じる荷電粒子が、封入ガスを通過する際に発生する電流値を検出するものである。(解説 4. 2. 2②)(解説 4. 2. 3③)(解説 4. 2. 4①)

(解説 4. 5. 1②)

本指針が対象とする原子炉起動操作は、臨界達成のために行う反応度添加操作を指し、この原子炉起動時の SR 検出器及び IR 検出器による確認方法を示すものである。従来の炉物理検査では、制御棒引き抜き操作ののち希釈操作を行い、最終的な臨界達成を制御棒で行う運用が一般的である。一方、計画外停止後の再起動時には希釈操作を行ったのち制御棒引き抜き操作を行う場合もある。また、炉物理検査時においても、安全上問題のない範囲での事前希釈を経たのち、通常の炉物理検査と同様の一連の操作を行う運用も可能である。

いずれの原子炉起動操作においても、SR 検出器及び IR 検出器による確認が重要であり、本指針では確認に関する要求や方法を記載する。

(解説 4. 5. 1③)

確認管理上の目安は、個別の運用に応じて次のものが挙げられる。

- ・ 1/M のプロットに有意な傾向変化が生じていないこと。
- ・ 一定間隔ごとに測定する SR 計数率の測定値に関して、制御棒引き抜き前後又は希釈前後での計数率が所定の判定基準以下であること。

(解説 4.5.1④)

最小計数率は、臨界管理の精度からの要求として、バックグラウンドノイズの実績値を踏まえて確認されるものである。

国内プラントにおける最小計数率は、海外での先行例も参考にしつつ運用されており、必要に応じて最小計数率の見直しや計測機器の構成変更も行われている。

(解説 4.5.1⑤)

燃焼の進んだ燃料を SR 検出器及び IR 検出器近傍に配置した場合、炉心平均の反応度変化に伴う SR 検出器の応答が遅れる可能性があり、これに伴って警報発信が遅れることがないように留意する必要がある。米国 Surry 発電所 2 号機にて発生したほう素の異常な希釈に際し、米国電力は本事象の検知が遅れた原因として L3P 採用及び SS を使用していなかったことにより SR 検出器信号が僅かしか上昇しなかったことを挙げている。

(解説 4.5.1⑥)

臨界近接時の SR 計数率及び IR 電流値の変化 ($1/M$ 挙動) は、炉心の未臨界状態を適切に把握することができるため、必要に応じて予測と実測を比較することは、何らかの異常が生じた場合の検知手段として期待できるなど、確実な臨界近接操作の信頼性を高めることができる。

(解説 4.5.1⑦)

臨界近接時の $1/M$ 挙動において、通常、SS に中性子源としての役割を期待する。しかし、長期停止時等においては、SS の減衰により、燃焼の進んだ燃料に中性子源の効果を期待することになり、その場合、SS に期待する $1/M$ 挙動とは異なる挙動を示すことから、 $1/M$ 挙動の予測解析を実施することが望ましい。

4.5.2 出力上昇操作

1. 目的

高温零出力状態から炉心状態を確認しながら原子炉出力を上昇させ、定格出力に到達すること。

2. 目的を達成するための実施内容

(1) 出力上昇操作の実施の流れ

高温零出力状態からの原子炉出力の上昇と定格出力への到達を、以下の流れで実施する。

- 1) 定格出力までの出力上昇操作
- 2) 出力上昇中の安全管理

(2) 具体的実施方法

次の方法により、所定の目的を満足していることを確認する。

なお、これらの確認の一部は炉心管理以外の部門が行う。

1) 定格出力までの出力上昇操作

起動運転工程に基づき、ほう素希釈及び制御棒引き抜きにより、出力上昇に伴う負の反応度添加を補償しながら出力を上昇させ、定格出力に到達させる。(解説4.5.2①)

出力上昇中は、軸方向中性子束出力偏差については、主に制御棒の引抜若しくは挿入により適宜調整する。(解説4.5.2②)

2) 出力上昇中の安全管理

定められた要件に従い、炉心状態を常時監視しながら安全管理を実施する。具体的な管理項目は次のとおり。

- ・制御棒位置（挿入限界位置以上及びオーバーラップ）の確認（4.1.2項）
- ・1次冷却材温度の確認（4.1.4項）
- ・出力上昇率の確認（4.2.5項）
- ・炉内外核計装照合校正（4.2.6項）
- ・制御棒作動性（固着、不整合なし）の確認（4.2.7項）
- ・軸方向中性子束出力偏差の確認（4.2.8項）
- ・1/4炉心出力偏差の確認（4.2.9項）
- ・臨界ボロン濃度の確認（4.3.5項）
- ・炉内出力分布の確認（4.3.6項）

(3) 実施方法の信頼性に係る事項

実施方法の信頼性を確保するためには、次の点に配慮する必要がある。

1) 制御棒、純水充てん機能及びほう酸濃縮機能の信頼性

制御棒、純水充てん機能及びほう酸濃縮機能が適切に作動する状態であること。

(解説 4. 5. 2③)

3. 目的達成のための方策

計画通りの出力上昇が困難な場合は、必要に応じて見直す。なお、具体的実施方法に記載した安全管理の要件を満足しない場合は、各々の管理項目に対応した措置を実施する。

[関連業務]

- ・ 制御棒位置（挿入限界位置以上及びオーバーラップ）の確認（4. 1. 2項）
- ・ 1次冷却材温度の確認（4. 1. 4項）
- ・ 出力上昇率の確認（4. 2. 5項）
- ・ 炉内外核計装照合校正（4. 2. 6項）
- ・ 制御棒作動性（固着、不整合なし）の確認（4. 2. 7項）
- ・ 軸方向中性子束出力偏差の確認（4. 2. 8項）
- ・ 1/4炉心出力偏差の確認（4. 2. 9項）
- ・ 臨界ボロン濃度の確認（4. 3. 5項）
- ・ 炉内出力分布の確認（4. 3. 6項）
- ・ 原子炉出力上昇時におけるパーミッシブ信号P-10の発信確認（4. 5. 7項）

(解説 4. 5. 2①)

出力上昇においては、制御グループバンク D の制御棒を早々に 200 ステップ以上に引き抜くことが一般的である。

(解説 4. 5. 2②)

サイクル起動時には、十分な熱的余裕があること、及び部分出力において出力分布測定を行うことから、起動から炉内外核計装照合校正までの期間において軸方向中性子束出力偏差（及び 1/4 炉心出力偏差）の確認の適用を除外している。

一方で、中間停止からの起動においては、軸方向中性子束出力偏差の確認が適用されること、さらにサイクル末期に近づくにつれて再起動時の軸方向中性子束出力偏差の変動は拡大する方向となるため、起動中の運転操作に対応できる十分な軸方向中性子束出力偏差運転範囲を確保することが望ましい。米国等では、中間停止からの再起動をスムーズに行えるよう、出力に応じて軸方向中性子束出力偏差目標範囲を拡大する等、運転範囲を拡大させているプラントもある。

また、原子炉熱出力が低い観点からは熱的余裕は確保される方向となるものの、軸方向中性子束出力偏差の変動が大きいと、ピーキング係数の余裕が減少する方向となるため、3次元予測解析を行った場合には、詳細にピーキング係数の確認を行うことが望ましい。

(解説 4.5.2③)

制御棒、純水充てん及びほう酸濃縮に関する設備が動作不能である場合は、所定の時間内に動作可能な状態に復旧させる。ほう酸タンクの濃度、水量及び温度が所定の状態にない場合は、所定の時間内に復旧させる。いずれの場合でも復旧できない場合は、速やかに原子炉を停止状態に移行する。

4.5.3 出力維持操作（燃焼補償）

1. 目的

所定の期間、炉心状態を確認しながら定格出力運転を維持すること。

2. 目的を達成するための実施内容

(1) 出力維持操作（燃焼補償）の実施の流れ

所定の期間の定格出力運転の維持を、次の流れで実施する。

- 1) 炉心設計の実施
- 2) 臨界及び定格出力運転の維持
- 3) 定格出力運転中の安全管理

(2) 具体的実施方法

次の方法により、所定の目的を満足していることを確認する。

なお、これらの確認の一部は炉心管理以外の部門が行う。

1) 炉心設計の実施

定格出力運転を所定の期間維持する、すなわちサイクル末期においても定格出力運転が維持されるような炉心を設計する。

サイクル初期からサイクル末期まで定格出力運転を維持する際の臨界ボロン濃度の推移予測評価を実施する。

2) 臨界及び定格出力運転の維持

1) の炉心設計結果に基づき、ほう素希釈により臨界を維持しながら、定格出力運転状態を維持、継続させる。

反応度が余剰又は不足する場合、必要に応じて制御棒操作により臨界を維持する。(解説4.5.3①)

3) 定格出力運転中の安全管理

定められた要件に従い、炉心状態を常時監視しながら安全管理を実施する。具体的な管理項目は次のとおり。

- ・制御棒位置（挿入限界位置以上及びオーバーラップ）の確認（4.1.2項）
- ・1次冷却材温度の確認（4.1.4項）
- ・炉内外核計装照合校正（4.2.6項）
- ・制御棒作動性（固着、不整合なし）の確認（4.2.7項）
- ・軸方向中性子束出力偏差の確認（4.2.8項）
- ・1/4炉心出力偏差の確認（4.2.9項）
- ・臨界ボロン濃度の確認（4.3.5項）
- ・炉内出力分布の確認（4.3.6項）

(3) 実施方法の信頼性に係る事項

実施方法の信頼性を確保するためには、次の点に配慮する必要がある。

1) 制御棒、純水充てん機能及びほう酸濃縮機能の信頼性

制御棒、純水充てん機能及びほう酸濃縮機能が適切に作動する状態であること。

(解説 4.5.3②)

2) 炉心設計の信頼性

妥当性が確認された設計コードを用い、適切な入力条件に基づいて設計されていることを確認する。

3. 目的達成のための方策

何らかの要因により計画外の出力降下又は一時停止を余儀なくされた場合、必要に応じて炉心設計への影響等を確認する。なお、具体的実施方法に記載した安全管理の要件を満足しない場合は、各々の管理項目に対応した措置を実施する。(解説 4.5.3③)

[関連業務]

- ・ 制御棒位置（挿入限界位置以上及びオーバーラップ）の確認（4.1.2項）
- ・ 1次冷却材温度の確認（4.1.4項）
- ・ 炉内外核計装照合校正（4.2.6項）
- ・ 制御棒作動性（固着、不整合なし）の確認（4.2.7項）
- ・ 軸方向中性子束出力偏差の確認（4.2.8項）
- ・ 1/4炉心出力偏差の確認（4.2.9項）
- ・ 臨界ボロン濃度の確認（4.3.5項）
- ・ 炉内出力分布の確認（4.3.6項）

(解説 4.5.3①)

通常定格出力運転時においては、燃焼補償は主にほう素希釈により行う。具体的には、燃焼による反応度低下に伴って熱出力は一定であっても T_{avg} が低下するため、この T_{avg} 変化を補償するよう適切なタイミングでほう素希釈操作を実施する。また、外乱への対応など、速やかな反応度操作が必要である場合、制御棒操作による臨界維持も可能である。

なお、サイクルが進むにつれて1次冷却材中のほう素濃度は薄くなっていくため、燃焼による反応度低下を補償するために必要な純水量も増やしていく必要がある。

(解説 4.5.3②)

制御棒、純水充てん及びほう酸濃縮に関する設備が動作不能である場合は、所定の時間内に動作可能な状態に復旧させる。ほう酸タンクの濃度、水量及び温度が所定の状態にない場合は、所定の時間内に復旧させる。いずれの場合でも復旧できない場合は、速やかに原子炉を停止状態に移行する。

(解説 4.5.3③)

予定通りの出力運転性能を維持できない（余剰反応度が不足する）場合、安全管理に係る要件を満足する範囲で、出力運転性能を維持するための措置を実施する。

例として、制御棒の引き抜きによる正の反応度添加，コーストダウン運転の実施（熱出力又は温度を低下させることで不足反応度分を補償しながら臨界を維持する運転方式），プラントごとに設備の有無が異なるもののほう素除去脱塩塔の使用による正の反応度添加等がある。

4.5.4 高温停止操作

1. 目的

炉心状態を確認しながら原子炉熱出力を低下させ、高温停止に到達すること。

2. 目的を達成するための実施内容

(1) 高温停止操作の実施の流れ

原子炉熱出力の低下と高温停止への到達があらかじめ定めた計画通りに達成されることを、次の流れで実施する。

- 1) 高温停止までの停止操作
- 2) 出力低下中の安全管理

(2) 具体的実施方法

次の方法により、所定の目的を満足していることを確認する。

なお、これらの確認の一部は炉心管理以外の部門が行う。

1) 高温停止までの停止操作

停止工程に基づき、軸方向中性子束偏差が目標範囲内にあることを確認した上で、制御棒挿入及びほう素濃度調整により負の反応度を添加しながら、原子炉熱出力を低下させる。(解説 4.5.4①)

原子炉熱出力が約 10%であることを確認した上で、発電機を解列し、解列操作後は制御棒を挿入して出力を零出力近傍まで下げる。

タービンバイパス弁制御によって T_{avg} が約 292℃に保持されていることを確認する。また、制御グループバンクの制御棒を順次全挿入する。さらに、高温停止ほう素濃度以上になるよう 1 次冷却材ほう素濃度濃縮を行う。

2) 出力低下中の安全管理

定められた要件に従い、炉心状態を常時監視しながら安全管理を実施する。具体的な管理項目は次のとおり。

- ・制御棒作動性（固着，不整合なし）の確認（4.2.7 項）
- ・1/4 炉心出力偏差の確認（4.2.9 項）（原子炉熱出力 50%以下は除く）（解説 4.5.4 ②）
- ・原子炉停止余裕の確認（4.3.1 項）
- ・減速材温度係数の確認（4.3.3 項）

(3) 実施方法の信頼性に係る事項

実施方法の信頼性を確保するためには、次の点に配慮する必要がある。

1) 制御棒及びほう素濃縮機能の信頼性

制御棒及びほう酸濃縮機能が適切に作動する状態であること。(解説 4.5.4③)

3. 目的達成のための方策

具体的管理方法に記載した安全管理の要件を満足しない場合には、各々の管理項目に対応した措置を実施する。

[関連業務]

- ・ 制御棒作動性（固着，不整合なし）の確認（4.2.7 項）
- ・ 1/4 炉心出力偏差の確認（4.2.9 項）
- ・ 原子炉停止余裕の確認（4.3.1 項）
- ・ 減速材温度係数の確認（4.3.3 項）
- ・ 原子炉停止のための出力降下時における「中間領域中性子束高原子炉トリップ」信号のリセット及びパーミッシブ信号 P-10 のリセット確認（4.5.8 項）

(解説 4.5.4①)

軸方向中性子束偏差が目標範囲内となるように停止操作を実施する。

(解説 4.5.4②)

保安規定では、原子炉熱出力が 50%を超える場合において、1/4 炉心出力偏差が制限内であることを要求している。これにより、熱流束熱水路係数 $F_Q(z)$ や核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$ といった熱的パラメータの変化量が不確定性や運転余裕の範囲に収まることを確認している（4.2.9 項）。

定期検査等のための原子炉停止操作のように、計画的に原子炉熱出力を低下する場合においては、出力降下とともに熱的余裕が確保されていく状態であり、仮に 1/4 炉心出力偏差が拡大したとしても、上記の熱的パラメータは制限範囲内に収まるものと考えられる。

(解説 4.5.4③)

制御棒及びほう酸濃縮に関する設備が動作不能である場合は、所定の時間内に動作可能な状態に復旧させる。ほう酸タンクの濃度，水量及び温度が所定の状態にならない場合は、所定の時間内に復旧させる。いずれの場合でも復旧できない場合は、速やかに原子炉を停止状態に移行する。

4.5.5 低温停止操作（参考）

1. 目的

高温停止から低温停止に移行すること。

2. 目的を達成するための実施内容

(1) 低温停止操作の実施の流れ

高温停止から低温停止に移行されることを，次の流れで実施する。

- 1) 低温停止までの停止操作
- 2) 低温停止維持

(2) 具体的実施方法

次の方法により，所定の目的を満足していることを確認する。

なお，これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

1) 低温停止までの停止操作

停止工程に基づき，停止ほう素濃度以上に濃縮した上で，1次冷却材温度が約 93℃になるまで，1次冷却材を降温，降圧させる。また，停止グループバンクの制御棒を全挿入する。

2) 低温停止維持

原子炉の熱負荷状態により余熱除去系統，原子炉補機冷却水系統及び海水系統の運転台数を減少させる。

余熱除去系統により 1 次冷却材温度を低温停止温度に維持する。

(3) 実施方法の信頼性に係る事項

実施方法の信頼性を確保するためには，次の点に配慮する必要がある。

1) 制御棒及びほう酸濃縮機能の信頼性

制御棒及びほう酸濃縮機能が適切に作動する状態であること。（解説 4.5.5）

3. 目的達成のための方策

具体的管理方法に記載した安全管理の要件を満足しない場合には，各々の管理項目に対応した措置を実施する。

[関連業務]

- ・なし。

(解説 4. 5. 5)

制御棒及びほう酸濃縮に関する設備が動作不能である場合は，所定の時間内に動作可能な状態に復旧させる。ほう酸タンクの濃度，水量及び温度が所定の状態にならない場合は，所定の時間内に復旧させる。いずれの場合でも復旧できない場合は，速やかに原子炉を停止状態に移行する。

重要度
高

4.5.6 臨界近接操作時におけるパーミッシブ信号 P-6 の発信確認（参考）

1. 目的

臨界近接操作において、「中性子源領域中性子束高原子炉トリップ」の設定値に到達する前にパーミッシブ信号 P-6（「中性子源領域中性子束高原子炉トリップ」の手動ブロック許可）が発信することを確認し、同トリップ機能を手動ブロックすることにより、臨界近接操作中における意図せぬトリップを防止する。（解説 4.5.6①）（解説 4.5.6②）

2. 目的を達成するための実施内容

(1) 臨界近接操作時におけるパーミッシブ信号 P-6 の発信確認の実施の流れ

臨界近接操作時におけるパーミッシブ信号 P-6 の発信確認を、次の流れで実施する。

- 1) 「中性子源領域中性子束高原子炉トリップ」設定値の確認
- 2) 「中性子源領域中性子束高原子炉トリップ」の手動ブロック

(2) 具体的実施方法

次の方法により、所定の目的を満足していることを確認する。

なお、これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

- 1) 「中性子源領域中性子束高原子炉トリップ」設定値の確認

定期検査時に、原子炉保護系計装として各チャンネルの「中性子源領域中性子束高原子炉トリップ」の設定値確認及び機能確認を実施する。

- 2) 「中性子源領域中性子束高原子炉トリップ」の手動ブロック

臨界近接操作中に、「中性子源領域中性子束高原子炉トリップ」の設定値到達前にパーミッシブ信号 P-6 が発信することを確認する。P-6 発信後、「中性子源領域中性子束高原子炉トリップ」の機能を手動ブロックする。（解説 4.5.6①）

(3) 実施方法の信頼性に係る事項

実施方法の信頼性を確保するためには、次の点に配慮する必要がある。

- 1) 「中性子源領域中性子束高原子炉トリップ」設定値の妥当性確認

「中性子源領域中性子束高原子炉トリップ」の機能が設計評価の想定どおりに作動することを確認する。（4.2.4 項）

3. 目的達成のための方策

臨界近接操作中における、中性子源領域中性子束及び中間領域中性子束の推移を確認し、パーミッシブ信号 P-6 発信時の中性子源領域中性子束が、中性子源領域中性子束高トリップ設定値に対して十分に余裕があることを確認する。

[関連業務]

- ・ 中性子源領域中性子束高に係る原子炉トリップの作動値設定，機能及び作動性の確認（4.2.4 項）
- ・ 起動及び臨界到達操作（4.5.1 項）

（解説 4.5.6①）

パーミッシブ信号 P-6 は，中間領域中性子束が所定の値になると発信される。パーミッシブ信号 P-6 の設定値以上では中間領域炉外核計装による確認に移行し，急激な出力上昇に対しては「中間領域中性子束高」の原子炉トリップに期待することとしているが，臨界近接操作によって正の反応度添加が継続するため，「中性子源領域中性子束高」の設定値に到達する前に手動ブロックが必要となる。P-6 発信により，「中性子源領域中性子束高原子炉トリップ」を手動でブロックすることが可能となり，ブロックと同時に中性子源領域中性子束信号は遮断される。運転員による臨界近接操作を意図しない原子炉トリップにより阻害させないために，「中性子源領域中性子束高トリップ設定値」は，パーミッシブ信号 P-6 発信時の中性子源領域中性子束指示値よりも高くなるよう設定されており，サイクルによらず固定の値が使用されている。

（解説 4.5.6②）

臨界近接操作において，原子炉出力がパーミッシブ信号 P-6 の設定値以上になった場合は，速やかに「中性子源領域中性子束高」の原子炉トリップを手動ブロックする必要がある。パーミッシブ信号 P-6 の設定値以上では中間領域炉外核計装による確認に移行し，急激な出力上昇に対しては「中間領域中性子束高」の原子炉トリップに期待することとしているが，臨界近接のための 1 次冷却材ほう素濃度の希釈操作（希釈停止後の 1 次冷却材のミキシング効果を含む）によって正の反応度添加が継続するため，「中性子源領域中性子束高」の設定値に到達する前に手動ブロックが必要となる。手動ブロックすると，ブロックと同時に検出器保護の観点から検出器電源断となり印加電圧が遮断されるようになっており，中性子源領域中性子束の指示値は確認できなくなる。

4.5.7 原子炉出力上昇時におけるパーミッシブ信号 P-10 の発信確認（参考）

1. 目的

燃料取替後に最初に原子炉が臨界に到達した後の出力上昇操作において、「中間領域中性子束高原子炉トリップ」の設定値に到達する前にパーミッシブ信号 P-10（「中間領域中性子束高原子炉トリップ」及び「出力領域中性子束高原子炉トリップ（低設定）」の手動ブロック許可）が発信することを確認し、同トリップ機能を手動ブロックすることにより、出力上昇操作中における意図せぬトリップを防止する。（解説 4.5.7①）

2. 目的を達成するための実施内容

(1) 実施の流れ

原子炉出力上昇時におけるパーミッシブ信号 P-10 の発信確認を、次の流れで実施する。

- 1) 「中間領域中性子束高原子炉トリップ」設定値の確認
- 2) 「中間領域中性子束高原子炉トリップ」の手動ブロック

(2) 具体的実施方法

次の方法により、所定の目的を満足していることを確認する。

なお、これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

1) 「中間領域中性子束高原子炉トリップ」設定値の確認

定期検査時に、原子炉保護系計装として各チャンネルの「中間領域中性子束高原子炉トリップ」の設定値確認及び機能確認を実施する。

この際、中間領域中性子束が、パーミッシブ信号 P-10 が発信する前に「中間領域中性子束高原子炉トリップ」設定値を超えることがないことをあらかじめ確認する、又は、トリップ設定値を設定する。（解説 4.5.7①）（解説 4.5.7②）

2) 「中間領域中性子束高原子炉トリップ」の手動ブロック

原子炉出力上昇操作中に、「中間領域中性子束高原子炉トリップ」の設定値到達前にパーミッシブ信号 P-10 が発信することを確認する。P-10 発信後は、「中間領域中性子束高原子炉トリップ」及び「出力領域中性子束高原子炉トリップ（低設定）」の機能を手動ブロックする。（解説 4.5.7③）

(3) 実施方法の信頼性に係る事項

実施方法の信頼性を確保するためには、次の点に配慮する必要がある。

1) 「中間領域中性子束高原子炉トリップ」設定値の妥当性確認

「中間領域中性子束高原子炉トリップ」の機能が設計評価の想定どおりに作動することを確認する。（4.2.3 項）

3. 目的達成のための方策

燃料取替後に最初に原子炉が臨界に到達した後の出力上昇操作中における、中間領域中性子束及び出力領域中性子束の推移を確認し、P-10 発信時の中間領域中性子束が、中間領域中性子束高トリップ設定値に対して十分に余裕があることを確認する。

[関連業務]

- ・中間領域中性子束高に係る原子炉トリップの作動値設定、機能及び作動性の確認(4.2.3 項)
- ・出力上昇操作(4.5.2 項)

上記に加えて、関連する業務として、次を行う。

① 中間領域制御棒引抜阻止パーミッシブ C-1 警報値の設定、機能確認

「中間領域中性子束高制御棒引抜阻止」警報の警報値を設定する。また、設定したとおりに警報発信することを確認する。(解説 4.5.7④) (解説 4.5.7⑤)

② 中間領域制御棒引抜阻止パーミッシブ C-1 警報値の再設定

出力上昇中における中間領域中性子束の指示値と原子炉熱出力の関係から、「中間領域中性子束高制御棒引抜阻止」警報の警報値を必要に応じて再設定する。(解説 4.5.7④) (解説 4.5.7⑤)

(解説 4.5.7①)

パーミッシブ信号 P-10 は、出力領域中性子束が所定の値になると発信される。P-10 発信により、「中間領域中性子束高原子炉トリップ」及び「出力領域中性子束高(低設定)原子炉トリップ」の機能を手動でブロックすることが可能となる。運転員による出力上昇操作を意図しない原子炉トリップにより阻害させないために、中間領域中性子束高トリップ設定値は、P-10 発信時の中間領域中性子束指示値よりも高くなるよう設定する必要がある。

(解説 4.5.7②)

「中間領域中性子束高原子炉トリップ」の設定値は、パーミッシブ信号 P-10 が発信する出力よりも高い出力になるように設定する。

燃料取替後に最初に臨界に到達した後の出力上昇操作中の同トリップ設定値は、前サイクルにおいて測定された IR 検出器に基づく値(所定の原子炉出力に相当する電流値に換算した値)のままとしている場合がある。また、燃料取替後に最初に臨界に到達した後の出力上昇操作中のパーミッシブ信号 P-10 が発信される出力レベルにおいては、PR 検出器は仮校正の状態にある場合がある。このため、IR 検出器近傍の中性子束が前サイクルの傾向と大きく異なっていたり、IR 検出器で測定さ

れる電流値の出力の上昇と比べて PR 検出器で測定される出力の上昇が遅れていたりするような場合は、パーミッシブ信号 P-10 が発信する前に IR 検出器で測定される電流値が「中間領域中性子束高原子炉トリップ」の設定値に到達する「逆転現象」（この場合、意図せぬ原子炉トリップに至る）が発生する可能性が否定できないことを理解しておく必要がある。

（解説 4. 5. 7③）

原子炉出力がパーミッシブ信号 P-10 の設定値（出力領域中性子束 10%）以上になった場合は、速やかに出力領域中性子束高（低設定）原子炉トリップ、中間領域中性子束高原子炉トリップを手動でブロックする必要がある。また、出力上昇のため制御棒の引き抜きが可能となるよう、中間領域制御棒引抜阻止パーミッシブ C-1 を手動でブロックする必要がある。

一方、原子炉出力が P-10 の設定値以下となった場合には、出力領域中性子束高（低設定）原子炉トリップ、中間領域中性子束高原子炉トリップ及び中間領域制御棒引抜阻止パーミッシブ C-1 が自動的にブロック解除される。

（解説 4. 5. 7④）

「中間領域中性子束高制御棒引抜阻止」警報は、中間領域中性子束高に係る原子炉トリップを防止する目的として警報値を設定している。中間領域 2 チャンネルのうち 1 チャンネルが警報値に達すると、制御棒引抜阻止パーミッシブ C-1 が発信し、制御棒は自動、手動いずれの引き抜きもできなくなる。

（解説 4. 5. 7⑤）

計画外停止時における適切な原子炉トリップ機能の確保の観点から、出力上昇によって中間領域中性子束の指示値と原子炉熱出力の関係性が確認できたタイミングで、中間領域中性子束高トリップ設定値及び中間領域制御棒引抜阻止パーミッシブ C-1 警報値の再設定を実施しているプラントもある。

4.5.8 原子炉停止のための出力降下時における「中間領域中性子束高原子炉トリップ」信号のリセット及びパーミッシブ信号 P-10 のリセット確認（参考）

1. 目的

原子炉停止のための出力降下操作において、「中間領域中性子束高原子炉トリップ」信号がリセットした後にパーミッシブ信号 P-10 がリセットすることを確認し、出力降下操作における意図せぬトリップを防止する。（解説 4.5.8①）

2. 目的を達成するための実施内容

(1) 実施の流れ

原子炉出力降下操作中に、パーミッシブ信号 P-10 がリセットする前に「中間領域中性子束高原子炉トリップ」信号がリセットすることの確認を次の流れで実施する。

1) 「中間領域中性子束高原子炉トリップ」信号のリセット値の確認

(2) 具体的実施方法

次の方法により、所定の目的を満足していることを確認する。

なお、これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

1) 「中間領域中性子束高原子炉トリップ」信号のリセット値の確認

当該サイクル初期に、各チャンネルの中間領域中性子束高トリップ信号リセット値及び出力領域中性子束高（低設定）トリップ信号リセット値を設定する。

この際、パーミッシブ信号 P-10 のリセット前までに中間領域中性子束高トリップ信号及び出力領域中性子束高（低設定）トリップ信号がリセットされるよう、トリップ信号リセット値を設定する。（解説 4.5.8①）（解説 4.5.8②）

(3) 実施方法の信頼性に係る事項

実施方法の信頼性を確保するためには、次の点に配慮する必要がある。

1) 「中間領域中性子束高原子炉トリップ」信号のリセット値の妥当性確認

「中間領域中性子束高原子炉トリップ」の機能が設計評価の想定どおりに作動することを確認する（4.2.3 項）。

3. 目的達成のための方策

原子炉停止のための定格からの出力降下操作中における、中間領域中性子束と出力領域中性子束の推移を確認し、「中間領域中性子束高原子炉トリップ」信号が、P-10 がリセットする出力（出力領域中性子束指示値）よりも高い出力においてリセットすることを確認する。

[関連業務]

- ・中間領域中性子束高に係る原子炉トリップの作動値設定, 機能及び作動性の確認 (4. 2. 3 項)
- ・高温停止操作 (4. 5. 4 項)

(解説 4. 5. 8①)

パーミッシブ信号 P-10 は, 出力領域中性子束が所定の値になると発信され, 所定の値を下回ることによりリセットされる。また, 原子炉出力が P-10 設定値以下になると「中間領域中性子束高原子炉トリップ」(及び「出力領域中性子束高原子炉トリップ(低設定)」)が自動的にブロック解除される。原子炉停止のための出力降下操作を意図しない原子炉トリップにより阻害(P-10 リセットと同時に原子炉がトリップ)させないために, 「中間領域中性子束高原子炉トリップ」信号のリセット値は, P-10 リセット時の中間領域中性子束指示値よりも高くなるよう設定する必要がある。

(解説 4. 5. 8②)

「中間領域中性子束高原子炉トリップ」のリセット値は, パーミッシブ信号 P-10 がリセットする出力よりも高い出力になるように設定する。

定格からの出力降下操作中の同トリップ設定値及びリセット値は, 当該サイクルの初期に測定された IR 検出器に基づく値(所定の原子炉出力に相当する電流値に換算した値)としている。PR 検出器が出力運転中は校正されているのに対し, サイクル末期における IR 検出器で測定される電流値は希釈による臨界ボロン濃度の低下の影響によりサイクル初期に比べて大きくなる傾向があり, 結果として IR 検出器で測定される電流値が「中間領域中性子束高原子炉トリップ」のリセット値に到達する時点における PR 検出器で測定される出力が低下する傾向にある。このため, IR 検出器で測定される電流値が「中間領域中性子束高原子炉トリップ」信号のリセット値に到達する前に P-10 がリセットする「逆転現象」(この場合, 意図せぬ原子炉トリップに至る)が発生する可能性が否定できないことを理解しておく必要がある。

4.6 性能管理

4.6.1 主要パラメータの確認（プラント性能の確認）（参考）

1. 目的

1 次系の主要パラメータを確認することにより，プラントが所定の性能を維持して運転されていることを確認する。（解説 4.6.1）

2. 目的を達成するための実施内容

(1) 主要パラメータ確認の実施の流れ

運転中の炉心管理において，1 次系に係る主要パラメータ確認を，次の流れで実施する。

- 1) PCCS などによる主要パラメータ採取
- 2) 主要パラメータの設計値などとの照合

(2) 具体的実施方法

次の方法により，所定の目的を満足していることを確認する。

なお，これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

1) PCCS などによる主要パラメータ採取

燃料取替後の原子炉起動時における各出力ステージ及び定格熱出力一定運転時において，PCCS などにより 1 次系の主要パラメータを採取する（採取するパラメータの例を次に示す）。

- ・原子炉熱出力（SG 熱出力）
- ・1 次冷却材平均温度（高温側温度及び低温側温度を含む）
- ・1 次冷却材温度差（ ΔT ）
- ・タービン第 1 段圧力（P1st）
- ・主給水流量
- ・主蒸気流量
- ・主蒸気圧力（蒸気発生器圧力）

2) 主要パラメータの設計値などとの照合

1) で採取した主要パラメータについて，設計値などとの照合を行うとともに，経時変化を把握し，各パラメータの推移に特異性がないか確認する。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには，次の点に配慮する必要がある。

1) 測定機器の信頼性

主要パラメータに関する測定機器が健全であること。

3. 目的達成のための方策

採取した主要パラメータの推移に特異性があることを確認した場合には、基準値を満足するようプラント操作を開始する。

[関連業務]

- ・ 主要パラメータの確認 (4.1.3 項)

(解説 4.6.1)

主要パラメータの確認については、設計評価における入力及び前提条件が担保されていることを確認することを目的としている 4.1.3 項（安全解析の想定を逸脱せず設計値に対して妥当な値であることの確認及び原子炉制御保護系の適切な作動，動作を担保するための計器スパンの設定値確認）に対して、本項目では、プラント性能（定格出力運転時にあらかじめ計画されている発電機出力が確保できること）を確認するという観点でプラント状態を把握することを目的としている。

具体的には、タービンに与えられるエネルギーの量，質に問題がないかという観点で、原子炉で発生した熱エネルギーが蒸気発生器を介して適切にタービンへ供給されていることを確認するために必要なパラメータを採取し、適切な状態にあることを確認することを目的としている。

4.6.2 原子炉熱出力の確認（所定の熱出力発生確認）（参考）

1. 目的

あらかじめ定めた計画通りに出力運転を維持していることの確認として、所定の原子炉熱出力が発生していることを確認する。

なお、本項目において原子炉熱出力とは、SG 熱出力をいう。

2. 目的を達成するための実施内容

(1) 原子炉熱出力確認の実施の流れ

運転中の炉心管理において、所定の原子炉熱出力が発生していることの確認を、次の流れで実施する。

- 1) プラントパラメータの測定、エンタルピの計算
- 2) 熱量計算の実施
- 3) 運転計画で定める所定の原子炉熱出力の発生状況確認

(2) 具体的実施方法

次の方法により、所定の目的を満足していることを確認する。

なお、これらの確認は基本的に炉心管理以外の部門が行う。

1) プラントパラメータの測定及びエンタルピの計算

各ループの給水系統の流量を測定する。また、各ループの給水系統の温度及び圧力を測定し、給水エンタルピを算出する。加えて、各ループの蒸気系統の圧力を測定し、蒸気エンタルピを算出する。

2) 熱量計算の実施

- 1) で得られた測定値、エンタルピなどを用いて、熱量計算を実施し、原子炉熱出力を算出する。（解説 4.6.2）

3) 運転計画で定める所定の原子炉熱出力の発生状況確認

起動時及び定格出力運転時において、原子炉熱出力の瞬時値及び 1 時間平均値を確認し、原子炉熱出力が運転計画で定めた所定の熱出力通り発生していることを確認する。ここで、炉心熱出力（原子炉の炉心で核分裂によって単位時間当たり生じる熱量）は原子炉熱出力から補正値を差し引くことで評価することができることから、原子炉熱出力を確認することによって炉心熱出力の確認を代替することができる。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには、次の点に配慮する必要がある。

1) 測定機器の信頼性

以下パラメータに関する測定機器が適切に測定できる状態となっていること。

- ・ 給水流量，給水温度及び給水圧力
- ・ 蒸気圧力

2) エンタルピー計算及び熱量計算に使用する設備の信頼性

エンタルピー計算及び熱量計算に使用する設備が，動作不能な状態となっていないこと。(解説 4. 6. 2)

3. 目的達成のための方策

起動時及び定格出力運転時において，運転計画で定めた所定の原子炉熱出力が発生していないことを確認した場合は，運転計画通りの原子炉熱出力となるようにプラント操作を開始する。

[関連業務]

- ・ 原子炉熱出力の確認 (4. 1. 7 項)

(解説 4. 6. 2)

熱量計算に使用する設備としては，PCCS がある。なお，PCCS の故障などにより値の確認ができない場合にあっては，出力領域中性子束計装の指示計又は記録計の読み値から換算した値を原子炉熱出力の値としてもよい。

4.6.3 臨界ボロン濃度の確認

1. 目的

あらかじめ実施した設計通りに出力運転が可能である性能を備えていることの確認として、臨界ボロン濃度を確認する。

2. 目的を達成するための実施内容

(1) 臨界ボロン濃度確認の実施の流れ

運転中の炉心管理において、炉心が出力運転性能を備えていることの確認を、次の流れで実施する。

- 1) 臨界ボロン濃度の測定
- 2) 臨界ボロン濃度の測定値と予測値の差の確認

(2) 具体的実施方法

次の方法により、所定の目的を満足していることを確認する。

なお、これらの確認の一部は炉心管理以外の部門が行う場合がある。

1) 臨界ボロン濃度の測定

日常炉心管理にて、臨界ボロン濃度を測定する。

必要に応じて、原子炉熱出力、制御棒位置、ほう素濃度などのデータから、原子炉定格熱出力、全制御棒全引き抜き時の臨界ボロン濃度値に換算する。

2) 臨界ボロン濃度の測定値と予測値の差の確認

炉心設計結果を参照し、予定した期間にわたって運転可能な余剰反応度を備えていることの確認のために適切な臨界ボロン濃度誤差の基準範囲を設定する。(解説 4.6.3①)

臨界ボロン濃度の測定値と設計値の差異が基準範囲内であることを確認する。許容範囲内であることで、計画通りの出力運転性能を備えていることの確認とする。

(3) 確認方法の信頼性に係る事項

確認方法の信頼性を確保するためには、次の点に配慮する必要がある。

1) 1次冷却材サンプリングの信頼性

1次冷却材サンプリングが適切に実施されていること。(解説 4.6.3②)

2) ほう素濃度測定装置及び測定手順の信頼性

ほう素濃度測定装置が適切に測定できる状態となっていること。また、適切なほう素濃度測定手順が整備されていること。(解説 4.6.3②)

3. 目的達成のための方策

予定通りの出力運転性能を維持できない（余剰反応度が不足する）場合、安全管理に係る要件を満足する範囲で、出力運転性能を維持するための措置を実施する。

例として、制御棒の引き抜きによる正の反応度添加、コーストダウン運転の実施（熱出力又は温度を低下させることで不足反応度分を補償しながら臨界を維持する運転方式）、ほう素除去脱塩塔の使用による正の反応度添加などがある。

[関連業務]

- ・ 臨界ボロン濃度の確認（4.3.5 項）

（解説 4.6.3①）

PWR プラントでは、基本的に制御棒を引き抜いた状態で運転するため、余剰反応度の抑制はほう素で行っており、サイクル初期からサイクル末期にかけての燃焼による反応度の低下に対しては希釈操作により 1 次冷却材中のほう素濃度を低下させることで定格熱出力運転状態を維持している。仮に、サイクル末期において化学体積制御系の希釈限界に至った場合、燃焼とともに原子炉熱出力は徐々に低下することとなる。このため、炉心設計においては、仮に臨界ボロン濃度の計算値が測定値に対して誤差を持ったとしても定格熱出力運転を維持できるよう、計画サイクル長さ時点における臨界ボロン濃度計算値に対してある程度の余裕を持たせる設計が一般的に行われている。このような設計方法を踏まえると、設計時の余裕を出力運転性能の確認のための基準範囲として設定してもよい。

（解説 4.6.3②）

具体的な 1 次冷却材のサンプリング手順及びほう素濃度測定手順としては、「加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法－ほう素：2023（AESJ-SC-S002:2023）」に記載されている。

指針策定までの作業の流れ

1. 指針策定までの検討の流れ

炉心管理の規格策定に際しては、最上位要求である JEAC4001 の炉心管理での「要求事項」、「具体的な実施事項」をあらためて、運転の場での視線で展開、具体化することが重要であると考え、最初に、炉心管理として適切な運転段階の分類を行った。

それを踏まえ、運転段階ごとに、かつ JEAC4001 の要求のもととなる各種の設計評価との関係ごとに現場での確認の目的を分類した。

ここで、炉心管理のうち、安全設計及び安全評価との関係で確認が必要な「安全管理」に分類される管理については、この要求事項の「運転段階 vs 確認目的」の 2 次元マトリクスへ、設計評価からの要求事項の割り付けを行った。

以上の要求事項の展開を行ったのち、本指針の中心となる、運転段階での確認作業の具体展開を、2 次元マトリクスのマスごとに行った。

以上の流れを図 A-1 に示す。(図 A-1 中の 2.1～2.3 までの流れ)

本指針の策定の中心となる検討は、現場での確認の考え方として、

- ・上位からの要求事項を必要に応じて具体化
- ・要求を満たしていることを確認する具体的な方法、手順の整理
- ・要求を満たしていない場合の対応

の三つの基本的なステップを定めた。

2 次元マトリクスのマスごとの要求からの展開について、この 3 ステップごとにさらに基本的な考えと具体的な方法を指針として、記載できるように、詳細な検討を実施した。

第 2 節では、図 A-1 に示したこの検討の流れに沿って、具体的な検討の考え方と成果を示す。

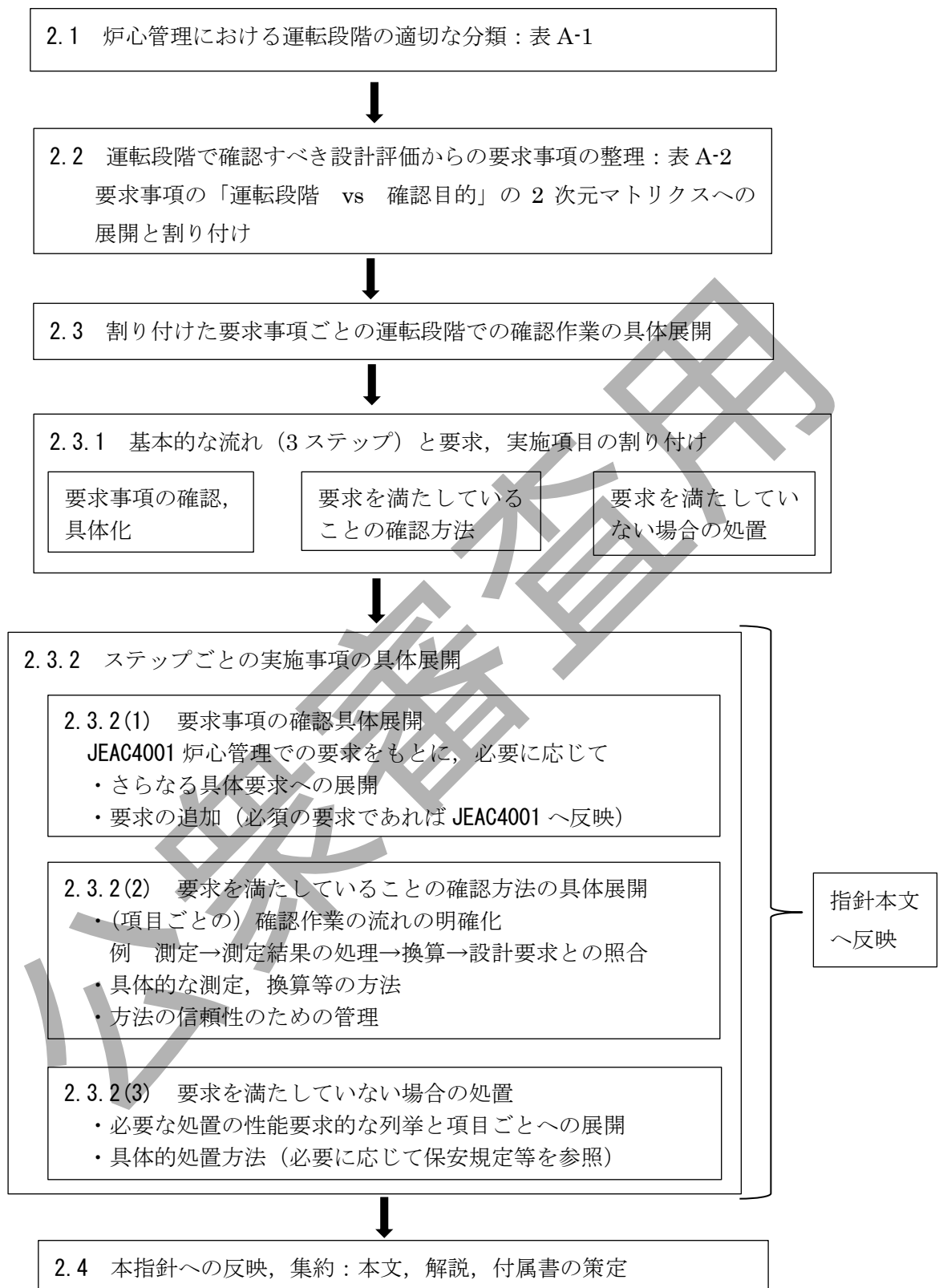


図 A-1 本指針策定の作業の流れ

2. 個別の検討

2.1 運転段階の適切な分類

運転で確認すべき事項は、運転段階に応じて適切に振り当てることで、整理がしやすくなり、またそれにより確認すべき事項の漏れを防ぐことができる。

運転段階で確認すべき要求事項の振り当ては、以下の視点から検討を行った。

- ・ 燃料装荷の作業完了後
- ・ 運転操作開始（制御棒、ほう素濃度、冷却材流量（含む、再循環流量））以降
- ・ 未臨界状態と臨界達成以降
- ・ 炉心熱出力の上昇中と定格熱出力到達以降

この結果、プラント機器の運転状態などを細かく定義することなく、かつ効果的な確認の要求事項の分類を行う観点から、以下の4段階に分類することとした。

- ・ 全燃料装荷後～制御棒引き抜き操作開始まで
- ・ 制御棒引き抜き操作開始～臨界到達まで
- ・ 臨界到達後～定格熱出力到達まで
- ・ 定格熱出力到達後～当該サイクル終了（原子炉停止、解列）まで

表 A-1 に本指針として、運転段階の適切な分類の検討結果を BWR, PWR のそれぞれについて示す。

2.2 運転段階で確認すべき設計評価からの要求事項の整理

上位規程の JEAC4001 の炉心管理の節においては、運転段階で安全を担保するために重要な確認として、目的に応じて以下の四つの分類が示されている。

- ・ 設計評価の入力の確認
- ・ 設計評価に前提がある場合の前提が遵守されていることの確認
- ・ 設計評価と比較照合による設計評価の妥当性の確認
- ・ 基本的安全機能が遵守されていることの確認

運転段階の分類と確認の目的の分類の2次元のマトリクスを作成し、その1マスごとに、設計評価段階からの要求事項（上記目的の一つ目から三つ目）及び基本的安全機能の運転段階での確認（上記目的の四つ目）の割り付けを行った。

表 A-2 に2次元マトリクスに要求事項の項目を割り付けた結果を BWR, PWR のそれぞれについて示す。

2.3 割り付けた要求事項ごとの運転段階での確認作業の具体展開

運転中に炉心の状態や特性の監視等によって設計評価で確認された炉心の安全性を担

保するために、実施すべき確認事項を２次元に展開した後は、各マスに割り付けられた確認事項を具体的に展開した。

2.3.1 展開の基本的な構成：３ステップ

最初に、確認事項を、保安規定も参考に、以下の３ステップへ展開していくこととした。

- ・第１ステップ：設計評価等からの要求事項のさらなる具体化及び追加
- ・第２ステップ：要求事項に対する確認の具体的な方法
- ・第３ステップ：要求事項を満足することができていない場合の対処

各ステップの記載すべき内容をより具体化した結果を、本指針の本文として記載することとし、このための検討を 2.3.2 で行った。

2.3.2 確認作業内容の具体化検討（指針本文の記載内容の検討）

(1) 第１ステップの検討

JEAC4001 の炉心管理の節には、「要求事項」及び「具体的実施事項」が規定されている。具体的実施事項について、設計からの要求事項等に基づく運転中の確認事項を具体展開していく際に、さらなる具体化や追加が必要となった場合には、本指針において明記する。

また、要求の元となる具体的な設計評価の項目と管理の目的を明確にして記載することとした。

(2) 第２ステップの検討

設計評価で示された原子炉の安全性を、運転の現場での確認による担保するアクションは、原子炉の状態の測定のみならず、設計評価での入力、前提、結果等のパラメータと照合するための測定結果の処理、さらには、測定や処理の信頼性や妥当性を確保すべき管理等多岐にわたる。

このため、第２ステップにおいては、さらに以下の視点に分割して検討を進め、その成果を具体的に運転段階と確認目的ごとの要求事項ごとに展開させる形で、本指針に反映していくこととした。

- ・現場での最初の確認（炉内のパラメータ測定等）から設計からの要求事項への適合の判断までの流れの明確化
 - ・測定、測定結果の処理（換算）、等の具体的な方法、手順と留意事項
- ここでは、可能な限り以下について具体的な記載を行う。
- ・要求を満足していることの判断基準等
 - ・測定、処理等の信頼性確保のために管理すべき事項

この第２ステップの検討が、本指針策定の最も中心、根幹となる作業となった。

(3) 第3ステップの検討

要求を満足していないと判断された場合の処置については、保安規定の記載を参考とするとともに、本指針では、保安規定での子細な記載をさらに具体化する方向ではなく、保安規定及び電気事業者の自主確認も指針に反映させる方針とした。また、保安規定、電気事業者自主確認及びそのいずれにも分類されないが確認が望ましい項目についても、共通の参照となる処置の方法の考え方を広く記載することとした。

2.4 本指針への反映

第3ステップまでの作業の結果を、以下の考え方にに基づき、それぞれ本指針の本文と附属書とに分けて記載に反映した。

2.4.1 本文の記載

2.3.2での検討結果を指針の本文へ記載した。

構成は、分類した一つの運転段階ごとに、分類された五つの確認の目的別に並べた形として、その構成のもと、設計評価等からの要求事項、要求事項を満たすことの確認の方法と留意事項、要求事項を満足できない場合の措置を記載した。

2.4.2 附属書の記載

図A-1の検討において、2.1～2.3.1までの検討の成果を、附属書として整理して、検討の経緯及び炉心管理業務に関わる技術伝承の知識データベースとして活用できるようにした。

表 A-1 (1/2) 起動時～定格出力到達までの運転段階の適切な分類検討 (BWR)

運転状態, 段階	出力 (目安)	運転段階の分類		性能確認	安全確認	運転操作関係
		本指針上の分類	保安規定上の分類	中性子束(核出力), 冷却材状態(温度, 流量, 水質等), 制御棒位置など	・出力分布測定 ・炉心特性確認 (オンライン計算) ← (主要パラメータ確認:性能確認へ)	・臨界操作 ・出力調整 (出力上昇, 燃焼補償) ・出力分布調整
冷温停止	<0%	0 原子炉停止 ～制御棒引抜	冷温停止 (モード SW 「燃料取替」)	・冷却材温度/圧力	—	—
原子炉起動	～0%	1 制御棒引抜 ～臨界到達	起動 (モード SW 「起動」)	・中性子束 (SRM/IRM/SRNM) ・冷却材温度/圧力	—	◆制御棒操作 (引抜開始)
原子炉起動 (出力上昇)	0%<	2 臨界到達 ～定格出力	運転 (モード SW 「運転」)	一定のインターバルで測定 (0%～100%出力) ・中性子束 (SRM/IRM/SRNM) (LPRM/APRM) ・制御棒位置 ・冷却材流量, 温度, 圧力 ・冷却材水質	出力分布測定 (常時 LPRM/適宜 TIP) 炉心特性確認 (オンライン計算) 熱的制限値 (MLHGR/MCPR)	◆炉心流量操作 ◆PCIOMR (必要時)
	7～8%					
	50%					
	75%					
出力運転 (定格到達後)	100%	3 出力運転 (定格到達後)		総合負荷性能検査として実施: ・中性子束(APRM) ・制御棒位置 ・冷却材流量, 温度, 圧力 ・冷却材水質	出力分布測定 (常時 LPRM/適宜 TIP) 炉心特性確認 (オンライン計算) 熱的制限値 (MLHGR/MCPR)	制御棒パターン調整 (必要時)
	100～0%					
出力運転 (出力降下～原子炉停止)	100～0%	3 出力運転 (出力降下～原子炉停止)	起動	—	出力分布測定 (常時 LPRM) 炉心特性確認 (オンライン計算) 熱的制限値 (MLHGR/MCPR)	—
原子炉停止～制御棒引き抜き前	<0%	0 原子炉停止 ～制御棒引抜	高温停止 ／冷温停止	—	—	—

表 A-1 (2/2) 起動時～定格出力到達までの運転段階の適切な分類検討 (PWR)

運転状態，段階	出力	運転段階の分類		性能確認	安全確認			運転操作関係	
					炉物理検査以外での 確認	炉物理検査として確認			
		本指針上の分 類	保安規定上 の分類	中性子束(核出力)，SG 熱出力， 冷却材状態(温度，流量，水質等)， 制御棒位置など		モード1（出力時） 炉内外校正， 出力分布(Fxy／FQ／K(Z)) (主要パラメータ確認:性能確認へ)	モード2（零出力時）	・ 臨界操作 ・ 出力調整 （出力上昇，燃焼補償） ・ 出力分布調整	
高温停止（HSD） 【昇温，昇圧】	<0%	1	モード3	・ 冷却材温度/圧力	—	—	—	—	
高温停止（HSD） 【未臨界→臨界】	<0%	(制御棒引抜) ～臨界到達	モード2	・ 中性子束（SR） ・ 冷却材温度/圧力	—	—	SDM，最小停止ほう素濃度	◆制御棒引き抜き開始 ◆ほう素 希釈開始	
高温零出力（HZP）	0%	(HZP 臨界到達時)		一定のインターバルで測定 （0%～<100%出力）	—	—	SDM，最小停止ほう素濃度， MTC，臨界ボロン濃度， 制御棒価値	バンク D 以外は 挿入限界以上完了	
出力運転 (起動時)	0%< 7%	2 起動時 (出力上昇)		・ SG 熱出力 ・ 中性子束(SR／IR／PR)， ・ 制御棒位置 ・ 冷却材流量，温度（，圧力） ・ 冷却材水質，臨界ボロン濃度	—	出力分布（MD） 出力分布（MD）， 炉内外校正	—	バンク D のみ調整	
	50%		—				—		
	75%		—				◆出力上昇率 制限		
	100%		総合負荷性能検査として実施 ・ 中性子束(PR) ・ 制御棒位置 ・ 冷却材流量，温度 ・ 冷却材水質，臨界ボロン濃度	・ 熱的制限値 （最大線出力密度， DNBR）	—	—	—		
	出力運転 (定格出力到達以降)			3 出力運転	・ SG 熱出力 ・ 制御棒位置 ・ 冷却材流量，温度 ・ 冷却材水質，よう素濃度 ・ 臨界ボロン濃度	出力分布（MD）， 炉内外校正， 中性子束分布(NIS／PR)	—	—	プレコン解消の場合は， 再度上昇率制限
出力降下～原子炉停止		4出力降下 停止，未臨界		—	—	—	—	◆制御棒挿入，ほう素濃縮	
解列～制御棒引き抜き前		0		—	—	—	—	—	

表 A-2 (1/2) 各運転段階で確認すべき要求事項の整理表：2 次元マトリクス（BWR）

- ・黒色：代表してその運転段階、要求事項に記載するものであり、かつ、炉心を管理する部門で行う確認項目
- ・青色：代表してその運転段階、要求事項に記載するものであり、かつ、炉心を管理する部門以外で行う確認項目
- ・朱色●：取替炉心の安全性確認規程にて運転開始後「直接的な確認要求」のある炉心パラメータ
- ・緑色▲：上記の他、取替炉心の安全性確認規程にて運転開始後「間接的な確認要求」等としている炉心パラメータ

保安規定の分類		冷温停止	起動	運転		起動	高温停止、冷温停止
本指針の分類		0. 原子炉停止～制御棒引き抜き前	1. 制御棒引き抜き開始～臨界到達	2. 臨界到達～定格出力	3. 出力運転（定格到達後）	4. 出力降下～停止～低温未臨界維持	
臨界状態	100%出力						
	0%出力						
未臨界状態	高温未臨界						
	低温未臨界						
運転管理		－	3.5.1原子炉起動操作（初臨界到達操作）	3.5.2DWインスペクションのための未臨界操作（それまでの出力上昇含む） 3.5.3原子炉起動操作（再臨界操作）及び出力調整操作 3.5.4運転監視補助装置の管理	3.5.5出力維持操作（燃焼補償） 3.5.6制御棒パターン調整	3.5.7原子炉停止操作	
性能管理		－	－	－	3.6.1原子炉熱出力の確認（所定の熱出力発生確認）	－	－
安全管理	a. 設計評価の入力確認	原子炉保護系の作動値設定： 3.1.1 中間領域中性子束高、起動領域原子炉周期（ペリオド）短 3.1.2 出力領域中性子束高 3.1.3 原子炉圧力高 3.1.4制御棒挿入時間の確認	3.1.5制御棒の最大反応度価値の確認▲		3.1.6最小限界出力比の確認● 3.1.7最大線出力密度の確認● 3.1.8燃料の出力履歴の確認● 3.1.9減速材ボイド係数の確認▲ 3.1.10スクラム反応度曲線の確認▲ 3.1.11原子炉冷却材温度の確認 3.1.12炉心流量の確認 3.1.13原子炉圧力の確認 3.1.14原子炉熱出力の確認		－
	b. 設計評価の前提確認	原子炉トリップ機能確認： 3.1.1 中間領域中性子束高、起動領域原子炉周期（ペリオド）短 3.1.2 出力領域中性子束高 3.1.3 原子炉圧力高	原子炉トリップ作動性： 3.1.1 中間領域中性子束高、起動領域原子炉周期（ペリオド）短 3.1.3 原子炉圧力高	3.2.1運転領域の範囲にあることの確認（熱出力、炉心流量） 3.1.2 出力領域中性子束高 3.2.2PCIOMRの確認			－
	c. 炉心特性の確認		3.3.1冷温時臨界固有値の確認 3.1.5制御棒の最大反応度価値の確認▲	3.3.2出力運転時臨界固有値の確認	3.3.3反応度監視		
	d. 基本的安全機能の確認	3.1.4制御棒挿入時間の確認	－		3.4.1原子炉冷却材中のよう素131濃度の確認 3.2.10制御棒作動性（固着なし）の確認		－

表 A-2 (2/2) 各運転段階で確認すべき要求事項の整理表：2 次元マトリクス (PWR)

・黒色：炉心を管理する部門で行う確認項目
・青色：炉心を管理する部門以外で行う確認項目

保安規定の分類		モード外、6	モード5～3	モード2	モード1		モード2	モード3～5
本指針の分類		0. 原子炉容器蓋開放～蓋締前	1. 原子炉容器蓋締後～臨界到達	2. 臨界到達～定格出力到達	3. 定格出力	4. 出力降下～停止～低温未臨界維持		
臨界状態	100%出力(HFP)				<div>計画外停止</div> <ul style="list-style-type: none"> ・制御棒挿入限界(HSD,HZP) ・停止ほう素濃度(CSD) 			
	0%出力(HZP)			<div>反応度投入事象 (BOC)</div>		<div>反応度投入事象 (EOC)</div>		<div>過冷却事象 (EOC)</div>
未臨界状態	高温未臨界(HSD)	<div>ほう素の異常な希釈</div>						
	低温未臨界(CSD)							
運転管理 (運転操作)		RV蓋解放 キャビティ満水 (RWST(P))	・停止バンク引抜き ・昇温・昇圧操作 ・ほう素希釈開始	4.5.1 起動及び臨界到達操作 ・制御バンク(A,B,C)引抜き ・ほう素希釈継続 4.5.6 パーミッシブP-6発信確認	4.5.2 出力上昇操作 ・制御バンク(D)引抜き ・ほう素希釈継続 4.5.7 パーミッシブP-10発信確認	4.5.3 出力維持操作(燃焼補償) ・ほう素濃度(BAT)及び制御バンク位置の調整	4.5.4 高温停止操作 ・ほう素濃縮 (BAT) ・制御バンク全挿入 4.5.8 パーミッシブP-10リセット確認	4.5.5 低温停止操作 ・ほう素濃縮 (BAT)、停止バンク全挿入 ・減温・減圧操作
性能管理		—	—	—	4.6.1 主要パラメータの確認 (原子炉熱出力の確認)	4.6.2 原子炉熱出力の確認 (所定の熱出力発生確認) 4.6.3 臨界ボロン濃度の確認 (EOC臨界ボロン濃度の確保)	—	—
安全管理	a. 設計評価の入力確認	4.1.1 中性子源領域炉停止時中性子束高警報設定値の設定			4.1.2 制御棒位置 挿入限界/オーバーラップ ((1)起動・停止時、制御バンクB,C,D)	((2)計画外停止考慮、制御バンクD)	((1)起動・停止時、制御バンクD,C,B)	
		原子炉保護系の作動値設定： 4.2.1 過大温度 ΔT 高、過大出力 ΔT 高 ($f(\Delta T)$ の設定) 4.2.2 出力領域中性子束高、出力領域中性子束変化率高 4.2.3 中間領域中性子束高 4.2.4 中性子源領域中性子束高	((1) 停止時)	((1) 停止時)	((2) 計画外停止考慮)	((2) 計画外停止考慮)	((1) 停止時)	((1) 停止時)
					4.1.3 主要パラメータ			
					4.1.4～6 1次冷却材温度・流量・圧力			
					4.1.7 原子炉熱出力			
	b. 設計評価の前提確認	4.1.1 中性子源領域炉停止時中性子束高警報機能の確認	原子炉トリップ作動性： 4.2.4 中性子源領域中性子束高	4.2.3 中間領域中性子束高	4.3.1 原子炉停止余裕 4.3.3 減速材温度係数	4.4.2 1次冷却材中よう素・希ガス濃度	(よう素追加放出確認)	(よう素追加放出確認)
		原子炉トリップ機能確認： 4.2.1 過大温度 ΔT 高、過大出力 ΔT 高 4.2.2 出力領域中性子束高、出力領域中性子束変化率高 4.2.3 中間領域中性子束高 4.2.4 中性子源領域中性子束高			4.3.7 最小DNBR			
	c. 炉心特性の確認	—	—	—	零出力時炉物理検査： 4.3.1 原子炉停止余裕 4.3.2 制御棒価値 4.3.3 減速材温度係数 4.3.4 最小停止余裕ボロン濃度	出力時炉物理検査及び月例測定： 4.3.5 臨界ボロン濃度 4.3.6 炉内出力分布 4.3.7 最小DNBR	4.3.8 燃料集合体燃焼度	—
	d. 基本的安全機能の確認	—	4.4.1 制御棒挿入性			4.4.2 原子炉冷却材中よう素・希ガス濃度	(よう素追加放出確認)	(よう素追加放出確認)

附属書 B (参考)

運用段階での確認，管理項目の設計評価との具体的な関係

本指針では，運転現場での確認が必要又は望ましい管理項目ごとに，

- ・ 設計評価との具体的な関係
- ・ 具体的な確認の方法
- ・ 確認の結果，想定外の結果が得られた場合の対応

の 3 項目を記載している。

ここで，最初の「設計評価との具体的な関係」については，現場での管理項目が，具体的にどのような段階（基本設計，詳細設計，取替炉心設計）でのどのような分野（核設計，熱水力設計，燃料設計，安全解析，その他）での設計評価に紐づいての確認となるかを具体的に記載している。

附属書 B (参考) では，この関係を次ページの表 B-1 及び表 B-2 のとおり，全ての項目について一覧として整理して示す。

ここで設計評価との関連の目的に着眼すると，以下のような分類ができる。

1. 入力 of 妥当性の確認
2. 前提の遵守の確認
3. 炉心特性の安全性の確認
(取替炉心設計結果との照合性を確認する場合は炉心設計の妥当性の確認)
4. 基本的安全機能の遵守の確認

このうち，必須な確認となるのが，1 の設計評価の入力のうちの人の操作・調整等が介する項目や機器等の誤作動がなく正しく機能することが前提となる項目，2 の設計評価の前提となる項目，及び燃料・チャンネルボックスの照射変形挙動のうち，設計評価であらかじめ予測できない項目である。また 3 の炉心特性の安全性の確認についても，取替炉心設計の段階と運転操作パターンが異なり，炉心特性の値が運転段階で確定し，安全解析や燃料設計の入力に収まっていることの最終確認となる項目が，必須な確認項目となる。

表 B-1（1/5） 炉心管理項目の設計、評価との関連（BWR）

運転段階分類	項目	設計評価との関係（分類）※	〔設計評価との具体的な関係〕	備 考（必須な確認）
0. 原子炉停止～制御棒引き抜き前	各種原子炉トリップの作動値設定及び機能確認 ・起動領域モニタ中性子束高及び原子炉周期（ペリオド）短 ・平均出力領域モニタ中性子束高／低 ・原子炉圧力高	2. 安全解析の前提	安全解析における運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の評価において原子炉保護系の作動を考慮して事象が収束する多くの事象では、炉内の状態のパラメータが適切な値で作動するべく入力として考慮されているとともに、原子炉保護の論理回路が実際に機能することが前提となる。 安全保護系の中でも SRM／IRM 使用プラントにおける IRM 中性子束高トリップ及び SRNM 使用プラントにおける SRNM 原子炉周期（ペリオド）短トリップは、制御棒位置の誤調整等が外乱の起因になる可能性があり、炉心状態に比較的大きく影響されることから、本指針では SRM／IRM 使用プラントにおける IRM 中性子束高及び SRNM 使用プラントにおける SRNM 原子炉周期（ペリオド）短を炉心管理の対象としている。	作動値の設定は人の手を介して行うこと、作動性・機能は機器の誤作動等によって変わる可能性があることから、運転段階での確認は特に重要となる。
	制御棒挿入時間の確認	4. 基本的安全機能の維持 （1. 安全解析の入力）	安全解析における運転時の異常な過渡変化及び事故の複数の事象の解析の入力として、原子炉保護系の作動により原子炉が停止する際の制御棒の挿入時間が考慮されるため、制御棒挿入時間が安全解析の入力値を満足していることを確認する。	外観確認ではチェックできないチャンネルボックスの曲がりの量や、制御棒駆動系（CRD）の不具合によって影響を受けるため、運転段階で制御棒挿入時間の直接確認が特に重要となる。
1. 制御棒引き抜き開始～臨界到達	制御棒の最大反応度価値の確認	1. 安全解析の入力	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核的制限値が定められている。この核的制限値が、異常状態の解析において入力条件として使用される。 制御棒の最大反応度価値を取替炉心設計時に考慮する必要はなく、制御棒の引き抜き手順作成時に確認を行う。	
	各種原子炉トリップの作動性確認 ・起動領域モニタ中性子束高及び原子炉周期（ペリオド）短 ・平均出力領域モニタ中性子束高／低 ・原子炉圧力高	2. 安全解析の前提	安全解析における運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の評価において原子炉保護系の作動を考慮して事象が収束する多くの事象では、炉内の状態のパラメータが適切な値で作動するべく入力として考慮されているとともに、原子炉保護の論理回路が実際に機能することが前提となる。 安全保護系の中でも APRM 中性子束高トリップは、制御棒位置の誤調整等が外乱の起因になる可能性があり、炉心状態に比較的大きく影響されることから、本指針では APRM 中性子束高を炉心管理の対象としている。	
	冷温時臨界固有値の確認	3. 取替炉心設計の妥当性	取替炉心設計における原子炉停止余裕及びほう酸水注入時の実効増倍率評価における未臨界度は解析コードより得られる実効増倍率と冷温時臨界固有値の設定値との差分より求まる。	冷温時臨界固有値の設定値の妥当性を、実績の臨界固有値との比較で確認する。冷温時臨界固有値は炉心の燃料構成や冷却材温度等の変化により変動するため、サイクルごとに適切に設定することが必要であり、運転段階での実測値に基づく確認が特に重要となる。また、この値が正確でないと停止余裕評価の不確かさが拡大し、安全性に影響を与える可能性がある。

設計評価との関係（分類）：BWR では、1 と 2 に分類される項目の一部及び 3 の炉心特性の安全性の確認が必須な確認項目となる。
1.入力の確認、2.前提の遵守の確認、3.炉心特性の安全性の確認（BWR では、取替炉心段階で評価した炉心特性と運転段階では運転操作パターンが異なるため、運転段階で炉心特性の安全性の最終確認となる。）、4.基本的安全機能の維持の確認

表 B-1（2/5） 炉心管理項目の設計、評価との関連（BWR）

運転段階分類	項目	設計評価との関係（分類）	〔設計評価との具体的な関係〕	備 考（必須な確認）
2. 臨界到達～定格出力	運転領域の範囲にあることの確認（熱出力、炉心流量）	1. 安全解析の入力	定格炉心熱出力（炉心流量：運転特性図に示す範囲，熱出力：100%）を代表として出力に適切な余裕をみた点にて安全解析を評価している。運転領域は，安全解析（最小限界出力比，最大線出力密度，核熱水力安定性等）により安全性が確認された範囲での運転を遵守するために規定する。	
	PCIOMR の確認	2. 安全解析の前提	燃料ペレットと燃料被覆管の力学的相互作用による損傷（PCI 破損）は原子炉運転との関連性が強く，運転管理面での配慮が極めて有効であることが過去の実績から判明している。 設計評価における前提事項である燃料健全性を維持する目的から，燃料棒のならし運転方法（PCIOMR）により運転段階での配慮を行っている。 PCIOMR は線出力密度を運転管理するものであり，例として次の項目を設定する。 ①到達出力の制限（しきい値設定） ②出力上昇速度の制限（線出力密度上昇率(DP/DT)設定） ③経験済み出力の範囲（エンベロープ）をしきい値とする有効期間の制限（エンベロープの有効期間設定） ④しきい値超過後の許容出力変化量（線出力密度上昇量(DP)設定）	PCIOMR は運転上の制限であり，運転員の操作によって遵守されることが前提となっている。PCIOMR が守られない場合，燃料被覆管損傷のリスクが高まるため，運転段階での確認が特に重要となる。
	出力運転時の臨界固有値の確認	3. 取替炉心設計の妥当性	取替炉心設計における運転条件（炉心平均燃焼度，炉心熱出力，炉心流量，制御棒パターンなど）は，解析コードより得られる実効増倍率が出力運転時臨界固有値の設定値と一致するように入力する。	出力運転時臨界固有値の設定値の妥当性を，実績の臨界固有値との比較で確認する。出力運転時の臨界固有値は燃料構成や燃焼の進展による影響を受け変動するため，取替炉心設計における運転条件を適切に設定するうえで重要であり，この値が設計値と大きく異なると熱的制限値などの安全評価への影響が生じることから，運転段階での実測値に基づく確認が特に重要となる。

設計評価との関係（分類）：BWR では，1 と 2 に分類される項目の一部及び 3 の炉心特性の安全性の確認が必須な確認項目となる。
1.入力の確認，2.前提の遵守の確認，3.炉心特性の安全性の確認（BWR では，取替炉心段階で評価した炉心特性と運転段階では運転操作パターンが異なるため，運転段階で炉心特性の安全性の最終確認となる。），4.基本的安全機能の維持の確認

表 B-1（3/5） 炉心管理項目の設計、評価との関連（BWR）

運転段階分類	項目	設計評価との関係（分類）	〔設計評価との具体的な関係〕	備 考（必須な確認）
3. 出力運転（定格到達後）	最小限界出力比の確認	1. 安全解析の入力	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。 取替炉心設計では代表的な運転計画により最小限界出力比を解析し、その制限値を満足して運転可能であることを確認する。	実際の運転状態が設計段階の想定から外れる場合があり、最小限界出力比が設計時の解析結果から変わり得るため、運転段階での監視による確認は特に重要となる。
	最大線出力密度の確認	1. 安全解析の入力	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。 取替炉心設計では代表的な運転計画により最大線出力密度を解析し、その制限値を満足して運転可能であることを確認する。	実際の運転状態が設計段階の想定から外れる場合があり、最大線出力密度が設計時の解析結果から変わり得るため、運転段階での監視による確認は特に重要となる。
	燃料の出力履歴の確認	1. 燃料設計の入力	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。 取替炉心設計では代表的な運転計画により出力履歴を解析し、設計出力履歴を満足して運転可能であることを確認する。	
	減速材ボイド係数の確認	1. 安全解析の入力	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。 取替炉心設計では、代表的な運転計画の制御棒パターンと、それに対して制御棒パターンが引き抜き側に推移したケース及び制御棒パターンが挿入側に推移したケースの運転計画を作成し、それぞれのケースについて減速材ボイド係数の評価を行い、得られた減速材ボイド係数が、安全解析の入力値よりも、不確かさを考慮した上で絶対値で小さいことを確認する。	
	スクラム反応度曲線の確認	1. 安全解析の入力	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。 取替炉心設計では、代表的な運転計画の制御棒パターンと、それに対して制御棒パターンが引き抜き側に推移したケース及び制御棒パターンが挿入側に推移したケースの運転計画を作成し、それぞれのケースについてスクラム反応度曲線の評価を行い、得られたスクラム反応度曲線の絶対値が、安全評価時に設定した設計用スクラム反応度曲線の絶対値よりも、不確かさを考慮した上で大きいことを確認する。スクラムインデックスで確認する場合は、得られたスクラムインデックスの絶対値が、設計用スクラム反応度曲線を積分したスクラムインデックスの絶対値よりも不確かさを考慮した上で大きいことを確認する。	
	原子炉冷却材温度の確認 炉心流量の確認 原子炉圧力の確認	1. 熱水力設計、燃料設計、安全解析の入力	出力運転時の炉心熱水力設計（ヒートバランス、MCPR 評価等）、燃料設計（被覆管腐食評価等）及び安全解析の初期状態において考慮されている。	
	燃料集合体最高燃焼度の確認	2. 燃料設計の前提	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。 取替炉心設計では代表的な運転計画により燃料集合体最高燃焼度を算出して、その制限値を満足して運転可能であることを確認する。	

設計評価との関係（分類）：BWR では、 1 と 2 に分類される項目の一部及び 3 の炉心特性の安全性の確認が必須な確認項目となる。
1.入力の確認、2.前提の遵守の確認、3.炉心特性の安全性の確認（BWR では、取替炉心段階で評価した炉心特性と運転段階では運転操作パターンが異なるため、運転段階で炉心特性の安全性の最終確認となる。）、4.基本的安全機能の維持の確認

表 B-1（4/5） 炉心管理項目の設計、評価との関連（BWR）

運転段階分類	項目	設計評価との関係（分類）	〔設計評価との具体的な関係〕	備 考（必須な確認）
3. 出力運転（定格到達後） （続き）	核熱水力安定性（チャンネル安定性、炉心安定性、領域安定性）の確認	2. 安全解析の前提	設計評価では、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。 取替炉心設計では、代表的な運転計画の制御棒パターンと、それに対して制御棒パターンが引き抜き側に推移したケース及び制御棒パターンが挿入側に推移したケースの運転計画を作成し、それぞれのケースについて核熱水力安定性の確認を実施し、得られた減幅比が、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。	
	ほう酸水注入時の実効増倍率の確認	2. 安全解析の前提	設計評価では、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。 取替炉心設計では運転計画に定めた制御棒パターンを使用して、ほう酸水注入時の実効増倍率を解析している。なお、運転開始後の確認を不要とするために、全制御棒全引き抜き状態等で解析することもある。	
	原子炉停止余裕の確認	2. 安全解析の前提	原子炉の状態が運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換において、最大反応度価値を有する制御棒 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）が挿入されない場合でも他の全ての動作可能な制御棒により原子炉を常に冷温で臨界未満に維持できる設計とすることとしている。 原子炉停止余裕は燃料配置に強く依存し、通常想定される運転のばらつきによる変動は非常に小さいことから、取替炉心設計では、運転開始後の運転のばらつきによる不確かさを核的制限値に対して見込むこととし、実効増倍率を計算するための入力条件には考慮していない。	
	原子炉冷却材の水質の監視	2. 安全解析の前提 （4. 基本的安全機能の維持）	燃料被覆管の耐食性が改善される前の燃料損傷として、米国 BWR での CILC(Crud Induced Localized Corrosion) 破損及び浜岡 1 号機の燃料被覆管の異常酸化（ニューシア〔通番〕1660）が報告されている。特に、浜岡 1 号機では、プラント起動時の水質記録と異常酸化した燃料の装荷サイクルとの相関がみられ、事象の原因については、特異性のある水質環境の影響により、腐食感受性の相対的に高い燃料被覆管材料に異常な酸化が発生して、一部の燃料棒でははく離、さらには漏えいに至ったものと推定されるとしている。また、当該トラブルの対策として、水質改善対策及び水質管理の強化を行っており、特にプラント起動時の導電率には注意深く監視して、イオン分析を行うとともに制限値の前段階として「管理目標値」と「管理基準値」を設け、これを超える場合には、水質の回復措置（例えば、出力上昇の中断）を行っている。 また、BWR での被ばく低減のための亜鉛注入、SCC 対策の水素注入においては、炉内のクラッド発生状況が変わり、ジェットポンプの性能、炉心圧損の影響が生じる場合があるため、関係部署と協議して進める必要がある。	原子炉冷却材の水質は運転員の操作による調整により変わりうるものなので、運転段階での確認が特に重要となる。
	核計装の校正	2. 安全解析の前提	LPRM 指示値は出力分布計算、熱的制限値、燃料燃焼度の計算に用いられている。また、LPRM 指示値は APRM や RBM（ABWR の場合は MRBM）などの入力としても用いられている。これらの値が正しい値であること、正常に制御されることの担保として、LPRM 指示値は TIP 走行結果を踏まえた LPRM の指示すべき値に管理基準内で一致している必要がある。 APRM 指示値は、安全解析において原子炉スクラム信号として考慮されている。APRM 指示値はヒートバランスから求められた原子炉熱出力と所定の範囲で一致していることが前提となる。	

設計評価との関係（分類）：BWR では、1 と 2 に分類される項目の一部及び 3 の炉心特性の安全性の確認が必須な確認項目となる。
1.入力の確認、2.前提の遵守の確認、3.炉心特性の安全性の確認（BWR では、取替炉心段階で評価した炉心特性と運転段階では運転操作パターンが異なるため、運転段階で炉心特性の安全性の最終確認となる。）、4.基本的安全機能の維持の確認

表 B-1（5/5） 炉心管理項目の設計、評価との関連（BWR）

運転段階分類	項目	設計評価との関係（分類）	〔設計評価との具体的な関係〕	備 考（必須な確認）
3. 出力運転（定格到達後） （続き）	制御棒及び核計装の寿命確認	2. 安全解析の前提	制御棒は原子炉を停止するために重要な機器であり、多くの安全解析において原子炉の停止は制御棒による通常停止又は原子炉スクラムを前提としている。制御棒は、中性子照射量の増加に伴って中性子吸収能力の低下や構成材料の健全性の低下が生じるが、当該サイクルの運転を通じて所定の機能を有することを担保するため、中性子照射量による寿命管理を行っており、当該サイクル末時点で寿命基準に到達しないことを確認している。 核計装による中性子束の指示値（LPRM 指示値等）は、安全解析において原子炉スクラム信号や制御棒引抜阻止信号として考慮されている。核計装は、中性子照射量の増加に伴って中性子検出感度の低下や構造材の健全性低下が生じるが、当該サイクルの運転を通じて所定の機能を有することを担保するため、中性子照射量による寿命管理を行っており、当該サイクル末時点で寿命基準に到達しないことを確認している。	
	制御棒作動性（固着なし）の確認	2. 安全解析の前提	制御棒は原子炉を停止するために重要な機器であり、多くの安全解析において原子炉の停止は制御棒が正しく作動することによる通常停止又は原子炉スクラムを前提としている。	制御棒が（起動、停止時を含む）運転操作中に固着しないことは、運転中の機器の正常な作動の確認であり、運転段階において特に重要な確認となる。
	ほう酸水タンク水位、温度及び濃度の確認	2. 安全解析の前提	ほう酸水注入系は、万一、制御棒挿入不能な事態が生じたとしても、高温状態又は低温状態において、発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できることが要求されている。取替炉心設計時に、ほう酸水注入時に未臨界となることを確認しており、ほう酸水濃度が設計評価における前提事項を満足する状態にあることを担保するために管理が必要である。また、ほう酸水注入系が必要なとき確実に動作するようにするため、ほう酸水注入系のほう酸水貯蔵タンク水位、温度及び濃度の管理が必要である。	
	原子炉冷却材中のよう素 131 濃度の確認	4. 基本的安全機能の維持 (1. 安全解析の入力)	よう素 131 の濃度の運転上の制限値は、安全解析において、設計基準事故（原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断）評価を行う際の条件として、原子炉冷却材中の放射性物質濃度として用いられている値である。	
	反応度の確認	3.取替炉心設計の妥当性	炉心管理を行う上では、出力運転時臨界固有値を確認しているが、運転上の制限からの逸脱及び必要な措置については、客観的に制御棒密度で確認するようにしている。	
	原子炉熱出力の確認	1. 熱水力設計、燃料設計、安全解析の入力	原子炉熱出力は、通常運転時の定格出力時における炉心設計（核熱水力設計）及び燃料設計の入力となる。また、定格出力時を初期状態とする安全解析の多くの事象で入力として用いられており、入力の担保として、原子炉熱出力が定格熱出力以下となることの確認が要求される。	原子炉熱出力は運転員の操作により変化し、炉心の熱的制限値に直接関連する。定格熱出力を超過すると設計上の想定を逸脱するため、運転段階での継続的な監視による確認が特に重要となる。
4. 出力降下～停止～低温未臨界維持	—	—	—	

設計評価との関係（分類）：BWR では、1 と 2 に分類される項目の一部及び 3 の炉心特性の安全性の確認が必須な確認項目となる。
1.入力の確認、2.前提の遵守の確認、3.炉心特性の安全性の確認（BWR では、取替炉心段階で評価した炉心特性と運転段階では運転操作パターンが異なるため、運転段階で炉心特性の安全性の最終確認となる。）、4.基本的安全機能の維持の確認

表 B-2 (1/5) 炉心管理項目の設計，評価との関連（PWR）

運転段階分類	項目	設計評価との関係（分類）	〔設計評価との具体的な関係〕	備 考（特に重要な確認）
0. 停止時 （原子炉容器蓋閉め前）	各種原子炉トリップの作動値設定及び機能確認 ・中性子束高（SR,IR,PR）トリップ ・中性子束変化率高（PR）トリップ ・過大温度 ΔT 高トリップ ・過大出力 ΔT 高トリップ	1.安全解析の入力（トリップ作動値） 2.安全解析の前提（トリップ機能）	安全解析における運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の評価において原子炉保護系の作動を考慮して事象が収束する多くの事象では，炉内の状態のパラメータが適切な値で作動するべく入力として考慮されているとともに，原子炉保護の論理回路が実際に機能すること及び想定通り系統が作動することが前提となる。 ・ΔT高トリップは，制御棒位置又はほう素濃度の誤調整等が外乱の要因になる可能性があり，炉心状態に比較的大きく影響されることから，本指針ではΔT高トリップの作動値設定，機能及び作動性の確認を炉心管理の対象としている。 ・出力領域中性子束高トリップ及び出力領域中性子束変化率高トリップは，制御棒位置又はほう素濃度の誤調整等が外乱の起因になる可能性があり，炉心状態に比較的大きく影響されることから，本指針では出力領域中性子束高トリップ及び出力領域中性子束変化率高トリップの作動値設定，機能及び作動性の確認を炉心管理の対象としている。 ・中間領域中性子束高トリップは，制御棒位置又はほう素濃度の誤調整等が外乱の起因になる可能性があり，炉心状態に比較的大きく影響されることから，本指針では中間領域中性子束高トリップの作動値設定，機能及び作動性の確認を炉心管理の対象としている。 ・中性子源領域中性子束高トリップは，制御棒位置又はほう素濃度の誤調整等が外乱の起因になる可能性があり，炉心状態に比較的大きく影響されることから，本指針では中性子源領域中性子束高トリップの作動値設定，機能及び作動性の確認を炉心管理の対象としている。	作動値の設定は人の手を介して行うこと，作動性・機能は機器の誤作動等によって変わる可能性があることから，運転段階での確認は特に重要となる。
	中性子源領域 原子炉停止時中性子束高 警報設定値の設定及び機能の確認	1.安全解析*の入力 *原子炉起動時のほう素の異常な希釈	中性子源領域炉停止時中性子束高に係る警報は，安全解析の「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈（プラント起動時の異常な希釈）」事象の入力となっている。警報が発信される計数率は，停止時の計数率を踏まえて，それより上のレベルで設定される。なお，安全解析ではさらに余裕をみて警報が発信されるとしている。 また，中性子源領域炉停止時中性子束高に係る警報は，中央制御室に発信される警報機能に加え，格納容器退避警報（ほう素濃度の異常な希釈によって原子炉が臨界となった場合の格納容器内作業員の被ばくを防止するために，退避を促すためのサイレンを鳴らす機能）をもつ。	停止時の計数率は，装荷パターン，冷却材温度，中性子源強度等に依存するため，サイクルごとに設定が特に重要となる。
1. 原子炉容器蓋締後 ～ 臨界到達	制御棒挿入性の確認	1.安全解析の入力（挿入時間） 2.炉心設計（停止余裕及び未臨界維持）の前提（完全挿入）	制御棒の挿入ストローク 85%までの挿入時間は，安全解析における運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の複数の事象の解析の入力として，原子炉保護系の作動により原子炉が停止する際の制御棒の落下時間が考慮されるため，燃料集合体，制御棒の経年変化による影響も踏まえて，挿入時間が安全解析の入力値を満足していることを確認する。 また高温停止における所定の停止余裕（未臨界度）は，制御棒が完全挿入（100%ストローク）された状態で算出されているため，制御棒が完全に挿入されることの確認が設計評価の入力の担保の観点から必要となる。	燃料集合体の外観確認ではチェックできない制御棒案内シンプルの曲がりの量やモードによって影響を受けるため，運転段階で制御棒挿入時間・完全挿入の直接確認が，特に重要となる。
	原子炉停止余裕の確認	1.安全解析の入力 3.炉心設計の妥当性	高温停止又は高温待機を初期状態とする安全解析事象（過冷却事象）において，初期の未臨界度の入力として考慮される。 通常運転時の炉心設計（基本設計，詳細設計，取替炉心設計）における原子炉停止余裕の評価値をもとに炉心の多様性及び設計の不確かさを考慮した包含する値として原子炉停止余裕の制限値又は安全解析の入力値が設定される。 測定された原子炉停止余裕の値は，取替炉心段階での設計値と良好に合致していることを確認されることで，炉心設計手法の妥当性及びその妥当性に基づいて設定された安全解析の入力値の妥当性の確認となる。	
	減速材温度係数の確認	1.安全解析の入力 3.炉心設計の妥当性	定格出力又は定常運転中を初期状態とする安全解析事象（多数）の出力変化に伴う反応度係数の入力として考慮される。 通常運転時の炉心設計（基本設計，詳細設計，取替炉心設計）において評価された結果を包含する値として安全解析の入力値が設定される。炉心設計による減速材温度係数の算出値が妥当であることが，零出力時の減速材温度係数の測定と設計値との良好な照合により裏付けされる。	

設計評価との関係（分類）：1 と 2 に分類される項目の一部が必須な確認となる。
1.入力の確認，2.前提の遵守の確認，3.炉心特性の安全性の確認（PWR では，測定値と評価値との照合で良好な合致又は評価値の保守性を確認することで，炉心設計の手法の妥当性確認となる。），4.基本的安全機能の維持の確認

表 B-2 (2/5) 炉心管理項目の設計、評価との関連 (PWR)

運転段階分類	項目	設計評価との関係 (分類)	[設計評価との具体的な関係]	備 考 (特に重要な確認)
2. 臨界到達～定格出力到達	制御棒位置 (挿入限界以上及び制御バンク位置のオーバーラップ) の確認 (低温未臨界から高温臨界までの運転段階を含む)	1.安全解析の入力	起動時 (低温停止から高温全出力まで) では、制御棒の各グループバンクがそれぞれ定められた挿入限界位置以上に引き抜かれている状態であることが求められる。これにより、安全解析の制御棒飛び出し事故時の添加反応度の入力を担保することとなる。具体的には、0%出力時には高温零出力時 (反応度投入事象) の制御棒飛び出しによる添加反応度を、100%出力時には高温全出力時の制御棒飛び出しによる添加反応度の入力を担保することとなる。 また、各制御グループバンクの間には、所定の制御グループバンクが連動して移動するオーバーラップを維持して引き抜き又は挿入されることが求められており、このオーバーラップ及び挿入限界位置を守ることで、どの出力状態から原子炉を停止することになった際にも、所定の原子炉停止余裕を確保した安全な停止が確保される。この原子炉停止余裕は、安全解析の過冷却事象である「2 次冷却系の異常な減圧」及び「主蒸気管破断事故」の初期状態の未臨界度の入力を担保する。 以上は、原子炉の通常の停止時の出力降下 (100%から 0%) における制御棒操作においても同様である。 なお、PWR では、取替炉心設計段階における炉心特性評価時の制御棒位置は実際の運転時と合致する。したがって、運転段階での炉心特性評価は必須ではない。	制御棒位置及びバンク間のオーバーラップは、運転員の操作に依存するため、運転段階での監視による確認は特に重要となる。
	運転中の炉内の状態確認に基づく安全性確認 最小 DNBR 評価	1.安全解析の入力 (初期 DNBR) 3.炉心熱水力設計の妥当性 (設計の保守性の確認)	定格出力運転時の最小 DNBR は炉心熱水力設計の結果であるとともに、定格出力運転時を初期状態とする安全解析の異常な過渡変化時及び事故時の初期条件 (初期 DNBR) として考慮される。 炉内の中性子束分布の測定に基づく最小 DNBR 値は、設計評価での最小 DNBR 値と比較して、径方向及び軸方向の出力分布が現実的なピーク値 (軸方向分布は炉内出力分布測定で得られる実炉心の分布形状) に基づいた評価となっているため、大きい値、すなわち許容限界値との余裕が広がる方向となり、設計評価での値が保守的なことの確認となる。	
	炉物理検査 モード 2 : 臨界、減速材温度係数、零出力時出力分布、 制御棒価値、臨界ボロン濃度、 原子炉停止余裕及び最小停止余裕ボロン濃度 モード 1 : 炉内外核計装照合校正、出力時出力分布 主要パラメータ	3.炉心設計の妥当性	取替炉心の安全性は、炉心設計によって設計段階で確認されている。この取替炉心設計の設計評価結果が妥当であることを、本項では炉心反応度制御能力を表す指標である制御棒価値を対象として確認する。 最小停止余裕ボロン濃度は、炉心設計によって設計段階で確認されている。その設計評価結果が妥当であることを、測定した最小停止余裕ボロン濃度と比較することで確認する。 なお、最小停止余裕ボロン濃度は、炉物理検査における原子炉停止余裕検査で詳細法を採用した場合に測定される。原子炉停止余裕検査においては、詳細法、簡略法、動的測定法のいずれかを選択して実施されるが、簡略法又は動的測定法を採用した場合は最小停止余裕ボロン濃度は測定されない。この場合のほう素濃度の設計評価の妥当性確認は、臨界ボロン濃度の確認により行う。	
	出力上昇率の確認	2.燃料設計の前提 (プレコン前の PCMI 破損防止の前提)	サイクル初期に代表される、燃料被覆管とペレットが接触している期間において、一定時間の出力保持によるブレンデーションが形成されていない状態で燃料棒の線出力が上昇すると、被覆管の PCMI による貫通性損傷が生じる可能性が懸念される。また、定期検査中の燃料ハンドリングによって、燃料被覆管とペレットとのギャップ部に、ペレット片が移動する可能性もあり、これらを考慮して、所定の出力以上への出力上昇率に制限を設けている。この制限は、過去の原子炉起動時における燃料リーク発生時の出力上昇率の実績の分析により設定されたものである。(解析で求められたものではない。) このためサイクル初期における燃料被覆管の PCMI による貫通性損傷を防止する観点で、出力上昇率の制限を遵守した運転操作を行うことが前提となっている。	運転操作により燃料健全性を担保するため、運転段階で特に重要な確認となる。

設計評価との関係 (分類) : 1 と 2 に分類される項目の一部が必須な確認となる。
1.入力の確認, 2.前提の遵守の確認, 3.炉心特性の安全性の確認 (PWR では、測定値と評価値との照合で良好な合致又は評価値の保守性を確認することで、炉心設計の手法の妥当性確認となる。), 4.基本的安全機能の維持の確認

表 B-2 (3/5) 炉心管理項目の設計，評価との関連（PWR）

運転段階分類	項目	設計評価との関係（分類）	〔設計評価との具体的な関係〕	備 考（特に重要な確認）
3. 定格出力	制御棒位置（挿入限界以上及び制御バンク位置のオーバーラップ）の確認 【定格出力又は部分出力での運転時】	1.炉心設計の入力確認 1.安全解析の入力確認	定格出力又は部分出力一定運転時の炉心設計による各種の評価値は，制御棒の各グループバンクがそれぞれ定められた挿入限界位置以上に引き抜かれている状態であることに基づいて評価されている。このため，PWR の炉心管理においては，制御棒位置が出力運転中に挿入限界位置以上にあることを確認することで，運転中の炉心特性の確認は必須ではなくなり，取替炉心での各種の評価値がそのまま適用できる。また，各制御グループバンクの間には，所定の制御グループバンクが連動して移動するオーバーラップを維持して引き抜き又は挿入されることが求められており，一定出力運転時の挿入限界及びオーバーラップに関する制御棒位置が遵守されていることの確認により，出力運転中から万が一計画外停止の状況となった場合でも，所定の原子炉停止余裕を確保した安全停止ができるとともに，サイクル中のどの状態での高温停止状態においても，安全解析の過冷却事象（解析はサイクル末期で実施）の入力条件である初期未臨界度を担保する。以上は，原子炉の通常の停止時の出力降下（100%から 0%）における制御棒操作においても同様である。なお，PWR では，取替炉心設計段階における炉心特性評価時の制御棒位置は実際の運転時と合致する。したがって，運転段階での炉心特性評価は必須ではない。	制御棒位置及びバンク間のオーバーラップは，運転員の操作に依存するため，運転段階での監視による確認は特に重要となる。
	停止ほう素濃度の確認【計画外停止】	1.安全解析の入力確認	サイクル中の任意の時期に計画外停止の必要が生じた際においても，炉心設計としては必要な原子炉停止余裕を確保しての安全停止が求められる。安全設計指針では，高温停止は制御棒，CVCS によるほう素濃縮の両方で，低温停止は CVCS によるほう素濃縮で安全停止を行う。また，安全解析のうちの過冷却事象では，高温停止中に原子炉停止余裕を満足する状態にあることを初期状態の入力としており，この入力を担保するために計画外停止も考慮した管理が必要となる。以上を踏まえ，所定の原子炉停止余裕を満たす安全停止のほう素濃度として停止ほう素濃度をあらかじめ求めておき，実際のほう素濃度が停止ほう素濃度を上回るよう管理している。これにより，サイクルの途上で計画外の停止が生じた場合でも，原子炉停止余裕を満足するようなほう素濃度までの濃縮を迅速に実施することが可能となる。なお，この停止ほう素濃度の算出は，設計段階ではなく，一般的に当該サイクルの運転開始以降に算出されることが通例のため，管理項目としている。	
	原子炉熱出力の確認	1.炉心設計，燃料棒設計，安全解析の入力	原子炉熱出力は，定格出力時における炉心設計（核熱水力設計）及び燃料設計の入力となる。また，定格出力時を初期状態とする安全解析の多くの事象で入力として用いられており，入力の担保として，原子炉熱出力が定格熱出力以下となることの確認が要求される。	原子炉熱出力，冷却材の状態は，プラント性能管理からの主要パラメータであると同時に，安全管理からの各種解析の入力担保でもある。これらのパラメータは運転操作という人の手が介する項目のため，運転段階での監視による確認が特に重要となる。
	冷却材流量，温度，圧力の確認	1.熱水力設計，燃料設計，安全解析*の入力（*初期状態）	定格出力運転時における 1 次冷却材流量は，炉心熱水力設計及び安全解析での DNBR 評価では最確流量より小さい TDF が，炉内構造物の設計及び健全性評価並びに燃料設計では最確流量より大きい MDF が使用される。 安全確保のための設計評価との関係においては，1 次冷却材流量が，TDF 以上，MDF 以下である必要がある。 1 次冷却材温度は，炉心入口温度に代表されるように定格出力運転時の炉心熱水力設計（DNBR 評価），燃料設計（被覆管腐食評価等）及び安全解析の初期状態において考慮されている。 1 次冷却材圧力は，炉心熱水力設計（DNBR 評価），燃料設計（燃料棒内圧評価等）及び安全解析の初期状態において考慮されている。	
	制御棒作動性（固着しないこと）の確認	2.安全解析の前提 主蒸気管破断，2 次冷却系の異常な減圧，での前提 -- 高温停止状態での全制御棒挿入が前提。そのうえで意図的に 1 体挿入不可を仮定。	高温停止又は高温待機を初期状態とする安全解析（過冷却事象）では停止グループバンク及び制御グループバンクの全制御棒が挿入されていることを前提としている。そのうえで，意図的に制御棒 1 体の挿入が不能として，初期の炉心の状態を炉心解析で求め，安全解析の入力としている。 出力運転中の制御棒操作で固着が発生し，固着のまま原子炉の停止後の高温停止時等からの過冷却事象が生じた場合，現状の安全解析で前提としている 1 体の制御棒の固着ではなく制御棒 2 体の制御棒の固着の検討が必要となるため，制御棒の作動性の確認が，安全解析の前提の担保として必要となる。	制御棒が（起動。停止時を含む）運転操作中に固着しないことは，運転中の機器の正常な作動の確認であり，運転段階において，特に重要な確認となる。
	軸方向中性子束出力偏差の確認 （CAOC に基づく I 目標値及び許容範囲 ΔI）	2.炉心設計の前提 ・通常運転時の最大線出力密度の担保（燃料中心温度評価，LOCA の初期値設定に係る最大線出力密度の担保） ・DNB 評価用軸方向設計出力分布の適用の担保（DNBR 評価値及び設計限界値の担保） 2.安全保護系（過大温度，過大出力 ΔT 高トリップ）の軸方向出力分布偏差の補正の前提 （異常な過渡変化時における以下の担保） ・燃料中心温度評価値 ・最小 DNBR 評価値	CAOC により，軸方向中性子束出力偏差を目標範囲内（所定の出力未満においては，許容される時間以内の目標範囲逸脱が，許容される制限範囲内にあることを含む）にあることを常時監視によって確認する。 CAOC によって，燃料中心温度評価及び LOCA 解析の前提条件（線出力密度）並びに炉心熱水力設計における DNBR 評価の前提条件（軸方向出力分布）を担保する。具体的には，熱流束熱水路係数（ $F_0(Z)$ ）×相対出力（最大線出力密度に相当）が許容範囲内に収まること（ F_0 制限を満足することが可能となる），また，最小 DNBR 評価に用いる設計出力分布が，通常運転中に実際に出現するさまざまな軸方向出力分布を用いて評価した場合の最小 DNBR 評価結果を安全側に包絡するものであることを担保する。（解説 4.2.8②）（解説 4.2.8④） さらに，安全解析の入力となる，過大出力 ΔT 高トリップ及び過大温度 ΔT 高トリップの安全保護系の作動値を，炉心の軸方向出力分布の歪に応じて補正することも通常運転時に CAOC が維持されていることが前提となる。	炉外 NIS で監視している炉心の軸方向中性子束偏差（ΔI）は，通常運転時の軸方向出力分布が設計段階での想定範囲から逸脱して歪んだ場合に，安全保護系の ΔT 高トリップの作動値を下げ て炉心を保護する必要がある。また設計段階で，通常時及び異常な過渡変化時の炉心の熱的制限値の評価において，通常運転時の AO が一定範囲内あることが前提とされている。ΔI,AO，いずれも，運転段階での炉外核計装にて監視されるため，この監視は特に重要となる。

設計評価との関係（分類）：1 と 2 に分類される項目の一部が必須な確認となる。
1.入力の確認，2.前提の遵守の確認，3.炉心特性の安全性の確認（PWR では，測定値と評価値との照合で良好な合致又は評価値の保守性を確認することで，炉心設計の手法の妥当性確認となる。），4.基本的安全機能の維持の確認

表 B-2 (4/5) 炉心管理項目の設計、評価との関連 (PWR)

運転段階分類	項目	設計評価との関係 (分類)	[設計評価との具体的な関係]	備 考 (特に重要な確認)
3. 定格出力 (続き)	1/4 炉心出力偏差の確認	2.炉心 (核熱水力) 設計の前提	1/4 炉心出力偏差は、出力領域炉外核計装により測定される炉心上部と下部の各 4 チャンネルの信号により、上下部ごとの径方向の出力偏差 (径方向の各 4 チャンネルと、4 チャンネル平均との比) を計算したものであり、径方向出力分布の状態を常時監視するパラメータである。これにより、月例で行われる MD による直接的な出力分布測定からその次の出力分布測定までの間においても、炉心出力分布を間接的に確認することが出来る。炉心設計 (基本設計、詳細設計、取替炉心設計) では、径方向断面での四つの象限間で、熱出力が均一になる前提で各種の評価値を算出するとともに、燃料設計及び安全解析の入力にも引き継がれる。 この前提が、制御棒不整合、径方向キセノン振動、不均一な冷却材流況の変化等の要因により、崩れていないことを確認する。	炉心設計では基本的に 1/4 対称を想定しているが、実際は燃料の燃焼等は完全に対称ではなく、また想定外の炉内での流動の偏り等の可能性も踏まえて、水平方向 4 分割での中性子束の間の偏差を炉外核計装で監視し、設計評価パラメータの $F_{N\Delta H}^N$ での制限値が守られていることの確認は、特に重要となる。
	炉内外核計装照合校正	2.軸方向中性子束出力偏差の妥当性・適用性の前提	PWR では炉内核計装による詳細測定及び安全確認を所定の間隔で行うとともに、炉外核計装により出力運転中の軸方向及び径方向出力分布を連続監視することで、安全評価の前提又は入力を満足していることを確認している ($F_O(Z)$, $F_{\Delta H}^N$ 及び軸方向出力分布)。ここで、特に軸方向出力分布に関して「炉外の軸方向中性子束出力偏差の確認によって炉内 AO 測定を代替できていること」が前提となっていることから、これを担保するために所定の頻度で行う出力分布測定により炉内外の軸方向中性子束出力偏差の差が一定の範囲内になることを確認している。この差が大きい場合又は大きくなることが予測される場合には、必要に応じて炉内外核計装照合校正を実施する。 炉内外の軸方向中性子束出力偏差の差が一定の範囲内である状態で、炉外の軸方向中性子束出力偏差が目標範囲を満足するよう運転管理することで、運転時の異常な過渡変化時における燃料被覆管の機械的破損の防止のための最大線出力密度及び燃料被覆管の熱的破損の防止のための最小 DNBR が、設計で想定している値を超えないことを担保している。 運転時の異常な過渡変化が生じて軸方向出力分布が大きく歪む場合には、通常運転中に炉外の軸方向中性子束出力偏差が目標範囲を満足することと、安全保護系の過大温度 ΔT 高原子炉トリップ又は過大出力 ΔT 高原子炉トリップ発信の設定点を軸方向出力分布の変化に応じた補正項 ($f(\Delta I)$) によって低下させることで、燃料被覆管の DNB による熱的破損、燃料ペレットの溶融及び膨張による燃料被覆管の機械的破損を適切に防止している。このため、上下部の炉外核計装信号の差となる軸方向中性子束出力偏差が、炉内 AO を正しく示していることが前提であり、必要に応じて炉内外の照合と校正を実施するものである。	PWR では常時の炉内出力分布の監視を炉外核計装でおこなっているため、炉外核計装によって監視される結果が、炉内の出力分布、特に軸方向出力分布の状態を、適切に表していることの定期的な確認が、運転段階において特に重要となる。
	炉内出力分布の確認 (MD 測定)	1.安全解析、燃料設計、熱水力設計の入力 ----FQ 及び FDHN の制限値 3.炉心設計 (出力分布) の妥当性 ----FQ 及び FDHN の評価値、 燃料集合体平均出力	炉内の出力分布測定値については、炉内核計装による反応率分布をもとに、出力分布処理コード及びソースデックを用いて、燃料集合体及び燃料棒単位での 3 次元分布が求められる。 基本的には、PWR の場合、運転中の制御棒位置、熱出力及び冷却材の状態を確認することで、取替炉心設計での評価がそのまま運転中も適用できる。そのうえで、炉内の出力分布測定を実施し、取替炉心設計値と照合して有意な差がないことを確認することで、取替炉心設計の妥当性も確認できる。 具体的には径方向の燃料棒平均出力分布、3 次元局所出力分布及び燃料集合体平均出力が該当する。 また径方向の燃料棒平均出力分布及び 3 次元局所出力分布の出力ピーキング係数 ($F_O(Z)$, $F_{\Delta H}^N$) が、安全解析の複数の事象の初期状態の入力として使用される制限値を満足していることを確認できる。 さらに 3 次元出力分布をもとに、軸方向又は径方向の 1/4 断面ごとの平均処理を行うことで、炉外核計装との照合に必要な炉内 AO 及び炉内の 1/4 炉心出力偏差が算出される。	
	臨界ボロン濃度の確認	3.炉心設計の妥当性	臨界ボロン濃度は、炉心設計によって設計段階で確認されている。この臨界ボロン濃度の設計評価結果が妥当であることを、測定したほう素濃度と比較することで確認する。	
	集合体燃焼度	3.炉心設計の妥当性	燃料集合体燃焼度は、炉内出力分布と同様に炉心設計の結果として得られており、運転中の測定結果との照合により設計結果が妥当であることの確認を行うことが可能である。 なお、燃料集合体燃焼度の設計値と測定値の比較は必須なものではなく、必要に応じて実施すればよい。	

設計評価との関係 (分類) : 1 と 2 に分類される項目の一部が必須な確認となる。
1.入力の確認, 2.前提の遵守の確認, 3.炉心特性の安全性の確認 (PWR では、測定値と評価値との照合で良好な合致又は評価値の保守性を確認することで、炉心設計の手法の妥当性確認となる。), 4.基本的安全機能の維持の確認

表 B-2 (5/5) 炉心管理項目の設計、評価との関連 (PWR)

運転段階分類	項目	設計評価との関係 (分類)	[設計評価との具体的な関係]	備 考 (特に重要な確認)
3. 定格出力 (続き)	運転中の 1 次冷却材中のよう素 131 濃度	1.事故時の被ばく評価の入力： 蒸気発生器伝熱管破損，放射性気体廃棄物 処理施設の破損， (1 平常時放射性気体廃棄物処理施設の設計の 入力) 4.基本的安全機能(閉じ込め)の確認 (燃料棒設計の妥当性確認)	1 次冷却材中のよう素 131 の濃度の運転上の制限値は，安全解析における以下の設計基準事故事 象の被ばく評価 (「環境への放射性物質の異常な放出」) を行う際の条件として，1 次冷却材中の 放射性物質 (よう素，希ガス) の濃度として想定した値である。 ・蒸気発生器伝熱管破損 ・放射性気体廃棄物処理施設の破損	
	冷却材水質	2.燃料の材料健全性評価の前提 (評価手法の適用性の前提)	燃料被覆管の腐食及びそれに伴う水素吸収量は，燃料棒設計コードによって評価されており，コ ードの適用範囲の中に冷却材水質が収まっていること (たとえばリチウムが過剰となっていないこ と) を確認する必要がある。また炉心の AOA の一因ともなる被覆管のクラッドの過剰な付着及び 燃料構成部材の SCC も水質が悪化すると発生リスクが増加するため適切な管理が必要となる。	運転時の冷却材の水質は，運転員の操 作による調整により変わりうるものな ので，運転段階での確認が特に重要と なる。
	各種原子炉トリップの動作性確認 ・中性子束高，中性子束変化率高原子炉トリップ ・過大温度 ΔT 高原子炉トリップ ・過大出力 ΔT 高原子炉トリップ	2.安全解析での前提 (作動)	安全解析における異常な過渡変化時及び設計基準事故時の評価において原子炉保護系の作動を 考慮して事象が収束する多くの事象では，炉内の状態のパラメータが適切な値で作動するべく入力 として考慮されているとともに，原子炉保護の論理回路が実際に機能すること及び想定通り系統が 作動することが前提となる。 このうち，運転中には，系統が動作不能でなく想定通り作動することの確認を行う。	安全保護系の動作性は，運転中の機器 の正常な作動性確認として，運転段階 で特に重要となる。
	主要パラメータの確認	1.安全解析の入力	安全解析の初期状態において考慮されている主要パラメータの実測値が安全解析の想定を逸脱 せず設計値に対して妥当な値であることを確認する。また，各パラメータが適切に指示され，原子 炉保護系及び制御系が適切に作動，動作することを担保するために，定期的に計器スパンの設定値 を確認する。	主要パラメータは，運転員の操作によ り変わりうるため，設計段階で想定し た状態にあることの確認は，運転段階 において特に重要となる。
4.出力降下，停止，未 臨界維持	停止時における 1 次冷却材中のよう素 131 増加量	4.基本的安全機能(閉じ込め)の確認	出力降下後の原子炉停止のための冷却材の減圧操作時には，燃料棒内圧が冷却材圧力より高くな るため，燃料被覆管の破損がサイクル中に生じた場合，被覆管の貫通口からよう素 131 をはじめと する放射性ガスが追加放出されることがある。これにより，サイクル中に，仮に明確な燃料リーク の判定ができないような微小な貫通口が発生していた場合でも，減圧操作時に検知することがで き，その後の定期検査において，漏えい燃料集合体や漏えい燃料棒の特定及び原因究明などに展開 できる。	
	停止ほう素濃度の確認	1.安全解析の入力確認	サイクル末期の原子炉の停止では，必要な原子炉停止余裕を確保しての安全停止が求められる。 高温停止は制御棒と CVCS によるほう素濃度の両方で，低温停止は CVCS によるほう素濃縮で安 全停止を行う。炉心設計であらかじめ算出される所定の未臨界度を有する停止ほう素濃度までほう 素濃度の濃縮を行う。 また，安全解析のうちの過冷却事象では，燃料取替停止中に所定の原子炉停止余裕を満足する状態 にあることを入力としている。このため，所定の原子炉停止余裕を満たすほう素濃度として停止ほ う素濃度をあらかじめ求めておき，実際のほう素濃度が停止ほう素濃度を上回るよう管理してい る。このように，停止ほう素濃度は，安全解析における入力である原子炉停止余裕を担保するた めに管理する。	
	制御棒作動性 (固着，不整合なし) の確認	2.安全解析の前提 主蒸気管破断，2 次冷却系の異常な減圧，での前 提 -- 高温停止状態での全制御棒挿入が前提。 そのうえで意図的に 1 体挿入不可を仮定。	「3.定格出力時」の「制御棒作動性 (固着しないこと)」での記載内容と同じ。	制御棒が (起動。停止時を含む) 運転操 作中に固着しないことは，運転中の機 器の正常な作動の確認であり，運転段 階において，特に重要な確認となる。
	制御棒位置 (挿入限界位置以上及び制御バンク位置のオ ーバーラップ) の確認	1.安全解析の入力	「2.臨界到達～定格出力到達」の「制御棒位置 (挿入限界位置以上及び制御バンク位置のオーバ ーラップ) の確認」での記載内容と同じ。	制御棒位置及びバンク間のオーバーラ ップは，運転員の操作に依存するため， 運転段階での監視による確認は特に重 要となる。

設計評価との関係 (分類) : 1 と 2 に分類される項目の一部が必須な確認となる。
1.入力の確認，2.前提の遵守の確認，3.炉心特性の安全性の確認 (PWR では，測定値と評価値との照合で良好な合致又は評価値の保守性を確認することで，炉心設計の手法の妥当性確認となる。)，4.基本的安全機能の維持の確認

附属書 C (参考)

運転中の炉心の安全確認項目と設計評価との関係

JEAC4001-2020 では附属書 A (参考) において、各分野、各段階での設計評価の入力、手法を分析して、運転段階で、安全を確保した設計評価の入力、前提事項、結果等の運転段階での担保としての必要な確認を洗い出した。

本指針では、運転中の炉心運用の視線から、現場で炉心の状態、特性等について測定、試験等によって確認できる項目を洗い出し、その確認の方法を具体的に記載している。この確認項目が、設計評価の結果として得られている安全性の確保を担保する目的として妥当であることを、本附属書 C (参考) で検討している。この検討は、JEAC4001-2020 の附属書 A (参考) とは逆の流れとなるものである。

1. 運用現場での炉心の確認と各運転状態での設計評価との関係

運転段階での炉心に対する確認は、もっぱら通常運転中又は停止時の炉心に対する確認となるが、以下のとおり、通常運転時のみでなく、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時の設計評価の前提条件及び入力を担保する位置づけも含まれている。

通常運転時における確認は、設計評価の入力、前提、結果の確認となるとともに、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時の安全評価の初期状態としての入力の確認ともなる。さらに、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時の安全評価の担保としては、初期状態の確認のみでなく、安全保護系等の運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故発生以降の事象の進展を一定範囲に抑制するための系統の適切な設定とその機能、動作の確認も、定期検査時又は運転中において確認される。

運用の現場における炉心に対する確認項目についての分類を、BWR, PWR のそれぞれについて表 C-1 に示す。本表は、炉心の安全性に関する運用現場での確認項目について、確認時期及び通常運転時又は運転中の異常な過渡変化時、設計基準事故時のいずれに該当するかを整理したものである。

2. 特に重要となる確認項目

炉心管理において、確認が必要又は望ましい項目は数多く挙げられるが、その中で、設計評価の段階から想定外となる可能性も考慮しての確認が必要となる項目が含まれる。

設計評価段階から想定外となる可能性としては、以下が挙げられる。

- ・ 誤操作の可能性

原子炉の運転操作として、制御棒の引き抜き、挿入による制御棒位置の調整に加えて PWR では冷却材中のほう素濃度の調整、BWR では炉心流量の調整等があり、これらが設計評価の想定外にならないことの確認は、特に重要と考えられる。

また、炉内の所定の位置に燃料が装荷されていることの確認も、燃料の取扱いにおいて人の手の操作が介することから特に重要となるが、こちらは、燃料管理のもとで規定がなされている。

炉心内の主要なパラメータとなる熱出力、冷却材の流量、圧力、温度等の状態も、運転員操作が介することから、特に重要な確認と考えられる。

- ・機器の誤作動、動作不能等

機器の誤作動や動作不能によっても、原子炉の状態（熱出力、冷却材の状態）、運転操作に直接関連する制御棒位置、冷却材中のほう素濃度（PWR）、炉心流量（BWR）等が、設計評価の段階から想定外となる可能性がある。

また、通常運転時からの外乱として運転時の異常な過渡変化の起因となる可能性もあり、安全保護系等による事象進展の抑制が期待通りに作動することの確認も重要と考えられる。

これらの機器の誤作動、動作不能により影響を受ける炉心の状態については、特に確認が重要となる。

- ・炉内の照射等による機器（燃料、制御棒、チャンネルボックス（BWR）等）の寸法変化、組成の変化、劣化

燃料集合体、燃料棒、チャンネルボックス（BWR）の通常運転中の伸びや曲がり等の寸法変化や外観、材料劣化等は、設計段階において評価されており、運転中の炉心の環境や状態等の変化への影響も考慮されているため、基本的には炉心管理としての確認は必須ではないと考えられる。しかしながらこれらの照射データの蓄積に努め、これまでのデータベースから想定外の挙動、劣化等が確認された際には、それらの蓄積したデータを、設計、管理の両面での見直し要否の検討に活用していくことが重要である。

3. 運転中の炉心の確認項目と設計評価との具体的な関係の分析

表 C-1 に挙げた確認項目のうち、運転中の炉心の状態又は炉心の特性の確認は、さらに以下に分類することができる。

- ・出力関連（熱出力、熱的制限値（BWR）、出力分布（PWR）など）
- ・冷却材の状態（温度、圧力、流量（PWR）、水質など）
- ・運転操作で直接的に変わる状態（制御棒位置、冷却材中のほう素濃度（PWR）、炉心流量（BWR））
- ・炉心特性（反応度、反応度係数、停止余裕など）

運転中の炉心に対する確認項目を、上記のそれぞれの分類に対して展開し、各確認項目に対して、設計評価との関係を明確にして、表 C-2 に BWR、PWR それぞれについて示す。

4. 燃料集合体及びチャンネルボックスの詳細な照射挙動による安全影響の評価

燃料集合体及びチャンネルボックスの変形による安全設計及び安全評価への影響は、以下のとおり設計段階で確認されており、炉心管理として確認が必須となるものはない。

また、これらの照射に伴う寸法変化の挙動については、照射挙動の予測評価及び照射データの継続的拡充により、予測性の向上が図られている。また、本章で示す内容は「原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程（JEAC4212-2020）」とも関連している。

4.1 BWR での詳細な照射挙動についての設計段階での考慮

(1) チャンネルボックス曲がりの影響

チャンネルボックス曲がりによる最小限界出力比への影響は、取替炉心設計での評価で考慮されている。

（詳細は「取替炉心の安全性確認規程（JEAC4211-2018）」の解説 3.1.3③を参照）

また、チャンネルボックス曲がりによる制御棒の挿入性への影響については、定検停止時に実施される制御棒挿入試験により制御棒が正常に挿入されることを確認しており、問題ない。

BWR 燃料に対して、設計段階で確認されている、詳細な照射挙動による安全性への影響評価について、表 C-3 に整理する。

4.2 PWR での詳細な照射挙動についての設計段階での考慮

(1) 燃料棒曲がりの影響

燃料棒曲がりによる DNBR への影響は、設置変更許可の基本設計段階での評価で考慮されている。なお、燃料棒曲がりが、設計評価での考慮（0.3%タイルでの燃料棒間隔の減少量）の妥当性は、燃料管理として、継続使用燃料に対して定検時に次サイクル末の曲がり量を予測する際に、同時に確認される。

(2) 燃料集合体曲がりの影響

燃料集合体曲がりによる炉内の集合体間隔（水ギャップ）の増加，減少は，炉内の出力分布と出力ピーキング係数，DNBR 等の冷却不全への影響が生じるが，取替炉心を含む設計評価段階で考慮されている。

(3) 燃料集合体，燃料棒の照射成長の影響

燃料棒及び燃料集合体の照射成長により，燃料棒間での燃料有効部の位置ずれが生じ，PWR では，この位置ずれにより，燃料上部に冷却材による減速効果とあいまって，エンドピークと呼ばれる出力ピーキング係数が生じることが特徴である。この燃料上部での出力ピークが，炉心管理項目である $F_Q(Z)$ （燃料の軸方向での出力ピーキング係数の制限ライ

ン)) に収まっていることの確認が必要となるが、運転中の炉内の MD による中性子束分布では、燃料棒単位的位置ずれまでは確認することが難しく、これについても、設計評価の段階で考慮されている。

PWR 燃料に対して、設計段階で確認されている、詳細な照射挙動による安全性への影響評価について、表 C-3 に整理する。

公開資料

表 C-1 (1/2) 炉心の安全性に関する運用現場での確認項目（大分類）と各種の運転状態に対する設計評価との関係（BWR）

確認時期	現場での確認項目	通常運転時に対する設計評価における 該当箇所	運転時の異常な過渡変化時・設計基準事故時 に対する設計評価における該当箇所
運転中	炉心の状態，特性の 測定・監視	通常運転時の設計評価の妥当性 (入力及び前提の確認，結果の妥当性確認) 【表 C-2 に具体的に示す】	入力（初期条件としての入力）
定期検査中 (原子炉停止中)	基本的安全機能 ・制御棒の挿入性	前提（原子炉停止余裕） (安全停止及び未臨界維持の評価)	入力（制御棒挿入時間）
	安全保護系の 設定及び機能確認*	_____	前提及び入力 (機能確認は前提，作動値設定は入力に関連)
	インターロック系の 設定及び機能確認*	前提（制御棒価値ミニマイザ（ABWR では制 御棒操作監視系）による制御棒操作手順の監 視）	前提及び入力 (機能確認は前提，作動値設定は入力に関連)

* 異常時に期待される安全保護系，インターロック系については，原子炉の出力・反応度制御や燃焼補償のために必要な操作や機器の作動の異常に起因して生じうる事象及び系のみを，炉心管理の対象としている。具体的には，制御棒挿入位置，炉心の再循環流量の誤操作，誤作動等による異常から作動の可能性が考えられる系のみを炉心管理の対象としている。

表 C-1 (2/2) 炉心の安全性に関する運用現場での確認項目（大分類）と各種の運転状態に対する設計評価との関係（PWR）

確認時期	現場での確認項目	通常運転時に対する設計評価における 該当箇所	運転時の異常な過渡変化時・設計基準事故時 に対する設計評価における該当箇所
運転中	炉心の状態，特性の 測定・監視	通常運転時の設計評価の妥当性* (入力及び前提の確認，結果の妥当性確認) 【表 C-2 に具体的に示す】	入力（初期条件としての入力）
定期検査中 (原子炉停止中)	基本的安全機能 ・制御棒挿入時間 ・制御棒完全挿入	前提（完全挿入） (安全停止及び未臨界維持の評価)	入力（制御棒挿入時間及び完全挿入）
	安全保護系の 設定及び機能確認*	_____	前提及び入力 (機能確認は前提，作動値設定は入力に関連)
	インターロック系の 設定及び機能確認*	_____	前提及び入力 (機能確認は前提，作動値設定は入力に関連)

* 異常時に期待される安全保護系，インターロック系については，原子炉の出力・反応度制御や燃焼補償のために必要な操作や機器の作動の異常に起因して生じる事象及び系のみを，炉心管理の対象としている。具体的には，制御棒挿入位置，炉心のほう素濃度の操作に係る誤操作，誤作動等に起因して生じる異常な状態に対して作動の可能性が考えられる系のみを炉心管理の対象としている。

表 C-2 (1/2) 運転段階での個々の確認項目と具体的な設計評価からの要求との関係 (BWR)

運用での確認 の大分類	確認項目	確認項目の特性		確認する設計評価の該当箇所				補足 (確認対象となる設計評価など)
		全体	局所(分布)	①入力	②前提事項	結果		
						③設計との照合	④基本的安全機能	
出力関連	熱出力	○		○				燃料設計, 炉心設計, 安全解析
	最小限界出力比		○	○				燃料設計, 炉心設計, 安全解析
	最大線出力密度		○	○				燃料設計, 炉心設計, 安全解析
	燃料の出力履歴		○	○				燃料設計, 炉心設計
	燃料集合体最高燃焼度		○		○			燃料設計, 炉心設計
冷却材状態	冷却材温度 (炉心入口, 出口, 平均)	○		○				燃料設計, 炉心設計, 安全解析
	冷却材圧力	○		○				燃料設計, 炉心設計, 安全解析
	冷却材水質 (組成, 不純物)	○			○			燃料設計
	冷却材水質 (放射性物質濃度)	○		○			○	安全解析
運転操作	制御棒位置		○	○				炉心設計, 安全解析
	制御棒駆動機能: 固着しないこと		○		○			炉心設計, 安全解析
	制御棒挿入時間		○	○			○	安全解析
	炉心流量	○		○				炉心設計, 安全解析
	運転領域	○		○				炉心設計, 安全解析
	PCIOMR		○		○			燃料設計, 炉心設計
炉心特性	原子炉停止余裕		○		○			炉心設計, 安全解析
	減速材ボイド係数	○		○				炉心設計, 安全解析
	スクラム反応度曲線		○	○				炉心設計, 安全解析
	核熱水力安定性 (チャンネル安定性, 炉心安定性, 領域安定性)	○			○			炉心設計
	制御棒価値		○	○				炉心設計, 安全解析
	冷温時臨界固有値	○				○		炉心設計
	出力運転時臨界固有値	○				○		炉心設計
	反応度監視	○				○		炉心設計

表 C-2 (2/2) 運転段階での個々の確認項目と具体的な設計評価からの要求との関係 (PWR)

運用での確認 の大分類	確認項目	確認項目の特性		確認する設計評価の該当箇所				補足 (確認対象となる設計評価など)
		全体	局所(分布)	①入力	②前提事項	結果		
						③設計との照合	④基本的安全機能	
出力関連	熱出力	○		○				燃料設計, 炉心設計, 安全解析
	出力分布及びピーキング							
	炉内 (3 次元)		○	○		○		燃料設計, 炉心設計, 安全解析
	炉外 (軸方向)		○		○	○		燃料設計, 炉心設計, 安全解析
	炉外 (水平方向)		○		○			
冷却材状態	冷却材温度 (炉心入口, 出口, 平均)	○		○				燃料設計, 炉心設計, 安全解析
	冷却材温度分布 (炉心出口)		○				○	炉心設計
	原子炉容器出口温度	○						
	冷却材流量	○		○				燃料設計, 炉心設計, 安全解析
	冷却材圧力	○		○				燃料設計, 炉心設計, 安全解析
	冷却材水質 (組成, 不純物)	○			○			燃料設計
	冷却材水質 (放射性物質濃度)	○					○	燃料設計
運転操作	制御棒位置: 挿入限界位置以上		○	○				炉心設計
	制御棒位置: 不整合, オーバーラップ		○		○			炉心設計
	制御棒駆動機能: 固着しないこと		○	○	○			炉心設計
	制御棒挿入時間		○	○			○	安全解析
	冷却材中ほう素濃度	○				○		炉心設計, 安全解析
炉心特性	原子炉停止余裕							炉心設計, 安全解析
	減速材温度係数							炉心設計, 安全解析
	ほう素価値, 制御棒価値	○	○	○		○		炉心設計, 安全解析
	臨界ボロン濃度 (運転操作の「冷却材中ほう素濃度」と同じ)	○				○		炉心設計, 安全解析

表 C-3 (1/2) 燃料の詳細照射挙動の安全影響についての設計又は管理における考慮 (BWR)

燃料照射挙動 (詳細)		考えられる設計評価への影響	設計評価又は管理での対応	
			設計評価における考慮	管理での考慮
伸び	燃料棒 照射成長	なし*	なし*	特に不要
曲がり	燃料棒 曲がり	なし*	なし*	特に不要 (照射燃料体検査において、異常な曲りがないことを確認している)
	チャンネルボックス 曲がり	最小限界出力比への影響	チャンネルボックス曲がりによる最小限界出力比への影響は、取替炉心設計での評価で考慮されている。取替炉心設計では曲がりの影響を考慮した入力条件として、曲がり量の代表値に応じた R 因子を限界出力比の入力条件として適用している。	特に不要 (前サイクルで炉心外周付近に配置された燃料集合体を内側に配置する特別な炉心設計を適用する場合や、再使用チャンネルボックスを使用するような特別な場合は、取替炉心設計において曲がり量を評価し、得られた曲がり量の評価結果を包絡する曲がり量に基づく R 因子を適用する場合がある)
		制御棒の挿入性への影響	なし	定検停止時に実施される制御棒挿入試験により制御棒が正常に挿入されることを確認しているため、問題ない。

* 燃料棒の照射成長及び燃料棒の曲がりは燃料集合体の設計段階において考慮されている。これらが設計評価 (最大線出力密度、最小限界出力比等) へ与える影響は小さく、炉心管理として確認が必須となるものはない。

表 C-3 (2/2) 燃料の詳細照射挙動の安全影響についての設計又は管理における考慮 (PWR)

燃料照射挙動 (詳細)		考えられる設計評価への影響	設計評価又は管理での対応	
			設計評価における考慮	管理での考慮
伸び	燃料集合体照射成長	隣接燃料間の燃料有効部の位置ずれによる燃料上部のエンドピーク及び $FQ(Z)$ への影響	燃料棒間の有効部の位置ずれは、異種設計燃料及び燃料の照射成長の影響を、設計段階で包含的に考慮している。引き続き、隣接燃料棒の間の有効部の位置ずれによる燃料上部のエンドピークが $F_0(Z)$ へ収まることも設計段階で確認している。	特に不要
	燃料棒照射成長 (有効部位置ずれ)			特に不要
曲がり	燃料棒曲がり	DNB ペナルティへの影響	燃料棒曲がりによる DNB への影響は、基本設計評価の段階で、DNB ペナルティとして考慮している。	特に不要 (次サイクル継続照射燃料については定検時に燃料管理として燃料棒曲がりの取り出し判定基準に基づいて継続照射の可否の判定がなされている。)
	燃料集合体曲がり	炉内の燃料集合体曲がりによる燃料集合体間ギャップの増減による出力ピーキング及び DNBR への影響	曲がりギャップによる出力ピーキングへの影響は取替炉心設計において都度、装荷燃料の集合体曲がりデータに基づき評価している。またギャップの増減による DNBR への影響については基本設計段階において、以下のとおり問題ないことを評価済みである。 ・ギャップ増加：ピーキングの増加を冷却流量の増加が上回る。 ・ギャップ減少：隣接するグリッドが接触するまでの減少に留まり影響は小さく、DNB 評価の種々の保守性に包含される。	特に不要
	制御棒案内シンブル曲がり	制御棒の挿入時間及び完全挿入への影響	制御棒の挿入経路となる制御棒案内シンブルの曲がり、実測が難しく、燃料設計での予測曲線の設定も難しい。	影響を受ける可能性のある制御棒の挿入性をサイクルごとに測定し、海外での制御棒不完全挿入のような事例のないことを確認している。

附属書 D (参考)

計画外停止及びその後の原子炉起動における炉心管理における留意事項 (PWR)

1. 安全停止 (制御棒挿入限界, 停止ほう素濃度)

運転中の原子炉は, 必要な停止余裕 (未臨界度) をもって, 安全停止することが求められる。高温停止までであれば, 出力運転中の制御棒位置が挿入限界位置以上にあることで担保される。

一方, 直ちに立ち上げることなく, 比較的長時間で推移するキセノンの崩壊を考慮する必要がある高温停止若しくは低温停止までの安全停止であれば, 制御棒による高温停止ののちに CVCS 系によるほう酸濃縮で, 必要な停止ほう素濃度まで増加させる。この低温停止については, 高温停止からさらに低温停止へ安全に停止させる条件として,

- ・ CSD $K=0.99$ (1%未臨界度) (N-1)Rod (最大反応度価値の制御棒 1 体の挿入不能)
また燃料取替えを伴う長期の停止では,
- ・ CSD $K=0.95$ (5%未臨界度) ARI (全制御棒挿入)

この必要な停止ほう素濃度を, サイクルの運転中の任意の時点で算出しておくのが, 最小停止ほう素濃度である。

さらに, 安全解析のいくつかの事象においては, 以下のとおり, 高温停止又は低温停止状態を初期条件として考慮している事象があり, 設置許可申請書で記載されている評価のサイクルを通じての包含性を維持するためにも, サイクルの任意の時期での計画外停止であっても, 所要の停止余裕を確保することが必要となる。

- ・ 高温停止が初期状態となる事象:
過冷却事象 (主蒸気管破断, 2 次冷却系の異常な減圧) EOC の解析で包含
高温停止状態での停止余裕を制御棒の挿入で確保する。(1 体固着条件)
- ・ 低温停止 (燃料取替停止) が初期状態となる事象:
原子炉起動時のほう素の異常な希釈
燃料取替停止に必要な最小停止ほう素濃度以上に濃縮しておくことで担保する。

なお, これ以外に, 高温零出力 (高温待機) 状態を初期条件とする安全解析事象として反応度投入事故 (制御棒飛び出し; BOC 及び EOC の条件で実施) があるが, この事象に対しても, 高温零出力状態で, バンク D の制御棒は全挿入で, その他の制御グループバンク及び停止グループバンクの制御棒が挿入限界位置以上に引き抜かれていることで, バンク D の制御棒 1 体若しくはその他挿入されている制御グループバンクの制御棒 1 体が飛び出した際の添加反応度を安全解析の入力値以下に抑えることが担保される。

以上は, 通常の炉心管理業務においてあらかじめ実践されているものである。

2. 計画外停止後の立ち上げ後の炉心特性の予測（ ^{10}B 同位体比の考慮）

計画外停止が生じた場合、その後の対外対応に必要な情報として、計画外停止してから立ち上げまでの時間（起動工程）の目安や、立ち上げ時の電気事業者実施事項が必要となる。

2.1 ^{10}B 同位体比の変化の有無を考慮した臨界ボロン濃度、最小停止ほう素濃度

計画外停止において、制御棒による高温停止のみでなく、ほう酸タンクからの炉心のほう素濃度の濃縮操作を行った場合には、炉心のほう酸水の ^{10}B 同位体比の変化の有無に留意する必要がある。

計画外停止で安全停止（低温停止）に必要なほう素濃度は、サイクル中に算出されているが、ほう酸タンクの ^{10}B 同位体比のサイクル初期から変化がある場合には、その程度を把握して、出力上昇後、サイクル末期までの臨界ボロン濃度の予測値を微修正する必要がある場合が考えられる。またその後の計画停止及び計画外停止の際の安全停止に必要なほう素濃度についても同様に、BAT 及び（定検に移行する場合の）RWST の ^{10}B 同位体比にも考慮が必要となる場合がある。

2.2 過渡変化でのキセノン再分布を考慮した予測計算

計画外停止後に速やかに原子炉を再起動する場合には、基本的に炉内外核計装照合校正を実施済であることから軸方向中性子束出力偏差の保安規定除外がないため、軸方向中性子束出力偏差の管理幅に収めながら立ち上げ又は出力の上昇を行っていくことになる。

これらの状況における出力上昇においては、通常の起動時とは異なり、炉心操作に関する予測が有用となる。具体的には、出力変化に応じた反応度管理及び軸方向出力分布に係る CAOC 管理の観点から予測を行うものであり、原子炉の出力変化を入力条件としたときの、制御棒及び濃縮/希釈操作のパターンを提示する。さらに出力変化時の軸方向中性子束出力偏差やキセノンによる反応度の挙動の提示も操作に有用な情報を提供するものとなる。

このような、原子炉が過渡状態となるような状況としては、計画外停止の後の立ち上げの他に、計画内での運転ではステムフリー試験後の出力上昇、計画外では所内単独運転、その後の出力上昇などが挙げられ、これらの過渡的な変化に対しても、予測をもとにした運転操作のサポートは有用となる。

附属書 E (参考)

炉心運用高度化に対応する炉心管理 (PWR)

今後、プラント寿命の延長に伴い、長サイクル、出力アップ、さらなる高燃焼度化、ロードフォロワー運転等の炉心運用の高度化が重要となるとともに、電源比率など周辺環境の変化に鑑みると実施の可能性が高まるものと考えられる。この炉心運用の高度化に対応する炉心管理の在り方について、あらかじめ検討を行っていくことは有意義と考える。

炉心運用の高度化の中でも、特にロードフォロワー運転が実施される場合は、炉心の出力の変動とともに、制御棒の操作及びほう素濃度の濃縮、希釈操作の程度と頻度が、現在の運転操作から大幅に増加することが予想される。

このような炉心出力の変化による過渡的な変化では、キセノンの分布の変化により、軸方向出力分布への影響が考えられ、現状の PWR で実施している炉外核計装による常時監視での上下部の中性子束偏差を一定範囲内にとどめる管理に、負担が増加するものと予想される。現状の PWR の炉心管理は、定格熱出力一定運転に対しては炉外核計装により上下の中性子束偏差を一定範囲に収める運転管理は簡便でかつ合理的であるといえるが、ロードフォロワーに対応するためには、海外で既に採用されている中性子束偏差目標範囲の拡大、緩和（出力に応じた拡大幅の変更、取替炉心設計毎の都度評価による目標範囲設定等も含む）や、炉内の出力分布の直接監視（定期的に得られる炉内核計装による炉内出力分布測定結果と、常時得られる炉外核計装の指示値とを用いて 3 次元炉心計算を校正することで、炉内出力分布を直接監視する方法。炉内核計装による測定頻度の低減といったメリットも得られる）が望まれる。また、近年の計算機の処理技術、容量の進歩に伴い、PWR も常時の炉内出力分布の確認が可能となっており、炉心管理の高度化への対応に先立っての導入も望まれる。

なお、長サイクル化や高燃焼度化に伴い炉内出力分布のダブルハンブ化が進み、サイクルがある程度進んだ状態において予定外の出力変動が生じた際にキセノン振動収束性が悪化する傾向となり、炉心管理の負担増加に繋がるため、この観点でも、上記に示すような中性子束偏差目標範囲の拡大、緩和による炉心管理高度化は有用である。

また、近年、プラント寿命延長に伴う炉心容器及び周辺機器に対する中性子照射負荷の低減や、より経済的な燃料運用という観点から、炉外への中性子漏えい量を抑えた L3P 炉心の採用が進んでいる。L3P 炉心は、炉外への照射負荷が低減される一方で、炉外中性子検出器の炉心に対する追従性、検知性の変化といった感度悪化に繋がることに留意する必要がある。米国 Surry プラントの運転経験情報より、同プラントで発生したほう素の異常な希釈事象においては、L3P 炉心採用による炉外の中性子束検出器の感度悪化が、異常の希釈の検知が遅れた要因の一つに挙げられている。