

基本検査運用ガイド

取替炉心の安全性

(B01050_r3)

**原子力規制庁
原子力規制部
検査監督総括課**

1 監視領域

大分類：「原子力施設安全」

小分類：「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」（実用炉、研開炉）

検査分野：「運転管理」

2 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号。以下「法」という。）第61条の2の2第1項4号ロで規定する事項（保安のために必要な措置）のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される、原子力施設の運転における取替炉心の安全性の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定する事項（保安規定）のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される運転に係る活動状況の確認と併せて行う。

これらの確認対象となる事業者の活動は、運転管理の検査分野における体制、運転員能力等にも関連することから、当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。

3 検査要件

3.1 検査対象

原子炉設置（変更）許可申請の審査においては、初装荷炉心のみならず取替炉心も含めて当該原子炉の安全性が確保されることを確認しているが、取替炉心の安全性確認のための炉心パラメータの一部は原子炉の運転履歴及び燃料配置等に依存する。

このため、運転開始後においても、取替炉心ごとに原子炉設置（変更）許可申請審査段階において確認された安全に係る諸基準を満足していることを再確認するため以下を検査対象とする。

(1) 当該運転サイクルにおける取替炉心の安全性評価の適合性

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

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表2の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4 検査手順

4.1 PWR 前サイクル炉内出力分布測定の結果等

PWR においては、当該サイクル取替炉心の安全性評価結果の確認の前に、前サイクルの炉内出力分布測定の結果等から以下を確認することにより、今サイクルの取替炉心の安全性評価に用いた炉心設計手法の妥当性を確認する。

- (1) 臨界ボロン濃度の測定値と予測値の差が、運転上の制限を満足していること。
- (2) 熱流束熱水路係数 $F_q(Z)$ の測定値が、運転上の制限を満足していること。
- (3) 核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$ の測定値が、運転上の制限を満足していること。

4.2 取替炉心設計の前提条件

取替炉心を設計する際の前提条件となる以下を確認する。

- (1) 燃料集合体外観検査（定期事業者検査）の結果を踏まえ、使用可能な燃料を用いて装荷パターンが組まれていること。
- (2) 解析の評価期間が、最新の運転計画に基づき適切に設定されていること。
- (3) 評価手法及び計算コードは、原子炉設置（変更）許可申請書、トピカルレポート等で妥当性が確認されているもの、又は事業者が対象の炉心に対してあらかじめ妥当性を確認しているものを使用していること。

4.3 取替炉心の安全性評価結果

取替炉心毎に実施した反応度停止余裕等の安全性評価結果が、原子炉設置（変更）許可申請書の添付書類八及び添付書類十に記載する許可基準に適合していることを確認する。適合性の確認は以下の判断方法に基づいて確認する。

- (1) 設計の入力条件に対する適合性

例として BWR の設計スクラム反応度曲線のように、原子炉設置（変更）許可申請の安全解析で使用している設計の入力条件（設計曲線）と比較し、評価結果である反応度曲線が安全側にあること。

- (2) 制限値に対する適合性

燃料集合体最高燃焼度等のように、原子炉設置（変更）許可申請書に記載された制限値を満足していること。

4.4 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が過去に検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において

適切に処理されていることを確認する。

5 検査手引

5.1 PWR 取替炉心

取替炉心の安全性に係る事業者の評価結果の検査の実施にあたっては、以下の留意事項を考慮して、事業者の炉内出力分布測定の結果等の適切性及び取替炉心の安全性評価結果の制限値等への適合性を確認する。

5.1.1 炉内出力分布測定の結果等

(1) 臨界ボロン濃度

燃焼に伴う炉心設計の妥当性を確認する観点から、直接炉心反応度を表す指標である臨界ボロン濃度を対象として、その値が測定値と予測値とで乖離していないことを確認する。

制限値としては、工学的判断として $1\% \Delta k/k$ 相当である 100ppm 以内を運転上の制限として設定している。

(2) 熱流束熱水路係数 $F_q(Z)$

燃料中心温度が通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料ペレットの熔融点未満になるように、炉心最大線出力密度と炉心平均線出力密度の比である $F_q(Z)$ に運転上の制限を設定している。

(3) 核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$

最小 DNBR が許容限界値以上になるように、炉心最大燃料棒出力と炉心平均燃料棒出力の比である $F_{\Delta H}^N$ に運転上の制限を設定している。

5.1.2 安全性評価における前提条件

(1) 解析の評価期間は、運転計画に基づく発電機の並列から解列までの期間を定格出力で原子炉を運転するとして評価する等、制御棒の引抜き（原子炉起動）から全挿入（原子炉停止）までのサイクル燃焼度を満足していること。なお、評価期間としたサイクル燃焼度を超えて運転を行う場合には、そのサイクル燃焼度を超える前に、取替炉心の安全性評価を再度行わなければならない。

(2) 評価手法及び計算コードは、原子炉設置（変更）許可申請書、トピカルレポート等で妥当性が確認されているもの、又は事業者が対象の炉心に対してあらかじめ妥当性を確認しているものを使用していること。

後者においては、事業者が実施した妥当性確認の適切性を確認するものとし、その手順の例を附属書に示す。

5.1.3 安全性評価結果

PWR 取替炉心の安全性に関する以下の炉心特性パラメータの評価結果について、原子炉設置（変更）許可申請書に記載された制限値等を満足していることを確認する。

- ①反応度停止余裕
- ②最大線出力密度
- ③燃料集合体最高燃焼度
- ④水平方向ピーキング係数 F_{XY}^N
- ⑤減速材温度係数
- ⑥最大反応度添加率
- ⑦制御棒クラスタ落下時のワース及び $F_{\Delta H}^N$
- ⑧制御棒クラスタ飛出し時のワース及び F_Q
- ⑨出力運転時ほう素濃度
- ⑩燃料棒最高燃焼度（MOX 燃料装荷炉心の場合）

上記の炉心特性パラメータについて、以下に具体的な確認方法を記す。

(1) 反応度停止余裕

- a. 最大反応度値をもつ制御棒クラスタ 1 本が全引き抜き位置のまま挿入できない場合でも、炉心を未臨界にし、かつ十分な反応度停止余裕を確保するよう設計されている。
- b. 安全停止は高温状態を前提としているため、1 次冷却材温度が低下し、反応度が添加される「2 次冷却系の異常な減圧」と「主蒸気管破断事故」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制限値を満足していることを確認する。
- c. 反応度停止余裕は、次式で求められていることを確認する。

$$\text{反応度停止余裕} = \text{制御棒クラスタの反応度}^{*1} - \text{所要制御反応度}^{*2}$$

※1 最大反応度効果を持つ制御棒クラスタ 1 本が全引抜き位置のまま挿入できないものとし、さらに設計裕度 10% を引いた値。

※2 所要制御反応度については、十分な設計裕度をもつよう設定された原子炉設置（変更）許可申請書記載の値を用いる方法とサイクル毎に再評価する方法がある。

(2) 最大線出力密度

- a. 「異常な過渡変化」及び「事故事象」の初期条件は、全て通常運転状態である。この通常運転状態での炉内出力分布は、熱流束熱水路係数 $F_Q(Z)$ で制限されている。したがって、定格出力時の最大線出力密度が、この $F_Q(Z)$ を線出力密度に換算した値以下であることを確認する。

- b. 最大線出力密度は、次式で求められていることを確認する。

最大線出力密度 = 熱流束熱水路係数 F_Q × 平均線出力密度

[1、2次元合成法]

$$F_Q = \text{Max} \{ F_{XY}^N(Z) \times P(Z) \} \times F_U^N \times F_Q^E$$

ここで、 $F_{XY}^N(Z)$: 水平方向ピーキング係数

$P(Z)$: 炉心平均軸方向相対出力

F_U^N : 核的不確定性因子

F_Q^E : 工学的熱流束熱水路係数

[3次元解析法]

$$F_Q = \text{Max} \{ F_Q^{\text{CAL}} \} \times F_U^N \times F_Q^E$$

ここで、 F_Q^{CAL} : 炉心3次元ピーキング係数

F_U^N : 核的不確定性因子

F_Q^E : 工学的熱流束熱水路係数

なお、他の因子も考慮し、より安全側に評価している場合もある。

(3) 燃料集合体最高燃焼度

- a. 燃料の設計燃焼度は、種々の原子炉での燃料の使用状態を十分包絡するよう設定されており、この燃焼度を入力条件に燃料の熱・機械設計の解析が行われ、燃料の健全性を確認している。
- b. したがって、サイクル末期における燃料集合体タイプ毎の燃料集合体最高燃焼度が、設計燃焼度（制限値）を超えていないことを確認する。

(4) 水平方向ピーキング係数 F_{XY}^N

- a. 通常運転時および異常な過渡変化時に、最小 DNBR に対する制限を超えるような出力分布が起こらないように設計されている。
- b. DNBR 評価の基本となる出力分布データは、核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$ と軸方向出力分布 $P(Z)$ であるが、 $P(Z)$ については、通常運転時にアキシシャルオフセット一定運転（CAOC 運転）により基準値を担保している。
- c. 取替炉心設計では、 $F_{\Delta H}^N$ に比例する F_{XY}^N が制限値を満足していることを確認する。

(5) 減速材温度係数

- a. 減速材温度低下による反応度添加が問題となる事象の安全解析には下限値を用い、他の事象の安全解析には零を用いている。ただし、「原子炉起動時における制御棒の異常な引抜き」に対する安全解析には上限値を用いている。
- b. 減速材温度係数が安全解析で用いる設計入力の範囲内にあることを確認する。

(6) 最大反応度添加率

- a. 2つの制御棒クラスタバンクが最大速度で同時に引き抜かれると仮定（単一故障を考慮）した事象における解析入力値を制限値としており、制御棒クラスタ駆動装置の同時動作可能なものとしては、A、CバンクのいずれかとB、Dバンクのいずれかの2バンクであるため、D、Cバンク/C、Bバンク/B、Aバンク/A、Dバンクの組合せの同時引抜きそれぞれにおいて、制限値を満足していることを確認する。

(7) 制御棒クラスタ落下時のワース及び $F_{\Delta H}^N$

- a. 運転時の異常な過渡変化のうち、制御棒クラスタ1本が引抜き位置から炉心内に落下する事象に対する安全解析の入力値である制限値を満足していること。
- b. 本事象は、制御棒クラスタが落下すると炉内出力分布が悪化し、さらに減少した原子炉出力を補償する為に他の制御棒クラスタが引抜かれ原子炉の安全余裕が減少することを考慮したものである。

(8) 制御棒クラスタ飛出し時のワース及び F_Q

- a. 事故解析のうち、炉心への正の反応度が大きくかつ速い事象として、通常運転時に制御棒クラスタ1本が飛び出す事故、すなわち飛び出し事故に対する安全解析の入力値である制限値を満足していること。
- b. 事故解析の代表点と同じサイクル初期および末期で、全出力および零出力とした計4点での評価値が制限値を満足していること。

(9) 出力運転時ほう素濃度

- a. サイクル初期における炉心の出力運転時ほう素濃度が制限値以下であることを確認する。
- b. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈事象（運転時の異常な過渡変化）における初期ほう素濃度を制限値としている。

(10) 燃料棒最高燃焼度（MOX燃料装荷炉心の場合）

- a. サイクル末期における燃料集合体タイプごとの燃料棒最高燃焼度が制限値以下であることを確認する。
- b. 燃料集合体最高燃焼度が設計値以下に収まるように一般的な配慮をしながら燃料装荷パターンを作成する限り、燃料棒最高燃焼度は設計値を超えることはないと考えられるが、国内でのMOX燃料装荷炉心の運用実績が少ないことを鑑みて、燃料棒最高燃焼度を確認する。

(11) その他

- a. 上記の炉心特性パラメータ以外に新たなパラメータを評価している場合には、評

価条件、評価結果等が原子炉設置（変更）許可申請時等の基準に適合することを確認する。

5.2 BWR 取替炉心

取替炉心の安全性に係る事業者の評価結果の検査の実施にあたっては、以下の留意事項を考慮して、取替炉心の安全性評価結果の制限値等への適合性を確認する。

5.2.1 安全性評価における前提条件

- (1) 解析の評価期間は、運転計画に基づく発電機の並列から解列までの期間を定格出力で原子炉を運転するとして評価する等、制御棒引抜き（原子炉起動）から全挿入（原子炉停止）までのサイクル燃焼度を満足していること。なお、評価期間としたサイクル燃焼度を超えて運転を行う場合には、そのサイクル燃焼度を超える前に、取替炉心の安全性評価を再度行わなければならない。
- (2) 評価手法及び計算コードは、原子炉設置（変更）許可申請書、トピカルレポート等で妥当性が確認されているもの、又は事業者が対象の炉心に対してあらかじめ妥当性を確認しているものを使用していること。
後者においては、事業者が実施した妥当性確認の適切性を確認するものとし、その手順の例を附属書に示す。

5.2.2 安全性評価結果

BWR 取替炉心の安全性に関する以下の炉心特性パラメータの評価結果について、原子炉設置（変更）許可申請書に記載された制限値等を満足していることを確認する。

- ① 反応度停止余裕
- ② 最大線出力密度
- ③ 最小限界出力比
- ④ 燃料集合体最高燃焼度
- ⑤ 核熱水力安定性（チャンネル水力学的安定性、炉心安定性及び領域安定性）
- ⑥ スクラム反応度曲線
- ⑦ 制御棒の最大反応度価値
- ⑧ ホウ酸水注入時の実効増倍率
- ⑨ 燃料の出力履歴
- ⑩ 減速材ボイド係数

上記の炉心特性パラメータについて、以下に具体的な確認方法を記す。

(1) 反応度停止余裕

全制御棒が全挿入された状態において、最大反応度価値をもつ制御棒 1 本（ABWR に

あつては同一水圧制御ユニットに属する1組または1本)が全引抜きにされた状態における炉心の未臨界度を反応度停止余裕といい、その設計目標を1.0% $\Delta k/k$ 以上にして炉心が設計されている。

- a. 当該取替炉心のサイクル初期から末期までの運転期間中、どの燃焼度点(解析評価点)においても反応度停止余裕は設計目標を満足していることを確認する。
- b. 反応度停止余裕が最小となるのは、一般的に炉心が冷温(20℃)状態にある場合であるが、状態によってはそれより高温(60℃等)の場合もありえることから、複数の温度状態で評価し最も厳しいものを選択していることを確認する。
- c. 冷温時において設定した炉心計算コードの臨界固有値の適切性を確認する。

(2) 最大線出力密度

- a. 最大線出力密度とは、出力運転中における燃料棒単位長さ当たりの熱出力(kW/m)の最大値をいい、取替炉心においては、通常の運転中に線出力密度が運転制限値^{*}を超えないよう、燃料配置、制御棒パターン等が最適化設計される。
^{*}出力運転時に異常な過渡変化が生じても燃料棒の健全性が維持され、被覆管と燃料ペレット間の相互作用による被覆管の円周方向平均1%塑性ひずみが生じない値。事故時解析等の安全解析の初期条件に使用される。
- b. 当該取替炉心の初期から末期までの運転期間中、どの燃焼度点(解析評価点)においても最大線出力密度が運転制限値を超えないことを確認する。
- c. 最大線出力密度は、制御棒パターンの変更で出力分布が変化する影響を受けることから、制御棒パターン変更時の燃焼度点でも評価されていることを確認する。
- d. 熱出力、炉心流量、制御棒パターン等の解析条件の妥当性を確認する。
- e. 出力運転時において設定した炉心計算コードの臨界固有値の適切性を確認する。

(3) 最小限界出力比

- a. 最小限界出力比とは、出力運転中の燃料において沸騰遷移が起こり始める出力(限界出力)と実際の出力との比の最小値をいい、取替炉心においては、通常の運転中に最小限界出力比が運転制限値^{*}を下回らないよう、燃料配置、制御棒パターン等が最適化設計される。
^{*}出力運転時に異常な過渡変化が生じても燃料棒の健全性が維持され、炉心内の99.9%以上の燃料棒が沸騰遷移を起こさない値。事故時解析等の安全解析の初期条件に使用される。
- b. 当該取替炉心の初期から末期までの運転期間中、どの燃焼度点(解析評価点)においても最小限界出力比が運転制限値を下回らないことを確認する。なお、運転制限値は燃料タイプ毎に異なり、サイクル末期近傍で値が変わる場合があるので注意する。
- c. 最小限界出力比は、制御棒パターンの変更により出力分布が変化する影響を受け

るので、制御棒パターン変更時の燃焼度点でも評価されていることを確認する。

- d. 熱出力、炉心流量、解析燃焼度点、制御棒パターン等の解析条件は前記(2)と同一であることを確認する。

(4) 燃料集合体最高燃焼度

- a. 燃料の設計燃焼度は、種々の原子炉での燃料の使用状態を十分包絡するよう設定されており、この燃焼度を入力条件に燃料の熱・機械設計解析が行われ、燃料の健全性を確認している。
- b. したがって、サイクル末期における燃料集合体タイプ毎の燃料集合体最高燃焼度が、設計燃焼度（制限値）を超えていないことを確認する。
- c. BWR 炉心は、制御棒パターン等で出力分布の影響を受けるので、評価するサイクル末期は前記(2)で評価した解析条件（制御棒パターン等）に基づいていることを確認する。

(5) 核熱水力安定性（チャンネル水力的安定性、炉心安定性及び領域安定性）

- a. 核熱水力安定性とは、ボイド率等の変化で時間遅れを伴う反応度のフィードバックにより出力又は流量の振動が生じる現象をいう。
- b. 当該取替炉心の初期から末期までの運転期間中、どの燃焼度点（解析評価点）においても、安定性解析の評価結果が限界基準（減幅比が1未満）を満足することを確認する。
- c. 炉心状態は、前記(2)で評価した解析条件（制御棒パターン等）に基づいていること、出力・流量は安定性が厳しくなる条件で評価していることを確認する。

(6) スクラム反応度曲線

- a. スクラム反応度とは、原子炉スクラム時の制御棒挿入により投入される反応度の中で、制御棒の挿入量と投入反応度の関係を示したものをスクラム反応度曲線という。プラントの安全解析では、燃焼に伴うスクラム反応度曲線の劣化等を考慮し、評価が保守的になるように設計スクラム反応度曲線を設定し、プラントの冷却材圧力バウンダリや燃料の健全性を確認している。
- b. 当該取替炉心の初期から末期までの運転期間中、どの燃焼度点（解析評価点）においてもスクラム反応度曲線は安全解析で使用している設計スクラム反応度曲線を上回っていることを確認する。
- c. 炉心状態は、前記(2)で評価した解析条件（燃焼度、制御棒パターン等）に基づいていることを確認する。
- d. スクラム反応度は出力分布に依存することから、適切な出力分布を用いて評価していることを確認する。

(7) 制御棒の最大反応度価値

- a. 原子炉起動時の制御棒は、制御棒を複数のグループに分け、定められた引抜き操作手順に従い順次グループ毎に引抜かれる。制御棒の最大反応度価値とは、各グループの中で1本全引抜きにした場合の反応度価値が最も大きいものをいう。
- b. 原子炉起動時の制御棒引抜き手順は、引抜く制御棒の最大反応度価値がプラントの安全解析で使用する値より小さいことを前提にしているため、そのことを解析的に確認しておく必要がある。
- c. このため、冷温状態から炉出力約10%までの炉心状態に応じて適切な減速材温度、制御棒密度の条件の下で評価され、各グループ内制御棒の最大反応度価値がプラントの安全解析の入力条件に用いられている値より小さいことを確認する。
- d. 解析で前提とした制御棒のグループ分けが、実際の起動時に適用されていることを確認する。

(8) ホウ酸水注入時の未臨界性

- a. 原子炉停止系の設計においては、運転状態から炉心を臨界未満にし、それを維持できる二つの独立した系を有することが要求されている。BWRにおいては制御棒挿入系とホウ酸水注入系が設けられており、ホウ酸水注入系は、制御棒が挿入不能な場合においても炉心を臨界未満に維持できるように設計してある。
- b. ホウ酸水の注入による炉心の未臨界性評価は、3次元炉心解析により注入時の中性子実効増倍率を計算し、炉心が高温運転状態から冷温状態のどの状態にあっても、臨界未満にし、これを維持する負の反応度能力を有することを確認する。
- c. 当該取替炉心の初期から末期までの運転期間中、どの燃焼度点（解析評価点）においても、ホウ酸水注入時の中性子実効増倍率がプラントの安全解析で未臨界の基準として用いる制限値より小さいことを確認する。
- d. 炉心状態は、前記(2)で評価した解析条件（燃焼度、制御棒パターン等）に基づいていること、ホウ酸水濃度は適切な希釈率を用いていること等、解析条件が妥当であることを確認する。

(9) 燃料の出力履歴

- a. 燃料の出力履歴は、燃焼に伴う燃料ペレットの線出力密度の変化を、燃料タイプごとにペレット燃焼度の関数として表した履歴曲線であり、これを入力条件に燃料の熱・機械設計解析を行い燃料の健全性を確認している。
- b. 当該取替炉心の初期から末期までの運転期間中、ペレットの線出力密度はどの燃焼度点においても燃料棒熱・機械設計解析の入力条件で用いた出力履歴を超えていないことを確認する。
- c. 炉心状態は、上記(2)で評価した解析条件（制御棒パターン等）に基づいていることを確認する。

(10)減速材ボイド係数

- a. 減速材ボイド係数は、ボイド率の変化に対する反応度の変化割合を表した係数のことで、プラント安全解析の入力条件になっている。燃料の燃焼度、制御棒挿入量、遅発中性子割合等に依存してボイド係数は変化することから、安全解析では運転履歴の変動等によるこれらの影響を包含するよう評価している。
- b. MOX 燃料等において炉心への装荷時期が計画より遅れる場合、装荷の遅れで生じる燃料組成変化の影響が考慮されていることを確認する。
- c. ボイド係数を炉心1点近似に縮約する場合、燃料タイプ、ボイド率分布、出力分布等の縮約係数の適切性を確認する。
- d. 当該取替炉心の初期から末期までの運転期間中、いずれの燃焼度点においても炉心のボイド係数の絶対値は、安全解析で使用している値より小さいことを確認する。
- e. 炉心状態は、上記(2)で評価した解析条件（燃焼度、制御棒パターン等）に基づいていることを確認する。

(11)その他

- a. 上記炉心特性パラメータ以外に新たなパラメータを評価している場合には、評価条件、評価結果等が原子炉設置（変更）許可申請時の基準に適合することを確認する。

6 参考資料

- (1) 取替炉心検討会報告書（昭和 52 年 5 月 20 日 原子炉安全専門審査会）
- (2) 「取替炉心毎の安全性確認」について 答申書（昭和 58 年 11 月 （社）火力原子力発電技術協会）
- (3) JEAC4211-2018「取替炉心の安全性確認規程」（2018 年 12 月 18 日 日本電気協会）
- (4) JEAC4215-2022「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」（2022 年 5 月 9 日 日本電気協会）

附属書 「取替炉心の安全性」に使用する計算コードの妥当性確認の適切性の確認

1 目的

発電用原子炉施設保安規定の審査基準では、燃料取替に際して、許可基準の範囲内で運転するために、取替炉心の安全性評価を原子炉設置（変更）許可を受けたところによる安全評価と同様に行った上で、燃料装荷実施計画を定めることを保安規定に定めるよう求めている。

したがって、取替炉心の安全性評価については、原子炉設置（変更）許可を受けたところによる安全評価と同等のものでなければならないことから、事業者は原子炉設置（変更）許可申請書やトピカルレポート等で妥当性が確認された計算コード（以下「許認可コード」という。）以外の計算コードを用いて取替炉心の安全性評価を行う場合には、あらかじめ計算コードの妥当性を確認する必要がある。

本附属書は、事業者が実施した計算コードの妥当性確認の適切性を、原子力規制検査にて確認する方法の例を示すものである。

2 適用範囲

本附属書は、原子力規制検査「取替炉心の安全性」において、事業者が実施した計算コードの妥当性確認の適切性の確認に対して適用する。

3 適切性の確認

3.1 PWR/BWR 共通

- (1) 予測性能において許容できる不確かさが設けられていること。
- (2) 物理プロセスを表す数学モデルの重要度が評価され、それに応じた信頼性が計算モデルに備わっていること。
- (3) 数学モデルが適切な数値解析手法に変換されていること。
- (4) 実機、実験等の実測データは不確かさを評価する観点から適切であること。

3.2 PWR

3.2.1 計算モデルの確認

以下のパラメータについて、臨界実験及び実機における測定値と計算値を比較し、計算モデルが当該パラメータを適切に模擬していることを確認していること。

実機における測定値との比較については、対象の燃料及び炉心に適用できる適切な質及び量のデータにより確認していること。

- (1) 臨界実験における測定値
 - ・燃料集合体内（燃料棒）出力分布

(2) 実機における測定値

a. 高温全出力時

- ・ 径方向出力分布 (BOC, MOC, EOC)
- ・ 臨界ボロン濃度 (燃焼に伴う変化の比較を含む)
- ・ 燃料集合体燃焼度

b. 高温零出力時

- ・ 臨界ボロン濃度
- ・ 減速材温度係数
- ・ 制御棒価値

3.2.2 不確かさの確認

不確かさを考慮している以下の安全性評価項目について、その不確かさが許容できる不確かさの範囲内であることを確認していること。

- ・ 反応度停止余裕 (制御棒価値、出力欠損)
- ・ 最大線出力密度
- ・ 水平方向ピーキング係数 F_{XY}^N
- ・ 最大反応度添加率
- ・ 制御棒クラスタ落下時及び飛出し時のワース
- ・ 制御棒クラスタ落下時の $F_{\Delta H}^N$ 及び制御棒クラスタ飛出し時の F_Q
- ・ 出力運転時ほう素濃度

3.3 BWR

3.3.1 計算モデルの確認

以下のパラメータについて、計算値を個別効果試験若しくは実機における測定値又は不確かさが小さいと実証されている計算コードによる計算値と比較し、計算モデルが当該パラメータを適切に模擬していることを確認していること。

実機における測定値との比較については、対象の燃料及び炉心に適用できる適切な質及び量のデータにより確認していること。

(1) 個別効果試験による測定値

a 臨界試験

- ・ 集合体内 (燃料棒) 出力分布
- ・ 中性子増倍率
- ・ 反応度
- ・ 実効遅発中性子割合

b ペレット燃焼度照射後試験

- ・ 燃焼度
- c 限界出力試験
 - ・ 限界出力
- d 熱流動ループによる核熱水力安定性試験
 - ・ 安定限界出力

(2) 実機における測定値

- a ガンマスキャン
 - ・ ノード出力分布
- b TIP データ
 - ・ ノード出力分布
- c 冷温臨界試験
 - ・ 中性子増倍率
- d 制御棒価値測定試験
 - ・ 制御棒価値
- e 核熱水力安定性試験
 - ・ 減幅比
- f 過渡試験
 - ・ 原子炉出力（中性子動特性）

(3) 不確かさが小さいと実証されている計算コードによる計算値

- ・ 集合体内（燃料棒）出力分布
- ・ 中性子増倍率
- ・ 反応度

3.3.2 不確かさの確認

不確かさを考慮している以下の安全性評価項目について、その不確かさが許容できる不確かさの範囲内であることを確認していること。

- ・ 反応度停止余裕
- ・ 最大線出力密度
- ・ 最小限界出力比
- ・ 燃料集合体最高燃焼度
- ・ 燃料の出力履歴
- ・ 核熱水力安定性
- ・ 減速材ボイド係数
- ・ スクラム反応度
- ・ 制御棒の最大反応度価値

- ・ ほう酸水注入時の中性子実効増倍率

3.4 計算コードの管理

- (1) 適切な品質管理の下で計算コードが管理されていること。
- (2) 他の計算コードとの比較や最新の知見の反映等により継続的改善を図っていること。

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①保安規定改正に伴う確認項目の追加（5. 検査手引） ○記載の適正化	2021/07/21 表紙修正
2	2022/06/16	○運用の明確化 ・評価手法及び計算コードについて、事業者があらかじめ妥当性を確認したものを使用できることを明確化し、またその場合は検査において事業者が実施した妥当性確認の適切性を確認する旨を追加（4.2 取替炉心設計の前提条件ほか）	
3	2023/05/24	○参考資料の追加（6 参考資料）	

表 1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 87 条	第 92 条第 1 項第 8 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 82 条	第 87 条第 1 項第 8 号

表2 検査要件まとめ表

本検査はユニットを対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	取替炉心の安全性	燃料取替毎	1	45	チーム

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	取替炉心の安全性	燃料取替毎	1	45	チーム