

4.2取替炉心設計の前提条件

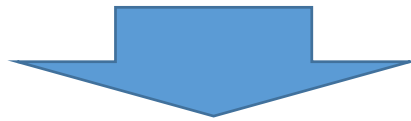
(3)評価手法及び計算コードは、原子炉設置(変更)許可申請書、トピカルレポート等で事業者が妥当性を確認しているものを用いていること

5.1.2安全性評価における前提条件の確認

(2)安全性の評価手法、計算コード及び計算コードのバージョンは、原子炉設置許可(変更)申請書、トピカルレポート等で妥当性が確認され、事業者が妥当性を確認したものを使用していることを確認する。

5.2.1安全性評価における前提条件の確認

(2)安全性の評価手法、計算コード及び計算コードのバージョンは、原子炉設置許可(変更)申請書、トピカルレポート等で妥当性が確認され、使用が認められているものを使用していることを確認する。



現行の炉心管理に係る検査ガイド案では、計算コード等の確認に係る記載について、各章間での差異があることから、以下のように統一して頂きたい。

（案）

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事業者が妥当性を確認しているものを用いていることを確認する。

BO1050 炉心管理(取替炉心の安全性)検査ガイド 試運用版(改4)

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」

検査分野 :「運転管理」

2 検査目的

検査は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)第61条の2の2第1項第4号ロに規定されている事項(保安のために必要な措置)のうち、原子力施設の種別ごとに表1に示す施行規則条項に規定されている原子力施設の運転管理における系統構成の実施状況を確認する。

当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定されている事項(保安規定)のうち、原子力施設の種別ごとに表1に示す施行規則条項に規定されている原子力施設の運転管理として実施されることが規定されており、事業者の当該規定の実施状況についても合わせて確認する。

3 検査要件

検査に当たっては、新型の燃料を装荷する炉心の安全性は原子炉設置(変更)許可申請の審査において確認しているが、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ため、新型燃料が装荷された以降においても、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必要がある。このため、本検査では、取替炉心毎の安全性評価結果について、許可された原子炉設置(変更)許可申請書等に記載された諸基準を満足していることを確認する。

3.1 検査対象

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確認に適用する。

3.2 検査の頻度及び時間

別紙1の検査要件まとめ表に示す頻度及び時間を目安に実施するものとする。

3.3 実施体制

本検査はチーム検査の体制で行う。

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 $F_{N\Delta H}$ 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事業者が妥当性を確認しているものを用いていること。

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

- (1) 取替炉心の安全性評価において安全解析の結果に影響を及ぼす問題点が特定された場合、事業者の不適合管理活動により適切な是正処置が講じられていることを確認する。

- (2) 取替炉心の安全性評価に係る不適合の履歴からサンプリングを行い、不適合に対して適切な期間内には是正措置が講じられていることを確認する。
- (3) 検査官の取替炉心の安全性評価に係る指摘事項等が、事業者の不適合管理においてどのように扱われているか確認し、指摘事項が事業者の不適合管理活動により適切な是正処置が講じら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 出力分布測定の結果等の確認

(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) 核的エンタルピー上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$

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の確認

- (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) 安全性評価の手法、計算コード及び計算コードのバージョンは、原子炉設置許可(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、事業者が妥当性を確認したものを使用していることを確認する。

5.1.3 安全性評価結果の確認

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 $F^{N_{XY}}$
- 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 $F^{N_{\Delta H}}$
- ⑧ 制御棒クラスタ飛出し時のワース及び F_Q

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) 最大反応度価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]

$$F_Q = \text{Max}\{F^{N_{XY}}(Z) \times P(Z)\} \times F^{N_U} \times F^{E_Q}$$

ここで、 $F^{N_{XY}}(Z)$: 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^{N_U} : 核的不確定性因子

F^{E_Q} : 工学的熱流束熱水路係数

[3 次元解析法]

$$F_Q = \text{Max}\{F^{CAL_Q}\} \times F^{N_U} \times F^{E_Q}$$

ここで、 F^{CAL_Q} : 炉心 3 次元ピーキング係数

F^{N_U} : 核的不確定性因子

F^{E_Q} : 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) $F^{N_{XY}}$

(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、核的エンタルピー上昇熱水路係数 $F^{N_{\Delta H}}$ 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ヤ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、 $F^{N_{\Delta H}}$ に比例する $F^{N_{XY}}$ 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 $F_{N\Delta H}$

- (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) 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の確認

- (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) 安全性評価の手法、計算コード及び計算コードのバージョンは、原子炉設置許可(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、使用が認められているものを使用していることを確認する。