


電氣技術規程

原子力編

# 原子燃料管理規程

JEAC 4001-202X

一般社団法人

 日本電氣協会

原子力規格委員会

公眾審計用

# 原子燃料管理規程

## 目 次

第1章 規程の目的及び適用範囲.....	1
1.1 規程の目的 .....	1
1.2 適用範囲 .....	2
1.3 関連法規等 .....	3
1.4 用語の定義 .....	5
第2章 原子燃料管理の全体像.....	9
2.1 原子燃料管理の目的.....	9
2.2 原子燃料管理の流れ.....	9
2.3 継続的な改善の仕組み.....	10
第3章 要求事項 .....	14
3.1 BWRにおける原子燃料管理の各段階での要求事項 .....	16
3.1.1 炉心及び燃料（チャンネルボックスを含む）の設計.....	16
3.1.2 新燃料及び新チャンネルボックスの製造.....	19
3.1.3 新燃料及び新チャンネルボックスの輸送.....	20
3.1.4 新燃料及び新チャンネルボックスの貯蔵.....	22
3.1.5 燃料取替.....	24
3.1.5.1 取替炉心の安全性確認.....	24
3.1.5.2 燃料の取替え.....	24
3.1.6 炉心管理.....	27
3.1.7 使用済燃料の貯蔵.....	32
3.1.8 使用済燃料の輸送.....	34
3.1.9 燃料の取扱い.....	36
3.2 PWRにおける原子燃料管理の各段階での要求事項 .....	37
3.2.1 炉心及び燃料（内挿物を含む）の設計.....	37
3.2.2 新燃料及び新内挿物の製造.....	40
3.2.3 新燃料及び新内挿物の輸送.....	41
3.2.4 新燃料及び新内挿物の貯蔵.....	43
3.2.5 燃料取替.....	45
3.2.5.1 取替炉心の安全性確認.....	45
3.2.5.2 燃料及び内挿物の取替え.....	45
3.2.6 炉心管理.....	48

3.2.7 使用済燃料及び使用済内挿物の貯蔵.....	54
3.2.8 使用済燃料の輸送.....	56
3.2.9 燃料及び内挿物の取扱い.....	58
3.3 原子燃料管理の継続的改善に関わる要求事項.....	59
附属書 A (参考) .....	64
附属書 B (参考) .....	92

公開審査用

## 第1章 規程の目的及び適用範囲

### 1.1 規程の目的

軽水型原子力発電所で使用する燃料に求められる原子力安全上で最も重要な役割は、核燃料物質を保持し多重障壁の一部として放射性物質を閉じ込める機能である。また、それに付随して燃料に要求されるものは、原子炉内の冷却材の流路を確保することによる冷却機能、及び制御棒の挿入性を確保することによる停止機能を維持することであり、これらを確実に達成するために、燃料集合体の形状を維持することが燃料の役割となる。

#### (解説 1.1①)

このような役割を担う燃料の健全性及び複数の燃料で構成する炉心の安全性を確保するためには、燃料の設計及び製造の段階から、原子炉での使用を終えて使用済燃料となり搬出するまでの全工程の各段階において、安全設計に基づき製造された燃料に過大な寸法変化、材料劣化等が生じていないことの確認、及び原子炉運転期間中においては、炉心及び燃料の状態が安全設計で想定する範囲内で安定な状態にあることの確認を適切、かつ、確実に実施することが重要である。

また、継続的な自主的安全性向上を図るためには、計画・実施・評価・改善の活動を効果的に実践することにより、不具合及び改善事項を適切にフィードバックすると同時に、国内外での改善及び良好事例を積極的に取り入れることが必要である。

本規程の目的は、燃料に関するこれらの役割及びその重要性を踏まえて、原子燃料管理の各段階において基本となる要求事項を体系的に整理し規定することである。

本規程中の各段階における要求事項について、詳細事項を記載した関連規程等があるものについては該当するものを示している。(解説 1.1②) (解説 1.1③)

なお、核燃料物質を取り扱う上で原子力安全とともに重要となるのが核物質防護及び保障措置であり、各々の活動が調和した形で管理される。(解説 1.1④)

#### (解説 1.1①)

軽水炉による原子力発電事業を行う上で優先すべきことは公衆の健康及び安全の確保であり、作業員の被ばくについても妥当な方法で可能な限り低くする努力が必要である。

原子力安全は、深層防護の考え方に基づき確保されるべきものであり、異常発生の防止、異常の拡大及び事故への進展防止、周辺環境への放射性物質の放出防止、緊急時の計画等の各段階について信頼できる根拠に基づいた具体的な方策を提示し、これらが確実に実施されることを管理する必要がある。

原子力発電所において燃料の管理ができる運転状態は通常運転時に限られるが、運転中の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に対する管理としては、その初期条件となる通常運転時の状態が異常な過渡変化時及び設計基準事故時の設計評価において想定した範囲内にあることを確認することで達成される。設計基準事故を超える運転状態に対しても、設計基準事故時と同様に炉心の著しい損傷の防止が要求される運転状態に対しては、本規程の要求事項が有効となる。

(解説 1.1②)

本規程の策定以前は、原子燃料管理に関わる個々の段階における要求事項を整理した規程を個別に策定していたが、原子燃料管理全体からみた各規程の位置付けが必ずしも明確ではなく、体系化されていなかったことから、原子燃料管理全体を俯瞰する位置付けの規程としている。

原子燃料管理は、炉心及び燃料の設計から原子力発電所での運用に関わる業務の管理であり、これらの業務を計画・実践する上での原子力安全の達成・維持・向上のためのマネジメントシステムの仕組みは、原子力施設の建設段階、試運転段階、運転段階及び廃止措置段階でのマネジメントシステムを定めた「原子力安全のためのマネジメントシステム規程 (JEAC 4111-2021)」の考え方に基づく。

(解説 1.1③)

本規程において解説及び附属書(参考)に記載した内容は、本文記載事項の詳細説明及び運用の事例を記したものであり、要求事項を示すものではない。

(解説 1.1④)

原子力エネルギーの平和利用を担保するためには、原子力安全に加えて核物質防護及び保障措置についても確実に実施する必要がある。これらに関する詳細な活動内容については、核物質防護規定及び計量管理規定を事業所ごとに整備して、核物質の厳正な管理が行われる。

## 1.2 適用範囲

本規程は、原子力発電所が所定の出力で安全かつ安定に運転するための炉心及び燃料に関する設計から発電所での運用管理に関わる諸活動に適用する。具体的な考え方について以下に示す。

### (1) 燃料

軽水型原子力発電所の原子力安全は、燃料、施設及び設備が一体となって実現されるものであるが、本規程では燃料に関わる工程(炉心及び燃料の設計、燃料の製造、輸送、貯蔵、燃料取替、炉心管理及びこれらに付随する燃料の取扱い)を対象とする。

具体的には、製造に関しては調達部材の管理からを対象とする。使用済燃料の輸送のうち発電所外への輸送に関しては、輸送開始までを対象として、発電所の敷地を離れた以降の輸送途上、再処理工場等での取扱いは対象外とする。(解説 1.2①)(解説 1.2②)

### (2) 設備

原子炉内で燃料の核的、熱的及び機械的な性能を発揮するために、燃料と組み合わせ一体物として取り扱う BWR のチャンネルボックス及び PWR の内挿物に関わる活動を含めて対象とする。(解説 1.2③)

### (3) 環 境

原子炉内での使用及び使用済燃料貯蔵施設での貯蔵において、燃料と直接接することで燃料の健全性に影響を与える冷却材（水）の水質の管理に関わる活動を対象とする。

また、燃料の健全性に影響を与えかねない重要な外的要因である異物の管理に関わる活動も対象とする。

#### (解説 1.2①)

燃料で構成する炉心は、運転サイクルごとに設計し燃料を取り替えるものであることから、取替えに関わる炉心設計及び燃料配置の変更、並びに取替えに必要な燃料の調達に関わる燃料設計、製造、輸送及び貯蔵並びにこれらに付随する燃料の取扱いも含めた工程全般を対象としている。

なお、調達の管理については「原子力安全のためのマネジメントシステム規程 (JEAC 4111-2021)」に基づく。

#### (解説 1.2②)

本規程は、燃料に関わる基本的な安全要求事項を規定しているものであり、既存設計の原子炉を対象に開発が進められている設計変更の燃料に対しても基本的には適用するものであるが、設計変更の内容、今後の追加知見等により具体的な記載内容の一部に見直しが必要となる場合には適切に改善を図る。

#### (解説 1.2③)

燃料に関わる設備としては、使用及び貯蔵に関連するものとして、原子炉容器、燃料取扱設備、燃料貯蔵設備、計装設備等が該当するが、これらはプラント構築物として据え付けられた以降は、適切な保守管理により状態を維持することから、本規程の対象外とする。

なお、「原子力発電所の保守管理規程 (JEAC 4209-2021)」にて詳細を規定している。

### 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) 船舶安全法（昭和8年制定，令和4年6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年原子力規制委員会制定，令和4年9月改正）
- (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年原子力規制委員会制定，令和4年9月改正）
- (5) 原子力発電所敷地内での輸送・貯蔵兼用乾式キャスクによる使用済燃料の貯蔵に関する審査ガイド（平成31年3月原子力規制委員会制定，令和2年3月改正）

- (6) 原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵について（平成4年原子力安全委員会了承，平成18年9月一部改訂）
- (7) BWRの核熱水力安定性評価基準：2021（AESJ-SC-P007：2021）（2022年一般社団法人日本原子力学会）
- (8) 使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準：2021（AESJ-SC-F002：2021）（2021年一般社団法人日本原子力学会）
- (9) 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（AESJ-SC-TR009：2015）（2015年一般社団法人日本原子力学会），改定：第1分冊 炉心及び燃料の安全設計（AESJ-SC-TR009-1：2021）（2022年一般社団法人日本原子力学会）
- (10) 沸騰水型原子炉の水化学管理指針：2019（AESJ-SC-S007：2019）（2019年一般社団法人日本原子力学会）
- (11) 加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針：2019（AESJ-SC-S008：2019）（2019年一般社団法人日本原子力学会）
- (12) 使用済燃料・混合酸化物新燃料・高レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準：2013（AESJ-SC-F006：2013）（2014年一般社団法人日本原子力学会）
- (13) 原子力安全のためのマネジメントシステム規程（JEAC 4111-2021）（2021年一般社団法人日本電気協会）
- (14) 原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC 4601-2021）（2023年一般社団法人日本電気協会）
- (15) 原子力発電所の保守管理規程（JEAC 4209-2021）（2021年一般社団法人日本電気協会）
- (16) 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）（平成29年一般社団法人日本電気協会）
- (17) 取替炉心の安全性確認規程（JEAC 4211-2018）（平成30年一般社団法人日本電気協会）
- (18) 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 4209-2022）（2022年一般社団法人日本電気協会）
- (19) 原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程（JEAC 4212-2020）（令和3年一般社団法人日本電気協会）
- (20) 発電用原子燃料の製造に係る品質管理指針（JEAC 4204-2016）（平成29年一般社団法人日本電気協会）
- (21) 発電用原子燃料の製造に係る燃料体検査規程（JEAC 4214-2020）（令和2年一般社団法人日本電気協会）
- (22) 原子燃料に係る臨界安全管理指針（JEAC 4225-2025）（2025年一般社団法人日本電気協会）
- (23) 原子力発電所における炉心管理指針（JEAC 4226-202x）（202x年一般社団法人日本電気協会）

## 1.4 用語の定義

本規程で用いる主な用語は以下による。これらの用語は、一般的に使用されている意味をもとに、原子力事業者が共通に使用している意味を付与して定義したものである。また、略語の定義を表1に示す。

### (1) 原子力安全

適切な運転状態を確保すること、事故の発生を防止すること及び事故の影響を緩和することにより、業務に従事する者、公衆及び環境を、放射線による過度の危険性から守ること。

### (2) 発電所

原子力発電所。

### (3) 工程

原子燃料管理に関する設計、製造、輸送、貯蔵、燃料取替、炉心管理及び燃料取扱までの一連の流れ。

### (4) 段階

工程を構成する主な場面（ステージ）。

### (5) プロセス

各段階で意図した結果を生み出すための業務処理の流れ及び手順。

**注釈** JIS Q 9000 では、プロセスを“インプットを使用して意図した結果を生み出す、相互に関連する又は相互に作用する一連の活動”と定義しているが、本規程では、より限定した上記の意味で使用する。

### (6) 活動

プロセスを構成する個別業務の項目。

### (7) 燃料集合体

原子炉への装荷、取出しなどに際して、一体として取り扱えるように燃料要素をまとめたもの。

**注釈** 燃料集合体を「燃料」と称する場合がある。

### (8) 燃料被覆管

ペレットを棒状にしたものを被覆するための細長い円筒状容器。

**注釈** 燃料被覆管を「被覆管」と称する場合がある。

### (9) 新燃料

燃料集合体のうち原子炉内で照射されていない燃料。

**注釈** ウラン燃料と MOX 燃料を分けて説明する場合は、「ウラン新燃料」，「MOX 新燃料」という。

### (10) 燃料管理

燃料（チャンネルボックス及び内挿物を含む。）の取扱いの各段階において、燃料が適切な状態にあることを確認、維持すること。

### (11) 炉心管理

燃料装荷完了時点から運転停止に至るまで、炉心が適切な状態であることを確認し維持すること。

**注釈** 定期事業者検査時及び運転中に炉心を対象とした監視、測定、検査等を実施し、炉心特性及び各種設計評価の入力・前提等を確認する。得られた結果に基づき、必要に応じて是正措置を講じることで、炉心の適切な状態の維持を図る。

**(12) チャンネルボックス**

燃料集合体を覆う角筒状の部材。

**注釈** 原子炉冷却材流路の確保、制御棒の案内面の形成、燃料集合体の剛性の確保等の機能を有する。

**(13) 新チャンネルボックス**

チャンネルボックスのうち原子炉で照射されていないもの。

**(14) 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。

**(15) 新内挿物**

内挿物のうち原子炉で照射されていないもの。

**(16) 使用済内挿物**

内挿物のうち原子炉で照射された経験のあるもの。

**(17) 使用済燃料貯蔵設備 (SFP)**

使用済燃料及び新燃料を水中において貯蔵するための水槽設備。

**注釈** BWR においては使用済燃料プール、PWR においては使用済燃料ピットと称する。

**(18) 乾式貯蔵設備**

乾式キャスク、附属施設等から成る使用済燃料貯蔵設備。

**(19) 乾式キャスク**

使用済燃料の収納時にその内部を乾燥させ、使用済燃料を不活性ガスとともに封入し貯蔵する容器 (キャスク)。

**注釈** 乾式キャスクは、キャスク本体、蓋部、バスケット等で構成される。

**(20) 基本的安全機能**

原子炉を「止める機能」、「冷やす機能」及び放射性物質を「閉じ込める機能」の総称。

**(21) 発電事業者**

発電所を維持、運営し、電気を発電して供給する事業者。

**(22) 設計事業者**

燃料集合体、チャンネルボックス、内挿物又は取替炉心について、設計及び解析を行う事業者。

**(23) 製造事業者**

燃料集合体、チャンネルボックス又は内挿物を製造する事業者。

**(24) 原子力事業者**

原子燃料管理に関わる発電事業者、設計事業者、製造事業者及びこれらを含めた輸送に関わる事業者等の総称。

**(25) 輸送中の安全性**

輸送中の燃料に異常がなく、また輸送体制及び警備体制が維持され外的脅威から守られており、放射線影響等から一般公衆及び環境が保護されている状態。

**(26) 取替炉心の安全性**

取替炉心において、燃料取替で生じる炉心特性の変化が、安全解析等で確認した範囲内にある状態。

**(27) 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。

**(28) 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。

**(29) 熱流束熱水路係数 $F_Q$**

PWR の熱的評価として、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線出力密度の比を  $F_Q(Z)$  という。  $F_Q(Z)$  は小破断 LOCA の解析の入力として使用され、  $F_Q$  との関係は次式のとおり示される。  $F_Q(Z) = F_Q \times K(Z)$  ここで  $K(Z)$  :  $F_Q$  制限係数。

**(30) 核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$**

PWR の熱的評価として、炉心内の最大燃料棒出力と平均燃料棒出力との比。

**(31) 漏えい燃料**

燃料被覆管に貫通欠陥が生じることにより、放射性物質が漏えいした燃料棒又は放射性物質が漏えいした燃料棒を含む燃料集合体。

**(32) 燃料漏えい**

燃料被覆管に貫通欠陥が生じることにより、燃料棒から放射性物質が漏えいすること。

**(33) 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、PWR で設定している運転中の制御棒の挿入下限位置。

**(34) 有害な変形等**

安全機能が損なわれるおそれのある変形、及び損傷等。

表 1 略語の定義

BWR	Boiling Water Reactor	沸騰水型原子炉
CAOC	Constant Axial Offset Control	アキシャルオフセット一定制御運転
DNBR	Departure from Nucleate Boiling Ratio	限界熱流束比
ECCS	Emergency Core Cooling System	非常用炉心冷却設備
MCPR	Minimum Critical Power Ratio	最小限界出力比
MLHGR	Maximum Linear Heat Generating Rate	最大線出力密度
MOX	Mixed Oxide	ウラン・プルトニウム混合酸化物
PWR	Pressurized Water Reactor	加圧水型原子炉
SFP	Spent Fuel Pool	使用済燃料プール
	Spent Fuel Pit	使用済燃料ピット

公開審査用

## 第2章 原子燃料管理の全体像

### 2.1 原子燃料管理の目的

原子力安全を実現するためには、原子燃料管理全般に関する計画を遺漏なく設定し、確実に実施することが重要である。十分な安全裕度を考慮して設計した燃料を設計のとおり製造し、輸送中及び取扱中に有害な変形等を生じさせることなく、原子炉の所定の位置に装荷し、炉心の状態を適切に管理することにより、所定の炉心及び燃料の性能を発揮させることが可能になる。これにより、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における原子炉の基本的安全機能に関わる燃料の役割が達成される。

原子燃料管理は複数の段階から構成されているが、この一連の工程に対して俯瞰視点から原子炉での燃料の使用に関わる安全性を確保するための要求事項、実施事項等を含む全体計画を策定し、さらに各段階での計画により適切な手順、ホールドポイント等を設定して、監視、測定、検査等により炉心及び燃料の状態を適宜確認する。炉心及び燃料の状態が計画で想定している状態から逸脱した場合には、その原因を究明し是正処置として必要な計画の改善を図る。また、原子炉での安全性の確保以外のものとして、各段階の活動における安全性を確保する観点からも、各段階の計画の下に監視、測定、検査等を行い、必要に応じて是正処置を行う。これに加えて、通常と異なる状態及び劣化兆候について幅広く情報を収集し、優先順位を付けて適切に対応するなど、顕在化していないリスクを低減させる未然防止処置についても実施すると同時に、これらを支えるための安全文化の醸成にも継続的に取り組む。

継続的な安全性向上を図るためには、現状の原子燃料管理の方法に満足することなく、運転実績、国内外の新知見等に基づき計画を常に見直す姿勢が必要である。監視、測定、検査等から得られる蓄積データに基づく設計段階での解析精度の向上を始めとして、各段階の計画についても常に改善を目指すことが望まれる。限られたリソースの中で最大限の効果を発揮するため、効率的な監視、測定、検査等の項目及び方法について模索し、柔軟に変更することなども重要である。また、燃料はサイクルごとに取り替えることが可能であり、新設計の採用も安全性向上に向けた計画の見直しの一環に位置付けられる。

### 2.2 原子燃料管理の流れ

原子燃料管理の全体像は、以下に示す燃料の設計から燃料取扱の各段階で構成され、各段階においては炉心及び燃料の安全を確保するための適正な活動が要求される。

そのため、原子燃料管理全体の工程を構成する各段階における活動の流れを整理し、各活動相互の関連性を示すことにより、各段階における要求事項及び設定すべきホールドポイントが明確となる。

ここで原子燃料管理規程において規定する管理は、燃料管理と炉心管理とに大別される。

燃料管理は、主に燃料単体の取り扱いにおける管理が必要となる。新燃料の輸送と受け入れ、受け入れた新燃料の貯蔵、炉心に装荷する燃料の検査（照射燃料を含む。）及

び所定の位置に装荷されたことを確認する検査、照射燃料の貯蔵、使用済燃料の輸送及びこの間の新燃料と照射燃料の取扱いが該当する。

炉心管理は、毎サイクルにおいて燃料が所定の炉心内の位置に装荷が完了されて以降、原子炉容器の蓋を閉め、臨界、出力上昇、定格出力運転、出力降下及び未臨界維持を経て、原子炉容器の蓋を開放するまでの間に実施する炉心を対象とした各種の管理業務が該当する。

本規程では、燃料管理と炉心管理とを総括し、かつ燃料の設計と製造を含めた全てに必要な管理を、原子燃料管理として総称することとしている。以下に原子燃料管理規程で規定する全ての工程を示す。

- ① 燃料の設計：新設計燃料の開発及び既存設計燃料の改良
- ② 新燃料の製造：新燃料の製造に必要な部材の調達及び加工
- ③ 新燃料の輸送：新燃料の事業所内及び事業所外の運搬<sup>\*1</sup>
- ④ 新燃料の貯蔵：原子炉で使用するまでの新燃料の燃料貯蔵設備による貯蔵<sup>\*1</sup>
- ⑤ 燃料取替：炉心・燃料の取替計画、取替炉心の安全性確認及び燃料の取替え<sup>\*1</sup>
- ⑥ 炉心管理：燃料装荷後、炉心が構成された後の定期事業者検査時及び原子炉運転中における炉心に関わる安全性確認<sup>\*2</sup>
- ⑦ 使用済燃料の貯蔵：SFP及び乾式キャスクによる使用済燃料の貯蔵<sup>\*1</sup>
- ⑧ 使用済燃料の輸送：使用済燃料の事業所内及び事業所外の運搬<sup>\*1</sup>
- ⑨ 燃料取扱：発電所内における燃料の取扱い<sup>\*1</sup>

\*1：燃料管理、\*2：炉心管理

(①燃料の設計、②新燃料の製造は、電気事業者が発電所の現場で行う管理ではない。)

原子燃料管理の全体に関わる活動を図1及び図2に示す。

なお、原子炉内で燃料の性能を発揮するために燃料と一体物として取り扱うチャンネルボックス(BWR)及び内挿物(PWR)についても同様の流れで構成される。

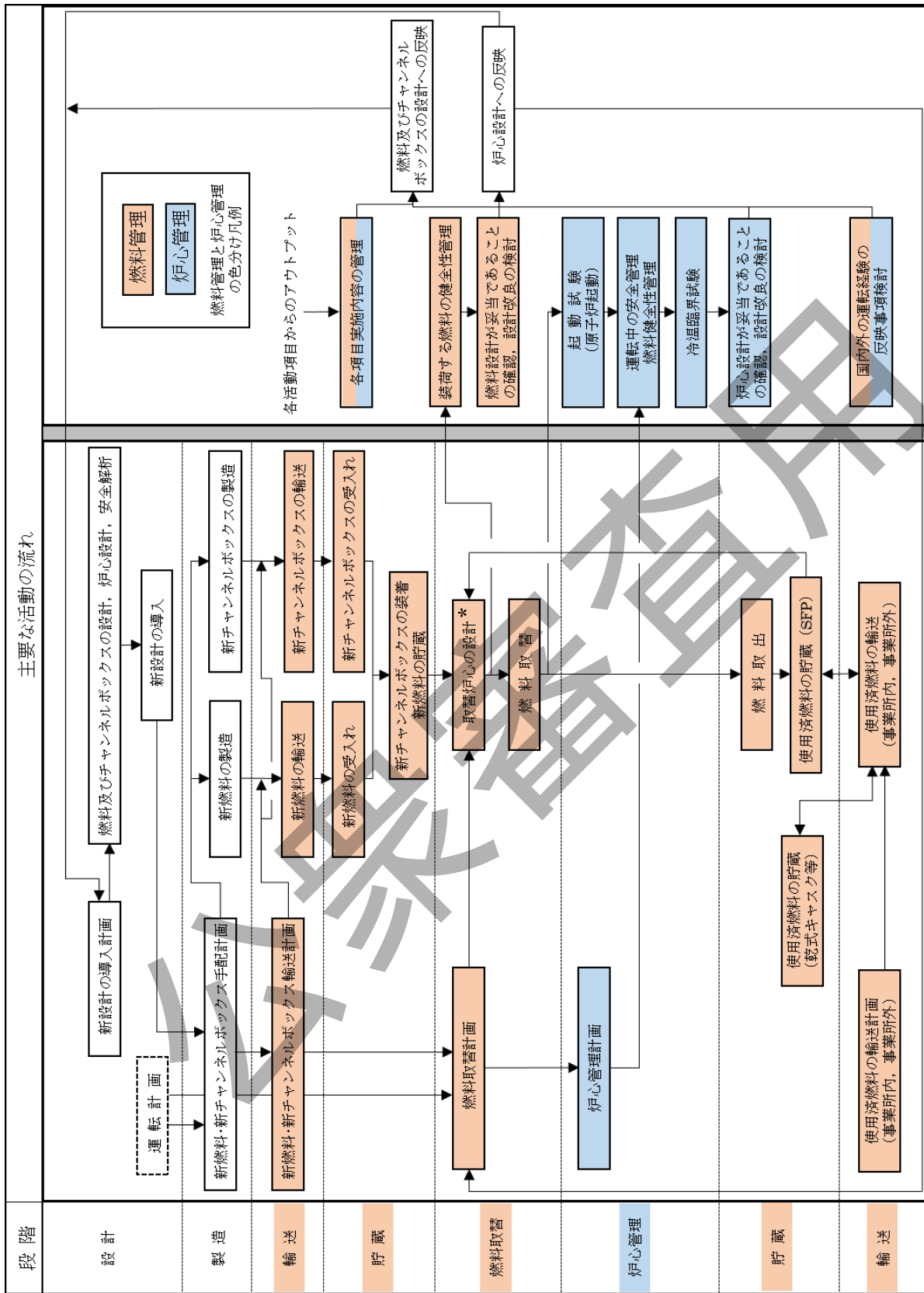
また、発電所の運転に関わる燃料、チャンネルボックス及び内挿物の保全活動の仕組みについては、「原子力発電所の保守管理規程(JEAC 4209-2021)」による。

### 2.3 継続的な改善の仕組み

2.2項に示す各活動においては、PDCAサイクル(計画、実施、評価、改善)を効果的に回すことにより、継続的に安全性を向上する。

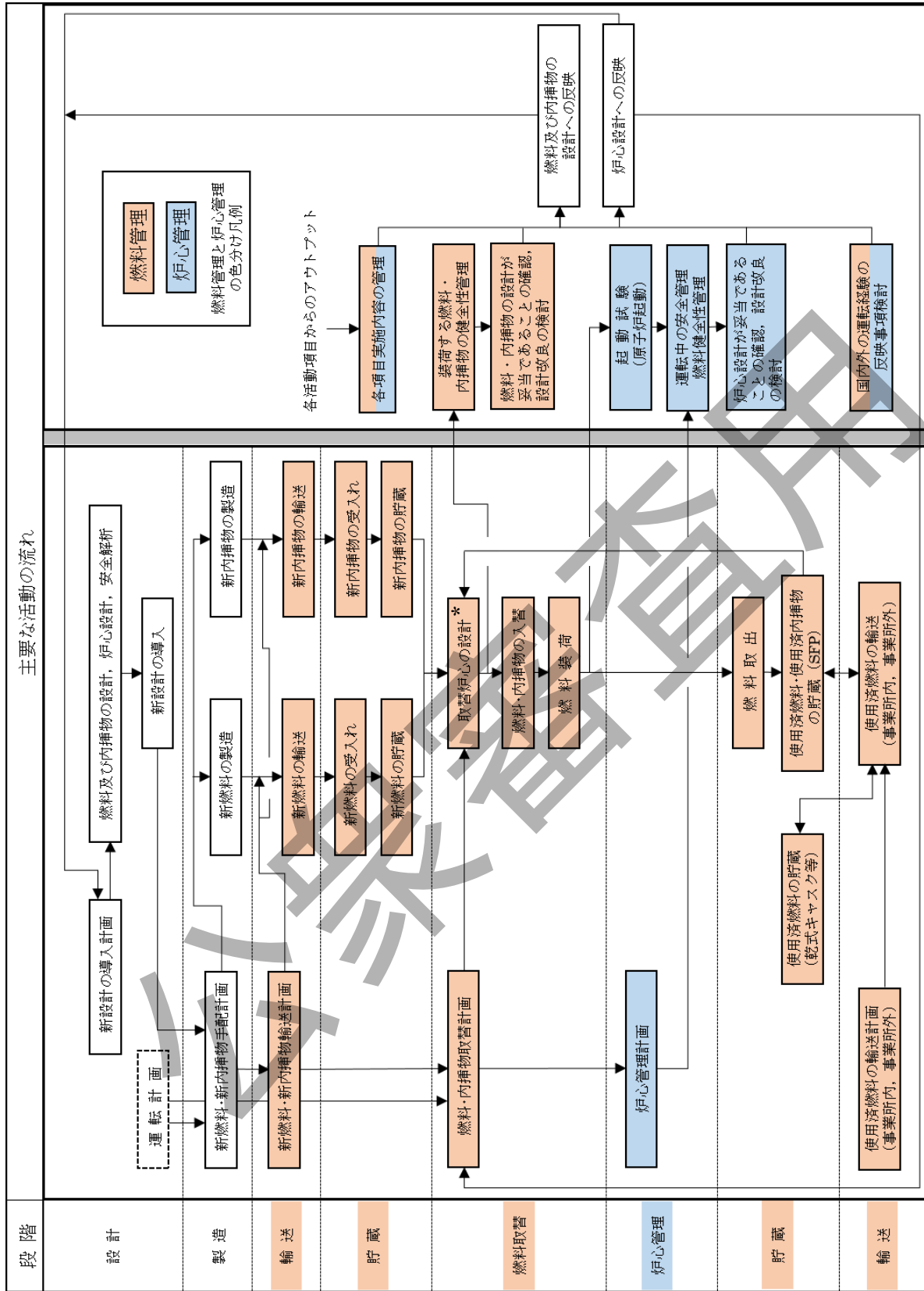
原子燃料管理は、図1及び図2に示すように複数の段階で構成されることから、図3に示す全般に関わるPDCAサイクルの実施(Do)の中で、これら個別の段階に関わるPDCAサイクルが回る構造となる。また、各段階で相互に情報共有を図ることにより、他の段階への必要な反映が可能となり、全般に関わるPDCAサイクルとしての改善が図れる。さらに、必要により下位の小さなPDCAサイクルに展開することで改善活動が確実なものになる。

継続的な改善に関わる基本的な仕組みは、「原子力安全のためのマネジメントシステム規程(JEAC 4111-2021)」の考え方に基づく。



\*取替炉心の設計は保安規定の「燃料管理」に含まれることから、ここでは燃料管理に分類

図1 原子燃料管理に関わる活動の全体像 (BWR)



\*取替炉心の設計は保安規定の「燃料管理」に含まれることから、ここでは燃料管理に分類

図 2 原子燃料管理に関わる活動の全体像 (PWR)

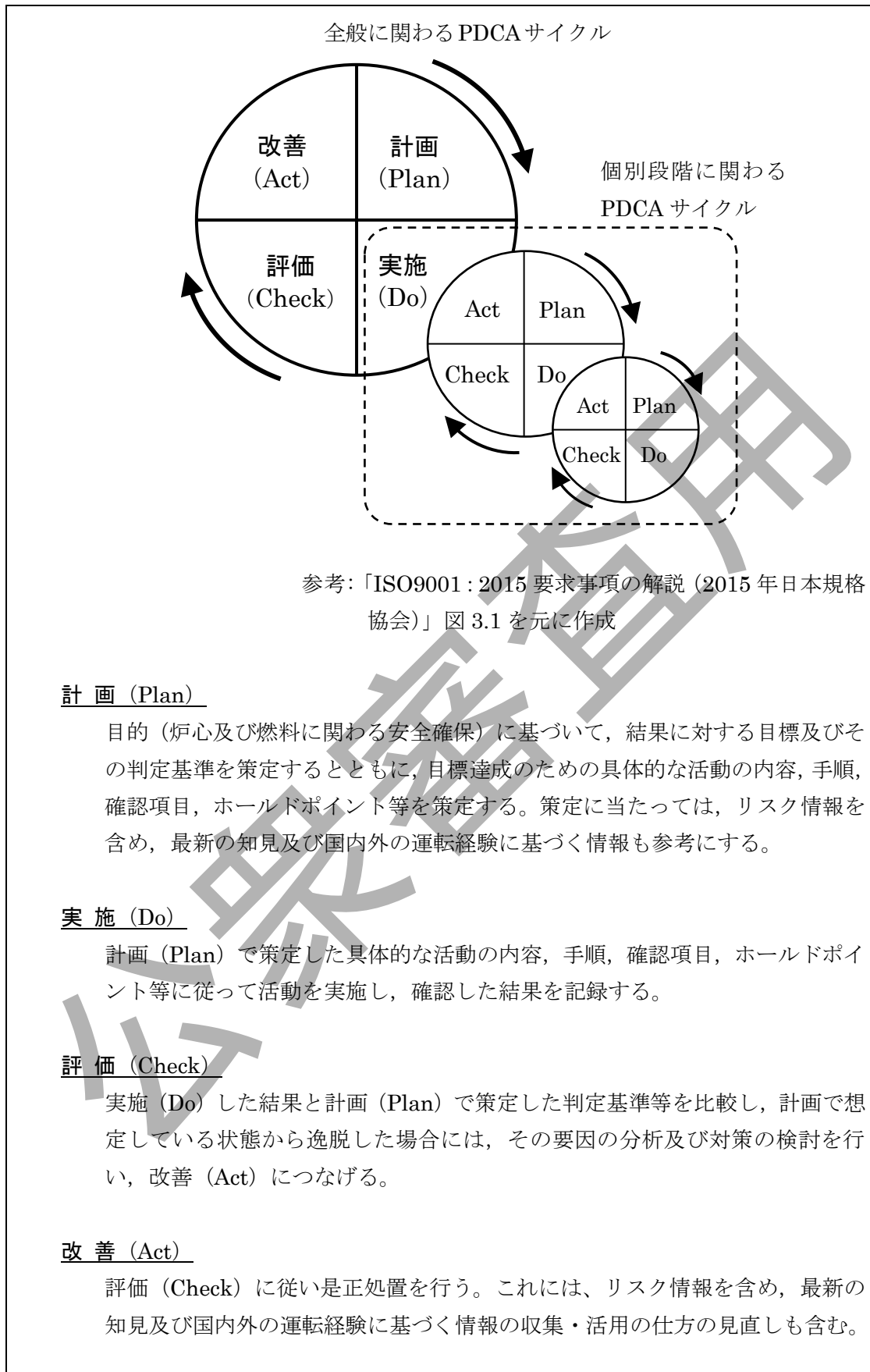


図 3 PDCA サイクルの構造

### 第3章 要求事項

原子燃料の管理においては、設計から製造、輸送、貯蔵、燃料取替、炉心管理及び燃料取扱の各段階において必要とされる活動が確実に実施され、ホールドポイントにおいては、計画で設定された判定基準が満足できていることを確認することが必要である。また、計画で想定している状態からの逸脱が確認された際には、必要なプロセスの改善が的確に実施されることが必要である。

燃料及び炉心に関わる原子力安全を確保するための要求事項の抽出は、運転中の燃料及び炉心の状態が安全設計で想定する範囲内で安定な状態にあること、並びに安全設計に基づき製造された燃料が原子炉に装荷されるまでの各段階において健全性が確保されていることの観点で行うとともに、燃料の設計から使用済燃料の輸送までの各段階での活動における基本的な要件についても行う必要がある。

#### ① 原子炉内での燃料に関わる安全性の確保（設計、燃料取替及び炉心管理の段階）

原子炉運転中の原子炉内の燃料に関わる安全性については、設計段階における妥当性の認められた手法による評価の入力並びに前提となる燃料及び炉心の状態が、運転段階においても設計評価の段階で想定した範囲及び制限に入っていることを監視、測定、検査等によって確認することで確保される。また、設計評価の結果が妥当であることが確認される。〔附属書 A（参考）〕

#### ② 原子炉以外での燃料の健全性の確保（①項以外の段階）

製造、輸送、貯蔵及び燃料取扱の各段階における燃料の健全性については、燃料に設計評価上の想定範囲から逸脱するような過大な寸法変化、材料劣化等が生じていないことを製造時及び輸送時に確認するとともに、貯蔵状態の確認、手順に従った燃料の取扱い等により確保される。

#### ③ 各段階個別の要件を満足するための管理等

各段階での活動において守るべき基本的な要件（臨界防止、除熱、遮蔽確保、放射性物質の漏えい防止、異物の混入防止等）を満足することにより、燃料自体の健全性が維持でき、燃料が異常の起点となることを防止できる。

全体のイメージを図4に示すとともに、各段階で要求される確認項目を表2に整理する。

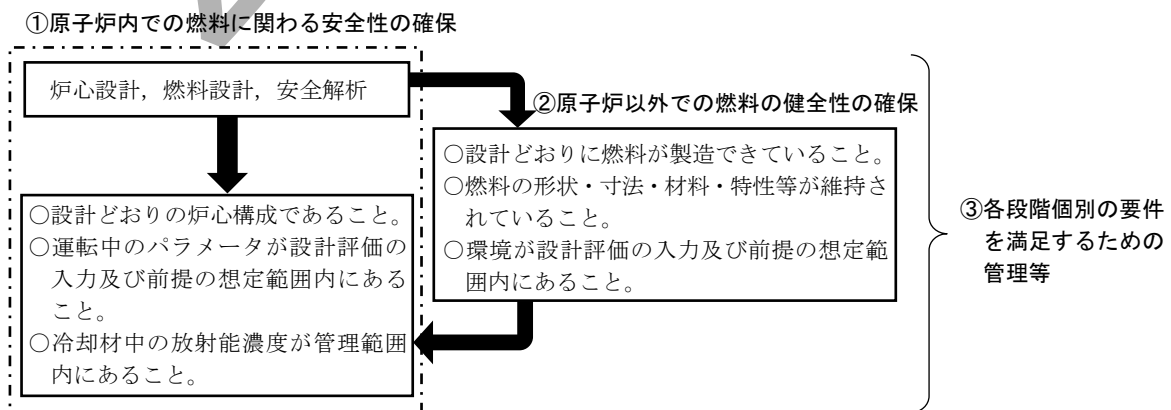


図4 炉心・燃料に関わる安全性確保の全体イメージ

表 2 原子燃料管理における各段階で要求される確認項目

管理の段階と内容			各段階で要求される確認項目			管理の区分	
			原子炉内又は原子炉以外での安全確保からの要求	各段階個別の安全上の要件	燃料管理	炉心管理	
設計	3.1.1 3.2.1	炉心設計 燃料設計 安全解析	① ・炉心の冷却可能な形状の維持 ・放射性物質の閉じ込め機能の維持 ・制御棒挿入性の維持	— —	— —	— —	
製造	3.1.2 3.2.2	新燃料の製造	② ・設計仕様どおりの製品化	③ ・臨界防止 ・遮蔽確保 ・放射性物質の漏えい防止 ・異物の混入防止	— —	— —	
輸送	3.1.3 3.2.3	新燃料の輸送	② ・設計で想定していない輸送中の変形の防止	③ ・臨界防止 ・除熱 ・遮蔽確保 ・放射性物質の漏えい防止 ・異物の混入防止	●	—	
貯蔵	3.1.4 3.2.4	新燃料の受入れ 新燃料の貯蔵	② ・設計で想定していない材料劣化の防止 (MOX 新燃料の SFP 貯蔵) ・冷却水の水質が燃料の材料設計の範囲内 (MOX 新燃料の SFP 貯蔵)	③ ・臨界防止 ・除熱 ・遮蔽確保 ・放射性物質の漏えい防止 ・異物の混入防止	●	—	
燃料 取替	3.1.5.1 3.2.5.1	取替炉心の設計	① ・設計 (3.1.1, 3.2.1) で想定した安全パラメータの範囲内にあることの確認	— —	— —	— —	
	3.1.5.2 3.2.5.2	燃料の取替え	① ・装荷する燃料の健全性検査 ・取替炉心設計どおりの燃料・内挿物の組合せ (PWR)	③ ・異物の混入防止	●	—	
		燃料装荷	① ・取替炉心の設計どおりの燃料配置	③ ・臨界防止 ・異物の混入防止	●	—	
炉心 管理	3.1.6 3.2.6	炉心特性の確認	① ・炉心特性の安全性確認 ・炉心設計の妥当性の確認	— —	— —	● ●	
		炉心特性以外の確認	① ・設計評価の入力/前提の確認	— —	— —	● ●	
	① ・基本的安全機能の確認	— —	— —	— —	— —	● ●	
貯蔵	3.1.7 3.2.7	燃料取出 使用済燃料の貯蔵	② ・設計で想定していない材料劣化の防止 ・冷却水の水質が燃料の材料設計の範囲内にあることの確認	③ ・臨界防止 ・除熱 ・遮蔽確保 ・密封性の確保 (キャスク貯蔵) ・放射性物質の漏えい防止 ・異物の混入防止	●	—	
輸送	3.1.8 3.2.8	使用済燃料の輸送 (構内・構外)	② ・設計で想定していない輸送中の変形の防止	③ ・臨界防止 ・除熱 ・遮蔽確保 ・放射性物質の漏えい防止 ・異物の混入防止	●	—	
燃料 取扱	3.1.9 3.2.9	燃料の取扱い	② ・設計で想定していない変形の防止	③ ・落下防止 ・臨界防止 ・遮蔽確保 ・異物の混入防止	●	—	

①：原子炉内での燃料に関わる安全性確保 ②：原子炉以外での燃料の健全性確保  
③：各段階個別の要件を満足するための管理等

### 3.1 BWRにおける原子燃料管理の各段階での要求事項

#### 3.1.1 炉心及び燃料（チャンネルボックスを含む）の設計

##### (1) 概要

炉心及び燃料の安全の確保は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び地震時において、基本的な安全機能である原子炉の停止機能及び停止後の崩壊熱除去を中心とする炉心の冷却機能を確保することによって、放射性物質の閉じ込め機能が運転状態に応じて多重障壁のもとに確保されていることを確認することで達成される。この確認は、炉心設計、燃料設計（チャンネルボックスの設計を含む。）及び安全解析から成る設計評価によって行われ、これらの入出力の受け渡し等を相互に関連させながら安全性の確認を行う。

炉心及び燃料の安全設計については、公衆の被ばく及び環境への影響を低減するという安全性確保の基本的要求を出発点とし、その達成のためのより具体的な性能要求、さらにそれを満たすための仕様に対する要求として階層的に安全要求を整理した「**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（AESJ-SC-TR009:2015）**」をもとに、要求事項及び具体的な実施事項へ展開し、製造及び燃料取替の段階へのアウトプットである設計仕様となる。

また、燃料の輸送、取扱い及び貯蔵の段階においては、原子炉の安全確保のために、設計時に想定した範囲外の寸法変化及び材料特性の変化が生じていないことを確認する必要がある。

##### (2) 要求事項

- a. 燃料（燃料棒及び燃料集合体）は、以下の安全機能を確保するように設計すること。
  - （燃料棒）
    - ・通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び地震時における放射性物質の閉じ込め機能の維持
    - ・通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び地震時における炉心の冷却可能な形状の維持
  - （燃料集合体）
    - ・通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び地震時における炉心の冷却可能な形状の維持
- b. チャンネルボックスは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び地震時における炉心の冷却可能な形状及び制御棒の挿入経路が維持されるように設計すること。
- c. 燃料及びチャンネルボックスから構成される炉心の核特性及び熱水力特性が、上記の個々の要求事項を満足するように設計すること。
- d. 燃料は、輸送中及び取扱中において、有害な変形等が生じないように設計すること。

(3) 具体的な実施事項

- a. 設計事業者は、原子炉の基本的安全機能が満足されるよう、適切な手法を用いて、以下のとおり設計及び解析を行う。
- (a) 燃料棒の閉じ込め機能が、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び地震時において維持されていること、並びに燃料棒の炉心冷却可能な形状が通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び地震時において維持されていることを、燃料設計及び安全解析において評価する。
  - (b) 燃料集合体の炉心冷却可能な形状が、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び地震時において維持されていることを、燃料設計及び安全解析において評価する。
  - (c) チャンネルボックスの炉心冷却可能な形状及び制御棒の挿入経路が、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び地震時において維持されていることを、燃料設計又は炉心支持構造物の機械設計において評価する。
  - (d) 炉心が、核的及び熱水力的な安全性をもつことを、炉心設計において評価する。また、炉心設計における解析の結果のうち必要な情報は、燃料設計及び安全解析に入力として受け渡す。
- b. 発電事業者は、炉心、燃料及びチャンネルボックスに関わる要求仕様を設計事業者に提示し、設計事業者が実施する原子炉の安全確保に関する設計及び解析が妥当であることを確認する。
- c. 設計事業者は、燃料の設計において、燃料の輸送中及び取扱中に有害な変形等が生じないことを確認する。(解説 3.1.1)

詳細については、以下の関連法規等に基づいて実施する。

(関連法規等)

- ・ 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）
- ・ 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 年原子力規制委員会制定，令和 4 年 9 月改正）
- ・ 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（AESJ-SC-TR009:2015），改定：第1分冊 炉心及び燃料の安全設計（AESJ-SC-TR009-1:2021）
- ・ 原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC 4601-2021）

(解説3.1.1)

以下に、輸送中の新燃料の健全性を確認するための方法の例を示す。

- ・輸送方法が適切であることを評価するために、新燃料の各部材に有害な変形等が生じないことを輸送試験により確認する。

なお、輸送後には、新燃料に輸送による有害な変形等が生じていないことを確認する。(3.1.3, 3.1.4参照)

新チャンネルボックスの輸送については、原子炉の安全性確保の観点から、輸送中に有害な変形等が生じることがないように、適切に梱包された状態で行う。

なお、輸送後には、新チャンネルボックスに輸送による有害な変形等が生じていないことを確認する。(3.1.3, 3.1.4参照)

公開審査専用

### 3.1.2 新燃料及び新チャンネルボックスの製造

#### (1) 概要

原子炉で使用する新燃料及び新チャンネルボックスは、これらを構成する部材の原材料の調達に始まり、製造事業者の工場の各製造プロセスを経て製品化される。

製造の各プロセスにおいて適切な品質管理を行い、設計仕様を満足するように、新燃料及び新チャンネルボックスの製造を行う必要がある。

なお、新燃料の製造は、臨界防止、閉じ込め等の安全機能を維持した施設及び設備を用いて実施される。

#### (2) 要求事項

- a. 製造された新燃料及び新チャンネルボックスは、設計仕様を満足すること。
- b. 新燃料の製造中において、臨界防止、遮蔽、放射性物質の漏えい防止及び異物の混入防止の観点で必要な措置を講じること。

#### (3) 具体的な実施事項

- a. 製造事業者は、新燃料及び新チャンネルボックスの製造並びに構成部材の製造及び調達を行い、これらが設計仕様を満足していることを確認するために、必要な品質管理を行う。
- b. 発電事業者は、燃料材の原料となる核燃料物質、完成品である新燃料及び新チャンネルボックスをそれぞれ調達するために必要な管理を行う。また、これらの調達した物品が、設計仕様を満足していることを確認する。
- c. 製造事業者は、保安のために必要な措置を講じて新燃料を製造する。

詳細については、以下の関連法規等に基づいて実施する。

##### (関連法規等)

- ・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）
- ・発電用原子燃料の製造に係る品質管理指針（JEAG 4204-2016）
- ・原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程（JEAC 4212-2020）
- ・発電用原子燃料の製造に係る燃料体検査規程（JEAC 4214-2020）
- ・原子燃料に係る臨界安全管理指針（JEAG 4225-2025）

### 3.1.3 新燃料及び新チャンネルボックスの輸送

#### (1) 概要

原子炉で使用する新燃料及び新チャンネルボックスは、輸送容器に収納した状態で、それぞれの製造事業者の工場から発電所に輸送される。輸送中の安全性を確保し、かつ、輸送後、原子炉での使用時における炉心の安全性及び燃料の健全性を確保するためには、適切な輸送容器及び輸送方法を適用する必要がある。

#### (2) 要求事項

- a. 輸送中の新燃料及び新チャンネルボックスに有害な変形等を生じさせないこと。
- b. 新燃料の輸送において、臨界防止、除熱、遮蔽、放射性物質の漏えい防止及び異物の混入防止の観点で必要な措置を講じること。

#### (3) 具体的な実施事項

- a. 輸送に関わる事業者は、新燃料及び新チャンネルボックスに有害な変形等を生じさせない手段により、輸送を実施する。(解説 3.1.1)
- b. 新燃料の輸送に関わる事業者は、保安のために必要な措置として、以下の関連法規等に基づいて、適切な輸送容器及び輸送方法を適用して輸送を実施する。(解説 3.1.3)

詳細については、以下の関連法規等に基づいて実施する。

##### (関連法規等)

- ・ 陸上輸送：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）
- ・ 海上輸送：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）  
船舶安全法（昭和 8 年制定，令和 4 年 6 月改正）
- ・ 使用済燃料・混合酸化物新燃料・高レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準：2013（AESJ-SC-F006：2013）
- ・ 原子燃料に係る臨界安全管理指針（JEAG 4225-2025）

##### (解説 3.1.3)

新燃料の輸送においては、保安のために必要な措置として、関連法規等に基づいて、必要に応じて以下の手続きを行う。

なお、ウラン新燃料の場合は A 型核分裂性輸送物、MOX 新燃料の場合は B 型核分裂性輸送物に対する基準を満足する必要がある。基準の詳細については関連法規等の要求に基づくものとする。

- a. 核燃料輸送物設計承認：輸送容器の設計において、輸送物が輸送中及び定められた条件の下において、主に以下の事項を満足することを評価及び試験により確認する。

- (a) 予想される温度及び圧力の変化、振動等により、き裂、破損等が生じるおそれがないものであること。
- (b) 輸送容器表面等の温度が定められた基準を超えないこと。
- (c) 放射性物質の漏えい量が定められた基準を超えないこと。
- (d) 輸送容器の表面及び表面から1m離れた位置における線量当量率が定められた基準を超えないこと。
- (e) 臨界に達しないこと。
- b. 容器承認：輸送容器の製造において、個々の輸送容器が所定の機能を発揮し得るように、設計のとおりにより製作され、適正に維持されていることを確認する。
- c. 車両運搬確認：輸送物の発送ごとに、輸送容器が所定の機能を発揮し得るように、適正に維持されていること、収納物が当該輸送容器に対する承認条件を満足していること及び輸送物が技術上の基準を満足していることを発送前検査を通して確認する。
- d. 核燃料輸送物運搬確認：核燃料輸送物の概要、積載方法等を定めた運搬の計画書を作成する。
- e. 核燃料物質等運搬届出：運搬経路である区域を管轄する都道府県公安委員会に運搬計画を届け出る。
- f. 特定核燃料物質の運搬に関する取決めの締結確認：特定核燃料物質を含む新燃料の運搬においては、運搬中の責任の移転について取り決める。
- g. 放射性輸送物運送計画書安全確認：海上輸送においては、一航海ごとに、核燃料輸送物の概要、積載方法等を定めた運送の計画書を作成する。
- h. 放射性物質等運送届：発航港（海外から発航する場合は最初の寄航港）を管轄する管区海上保安本部の長に運送計画を届け出る。

### 3.1.4 新燃料及び新チャンネルボックスの貯蔵

#### (1) 概要

設計仕様を満足するように製造された新燃料及び新チャンネルボックスは、発電所へ受け入れた際に、輸送中に異常がなかったことを確認した上で所定の場所に貯蔵するとともに、貯蔵状態を管理する必要がある。

#### (2) 要求事項

- a. 受け入れた新燃料及び新チャンネルボックスが、製造時に確認した状態を維持していること。
- b. 新燃料の貯蔵中において、臨界防止、除熱、遮蔽、放射性物質の漏えい防止及び異物の混入防止の観点で必要な措置を講じること。
- c. 新燃料及び新チャンネルボックスの健全性を維持すること。

#### (3) 具体的な実施事項

- a. 発電事業者は、新燃料及び新チャンネルボックスの受入れ時において、新燃料及び新チャンネルボックスの識別番号、外観及び新燃料への新チャンネルボックスの装着状態に異常がないことを確認する。(解説3.1.1)
- b. 発電事業者は、新燃料を新燃料貯蔵庫又は SFP の所定のラックに貯蔵する。(解説3.1.4①)(解説3.1.4②)(解説3.1.4③)
- c. 発電事業者は、定期的に新燃料の貯蔵状態を確認し、異常がないことを確認する。(解説3.1.4④)
- d. 発電事業者は、SFP の水質が、燃料及びチャンネルボックスの材料設計で前提としている範囲内にあることを定期的に確認する。(解説3.1.4⑤)

詳細については、以下の関連法規等に基づいて実施する。

#### (関連法規等)

- ・ 沸騰水型原子炉の水化学管理指針:2019 (AESJ-SG-S007:2019)
- ・ 原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程 (JEAC 4212-2020)
- ・ 原子燃料に係る臨界安全管理指針 (JEAG 4225-2025)

#### (解説3.1.4①)

MOX 新燃料の貯蔵においては、未臨界性だけでなく冷却性及び遮蔽性を維持する必要があるため、SFP で保管する。

#### (解説3.1.4②)

新燃料に新チャンネルボックスを装着した後は、燃料として管理する。

(解説3. 1. 4③)

新チャンネルボックスは、燃料と同様にラックに貯蔵する以外に、梱包容器等に収納した状態で管理された場所にて保管することがある。

(解説3. 1. 4④)

貯蔵状態の確認としては、ラックの健全性、SFP の水位及び水温、燃料の貯蔵状態、有害な異物の有無等がある。

(解説3. 1. 4⑤)

燃料の被覆管及びチャンネルボックスの腐食等の防止の観点で、SFP の水質が、材料健全性評価の前提としている範囲内にあることを確認する。

品質検査

### 3.1.5 燃料取替

#### 3.1.5.1 取替炉心の安全性確認

##### (1) 概要

原子炉停止後の燃料取替に伴う炉心設計では、次サイクルの運転期間を所定の出力で安全かつ安定に運転するため、取替炉心ごとの運転履歴、燃料配置等の変動によって生じる炉心特性の変化を考慮しても、サイクルを通じて安全性が確保できることを確認する必要がある。

##### (2) 要求事項

- a. 取替炉心の解析を適切な手法を用いて行うこと。
- b. 取替炉心の解析により、取替炉心の特性が、炉心設計、燃料設計及び安全解析の評価に基づき設定した条件を満足することを確認すること。

##### (3) 具体的な実施事項

- a. 発電事業者は、取替炉心の解析に用いる計算コード、計算コードの入力及び適用範囲が妥当であることを確認する。
- b. 発電事業者は、燃料取替の都度、炉心解析により取替炉心の安全性評価を行い、炉心特性が炉心設計、燃料設計及び安全解析の評価に基づき設定した条件の範囲内であることを確認する。
- c. 燃料の照射変形により影響を受ける炉心特性については、適切に考慮する。(解説 3.1.5)

詳細については、以下の関連法規等に基づいて実施する。

##### (関連法規等)

- ・取替炉心の安全性確認規程 (JEAC 4211-2018)
- ・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 4209-2022)

#### 3.1.5.2 燃料の取替え

##### (1) 概要

原子炉停止後の燃料取替において、次サイクルの運転期間を所定の出力で安全かつ安定に運転するためには、3.1.5.1 で安全性を確認した取替炉心を構成する燃料及びチャンネルボックスが健全であることを確認するとともに、評価した取替炉心の配置のとおり燃料を配置する必要がある。

##### (2) 要求事項

- a. 原子炉に装荷する燃料及びチャンネルボックスが健全であり、チャンネルボックスが燃料へ適切に装着されていること。
- b. 炉心の燃料の配置が 3.1.5.1 で安全性を確認した取替炉心の配置と一致すること。

- c. 燃料の取替中において異物の混入防止の措置を講じるとともに、未臨界を維持すること。

### (3) 具体的な実施事項

- a. 発電事業者は、原子炉に装荷する燃料及びチャンネルボックスについて、水中テレビカメラを用いた目視等により、外観に有害な変形等がないこと、及び燃料に関しては燃料棒間隙〔燃料棒－ウォータロッド（又はウォータチャンネル）間の間隙を含む。〕の変化に異常がないことを確認する。燃料棒間隙以外の照射挙動についても、燃料及びチャンネルボックスのデータを拡充し、設計面及び運用面への反映検討につなげる。また、燃料集合体外観検査後に、燃料にチャンネルボックスを装着する際に、チャンネルボックスの燃料への装着状態に異常がないことを確認する。（解説3.1.5）  
なお、新燃料及び新チャンネルボックスの健全性並びに新チャンネルボックスの装着状態については3.1.4にて確認する。（解説3.2.5②）
- b. 発電事業者は、原子炉に装荷した燃料の配置について、水中テレビカメラ又はその録画記録により、燃料集合体に刻字された燃料番号を確認し、取替炉心の安全性評価を行った配置のとおり装荷されていることを確認する。
- c. 発電事業者は、あらかじめ燃料取替時の未臨界の維持及び監視を考慮した燃料移動手順を作成し、その手順に従い、燃料交換機を使用して燃料移動を行う。また、燃料を原子炉に移動する都度及び制御棒を操作する都度、未臨界であることを確認する。

詳細については、以下の関連法規等に基づいて実施する。

#### （関連法規等）

- ・原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程（JEAC 4212-2020）
- ・原子燃料に係る臨界安全管理指針（JEAG 4225-2025）

#### （解説3.1.5）

BWRの発電用原子炉における燃料集合体の照射挙動データとしては、チャンネルボックスの曲がりが増えらる。チャンネルボックスの曲がり、制御棒挿入性、局所的な出力分布に影響があることから重要である。現在使用されているチャンネルボックスは、1980年代から1990年代にかけて多くのデータが蓄積されており、その知見に基づき、炉心設計がなされている。特に、スウェーデンのオスカーシャム2号機でチャンネルボックスの曲がりが増えらる燃料破損が確認された<sup>\*</sup>ことから、取替炉心の最小限界出力比評価においては、チャンネルボックスの曲がりを直接考慮する運用としている。

今後、照射挙動の異なるチャンネルボックスを導入する場合は、必要に応じてデータの蓄積を行うことが望まれる。

なお、チャンネルボックスを装着した燃料集合体の曲がりが増えらるチャンネルボックスの剛性に依存するため、燃料集合体自体の曲がりを評価する必要はない。

※(出典) IAEA Nuclear Energy Series No. NF-G-2.1 : Quality and Reliability  
Aspects in Nuclear Power Reactor Fuel Engineering (IAEA, 2015)

公開権留用

### 3.1.6 炉心管理

#### (1) 概要

炉心管理は、安全管理、運転管理、性能管理に分けられる。原子燃料管理規程ではこのうち安全管理についての要求事項を規定する。（解説 3.1.6①）

設計評価の入力及び前提の中には、原子炉起動時又は出力運転中の運転段階での人の手を介した運転操作に期待したり、機器・設備等が正常に動作したり機能することを期待して、設定されている入力及び前提が含まれている。そのため、これらの入力及び前提が設計評価での期待のとおりとなっていることを、運転段階の炉心管理の中で確認することが必須となる。

また、炉心管理では、運転段階において、炉心特性が制限値、安全評価及び燃料設計の入力の範囲に収まっていること並びに前提を満足していることを確認することが重要となる。

さらには、安全機能要求水準レベルである、止める・冷やす・閉じ込めるのうちのいくつかについて、遵守されていることが、運転段階で確認することができる。

これらの設計の入力、前提、炉心特性の安全性等についての確認には、プラントの改造又は新設計燃料が装荷された場合の使用前事業者検査、通常運転中の監視などによる確認が含まれる。

設計評価で確認される安全性の確保と、炉心管理における確認の関わりについては、附属書 A（参考）に整理している。

#### (2) 要求事項

運転段階において以下を確認すること。

- 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。
  - ・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。
  - ・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。
  - ・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。（解説 3.1.6②）
- 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。
  - ・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。
  - ・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。（解説 3.1.6②）
- 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。
  - ・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。

- ・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。
- d. 基本的な安全機能が維持されていることを確認する。

(3) 具体的な実施事項

発電事業者は、炉心及び燃料に関わる以下の a～d を実施する。

- 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。
- ・運転中の制御棒位置が設計評価で想定した範囲であることを監視する。
  - ・原子炉の状態（原子炉熱出力、冷却材流量・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。
  - ・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) 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。
- ・制御棒の挿入性（挿入時間）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抜き手順の策定時において、制御棒の最大反応度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。
  - ・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。
- 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。（解説 3.1.6③）
  - ・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。（解説 3.1.6④）（解説 3.1.6⑤）
- (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。
  - ・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。
  - ・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。
  - ・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。

(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)及び b.(c)の各項目について、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。

- ・ 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炉心設計の妥当性を確認する。（解説 3.1.6⑥）

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。（解説 3.1.6⑦）

詳細については、以下の関連法規等に基づいて実施する。

（関連法規等）

- ・ BWRの核熱水力安定性評価基準:2021 (AESJ-SC-P007:2021)
- ・ 沸騰水型原子炉の水化学管理指針:2019 (AESJ-SC-S007:2019)
- ・ 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)
- ・ 取替炉心の安全性確認規程 (JEAC 4211-2018)
- ・ 原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程 (JEAC 4212-2020)

#### （解説3.1.6①）炉心管理の分類

炉心管理とは、炉心の性能である熱出力を、安全にかつ安定に発揮させるための管理である、と本規程では捉え、それぞれ性能管理、安全管理、安定運転のための運転管理と分類している。原子炉の安全確保からの要求事項として、安全管理に対して本規程では定めている。

(解説3.1.6②)

BWRでは、運転段階で制御棒パターン、炉心流量などが設計段階での運転計画から変化することを想定し、予め設計段階で運転中の変動を考慮するとともに、運転中に設計段階で考慮した運転操作パターンであることの確認、運転段階での運転操作パターンに基づいた炉心特性の評価等が必要となる。

(解説3.1.6③)

燃料の被覆管及びチャンネルボックスの腐食等の防止の観点で、原子炉冷却材の水質が、炉内の通常時の材料健全性評価の前提としている範囲内にあることを監視する。

(解説3.1.6④)

安全性が確認された範囲での運転を順守するために、原子炉熱出力及び炉心流量で表される運転領域が保安規定に定められている。事例として、原子炉が低炉心流量かつ高出力になった場合、中性子束振動が発生し、不安定となるおそれがあるため、そのような運転状態となることを防止するための制限曲線として安定性制限曲線がある。

(解説3.1.6⑤)

一般的な知見として、燃料のペレット-被覆管相互作用破損は、出力をゆっくり上昇させることで避けることができ、また、出力をあるレベルで長時間保持すると、その後出力をそのレベルまで急上昇させても破損しないことが分かっている。これは、出力保持中にペレット及び被覆管がクリープ変形することによって、被覆管に働く応力が緩和して小さくなるためである。出力をゆっくりと上昇させ、長時間保持してペレットと被覆管をなじませることをプレコンディショニングという。

燃料棒の閉じ込め機能を維持する観点から、燃料のペレット-被覆管相互作用の知見、国内外の燃料運用実績等を考慮して、燃料被覆管の機械的健全性を確保するために出力上昇率を制限する運転を行う。事例としては、プレコンディショニングが完了していない場合の出力上昇において、出力上昇率を制限する。

なお、BWRでは線出力密度のしきい値の範囲内では出力上昇率の制限が不要な場合がある。

(解説3.1.6⑥)

炉心設計の結果が妥当であることを示すデータを拡充する観点から、原子炉起動時及び運転中の炉心特性の測定値と設計値を比較して妥当であること、また炉心設計の結果として得られる炉心特性が設計評価の入力に照らして妥当であることを確認する。

運転中の炉心特性の確認事例として、反応度監視がある。

(解説3. 1. 6⑦)

運転中に少数の漏えい燃料が発生し得ることを前提に，原子炉冷却材中の放射性物質を監視することにより，燃料棒の閉じ込め機能が維持されていることを確認するとともに，漏えい燃料が発生した場合には早期に検出し迅速かつ的確に対応できる。

公開審査用

### 3.1.7 使用済燃料の貯蔵

#### (1) 概要

使用済燃料（照射された燃料を含む。）は、原子炉から取り出した後、再度装荷されるまでの期間、若しくは、再処理等のために発電所外へ搬出するまでの期間、SFPに貯蔵するとともに、貯蔵状態を管理する必要がある。また、原子炉からの取出後、SFPで一定期間冷却された使用済燃料は、発電所内の乾式貯蔵設備においても貯蔵可能である。

#### (2) 要求事項

- a. SFPにおける使用済燃料の貯蔵において、臨界防止、除熱、遮蔽、放射性物質の漏えい防止及び異物の混入防止の観点で必要な措置を講じること。
- b. 再装荷する燃料集合体の健全性を維持すること。
- c. 乾式貯蔵設備における使用済燃料（チャンネルボックスを取り付けた状態もある。）の貯蔵において、臨界防止、除熱、遮蔽及び密封を確保すること。

#### (3) 具体的な実施事項

- a. 発電事業者は、使用済燃料をSFPの所定のラックに貯蔵する。（解説3.1.4②）（解説3.1.7①）
- b. 発電事業者は、定期的に使用済燃料の貯蔵状態を確認し、異常がないことを確認する。（解説3.1.7②）
- c. 発電事業者は、SFPの水質が、燃料及びチャンネルボックスの材料設計で前提としている範囲内にあることを定期的に確認する。（解説3.1.4⑤）
- d. 発電事業者は、乾式キャスクの健全性が保たれていることを定期的に確認する。（解説3.1.7③）

詳細については、以下の関連法規等に基づいて実施する。

#### （関連法規等）

- ・原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵について（平成4年原子力安全委員会了承、平成18年9月一部改訂）
- ・原子力発電所敷地内での輸送・貯蔵兼用乾式キャスクによる使用済燃料の貯蔵に関する審査ガイド（令和2年3月原子力規制委員会改正）
- ・使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準：2024（AESJ-SC-F002:2024）
- ・沸騰水型原子炉の水化学管理指針：2019（AESJ-SC-S007:2019）
- ・原子燃料に係る臨界安全管理指針（JEAG 4225-2025）

(解説 3.1.7①)

SFP で重大事故等が発生した際の燃料の冷却効果を向上させる目的から、運転停止直後の原子炉から取り出した燃料の分散配置を実施する。

(解説 3.1.7②)

貯蔵状態の確認としては、ラックの健全性、SFP の水位及び水温、使用済燃料の貯蔵状態、有害な異物の有無等がある。

(解説 3.1.7③)

乾式キャスクについては、貯蔵中の健全性を確保するために、蓋間圧力、キャスク表面温度、放射線レベル等の監視を行う。

公開審査資料

### 3.1.8 使用済燃料の輸送

#### (1) 概要

原子炉の運転に伴って発生し貯蔵している使用済燃料は、定められた輸送容器を用いて、再処理工場、発電所内の SFP、発電所内外の乾式貯蔵設備等へ輸送される。輸送中の安全性を確保するためには、適切な輸送容器及び輸送方法を適用する必要がある。

#### (2) 要求事項

使用済燃料の輸送において、臨界防止、除熱、遮蔽、放射性物質の漏えい防止及び異物の混入防止の観点で必要な措置を講じること。

#### (3) 具体的な実施事項

輸送に関わる事業者は、保安のために必要な措置として、以下の関連法規等に基づいて、適切な輸送容器及び輸送方法を適用して使用済燃料の輸送を実施する。(解説 3.1.8)

詳細については、以下の関連法規等に基づいて実施する。

##### (関連法規等)

- ・陸上輸送：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）
- ・海上輸送：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）  
船舶安全法（昭和 8 年制定，令和 4 年 6 月改正）
- ・使用済燃料・混合酸化物新燃料・高レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準：2013（AESJ-SC-F006：2013）

##### (解説 3.1.8)

使用済燃料の輸送においては、保安のために必要な措置として、関連法規等に基づいて、必要に応じて以下の手続き及び確認を行う。

なお、事業所外運搬の場合は B 型核分裂性輸送物に対する基準を満足する必要がある。基準の詳細については関連法規等の要求に基づくものとする。

##### (事業所外運搬)

- a. 核燃料輸送物設計承認：輸送容器の設計において、輸送物が輸送中及び定められた条件の下において、主に以下の事項を満足することを評価及び試験により確認する。
  - (a) 予想される温度・圧力の変化、振動等により、き裂、破損等が生じるおそれがないものであること。
  - (b) 輸送容器表面等の温度が定められた基準を超えないこと。
  - (c) 放射性物質の漏えい量が定められた基準を超えないこと。

- (d) 輸送容器の表面及び表面から1m離れた位置における線量当量率が定められた基準を超えないこと。
- (e) 臨界に達しないこと。
- b. 容器承認：輸送容器の製造において、個々の輸送容器が所定の機能を発揮し得るように、設計のとおりにより製作され、適正に維持されていることを確認する。
- c. 車両運搬確認：輸送物の発送ごとに、輸送容器が所定の機能を発揮し得るように、適正に維持されていること、収納物が当該輸送容器に対する承認条件を満足していること及び輸送物が技術上の基準を満足していることを発送前検査を通して確認する。
- d. 核燃料輸送物運搬確認：核燃料輸送物の概要、積載方法等を定めた運搬の計画書を作成する。
- e. 核燃料物質等運搬届出：運搬経路である区域を管轄する都道府県公安委員会に運搬計画を届け出る。
- f. 特定核燃料物質の運搬に関する取決めの締結確認：特定核燃料物質を含む使用済燃料の運搬においては、運搬中の責任の移転について取り決める。
- g. 放射性輸送物運送計画書安全確認：海上輸送においては、一航海ごとに、核燃料輸送物の概要、積載方法等を定めた運送の計画書を作成する。
- h. 放射性物質等運送届：発航港を管轄する管区海上保安本部の長に運送計画を届け出る。

(事業所内運搬)

- a. 輸送容器に関する設計及び工事計画認可申請：輸送容器の設計において、輸送物が輸送中及び定められた条件の下において、主に以下の事項を満足することを評価等により確認する。
  - (a) 予想される温度・圧力の変化、振動等により、き裂、破損等が生じるおそれがないものであること。
  - (b) 輸送容器の表面及び表面から1m離れた位置における線量当量率が定められた基準を超えないこと。
  - (c) 臨界に達しないこと。
- b. 輸送容器に関する使用前事業者検査：輸送容器の製造において、個々の輸送容器が所定の機能を発揮し得るように、設計のとおりにより製作されていることを確認する。
- c. 発送前検査相当の確認：輸送物の発送ごとに、収納物が輸送容器に対する承認条件を満足していること及び輸送物が技術上の基準を満足していることを確認する。

### 3.1.9 燃料の取扱い

#### (1) 概要

燃料の取扱いについては、燃料の発電所内への搬入から発電所外への搬出までの一連の諸活動において、燃料の健全性が確保されるように取り扱う必要がある。

#### (2) 要求事項

- a. 燃料取扱中に臨界に達するおそれがないこと。
- b. 燃料取扱中に燃料に有害な変形等を生じさせないこと。
- c. 燃料取扱中に燃料の落下を防止できること。
- d. 燃料からの放射線に対して遮蔽を確保すること。
- e. 燃料取扱中に燃料への異物の混入防止のための措置を講じること。

#### (3) 具体的な実施事項

- a. 発電事業者は、適切に維持管理された燃料取扱設備を使用する。（解説3.1.9）
- b. 発電事業者は、燃料の取扱いの際には、あらかじめ安全措置等を含めた手順を作成し、その手順に従い実施する。

詳細については、以下の関連法規等に基づいて実施する。

##### （関連法規等）

- ・ 原子燃料に係る臨界安全管理指針（JEAG 4225-2025）

##### （解説3.1.9）

燃料を直接取り扱う場合には燃料取扱設備を使用する必要がある。  
新燃料輸送容器からの新燃料の取出しから、使用済燃料輸送容器への使用済燃料の収納までに使用する燃料取扱設備の例として、新燃料を気中で取り扱う原子炉建屋クレーン、新燃料及び使用済燃料を水中で取り扱う燃料交換機等がある。

## 3.2 PWRにおける原子燃料管理の各段階での要求事項

### 3.2.1 炉心及び燃料（内挿物を含む）の設計

#### (1) 概要

炉心及び燃料の安全の確保は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び地震時において、基本的な安全機能である原子炉の停止機能及び停止後の崩壊熱除去を中心とする炉心の冷却機能を確保することによって、放射性物質の閉じ込め機能が運転状態に応じて多重障壁のもとに確保されていることを確認することで達成される。この確認は、炉心設計、燃料設計（内挿物の設計を含む。）及び安全解析から成る設計評価によって行われ、これらの入出力の受け渡し等を相互に関連させながら安全性の確認を行う。

炉心及び燃料の安全設計については、公衆の被ばく及び環境への影響を低減するという安全性確保の基本的要求を出発点とし、その達成のためのより具体的な性能要求、さらにそれを満たすための仕様に対する要求として階層的に安全要求を整理した「**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（AESJ-SC-TR009:2015）**」をもとに、要求事項及び具体的な実施事項へ展開し、製造及び燃料取替の段階へのアウトプットである設計仕様となる。

また、燃料の輸送、取扱い及び貯蔵の段階においては、原子炉の安全確保のために、設計時に想定した範囲外の寸法変化及び材料特性の変化が生じていないことを確認する必要がある。

#### (2) 要求事項

a. 燃料（燃料棒及び燃料集合体）は、以下の安全機能を確保するように設計すること。

（燃料棒）

- ・通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び地震時における放射性物質の閉じ込め機能の維持
- ・通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び地震時における炉心の冷却可能な形状の維持

（燃料集合体）

- ・通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び地震時における炉心の冷却可能な形状及び制御棒クラスタの挿入経路の維持

b. 内挿物は、それぞれ以下の安全機能を確保するように設計すること。

（制御棒クラスタ）

- ・通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び地震時における原子炉の停止のために必要な反応度の確保及び燃料集合体への動的な挿入機能

（バーナブルポイズン）

- ・通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び地震時における負の反応度フィードバック効果の保持

- c. 燃料及び内挿物から構成される炉心の核特性及び熱水力特性が、上記の個々の要求事項を満足するように設計すること。
- d. 燃料は、輸送中及び取扱中において、有害な変形等が生じないように設計すること。

(3) 具体的な実施事項

- a. 設計事業者は、原子炉の基本的安全機能が満足されるよう、適切な手法を用いて、以下のとおり設計及び解析を行う。(解説 3.2.1①)
  - (a) 燃料棒の閉じ込め機能が、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び地震時において維持されていること、並びに燃料棒の炉心冷却可能な形状が通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び地震時において維持されていることを、燃料設計及び安全解析において評価する。
  - (b) 燃料集合体の炉心冷却可能な形状及び制御棒クラスタの挿入経路が、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び地震時において維持されていることを、燃料設計及び安全解析において評価する。
  - (c) 制御棒クラスタの安全機能のうち、核的な停止能力及び反応度制御能力をもつことを、炉心設計において評価し、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び地震時において、中性子吸収材の保持及び燃料集合体への動的な挿入機能が確保されることを、機械設計において評価する。
  - (d) バーナブルポイズンの安全機能のうち、運転中に負の反応度フィードバック効果をもつことを炉心設計において評価し、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び地震時において、中性子吸収材の保持が確保されることを、機械設計において評価する。
  - (e) 炉心が、核的及び熱水力的な安全性をもつことを、炉心設計において評価する。また、炉心設計における解析の結果のうち必要な情報は、燃料設計、内挿物の設計及び安全解析に入力として受け渡す。
- b. 発電事業者は、炉心、燃料及び内挿物に関わる要求仕様を設計事業者に提示し、設計事業者が実施する原子炉の安全確保に関する設計及び解析が妥当であることを確認する。
- c. 設計事業者は、燃料の設計において、燃料の輸送中及び取扱中に有害な変形等が生じないことを確認する。(解説 3.2.1②)

詳細については、以下の関連法規等に基づいて実施する。

(関連法規等)

- ・ 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)
- ・ 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 年原子力規制委員会制定, 令和 4 年 9 月改正)
- ・ 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(AESJ-SC-TR009:2015), 改定: 第 1 分冊 炉心及び燃料の安全設計(AESJ-SC-TR009-1:2021)
- ・ 原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC 4601-2021)

(解説 3.2.1①)

内挿物に関して、制御棒クラスタ及びバーナブルポイズン以外の内挿物として、停止中及び燃料取替時における炉外中性子束検出器による臨界管理に必要な中性子束レベルを確保するために中性子源がある。また、制御棒クラスタ、バーナブルポイズン又は中性子源のいずれも入らない制御棒案内シンプルを通るバイパス流量を制限するシンプルプラグアセンブリがある。

(解説 3.2.1②)

以下に、輸送中の新燃料の健全性を確認するための方法の例を示す。

- ・新燃料が設計荷重を受けた際、新燃料の各部材に有害な変形等が生じないことを試験及び解析評価により確認する。

なお、輸送後には、輸送中に新燃料に加わった荷重が設計荷重内にあり、新燃料に輸送による有害な変形等が生じていないことを確認する。(3.2.3項, 3.2.4項参照)

新内挿物の輸送については、原子炉の安全性確保の観点から、輸送中に有害な変形等が生じることがないように、適切に梱包された状態で行う。

なお、輸送後には、新内挿物に輸送による有害な変形等が生じていないことを確認する。(3.2.3項, 3.2.4項参照)

### 3.2.2 新燃料及び新内挿物の製造

#### (1) 概要

原子炉で使用する新燃料及び新内挿物は、これらを構成する部材の原材料の調達に始まり、製造事業者の工場の各製造プロセスを経て製品化される。

製造の各プロセスにおいて適切な品質管理を行い、設計仕様を満足するように、新燃料及び新内挿物の製造を行う必要がある。

なお、新燃料の製造は、臨界防止、閉じ込め等の安全機能を維持した施設及び設備を用いて実施される。

#### (2) 要求事項

- a. 製造された新燃料及び新内挿物は、設計仕様を満足すること。
- b. 新燃料の製造中において、臨界防止、遮蔽、放射性物質の漏えい防止及び異物の混入防止の観点で必要な措置を講じること。

#### (3) 具体的な実施事項

- a. 製造事業者は、新燃料及び新内挿物の製造並びに構成部材の製造及び調達を行い、これらが設計仕様を満足していることを確認するために、必要な品質管理を行う。
- b. 発電事業者は、燃料材の原料となる核燃料物質、完成品である新燃料及び新内挿物をそれぞれ調達するために必要な管理を行う。また、これらの調達した物品が、設計仕様を満足していることを確認する。
- c. 製造事業者は、保安のために必要な措置を講じて新燃料を製造する。

詳細については、以下の関連法規等に基づいて実施する。

##### (関連法規等)

- ・ 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）
- ・ 発電用原子燃料の製造に係る品質管理指針（JEAG 4204-2016）
- ・ 原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程（JEAC 4212-2020）
- ・ 発電用原子燃料の製造に係る燃料体検査規程（JEAC 4214-2020）
- ・ 原子燃料に係る臨界安全管理指針（JEAG 4225-2025）

### 3.2.3 新燃料及び新内挿物の輸送

#### (1) 概要

原子炉で使用する新燃料及び新内挿物は、輸送容器に収納した状態で、それぞれの製造事業者の工場から発電所に輸送される。輸送中の安全性を確保し、かつ、輸送後、原子炉での使用時における炉心の安全性及び燃料の健全性を確保するためには、適切な輸送容器及び輸送方法を適用する必要がある。

#### (2) 要求事項

- a. 輸送中の新燃料及び新内挿物に有害な変形等を生じさせないこと。
- b. 新燃料の輸送において、臨界防止、除熱、遮蔽、放射性物質の漏えい防止及び異物の混入防止の観点で必要な措置を講じること。

#### (3) 具体的な実施事項

- a. 輸送に関わる事業者は、新燃料及び新内挿物に有害な変形等を生じさせない手段により、輸送を実施する。(解説 3.2.1②)
- b. 新燃料の輸送に関わる事業者は、保安のために必要な措置として、以下の関連法規等に基づいて、適切な輸送容器及び輸送方法を適用して輸送を実施する。(解説 3.2.3)

詳細については、以下の関連法規等に基づいて実施する。

##### (関連法規等)

- ・ 陸上輸送：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）
- ・ 海上輸送：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）  
船舶安全法（昭和 8 年制定，令和 4 年 6 月改正）
- ・ 使用済燃料・混合酸化物新燃料・高レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準：2013（AESJ-SC-F006：2013）
- ・ 原子燃料に係る臨界安全管理指針（JEAG 4225-2025）

##### (解説 3.2.3)

新燃料の輸送においては、保安のために必要な措置として、関連法規等に基づいて、必要に応じて以下の手続きを行う。

なお、ウラン新燃料の場合は A 型核分裂性輸送物、MOX 新燃料の場合は B 型核分裂性輸送物に対する基準を満足する必要がある。基準の詳細については関連法規等の要求に基づくものとする。

- a. 核燃料輸送物設計承認：輸送容器の設計において、輸送物が輸送中及び定められた条件の下において、主に以下の事項を満足することを評価及び試験により確認する。

- (a) 予想される温度及び圧力の変化、振動等により、き裂、破損等が生じるおそれがないものであること。
- (b) 輸送容器表面等の温度が定められた基準を超えないこと。
- (c) 放射性物質の漏えい量が定められた基準を超えないこと。
- (d) 輸送容器の表面及び表面から1m離れた位置における線量当量率が定められた基準を超えないこと。
- (e) 臨界に達しないこと。
- b. 容器承認：輸送容器の製造において、個々の輸送容器が所定の機能を発揮し得るように、設計のとおりにより製作され、適正に維持されていることを確認する。
- c. 車両運搬確認：輸送物の発送ごとに、輸送容器が所定の機能を発揮し得るように、適正に維持されていること、収納物が当該輸送容器に対する承認条件を満足していること及び輸送物が技術上の基準を満足していることを発送前検査を通して確認する。
- d. 核燃料輸送物運搬確認：核燃料輸送物の概要、積載方法等を定めた運搬の計画書を作成する。
- e. 核燃料物質等運搬届出：運搬経路である区域を管轄する都道府県公安委員会に運搬計画を届け出る。
- f. 特定核燃料物質の運搬に関する取決めの締結確認：特定核燃料物質を含む新燃料の運搬においては、運搬中の責任の移転について取り決める。
- g. 放射性輸送物運送計画書安全確認：海上輸送においては、一航海ごとに、核燃料輸送物の概要、積載方法等を定めた運送の計画書を作成する。
- h. 放射性物質等運送届：発航港（海外から発航する場合は最初の寄航港）を管轄する管区海上保安本部の長に運送計画を届け出る。

### 3.2.4 新燃料及び新内挿物の貯蔵

#### (1) 概要

設計仕様を満足するように製造された新燃料及び新内挿物は、発電所へ受け入れた際に、輸送中に異常がなかったことを確認した上で所定の場所に貯蔵するとともに、貯蔵状態を管理する必要がある。

#### (2) 要求事項

- a. 受け入れた新燃料及び新内挿物が、製造時に確認した状態を維持していること。
- b. 新燃料の貯蔵中において、臨界防止、除熱、遮蔽、放射性物質の漏えい防止及び異物の混入防止の観点で必要な措置を講じること。
- c. 新燃料及び新内挿物の健全性を維持すること。

#### (3) 具体的な実施事項

- a. 発電事業者は、新燃料及び新内挿物の受入れ時において、新燃料及び新内挿物の識別番号及び外観に異常がないことを確認する。(解説 3.2.1②)
- b. 発電事業者は、新燃料及び新内挿物を新燃料貯蔵庫又は SFP の所定のラックに貯蔵する。(解説 3.2.4①) (解説 3.2.4②) (解説 3.2.4③)
- c. 発電事業者は、定期的に新燃料及び新内挿物の貯蔵状態を確認し、異常がないことを確認する。(解説 3.2.4④)
- d. 発電事業者は、SFP の水質が、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定期的に確認する。(解説 3.2.4⑤)

詳細については、以下の関連法規等に基づいて実施する。

##### (関連法規等)

- ・ 加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針:2019 (AESJ-SG-S008:2019)
- ・ 原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程 (JEAC 4212-2020)
- ・ 原子燃料に係る臨界安全管理指針 (JEAG 4225-2025)

##### (解説3.2.4①)

MOX新燃料の貯蔵においては、未臨界性だけでなく冷却性及び遮蔽性を維持する必要があるため、SFPで保管する。

##### (解説3.2.4②)

SFPで大規模な漏えいが発生し、SFPの水位が異常に低下した場合の臨界を防止することを目的に、燃料の配置等を考慮するプラントがある。

(解説3. 2. 4③)

新内挿物は、燃料と同様にラックに貯蔵する以外に、梱包容器等に収納した状態で管理された場所にて保管することがある。

(解説3. 2. 4④)

貯蔵状態の確認としては、ラックの健全性、SFPの水位及び水温、燃料及び内挿物の貯蔵状態、有害な異物の有無等がある。

(解説3. 2. 4⑤)

燃料及び内挿物の被覆管腐食等の防止の観点で、SFPの水質が、材料健全性評価の前提としている範囲内にあることを確認する。

品質検査

### 3.2.5 燃料取替

#### 3.2.5.1 取替炉心の安全性確認

##### (1) 概要

原子炉停止後の燃料取替に伴う炉心設計では、次サイクルの運転期間を所定の出力で安全かつ安定に運転するため、取替炉心ごとの運転履歴、燃料配置等の変動によって生じる炉心特性の変化を考慮しても、サイクルを通じて安全性が確保できることを確認する必要がある。

##### (2) 要求事項

- a. 取替炉心の解析を適切な手法を用いて行うこと。
- b. 取替炉心の解析により、取替炉心の特性が、炉心設計、燃料設計及び安全解析の評価に基づき設定した条件を満足することを確認すること。

##### (3) 具体的な実施事項

- a. 発電事業者は、取替炉心の解析に用いる計算コード、計算コードの入力及び適用範囲が妥当であることを確認する。
- b. 発電事業者は、燃料取替の都度、炉心解析により取替炉心の安全性評価を行い、炉心特性が炉心設計、燃料設計及び安全解析の評価に基づき設定した条件の範囲内であることを確認する。
- c. 燃料の照射変形により影響を受ける炉心特性については、適切に考慮する。(解説 3.2.5 ①)

詳細については、以下の関連法規等に基づいて実施する。

(関連法規等)

- ・ 取替炉心の安全性確認規程 (JEAC 4211-2018)
- ・ 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 4209-2022)

#### 3.2.5.2 燃料及び内挿物の取替え

##### (1) 概要

原子炉停止後の燃料取替において、次サイクルの運転期間を所定の出力で安全かつ安定に運転するためには、3.2.5.1 で安全性を確認した取替炉心を構成する燃料及び内挿物が健全であることを確認するとともに、評価した取替炉心の配置のとおり燃料及び内挿物を配置する必要がある。

##### (2) 要求事項

- a. 原子炉に装荷する燃料及び内挿物が健全であること。

- b. 炉心の燃料及び内挿物の配置が 3.2.5.1 で安全性を確認した取替炉心の配置と一致すること。
- c. 燃料の取替中において異物の混入防止の措置を講じるとともに、未臨界を維持すること。

(3) 具体的な実施事項

- a. 発電事業者は、原子炉に装荷する燃料及び内挿物について、水中テレビカメラを用いた目視等により、外観に有害な変形等がないこと、及び燃料に関しては燃料棒間隙の変化に異常がないことを確認する。燃料棒間隙以外の照射挙動についても、燃料及び内挿物のデータを拡充し、設計面及び運用面への反映検討につなげる。(解説 3.2.5 ①)  
なお、新燃料及び新内挿物の健全性については 3.2.4 においても確認する。(解説 3.2.5 ②)
- b. 発電事業者は、原子炉に装荷した燃料及び内挿物の配置について、水中テレビカメラ又はその録画記録により、燃料集合体に刻字された燃料番号及び内挿物に刻字された内挿物番号を確認し、取替炉心の安全性評価を行った配置のとおり装荷されていることを確認する。
- c. 発電事業者は、あらかじめ燃料取替時の未臨界の維持及び監視を考慮した燃料移動手順を作成し、その手順に従い、燃料取扱装置を使用して燃料移動を行う。また、燃料を原子炉に移動する都度、未臨界であることを確認する。

詳細については、以下の関連法規等に基づいて実施する。

(関連法規等)

- ・ 原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程 (JEAC 4212-2020)
- ・ 原子燃料に係る臨界安全管理指針 (JEAG 4225-2025)

(解説3. 2. 5①)

PWRの発電用原子炉における燃料集合体の照射挙動データは、試験用原子炉での蓄積が容易な燃料棒及び燃料ペレットに関わる幅広い照射挙動データと比較すると、先行照射で得られる実績データ、類似設計での照射実績に基づいた類推データ等に限定される。このため、燃料集合体の照射挙動（燃料棒曲がり、燃料集合体曲がり）データについては、発電用原子炉での本格使用後も、新設計及び設計改良後の燃料集合体に関する設計評価用データが蓄積されるまでの間は、データの拡充が望まれる。

さらに、燃料棒曲がり及び燃料集合体曲がりは、炉心の冷却性及び局所的な発熱量の変化に代表される核熱特性に影響があるため、都度、照射挙動データを取得し、その影響範囲が炉心設計において安全解析の入力条件に適合していることを確認することが必要となる。この炉心設計における燃料集合体の照射挙動の影響評価も、データが蓄積され基本設計又は炉心設計に包含的に反映することができれば、データ拡充及び取替炉心ごとの影響評価も必要ではない。

燃料集合体と同様、内挿物についても発電用原子炉での照射実績データを拡充し、特に制御棒クラスタについては停止に関わる核的及び機械的機能の維持の信頼性を向上させることが重要となる。具体的には、制御棒の先端部を除く制御棒被覆管の摩耗及び先端部の中性子吸収材の膨れの挙動については、既に拡充データにより挙動進行予測を確立し中性子照射量及び使用時間による管理に移行しており、制御棒被覆管の先端部の摩耗については、計画的なデータ取得が実施されている。

(解説3. 2. 5②)

PWRでは原子炉に装荷する新燃料及び新内挿物の健全性の確認は、発電所への受入れ時に実施するとともに、燃料取替時においても実施する。

一方、BWRにおける原子炉に装荷する新燃料及び新チャンネルボックスの健全性の確認は、新燃料及び新チャンネルボックスの受入れ時に実施し、燃料取替時には実施しない。

### 3.2.6 炉心管理

#### (1) 概要

炉心管理は、安全管理、運転管理、性能管理に分けられる。原子燃料管理規程ではこのうち安全管理についての要求事項を規定する。（解説 3.2.6①）

設計評価の入力及び前提の中には、原子炉起動時又は出力運転中の運転段階での人の手を介した運転操作に期待したり、機器・設備等が正常に動作したり機能することを期待して、設定されている入力及び前提が含まれている。そのため、これらの入力及び前提が設計評価での期待のとおりとなっていることを、運転段階の炉心管理の中で確認することが必須となる。

また、炉心管理では、運転段階において、炉心特性が制限値、安全評価及び燃料設計の入力の範囲に収まっていること並びに前提を満足していることを確認することが重要となる。

さらには、安全機能要求水準レベルである、止める・冷やす・閉じ込めるのうちのいくつかについて、遵守されていることが運転段階で確認できる。

これらの設計の入力、前提、炉心特性の安全性等についての確認には、プラントの改造又は新設計燃料が装荷された場合の使用前事業者検査、通常運転中の監視などによる確認も含まれる。

設計評価で確認される安全性の確保と、炉心管理における確認の関わりについては、附属書 A（参考）に整理している。

#### (2) 要求事項

運転段階において以下を確認すること。

- 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。
  - ・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。
  - ・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。
- 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。
  - ・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。
  - ・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。
- 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。
  - ・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。
  - ・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。
- d. 基本的な安全機能が維持されていることを確認する。

#### (3) 具体的な実施事項

発電事業者は、炉心及び燃料に関わる以下の a～d を実施する。

- 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。(解説 3.2.6②)
  - ・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。(解説 3.2.6③)
  - ・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。
  - ・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。(解説 3.2.6④)
- (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。(解説 3.2.6⑤)
- 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。(解説 3.2.6⑥)
  - ・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。(解説 3.2.6⑦)
- (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。(解説 3.2.6⑧)
  - ・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。(解説 3.2.6④)
- (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。(解説 3.2.6⑨)
  - ・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。(解説 3.2.6⑩)
  - ・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。(解説 3.2.6⑪)
- 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。(解説 3.2.6⑫)
  - ・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。
- (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。(解説 3.2.6⑬)

- 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。(解説3.2.6⑤)
- (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増加量を監視する。(解説3.2.6⑭)

詳細については、以下の関連法規等に基づいて実施する。

(関連法規等)

- ・加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針:2019 (AESJ-SC-S008:2019)
- ・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)
- ・原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程 (JEAC 4212-2020)

#### (解説3.2.6①) 炉心管理の分類

炉心管理とは、炉心の性能である熱出力を、安全にかつ安定に発揮させるための管理である、と本規程では捉え、それぞれ性能管理、安全管理、安定運転のための運転管理と分類している。原子炉の安全確保からの要求事項として、安全管理に対して本規程では定めている。

#### (解説3.2.6②) 制御棒の挿入位置とバンク間のオーバーラップ

炉心設計においては、制御グループバンクの挿入又は引抜きの際に、制御棒が一定の重なり位置関係を保ちながら連動するオーバーラップを入力として考慮しており、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以上で維持されていることの確認により満足される。

また、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位置の下限を設定している。このためにも、運転中には制御棒の位置が制御棒挿入限界以上であることを監視する。

#### (解説3.2.6③) 主要パラメータ関連(熱出力、冷却材流量・温度・圧力)の管理

原子炉熱出力、冷却材の流量・温度・圧力は、プラントの主要なパラメータであると同時に、炉心設計、燃料設計、安全評価の複数の設計評価における入力であり、炉心管理として重要な項目である。

#### (解説3. 2. 6④) 安全保護系の確認

安全評価においては、異常時に炉内の変化を検知し、安全保護系が評価で期待している設定値で作動すること及び期待通り論理回路が機能し系が作動することを、確認する必要がある。

#### (解説3. 2. 6⑤) 制御棒挿入性の確認

制御棒を落下させて85%ストロークまでの挿入時間及び100%ストロークまで完全に挿入されていることの確認は、燃料集合体の制御棒案内シムル曲がりや原子炉内の経年変化により過大な変形又は海外で発生したS字モードのような複雑な形状の変形となっていると影響を受ける。制御棒案内シムルの曲がりや、検査で確認が難しく、過去に海外で発生した制御棒不完全挿入の原因となった曲がりやが生じた場合、検知が困難である。このため、サイクルの運転開始前に試験で制御棒挿入試験を実施して確認している。

#### (解説3. 2. 6⑥) 1次冷却材の水質の監視

燃料棒及び内挿物の被覆管腐食、燃料集合体構成部材のSCC等の防止の観点で、1次冷却材中の水質が、炉内の通常時の材料健全性評価の前提としている範囲内にあることを監視する。

#### (解説3. 2. 6⑦) 原子炉起動時の出力上昇率制限

一般的な知見として、燃料のペレット-被覆管相互作用破損は、出力をゆっくり上昇させることで避けることができ、また、出力をあるレベルで長時間保持すると、その後出力をそのレベルまで急上昇させても破損しないことが分かっている。これは、出力保持中にペレット及び被覆管がクリープ変形することによって、被覆管に働く応力が緩和して小さくなるためである。出力をゆっくりと上昇させ、長時間保持してペレットと被覆管をなじませることをプレコンディショニングという。

燃料棒の閉じ込め機能を維持する観点から、燃料のペレット-被覆管相互作用の知見、国内外の燃料運用実績等を考慮して、燃料被覆管の機械的健全性を確保するために出力上昇率を制限する運転を行う。事例としては、プレコンディショニングが完了していない場合の出力上昇において、出力上昇率を制限する。

#### (解説3. 2. 6⑧) 制御棒が固着しないこと、不整合でないことの監視

炉心設計においては制御棒に機械的固着がないこと及び不整合がないことを前提としており、定期的に制御棒動作機能の確認を行うとともに、制御棒位置指示を監視する。

### (解説3. 2. 6⑨) 炉内外核計装照合校正

PWR では炉心の出力分布の常時監視を、炉外の核計装で行っている。炉内の出力分布を常時監視しているのは、通常運転時の設計から想定外の出力分布が歪む異常な状態になった場合に、いち早く検知し、安全保護系の作動を行う必要があるためである。このため炉外の核計装で監視している軸方向出力分布が、炉内の出力分布を適切に代表していることを確認するため、定期的に炉内と炉外の核計装による出力分布の照合を行うことが必要となる。

### (解説3. 2. 6⑩) 軸方向中性子束出力偏差の監視

安全保護系の作動値の設定及び原子炉の熱的制限値である最大線出力密度、最小限界出力比（最小 DNBR）の評価においては、炉心の軸方向出力分布が一定の範囲の中にあることを考慮して行われる。その際、設計段階において、この炉心の軸方向出力分布の指標として、PWR では $\Delta I$ （軸方向中性子束出力偏差）及びAO（アキシヤルオフセット）という運転段階の管理で確認される指標が考慮されている。このため、軸方向出力偏差の炉外核計装による常時監視が運転段階で必要となる。

なお、上部出力を  $P_t$ 、下部出力を  $P_b$  としたとき、 $\Delta I$  は、 $\Delta I = P_t - P_b$  として定義され、炉心上下部の出力偏差（絶対差）を表す指標である。一方、AO は、 $AO = (P_t - P_b) / (P_t + P_b) \times 100$  [%] として定義され、炉心上下部の出力の相対的な歪み度合いを表す指標である。

### (解説3. 2. 6⑪) 水平方向出力偏差の監視

水平方向の炉内出力分布についても、PWR では炉外核計装により、設計段階では陽には登場しない炉心の水平断面を 4 象限に分けたうえで出力偏差を常時監視している。設計段階では、炉心は 4 象限間で対称となるように設計が行われているが、厳密には燃焼の進み方が対称位置にある燃料でも異なることに加えて、設計段階では正確に考慮しきれない燃料の変形、炉内の流動分布などの要因により、運転段階では水平方向の出力偏差が生じる。これを踏まえて、水平方向の出力偏差を監視し、炉内の水平方向出力分布の評価値（不確かさを含む。）から外れるような過度の偏差がおきないことを管理している。

### (解説3. 2. 6⑫) 計画外停止における安全停止ボロン濃度の評価

運転が開始した後の予期せぬ計画外停止が生じた場合に備えて、サイクルの初期から末期までの間の任意の時期に、出力運転中の臨界ボロン濃度を基にして、ほう酸タンクからの高濃度のほう酸水で、炉心を安全に低温停止させる炉心のほう素濃度を評価している。この評価は通常、運転が開始されてから行われるので、炉心管理の項目としている。

(解説3. 2. 6⑬)

炉心設計の結果が妥当であることを示すデータを拡充する観点から、原子炉起動時及び運転中の炉心特性の測定値と設計値を比較して妥当であること、また炉心設計の結果として得られる炉心特性が設計評価の入力に照らして妥当であることを確認する。

運転中の炉心特性の確認事例として、臨界ボロン濃度、熱流束熱水路係数 $F_Q(Z)$ 、核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$ がある。

原子炉起動時の固有の確認事例として、原子炉停止余裕、制御棒価値、減速材温度係数、最小停止余裕ボロン濃度がある。

(解説3. 2. 6⑭)

運転中に少数の漏えい燃料が発生し得ることを前提に、1次冷却材中の放射性物質を監視することにより、燃料棒の閉じ込め機能が維持されていることを確認するとともに、漏えい燃料が発生した場合には早期に検出し迅速かつ的確に対応できる。

### 3.2.7 使用済燃料及び使用済内挿物の貯蔵

#### (1) 概要

使用済燃料(照射された燃料を含む。)及び使用済内挿物(照射された内挿物を含む。)は、原子炉から取り出した後、再度装荷されるまでの期間、若しくは、再処理等のために発電所外へ搬出するまでの期間、SFPに貯蔵するとともに、貯蔵状態を管理する必要がある。また、原子炉からの取出後、SFPで一定期間冷却された使用済燃料及び使用済内挿物は、発電所内の乾式貯蔵設備においても貯蔵可能である。

#### (2) 要求事項

- a. SFPにおける使用済燃料の貯蔵において、臨界防止、除熱、遮蔽、放射性物質の漏えい防止及び異物の混入防止の観点で必要な措置を講じること。
- b. SFPにおける使用済内挿物の貯蔵中は、遮蔽性を維持すること。
- c. 再装荷する燃料集合体及び内挿物の健全性を維持すること。
- d. 乾式貯蔵設備における使用済燃料(使用済内挿物を挿入した状態もある。)の貯蔵において、臨界防止、除熱、遮蔽及び密封を確保すること。

#### (3) 具体的な実施事項

- a. 発電事業者は、使用済燃料及び使用済内挿物をSFPの所定のラックに貯蔵する。(解説3.2.4②)(解説3.2.7①)
- b. 発電事業者は、定期的に使用済燃料及び使用済内挿物の貯蔵状態を確認し、異常がないことを確認する。(解説3.2.7②)
- c. 発電事業者は、SFPの水質が、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定期的に確認する。(解説3.2.4⑤)
- d. 発電事業者は、乾式キャスクの健全性が保たれていることを定期的に確認する。(解説3.2.7③)

詳細については、以下の関連法規等に基づいて実施する。

#### (関連法規等)

- ・原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵について(平成4年原子力安全委員会了承、平成18年9月一部改訂)
- ・原子力発電所敷地内での輸送・貯蔵兼用乾式キャスクによる使用済燃料の貯蔵に関する審査ガイド(令和2年3月原子力規制委員会改正)
- ・使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準:2021(AESJ-SC-F002:2021)
- ・加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針:2019(AESJ-SC-S008:2019)
- ・原子燃料に係る臨界安全管理指針(JEAG 4225-2025)

(解説 3.2.7①)

SFP で重大事故等が発生した際の燃料の冷却効果を向上させる目的から、運転停止直後の原子炉から取り出した燃料の分散配置を実施する。

(解説 3.2.7②)

貯蔵状態の確認としては、ラックの健全性、SFP の水位及び水温、使用済燃料及び使用済内挿物の貯蔵状態、有害な異物の有無等がある。

(解説 3.2.7③)

乾式キャスクについては、貯蔵中の健全性を確保するために、蓋間圧力、キャスク表面温度、放射線レベル等の監視を行う。

公開審査資料

### 3.2.8 使用済燃料の輸送

#### (1) 概要

原子炉の運転に伴って発生し貯蔵している使用済燃料は、定められた輸送容器を用いて、再処理工場、発電所内の SFP、発電所内外の乾式貯蔵設備等へ輸送される。輸送中の安全性を確保するためには、適切な輸送容器及び輸送方法を適用する必要がある。

#### (2) 要求事項

使用済燃料の輸送において、臨界防止、除熱、遮蔽、放射性物質の漏えい防止及び異物の混入防止の観点で必要な措置を講じること。

#### (3) 具体的な実施事項

輸送に関わる事業者は、保安のために必要な措置として、以下の関連法規等に基づいて、適切な輸送容器及び輸送方法を適用して使用済燃料の輸送を実施する。(解説 3.2.8)

詳細については、以下の関連法規等に基づいて実施する。

##### (関連法規等)

- ・陸上輸送：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）
- ・海上輸送：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）  
船舶安全法（昭和 8 年制定，令和 4 年 6 月改正）
- ・使用済燃料・混合酸化物新燃料・高レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準：2013（AESJ-SC-F006：2013）

##### (解説 3.2.8)

使用済燃料の輸送においては、保安のために必要な措置として、関連法規等に基づいて、必要に応じて以下の手続き及び確認を行う。

なお、事業所外運搬の場合は B 型核分裂性輸送物に対する基準を満足する必要がある。基準の詳細については関連法規等の要求に基づくものとする。

##### (事業所外運搬)

- a. 核燃料輸送物設計承認：輸送容器の設計において、輸送物が輸送中及び定められた条件の下において、主に以下の事項を満足することを評価及び試験により確認する。
  - (a) 予想される温度・圧力の変化、振動等により、き裂、破損等が生じるおそれがないものであること。
  - (b) 輸送容器表面等の温度が定められた基準を超えないこと。
  - (c) 放射性物質の漏えい量が定められた基準を超えないこと。

- (d) 輸送容器の表面及び表面から1m離れた位置における線量当量率が定められた基準を超えないこと。
- (e) 臨界に達しないこと。
- b. 容器承認：輸送容器の製造において、個々の輸送容器が所定の機能を発揮し得るように、設計のとおりにより製作され、適正に維持されていることを確認する。
- c. 車両運搬確認：輸送物の発送ごとに、輸送容器が所定の機能を発揮し得るように、適正に維持されていること、収納物が当該輸送容器に対する承認条件を満足していること及び輸送物が技術上の基準を満足していることを発送前検査を通して確認する。
- d. 核燃料輸送物運搬確認：核燃料輸送物の概要、積載方法等を定めた運搬の計画書を作成する。
- e. 核燃料物質等運搬届出：運搬経路である区域を管轄する都道府県公安委員会に運搬計画を届け出る。
- f. 特定核燃料物質の運搬に関する取決めの締結確認：特定核燃料物質を含む使用済燃料の運搬においては、運搬中の責任の移転について取り決める。
- g. 放射性輸送物運送計画書安全確認：海上輸送においては、一航海ごとに、核燃料輸送物の概要、積載方法等を定めた運送の計画書を作成する。
- h. 放射性物質等運送届：発航港を管轄する管区海上保安本部の長に運送計画を届け出る。

(事業所内運搬)

- a. 輸送容器に関する設計及び工事計画認可申請：輸送容器の設計において、輸送物が輸送中及び定められた条件の下において、主に以下の事項を満足することを評価等により確認する。
  - (a) 予想される温度・圧力の変化、振動等により、き裂、破損等が生じるおそれがないものであること。
  - (b) 輸送容器の表面及び表面から1m離れた位置における線量当量率が定められた基準を超えないこと。
  - (c) 臨界に達しないこと。
- b. 輸送容器に関する使用前事業者検査：輸送容器の製造において、個々の輸送容器が所定の機能を発揮し得るように、設計のとおりにより製作されていることを確認する。
- c. 発送前検査相当の確認：輸送物の発送ごとに、収納物が輸送容器に対する承認条件を満足していること及び輸送物が技術上の基準を満足していることを確認する。

### 3.2.9 燃料及び内挿物の取扱い

#### (1) 概要

燃料及び内挿物の取扱いについては、燃料及び内挿物の発電所内への搬入から発電所外への搬出までの一連の諸活動において、燃料及び内挿物の健全性が確保されるように取り扱う必要がある。

#### (2) 要求事項

- a. 燃料取扱中に臨界に達するおそれがないこと。
- b. 燃料及び内挿物の取扱中に燃料等に有害な変形等を生じさせないこと。
- c. 燃料及び内挿物の取扱中に燃料等の落下を防止できること。
- d. 燃料及び内挿物からの放射線に対して遮蔽を確保すること。
- e. 燃料取扱中に燃料への異物の混入防止のための措置を講じること。

#### (3) 具体的な実施事項

- a. 発電事業者は、適切に維持管理された燃料取扱設備を使用する。（解説3.2.9）
- b. 発電事業者は、燃料及び内挿物の取扱いの際には、あらかじめ安全措置等を含めた手順を作成し、その手順に従い実施する。

詳細については、以下の関連法規等に基づいて実施する。

（関連法規等）

- ・ 原子燃料に係る臨界安全管理指針（JEAG 4225-2025）

#### （解説3.2.9）

燃料を直接取り扱う場合には燃料取扱設備を使用する必要がある。  
新燃料輸送容器からの新燃料の取出しから、使用済燃料輸送容器への使用済燃料の収納までに使用する燃料取扱設備の例として、新燃料を気中で取り扱う補助建屋クレーン等、新燃料及び使用済燃料を水中で取り扱う新燃料エレベータ、燃料取替クレーン、燃料移送装置、SFPクレーン等がある。

### 3.3 原子燃料管理の継続的改善に関わる要求事項

#### (1) 概要

原子燃料管理における継続的な改善の仕組みの概念図を図5に示す。原子燃料管理の目的である炉心及び燃料に関わる安全性を確保するため、燃料の設計、製造、輸送、貯蔵、燃料取替、炉心管理及び燃料取扱の段階を俯瞰した全体的な計画の下に活動を実施し、必要な改善を行うためのPDCAサイクルを適切に回す必要がある。また、これに加えて、原子燃料管理の各段階においても同様に個別段階に関わるPDCAサイクルを回し、必要な是正処置と未然防止処置を行うことにより継続的な安全性向上を図る必要がある。

過去の不具合事象を改善に結びつけた事例を**附属書B（参考）**に示す。

#### (2) 要求事項

##### a. 全般に関わるPDCAサイクル

原子燃料管理全般に関わる計画の下に各段階での活動を計画のとおりを実施し、原子燃料管理全般に必要な改善を図ること。

##### b. 個別段階に関わるPDCAサイクル

各段階に関わる計画の下に活動を実施し、ホールドポイントでの確認及び必要なトレーサビリティを確保するとともに、各段階での必要な改善を図ること。

##### c. 通常と異なる状態、劣化兆候等の情報を幅広く収集し、継続的な改善を図ること。

#### (3) 具体的な実施事項

##### a. 全般に関わるPDCAサイクル

(a) 発電事業者が主体となり原子燃料管理全般に関わる計画を策定し、燃料の設計、製造、輸送、貯蔵、燃料取替、炉心管理及び燃料取扱の各段階における活動が計画のとおり実施されていることを確認する。

(b) 個別の段階における確認（評価）において計画で想定している状態からの逸脱がある場合は、段階相互での情報の共有を図り、必要に応じて、逸脱が確認された段階に限らず、工程全般にわたって計画の改善を図る。

##### b. 個別段階に関わるPDCAサイクル

(a) 燃料の設計、製造、輸送、貯蔵、燃料取替、炉心管理及び燃料取扱の各段階に関わる事業者は、各段階の計画を策定し、ホールドポイントとなる活動においては確認（評価）項目、判定基準等を定めて確認（評価）を実施して、計画で想定している状態からの逸脱がないことを確認する。（**解説 3.3①**）（**解説 3.3②**）（**解説 3.3③**）

(b) 計画で想定している状態からの逸脱が確認された場合には、必要な改善を図る。

(c) ホールドポイントでの確認（評価）等の記録を作成及び管理し、活動内容のトレーサビリティを確保する。

##### c. 継続的改善を捉えるための手法として改善措置活動（CAP）等を活用することにより、原子燃料管理上の不適合だけでなく、日頃の点検及びパトロールでの発見事項、マ

ネジメントオブザベーション (MO) における指摘及び気付き事項、ヒヤリハット事例、ヒューマンパフォーマンスの課題等を含め、通常と異なる状態、劣化兆候等について幅広く情報を収集し、検出された不適合その他の事象の原子力安全に与える影響に応じて、的確に是正処置を行う。さらに、他の施設での不適合情報、得られた知見等の活用による不適合発生 of 未然防止処置を行う。

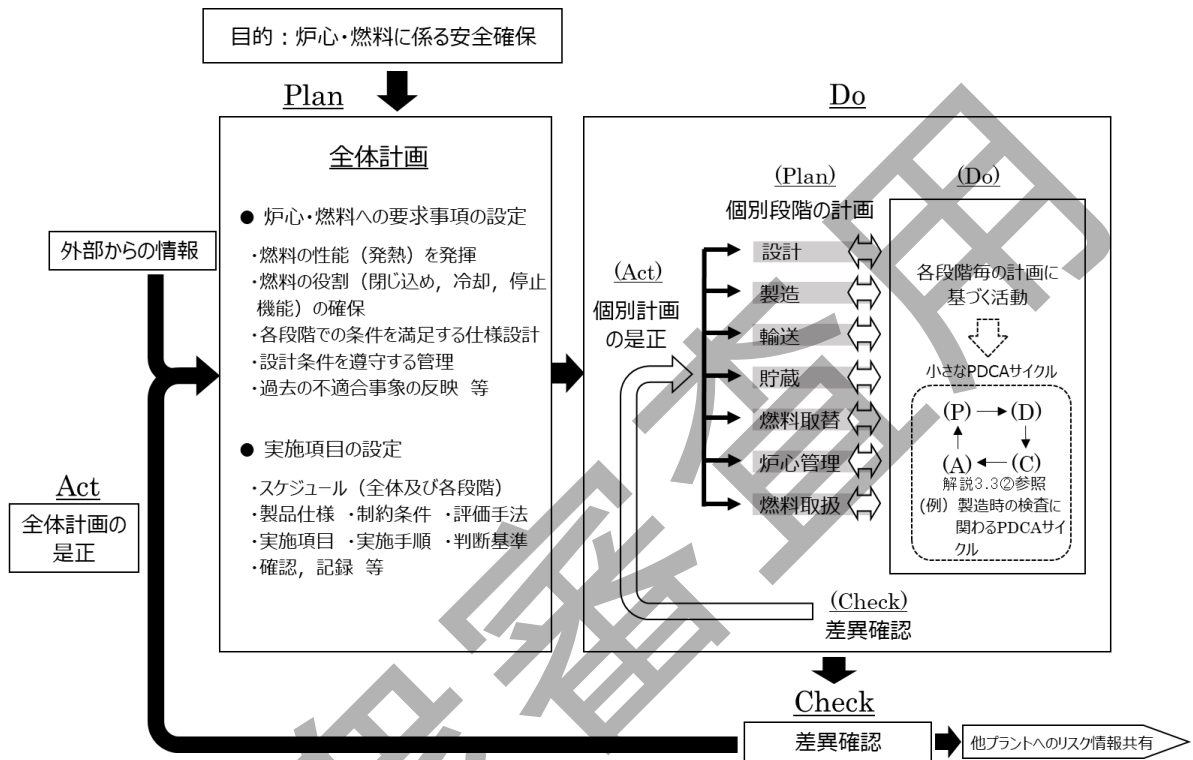


図5 原子燃料管理における継続的な改善の仕組みの概念図

(解説 3.3①)

以下に、炉心管理の段階における燃料漏えいの検知及び発生時の対応例を示す。

「運転中における漏えい燃料発生時の監視及び漏えい燃料発生時の対応規程 (JEAC 4213-2016)」の規程では、燃料漏えいの検知、状態を把握するための監視及び漏えい燃料の状態が拡大する場合の対応方法を規定している。この規定での PDCA サイクルを次に示す。

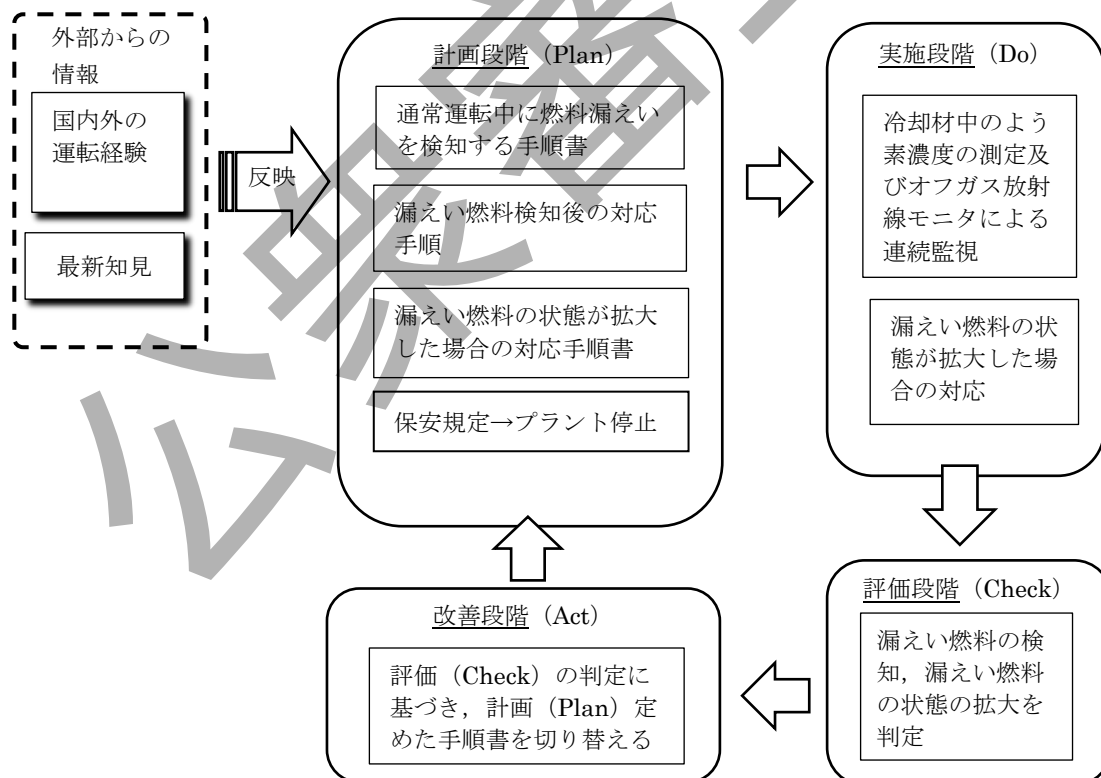
計画 (Plan) としては、通常運転中に燃料漏えいを検知するために、運転状態における冷却材中のよう素濃度の測定及びオフガス放射線モニタによる連続監視の方法を示した手順書、燃料漏えいの検知後の測定等の頻度を増加した手順書及び漏えい燃料の状態が拡大した場合の対応方法に関する手順書を策定している。また、運転制限値を超えた場合は、保安規定に基づくプラント停止を行う。

実行 (Do) では、通常運転中の漏えい燃料の検知、漏えい燃料検知後及び漏えい燃料の状態が拡大した場合の各手順書に従い測定及び必要な対応を実施する。

評価 (Check) では、測定された結果に基づき、漏えい燃料の検知、漏えい燃料の状態の拡大を判定する。

改善 (Act) では、評価 (Check) の判定に基づき、計画 (Plan) 定めた手順書を切り替えることを実施する。

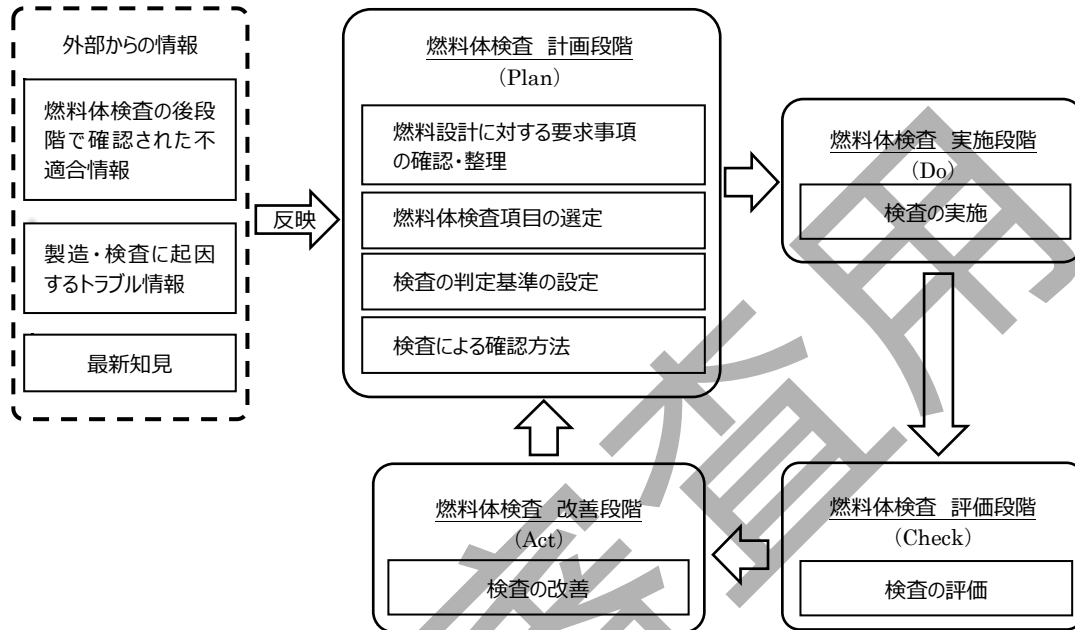
なお、継続的な改善にあたっては、外部から情報として、計画 (Plan) の手順書に対し、リスク情報を含めた最新知見及び国内外の運転経験を反映する。



燃料漏えいの検知及び発生時の対応に関する PDCA サイクルの例

(解説 3.3②)

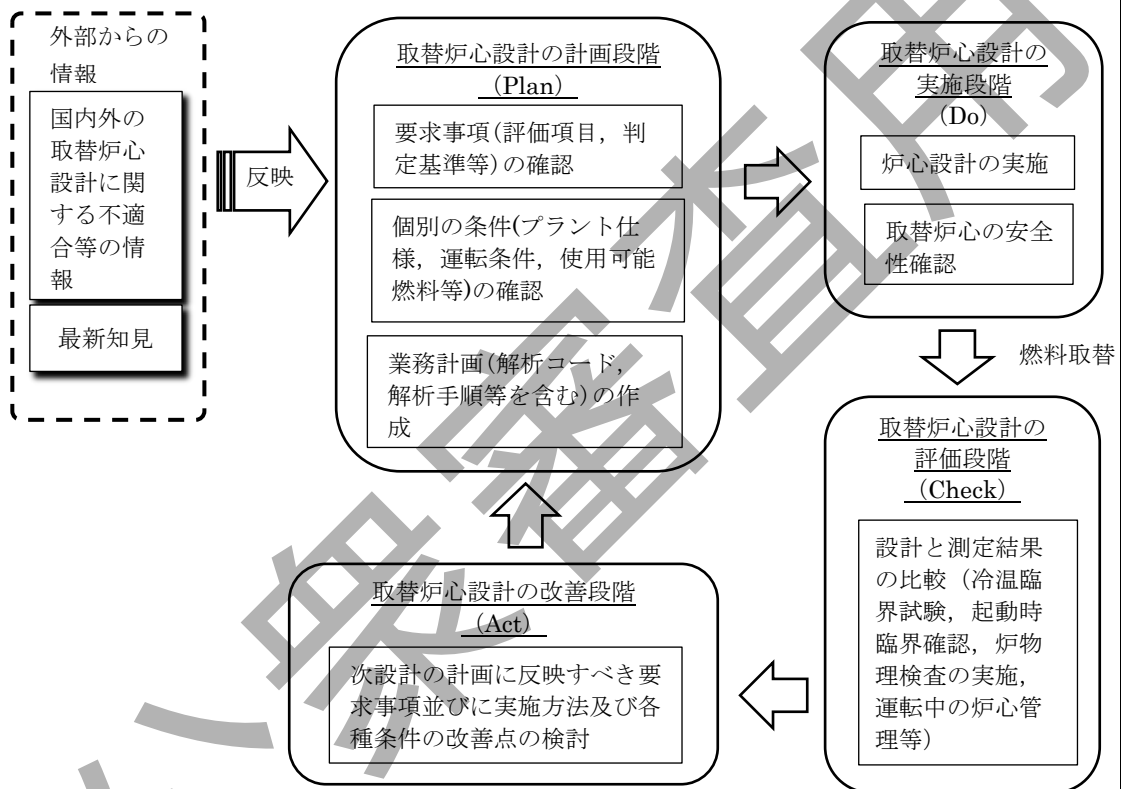
以下に、燃料製造段階における燃料体検査の活動に関わる継続的改善に向けた PDCA サイクルの例を示す。燃料体検査の基本計画を作成 (Plan) し、それに基づいて検査を実施 (Do) する。実施した検査結果と計画で策定した判定基準等を比較 (Check) し、計画で想定している範囲を逸脱した場合はその要因の分析と対策の検討を行い、プロセスの是正処置 (Act) を行う。



燃料製造時の燃料体検査に関わる継続的改善に向けた PDCA サイクルの例

(解説 3.3③)

以下に取替炉心設計に関して、炉心管理段階で実施する予測と実測との比較の結果として、燃料取替段階での取替炉心設計業務に関わる継続的改善に向けた PDCA サイクルの例を示す。取替炉心設計の実施にあたり要求事項、プラント及びサイクル個別の条件（プラント仕様、運転条件、使用可能燃料等）を踏まえて業務計画を作成(Plan)し、それに基づいて取替炉心の安全性確認を含む取替炉心設計を実施(Do)する。その後、取替炉心設計の評価として炉心設計の結果と実機での測定結果の比較を行い(Check)、次回以降の設計の計画において改善すべき点があれば反映する(Act)ことで継続的な改善を行う。なお、継続的な改善にあたっては、外部から情報として、リスク情報を含めた最新知見及び国内外の取替炉心設計に関する不適合等の情報も考慮する。



取替炉心設計に関わる継続的改善に向けた PDCA サイクルの例

## 附属書 A (参考)

### 原子炉安全の確保の全体枠組みと炉心及び燃料に関わる運転段階での確認の位置付け

#### 1. 原子炉安全を確保するための設計評価及び運転段階での確認の全体像について

原子炉の安全の確保は、設計段階においては、附図 1-1 及び 1-2 に示す通り、炉心設計、燃料設計、安全評価の相互の関係及びこれらの設計評価によって確保される。

運転段階では、入力が設計評価で想定した範囲内に入っていること及び前提が設計評価で想定した通り遵守されていることを、監視、測定、検査等により確認することで、原子炉の安全の確保が完遂される。ここで運転段階での確認には、燃料装荷後の炉心の状態、炉心特性パラメータ等の確認のみでなく、運転サイクル終了後の定期事業者検査のための停止時に次サイクル使用予定の照射燃料、照射チャンネルボックス及び照射内挿物に対して行われる外観等の確認も含まれるが、本附属書 A では、燃料装荷が完了したのちの炉心を対象とした確認、すなわち炉心管理として分類される確認について記載する。

#### 1.1 原子炉安全を確保する設計評価の体系

原子炉安全の確保は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時での基本的な安全機能である原子炉の停止機能及び停止後の崩壊熱除去を中心とする炉心の冷却機能を確保することによって、運転状態に応じて、多重障壁の有する放射性物質の閉じ込め機能が維持されていることを確認するものである。これは、附図 1-1 及び 1-2 に示すように、炉心設計、燃料設計、安全評価からなる設計評価によって行われる。

閉じ込め機能は、炉心及び燃料の安全評価においては、安全解析において運転時の異常な過渡変化時での燃料被覆管の閉じ込め機能の確保、設計基準事故時での炉心冷却可能形状の維持及び冷却材圧力バウンダリの機能喪失を起因事象としている設計基準事故事象では放出放射エネルギー評価が行われる。また、燃料設計のうちの燃料棒の機械設計においては、通常運転時での閉じ込め機能及び運転時の異常な過渡変化時での主に機械的な破損の有無に対しての閉じ込め機能の維持が確認される。

附図 1-1 及び 1-2 に示すように、原子炉の安全を確保する体系は、各設計評価への入力とともに、各設計評価における入力、設計評価のモデル・手法などに対しての前提から成り立っている。

#### 1.2 運転段階での設計評価の入力、前提等の確認

設計評価の入力及び前提としているプラント・炉心の状態が、運転段階において守られていることは、保安規定に代表される監視、測定、検査等による確認で行われる。取替炉心で確定された燃料等の装荷位置等の他にも、炉心の熱出力、冷却材の状態、運転中の制御棒パターン等、運転中に変動し設計評価の入力に影響を与える要因に対して、設計評価で想定した範囲に入っていることを確認する。

附図 2 に示した通り、基本設計、詳細設計及び取替炉心設計までで、設計段階による原子炉の安全性が確認され、その後運転段階では設計評価の入力及び前提の確認により、原子炉の安全性の確保が完遂となる。

ただし、ここで、PWR と BWR とで違いがあるのは、PWR では取替炉心設計段階で燃料装荷パターンと制御棒と冷却材中のほう素濃度による運転操作が確定しているのに対し、BWR では、取替炉心設計段階で確定しているのは燃料装荷パターンのみとなり、制御棒、炉心流量及び原子炉熱出力による運転操作は、取替炉心設計段階では確定しない。このため、BWR では、運転段階において、運転操作パターンを予測した中期運転計画の評価及び運転開始後に制御棒の位置、炉心流量、炉内の出力分布等を監視しながら、それを基にした炉心特性の一部の評価を実施している。

## 2. 運転段階での炉心を対象とした確認事項

運転段階での炉心を対象とした確認は、附図 1-1 及び 1-2 に朱記した範囲となる。ひとつは、プラント設備、炉心の仕様・特性等から、炉心設計、燃料設計及び安全評価へ受け渡される入力並びに各設計評価での前提事項が設計段階で想定している状態に入っていることの確認であり、もうひとつは、起動時及び運転中に炉心に対する検査、測定、監視等で確認される炉心特性の安全性の確認である。

### 2.1 運転段階で確認する設計評価の入力

#### (1) 運転員の操作又は機器の誤作動等で変わりうる入力の確認

附表 1-1 及び 1-2 に、炉心設計、燃料設計、安全評価ごとに、設計段階で考慮される入力の一覧を示す。

これらの入力のうち、

- ・設計段階から、運転員の運転操作により変わりうる入力
- ・設計段階では、機器の正確な作動、設計の想定内の経年変化を仮定している入力について、附表 1-1 及び 1-2 の中から洗い出しを行っている。

これらの項目については、

- ・運転段階でも設計段階での想定範囲に入っていることを確認する必要  
又は

・BWR の制御棒位置、炉心流量等により運転段階では設計段階から変わりうることを当初から想定している設計評価での入力については、運転段階で確認する必要があり、運転段階の確認として特に重要となる。

附表 1-1 及び 1-2 から選び出された結果として、運転段階の確認として特に重要となる、設計評価の入力を附表 2-1 及び 2-2 に示す。

また附図 1-1 及び 1-2 からわかるように、安全評価及び燃料設計への入力（一部は前提）の中には炉心設計の結果として得られる炉心特性が受け渡されるが、これは炉心設計の結果が、別の設計評価である安全評価や燃料設計の入力（一部は前提）となることから、2.1（一部は 2.2）に記載するとともに、2.3 の運転段階における炉心特性の安全性の確認目的としても記載する。

## (2) 燃料及びチャンネルボックスの照射変形に影響を受ける入力の確認

附表 1-1 及び 1-2 での燃料及び炉心の仕様に関する入力は基本的に未照射時の仕様であり、設計評価への入力としては、陽に照射に伴う材料劣化、照射に伴う曲がり・伸びの寸法変化などは考慮されていない。燃料の照射挙動については、附表 3-1 及び 3-2 のとおり、燃料設計の中で燃焼度等に伴う予測曲線が設定され、別途、炉心設計や安全評価への影響が評価されている。ただし、PWR の制御棒案内シングル曲がりと BWR のチャンネルボックス曲がりによる制御棒挿入性への影響は、解析等による評価が難しく、運転段階で、サイクルごとに炉心に燃料及びチャンネルボックスを装荷した状態で、制御棒の挿入時間等が確認される。(制御棒挿入時間は、PWR では炉心設計の入力として受け渡され、トリップ反応度添加曲線 (PWR) の算出のもととなる。また、BWR では安全解析の入力として受け渡される。)

## 2.2 運転段階で確認する設計評価の前提

各設計評価には、いくつかの前提がおかれたうえで、安全性が確認されている事項がある。設計評価での前提は、2.1 の設計評価の入力と同様、「運転員の適切な運転操作」、 「機器の正常な作動や機能の発揮」等のもとで守られるものなので、運転段階で以下のとおり前提が守られていることを確認する必要がある。

設計評価の前提は、以下のとおり、「入力」の設定に際しての前提、「手法 (モデル、相関式等) の適用範囲」に関する前提、「運転段階での運転操作を一定の範囲で行う」ことが前提で設計評価と同様に安全性が担保されている、などに大別される。

### 2.2.1 BWR 及び PWR に共通な事項

#### (1) 入力の設定に関する前提事項の確認

設計評価の入力の一部には、入力する値の範囲及び制限の他に要求事項及び仮定が課せられているものがあり、確認の対象となる。具体例を挙げると、制御棒の運転パターンに関連して、炉心の設計評価の入力となる制御棒の位置だけでなく、入力としての位置が変化する際に固着等が生じないことが前提となる。このように設計評価の入力だけでなく、入力にひもづく前提事項について確認することが必要である。

#### (2) 設計評価手法に関する前提事項の確認

手法が適用範囲内にあることは、炉心設計に対しては、原子炉熱出力及び冷却材パラメータの状態の監視により確認される。燃料設計の燃料被覆管及び燃料集合体の構成部品の材料健全性評価に対しては、冷却材の状態の監視として、水質が追加で監視される。冷却材の状態以外は、熱機械的設計評価を含め、主に炉心設計の結果で得られる燃料の燃焼度、線出力密度等により燃料設計の評価手法が適用範囲内にあることが確認される。

#### (3) 設計評価の結果に対する運転方法に関する前提の確認

燃料又は炉心の安全性が、解析による評価だけではなく運転方法の制限を守ることによって担保されている場合には、その方法を順守することが前提になる。具体的には、燃

料被覆管の機械的健全性を確保するための運転方法である、プレコンディショニングのための一定出力レベルの保持及び長期間停止後の起動時に代表されるプレコンディショニングの形成が解消された時の出力上昇率の制限（以下、「出力上昇率の制限」という。）が該当する。さらに BWR では、出力上昇時の安定性確保のための運転方法が該当する。附表 4-1 及び 4-2 に、運転段階で確認する設計評価の「前提」を列挙する。

### 2.2.2 BWR での炉心特性の安全評価，燃料設計の前提事項

BWR では、炉心設計の結果である炉心特性が、別の設計評価である安全評価及び燃料設計の入力となる場合と、基本設計段階で設定した制限値を通常運転時も満足することを前提として、安全評価及び燃料設計の設計評価を実施している場合がある。

また、BWR では制御棒位置、炉心流量等により運転段階では設計段階から変わりうることを当初から想定している設計評価での前提条件については、運転段階で確認する必要があり、運転段階の確認として特に重要となる。

### 2.2.3 PWR での炉外の常時出力分布監視に伴う設計評価の前提事項

通常運転時の炉内の出力分布の常時監視は、運転段階での制御棒操作パターン等の運転操作が取替炉心設計と同じとすることができる PWR では必須とはならないが、通常時の想定から外れるような出力分布の歪が生じるような異常状態において、適切な原子炉保護系の作動を行うためには、PWR も炉内の出力分布を常時監視することが必要となる。

#### (1) 炉外核計装で炉内の出力分布を適切に監視できることの定期的な確認

PWR では炉内の出力分布の確認を、簡便かつ合理的に炉外の核計装による常時の監視と基本的に毎月 1 回の炉内核計装による測定を組み合わせて行っている。このため、炉外核計装で常時監視される炉心外周部の燃料の軸方向出力分布が、炉内の燃料の軸方向の出力分布を適切に表していることが前提となる。炉内の全での燃料の軸方向出力分布は、燃料の個々の燃焼度ではなく、サイクルの燃焼度に応じて、ほぼ類似の分布形状となるため、炉外核計装で、炉内の分布を把握することができるが、それでも以下の要因で適宜校正が望まれる。

- ・炉内の燃料の間の出力分布は照射サイクル数、燃焼度等の違いで微妙に違いがあること
- ・サイクルの進捗により、炉心の内周部、外周部の燃料の出力分担割合も変わり、それに応じて、軸方向出力分布も炉心の位置によって、変わりうること
- ・炉外核計装の検出器自体も照射に応じて感度が多少変わること

このため、月 1 回の炉内出力分布の測定の際におこなう、炉内外核計装照合及び必要に応じての校正は重要な必須の確認項目となる。

#### (2) 設計評価において炉外核計装での指標の変動範囲を考慮していることに対する確認

炉心の熱的制限値が、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に遵守されたために、基本設計の評価の段階から、炉外核計装で軸方向分布の歪の指標として監視される通常運転時のアキシャルオフセットが一定の範囲内にあることが、前提とされている。

このため運転段階で、炉外核計装により軸方向出力分布の指標であるアキシャルオフセット又は軸方向中性子束偏差 $\Delta I$ を常時監視し、設計段階で想定している範囲にあることを確認している。

また、炉外核計装により監視される水平方向に4分割した炉心出力の偏差は、設計段階で想定している4象限間の対称性が、実際の炉心においては厳密な対称とはならないことや設計段階で想定が難しい非対称な炉内流動の可能性を踏まえ、設計段階の水平方向の出力ピーキングと整合した範囲に収まるように常時監視される。

附表4-2には、PWRの炉外核計装による「炉内外核計装照合」の定期的な実施、「軸方向中性子束出力偏差」と（水平方向の）「1/4炉心出力偏差」の監視は、いずれも設計評価の前提が遵守されていることの確認として、他の重要な前提事項の確認項目とともに示している。

### 2.3 運転段階で確認する炉心特性の安全性

設計段階で炉心設計の結果として得られる炉心特性については、運転段階においても、監視、試験等により確認している。

#### (1) BWRにおける運転段階での炉心特性の安全性の確認

BWRでは、運転操作に関するパラメータである制御棒の位置、炉心流量及び炉心熱出力が、取替炉心の設計段階とは変わりうるため、運転中にこれらのパラメータを監視しながら、それに応じた炉心特性を評価しその安全性を確認することが必要となる。

具体的には、制御棒位置、炉心流量、炉内の出力分布等の測定に基づいて、設計評価での入力及び前提条件について確認する。このため、BWRにおいては、運転段階での炉心特性の安全性の確認は、特に重要なものとなる。

なお、運転段階における炉心設計の妥当性は、冷温時及び出力運転時の臨界固有値の実績評価、反応度の監視の結果を設計段階の値と照合することで、確認されている。

#### (2) PWRにおける運転段階での炉心特性の安全性の確認

PWRでは、炉心特性の値は取替炉心の設計段階で確定している。運転段階では、運転操作に関するパラメータである制御棒の位置、冷却材中のほう素濃度及び炉心熱出力が取替炉心の設計で想定している範囲内にあることが、2.1の入力の確認の項で確認されることで、出力起動時又は定格出力運転中に測定される炉心特性は、取替炉心の設計で得られる炉心特性と良好な合致となることが確認される。このため、PWRでは運転段階での炉心特性の確認は、炉心設計の妥当性の確認の意味合いが強い。保安規定に基づき確認している炉心特性の項目は、以下のとおり炉心設計の妥当性の確認の目的から、バランスのとれたものとなっている。

- ・炉心の局所の特性の評価結果の妥当性：出力分布

- ・炉心の平均的な特性の評価結果の妥当性：反応度（臨界ボロン濃度）
- ・炉心の局所及び平均的特性の双方を併せもつ評価結果の妥当性：原子炉停止余裕

#### 2.4 運転段階で確認できる基本的安全機能の維持

燃料集合体が所定の位置に装荷され炉心が形成された以降の運転段階では、2.1～2.3で分類された項目以外に、基本的安全機能が維持されていることの確認ができる。

具体的には、2.1での設計評価の入力とも重複する制御棒挿入性（挿入時間及びPWRでは100%ストロークまでの完全挿入）の測定は「止める」機能の確認となる。

出力運転中の冷却材中の放射性物質の濃度の監視では、燃料棒の「閉じ込め」機能が維持されていることの確認となる。

2.1での設計評価の入力の確認、2.2の設計評価の前提の確認、2.3の炉心特性の安全性等の確認は、設計評価と具体的に関わる個々の評価項目についての確認となるが、2.5項では、より一般的な機能要求レベルでの確認ができる。

附図3には、原子炉の安全確保における階層的な要求のピラミッドの図に、2.1～2.3の確認と2.4の基本的安全機能の確認の関係を追加して示す。

#### 2.5 運転段階での確認項目の全体像と重要度

2.1から2.4に記載した運転段階で行う原子炉安全の確保のための確認について、附図4に、BWR・PWR共通項目、BWR、PWRそれぞれの特有な項目が分かるように整理して示す。

また、附表5-1及び5-2に、保安規定に記載されている確認項目を中心に、管理の目的ごとに炉心管理に関連する項目を記載する。

附表5-1及び5-2の中の確認項目の中で、特に重要な確認（◎）は、

- ・設計評価の入力及び前提の確認項目のうち、人の操作、機器等の誤作動、異常な変形等で、設計段階での想定の状態から変わりうる項目
- ・BWRにおいては、設計段階から変わりうる制御棒位置、炉心流量、炉内の出力分布等の運転パラメータを監視しながら炉心特性が安全であることを監視する項目についての確認となる。

設計評価との照合で炉心設計の妥当であることの確認及び基本的安全機能が遵守されていることの確認は、確認が望ましい項目（○）に選別される。

なお、附表5-1及び5-2では純粋に技術的な観点から、重要度を◎、○として区別をしているが、法的な割付けにおいては、保安規定は法律で定められているものであることから、○が付された項目でも、運転段階での確認は必須なものとなっている。

### 3. 原子燃料管理規程の運用に際しての留意事項

#### 3.1 炉心管理に関わる本規程の対象及び下位規格について

本規程の3.1.6及び3.2.6の「炉心管理」並びに本附属書Aが、原子燃料管理規程における炉心管理に関する要求事項及び関連の技術事項を定めたものである。

これらに記載された要求事項に基づき、要求事項が運転段階において満足されていることの確認の方法を具体的に記載するのが「炉心管理指針」となる。

したがって、「炉心管理指針」のみを参照するのではなく、本規程の「炉心管理」の項並びに附属書 A と一体で、炉心管理業務の要求事項から実際の実践方法がつながり完結するものである。

### 3.2 プラント設備の管理とのインターフェイス

原子燃料管理規程の「炉心管理」の項及び附属書 A では、原子炉の安全を確保するための運転段階での現場での確認が必要な事項について、もれなく規定している。これを受けて炉心管理指針においても、原子燃料管理規程で規定している要求事項を再掲する形としているが、炉心管理指針の本体となる要求事項を受けての実際の確認の方法及び確認の結果、想定外の結果が確認された場合の対応については、その全てが炉心燃料関連の業務とは限らず、プラント設備の管理の関係者が携わる業務が数多く含まれているため、当該項目については、炉心管理指針では「参考項目」と位置付けて、具体的な確認方法をあまり詳細かつ具体的にならない範囲で記載している。ただし、参考項目においても、その必要性は炉心設計、燃料設計及び安全評価の関係者のみならず、管理の関係者が熟知しているものである。このことを念頭に、国内外の新たな知見及び運転経験に基づく情報は、炉心・燃料サイドから積極的にプラント関係部門に発信して、情報共有を徹底する仕組みが望まれる。

### 3.3 継続的な規程内容の見直しについて

監視、測定、検査等による確認の項目及びその目的・重要度も、燃料の新設計、設計改良等の設計変更、設計評価の手法の変更及び高燃焼度化、出力アップ等の燃料の使用環境の変更に伴い、変わりうると考えられる。また、燃料の使用実績、運転経験等に伴う不適合情報を含む新知見等によっても変わりうると考えられる。

このことから、今後とも項目の増加のみでなく合理化及び簡略化の方向も含め、確認のあり方の検討を柔軟かつ不断に継続していくことが重要である。

これに伴い、本規程に記載した確認の項目及びその要求事項も、継続的な見直しが重要である。

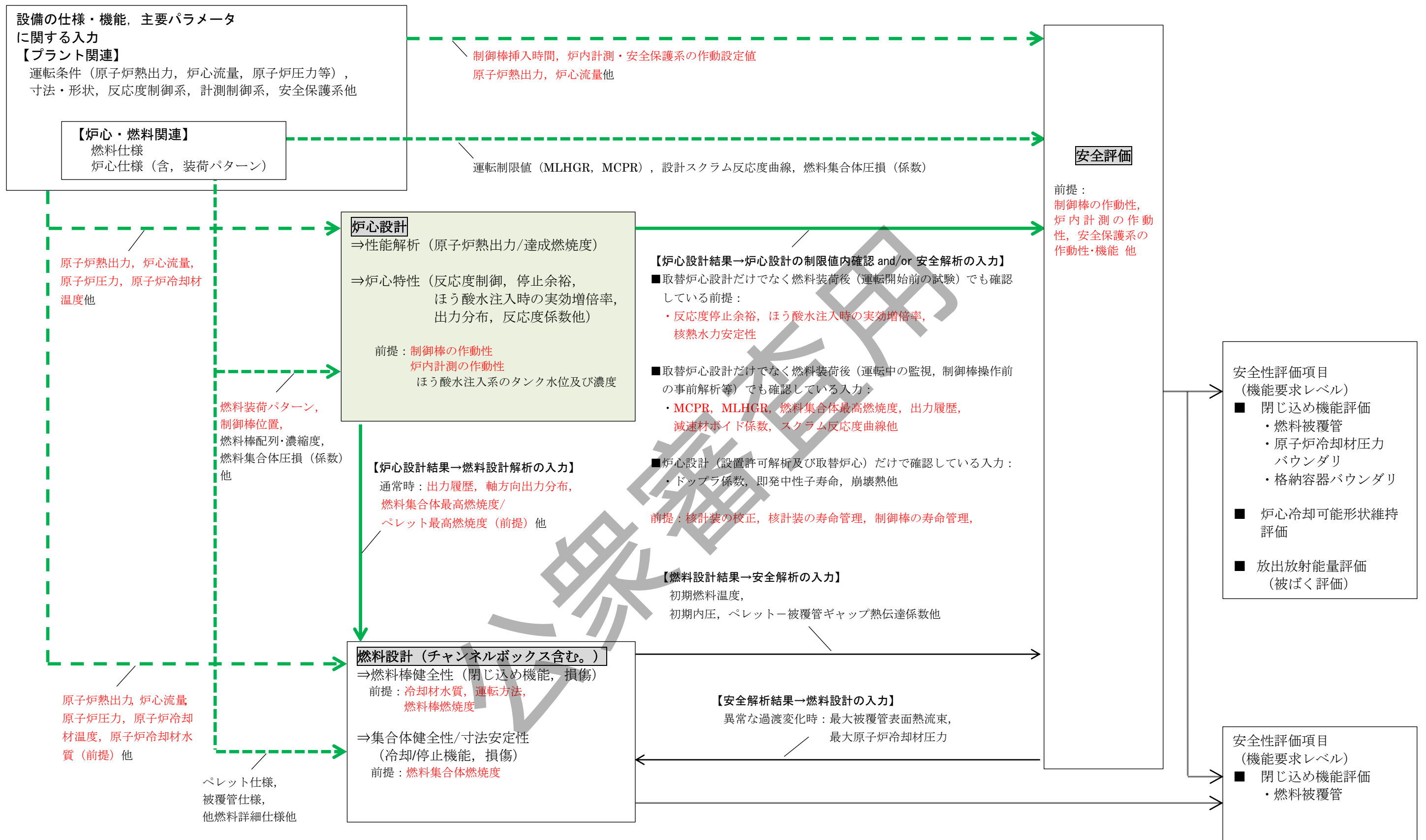
## 4. まとめ

原子炉の安全確保の主体となる炉心設計、燃料設計及び安全解析の相互の関係と全体像を踏まえて、運転段階での炉心に対しての監視、測定、検査等による確認の役割の整理及び分析を行った。

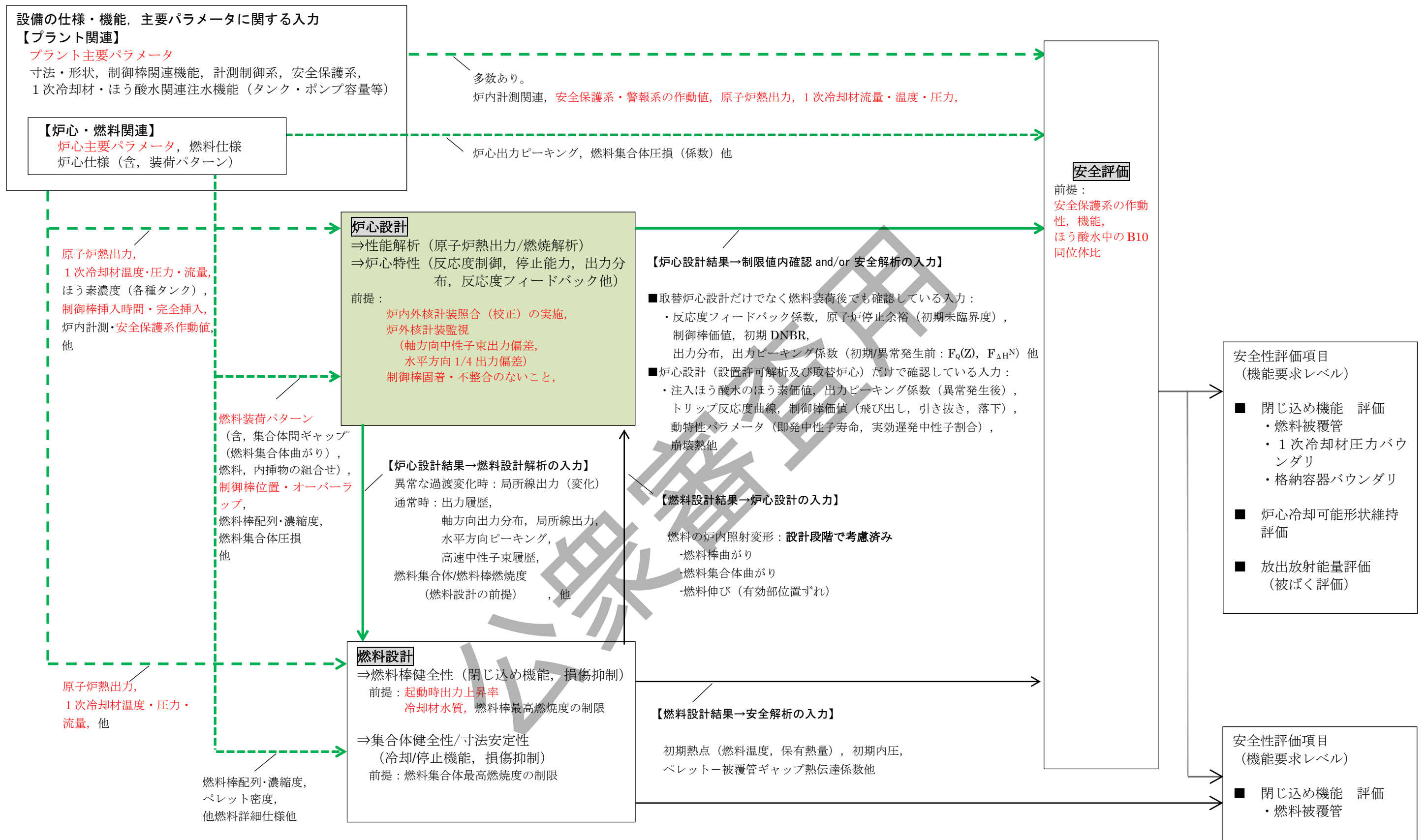
炉心の運転段階での確認の目的は多岐にわたり、それに応じて基本的に重要度も異なってくるが、それぞれの目的に応じて、定期事業者検査、保安規定及び電気事業者の自主的な確認によって漏れなくかつバランスよい確認が行われている現状を改めて確認したうえで、原子燃料管理規程へ必要な確認項目と内容を反映した。さらに原子燃料管理規程を受けて、炉心管理の具体的な方法については、炉心管理指針が下位規格として策定され

ている。これらの規程及び指針は、今後も、設計評価との関連の認識を深めながら、確認すべき項目について、新知見，設計手法の変更等に応じて柔軟に検討を継続していくことが望まれる。

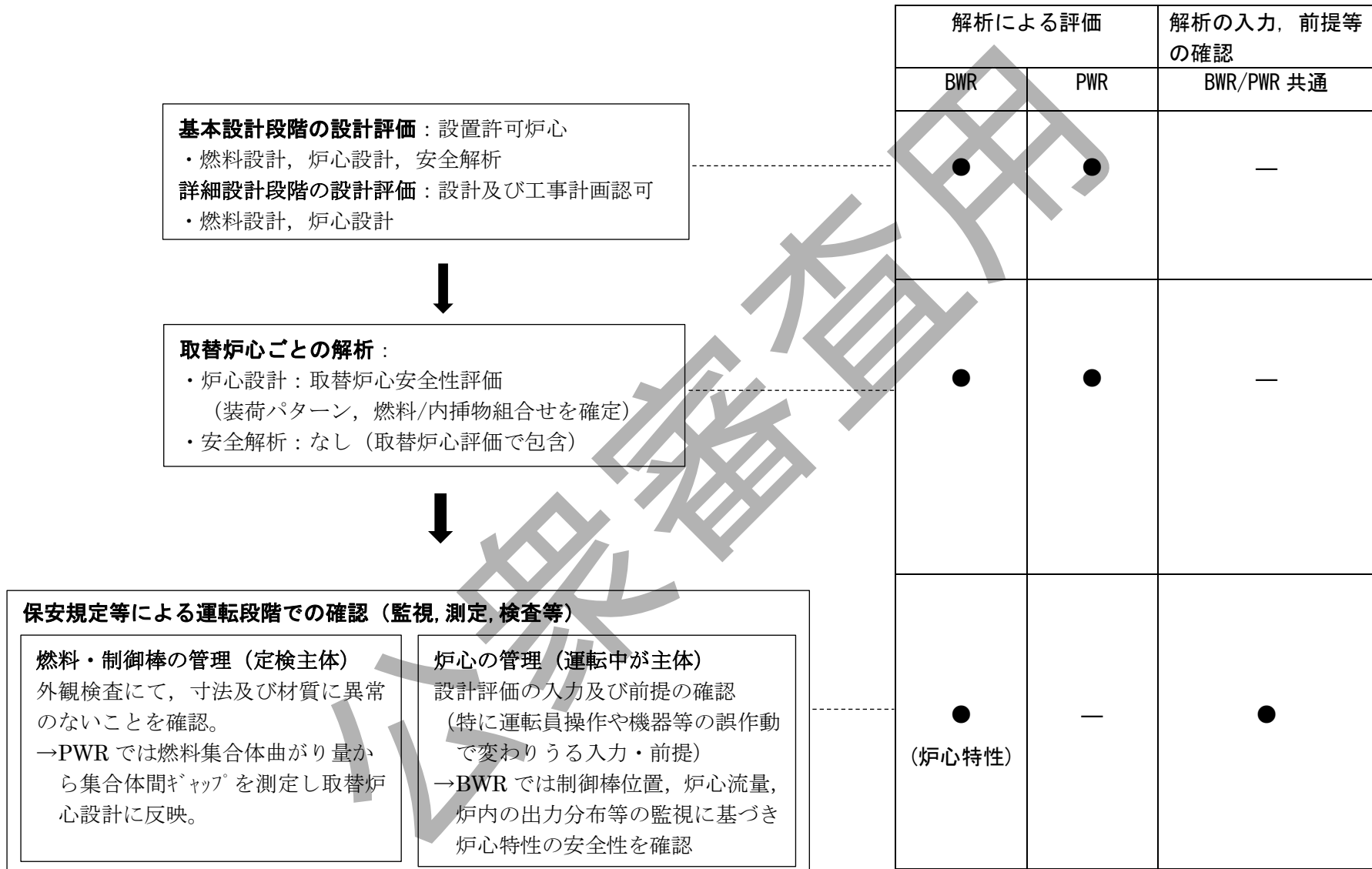
公衆審査専用



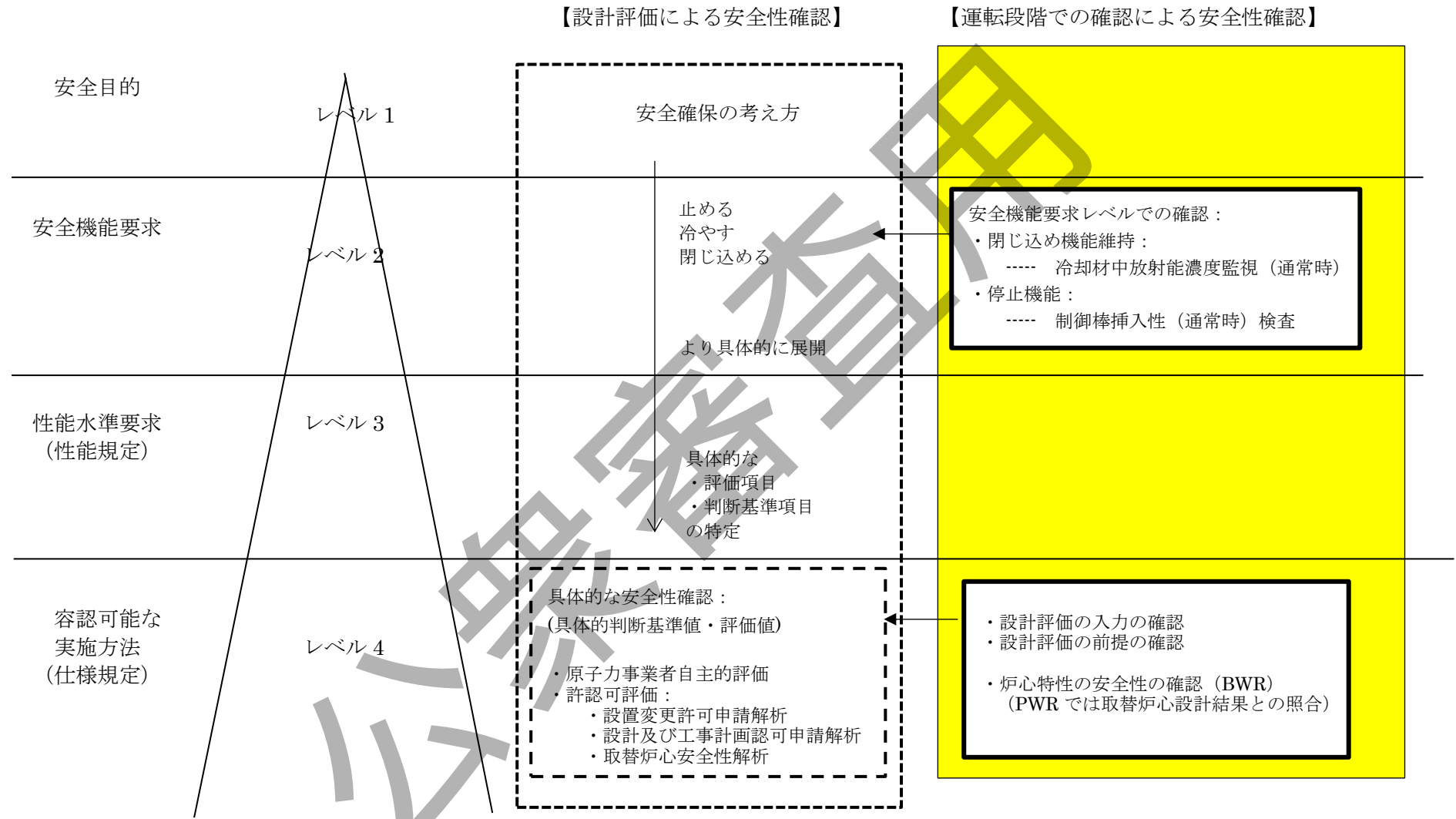
附図 1-1 原子炉の安全を確保する設計評価の体系における相互の関係及び入出力の流れ並びに炉心管理での確認箇所 (BWR) (緑色の矢印及びボックスが炉心管理で確認できる範囲。またその中で朱記している項目が, 運転員操作や機器の作動性等が適切であることを確認すべき特に重要な確認)



附図 1-2 原子炉の安全を確保する設計評価の体系における相互の関係及び入出力の流れ並びに炉心管理での確認箇所 (PWR)  
 (緑色の矢印及びボックスが炉心管理で確認できる範囲。またその中で朱記している項目が, 運転員操作や機器の作動性等が適切であることを確認すべき特に重要な確認)



附図 2 原子炉安全確保のための設計評価 (基本設計, 取替炉心設計) とその入力 that 妥当であることの運転段階での確認との関係



附図 3 炉心・燃料の安全確保における設計評価と運転段階での確認（監視，測定，検査等）との関係（安全要求の階層からの整理）

運転段階で確認が特に重要となる項目 (PWR, BWR 共通)

設計段階からの変化要因	設計評価の入力と前提 (確認が必須な項目)			
	PWR		BWR	
	a.入力	b.前提	a.入力	b.前提
運転員の運転操作等で設計段階から変わりうる項目	(燃料装荷パターン) 制御棒位置/オーバーラップ 主要パラメータ： 熱出力， 冷却材流量・圧力・温度 安全保護系等の作動設定値，	冷却材水質 (燃料材料健全性評価) 起動時出力上昇率 (被覆管応力評価)	(燃料装荷パターン) 制御棒位置* 主要パラメータ：熱出力， 炉心流量・圧力・温度 安全保護系等の作動設定値 制御棒位置，炉心流量等を反映した炉心特性	冷却材水質，燃料棒燃焼度 (燃料材料健全性評価) 制御棒位置，炉心流量等を反映した炉心特性
機器の誤作動，想定外の挙動等で設計段階から変わりうる項目	制御棒挿入時間/完全挿入 (予測できないシンプル曲がり)	安全保護系の正常な作動・機能 制御棒固着・不整合なし	制御棒挿入時間 (チャンネルボックス4体の曲がり)	安全保護系の正常な作動・機能 制御棒固着なし

\*BWR の制御棒位置等は運転段階で異なる。

運転段階で確認が特に重要となる項目 (PWR 固有)

(管理で初めて出てくる指標(ΔI,CAOC)が設計評価で使用されている。)

	PWR 固有	
	a.入力	b.前提
炉外で常時監視される NIS の値(ΔI,CAOC)が炉内の状態を適切に表していることの確認	—	炉内外核計装照合(校正) 軸方向中性子束出力偏差 (CAOC, ΔI 監視) 1/4 水平方向チルト

運転段階で確認が特に重要となる項目 (BWR 固有)

BWR 固有：炉心特性の安全性の運転中の確認 (設計評価の入力及び前提との照合)
実際の制御棒の位置，炉心流量，炉内の出力分布等を反映した炉心特性

d. 炉心特性の安全性確認

注：管理の目的として，その他に c.基本的安全機能の確認がある。

PWR,BWR 共通：炉心設計での評価をあらためて確認

- PWR では，運転中の炉心特性の確認は，取替炉心設計との照合で，設計の妥当性確認の位置づけ：  
炉物理検査(モード 1,2)，運転中出力分布，臨界ホウ素濃度
- BWR では，次の設計の妥当性確認実施：  
冷温時/運転時の臨界固有値，反応度監視

附図 4 運転段階での確認の目的別の分類と重要度のまとめ

附表 1-1 (1/4) 設計評価の入力及び入力的前提事項について運転段階で必須となる確認（監視，測定，検査等）に漏れないことの検討（BWR） 炉心設計（核設計）

(ゴシック部が炉心・燃料管理として必要な確認項目。斜め字下線部が炉心・燃料設計に関連するが炉心・燃料管理外として必要な確認項目)

解析分野	解析入力		入力の妥当性の確認	運転段階で設計段階での想定から変わりうる要因の有無		入力の確認の形態		規程反映箇所		
	中分類	具体入力項目		運転操作等，人の手が介する入力	機器等の誤作動，破損，機器等の異常な変形によって影響される入力	保安規定	その他 (定期事業者検査 電力自主確認)	燃料取替	炉心管理	
炉心設計	運転条件	原子炉熱出力	<u>運転中の監視によって確認</u> (ただし，所掌としてはプラント運転管理。)	○	○	○			○	
		原子炉圧力		○	○	○			○	
	燃料仕様 (未照射)	ペレット仕様 (濃縮度，Gd 濃度，密度， 直径)	燃料及びチャンネルボックスの製造時の 検査で確認される。							
		被覆管仕様 (材料，外径，肉厚)								
		燃料棒・燃料集合体仕様 (ピッチ，配列，燃料有効長)								
		スペーサ位置・材料 チャンネルボックス仕様 (寸法，組成)								
	炉心仕様 (炉心構成)	燃料集合体装荷パターン	燃料集合体炉内配置検査	○		○		○		
	反応度制御関連	炉心流量	<u>運転中の監視によって確認 (炉心流量 及び原子炉出力によって定義される所 定の運転範囲内であること。)</u>	○		○			○	
		制御棒挿入位置及び深さ	MLHGR，MCPR が通常運転時の熱的制限 値を満足していることを運転中に監視 することで妥当性が確認される。	○					○	
		ほう酸水注入系作動時の炉心 部のほう素濃度	<u>ほう酸水貯蔵タンクの液位及び濃度が 定期的に確認される。</u> (ただし，所掌としてはプラント運転 管理。)	○	○	○			○	

附表 1-1 (2/4) 設計評価の入力及び入力的前提事項について運転段階で必須となる確認（監視，測定，検査等）に漏れないことの検討（BWR） 燃料棒設計（燃料棒健全性解析）

（ゴシック部が炉心・燃料管理として必要な確認項目。斜め字下線部が炉心・燃料設計に関連するが炉心・燃料管理外として必要な確認項目）

解析分野	解析入力		入力の妥当性の確認 運転操作等，人の手が介する入力	運転段階で設計段階での想定から変わりうる要因の有無		入力の確認の形態		規程反映箇所		
	中分類	具体入力項目		運転操作等，人の手が介する入力	機器等の誤作動，破損，機器等の異常な変形によって影響される入力	保安規定	その他 (定期事業者検査 電力自主確認)	燃料取替	炉心管理	
燃料棒設計 (健全性解析)	炉内冷却材条件	原子炉冷却材温度 (炉心)	<i>運転中の監視によって確認</i> (所掌はプラント設備検査)	○	○	○			○	
		原子炉冷却材圧力 (炉心)		○	○	○			○	
		原子炉冷却材流量 (炉心)		○	○	○			○	
	燃料棒仕様 (未照射仕様)	ペレット濃縮度・密度・Gd 濃度	燃料の製造時の検査で確認される。							
		ペレット寸法，炉心有効長								
		被覆管寸法 (径，肉厚)								
		ペレット・被覆管ギャップ								
	物性 (含，照射に伴う変化)	ペレット物性 (熱，機械)	未照射の物性は燃料の製造段階で確認され，物性の照射変化は照射データベース等に基づき，燃料設計評価コードに取り込み済み。	○						
		被覆管物性 (熱，機械)		○						
	線出力密度関連 (履歴，分布等) (炉心設計から)	通常時 燃料棒出力履歴 (線出力密度 vs ペレット燃焼度)	炉心設計 (設置許可解析) の結果を受けた入力であるが，取替炉心設計において妥当性が確認される。 また，運転開始後においても，制御棒操作前及び中期的な運転計画立案時の事前解析等によって妥当性が確認される。	○			○	○	○	
		通常時高速中性子束履歴	炉心核設計の結果として受け渡される入力 (入力の確認は必須ではない。)							
		異常な過渡変化時 線出力密度 (変化)	安全解析の結果として受け渡される入力 (入力の確認は必須ではない。)							
		ペレット内径方向出力分布	炉心核設計の結果として受け渡される入力 (入力の確認は必須ではない。)							

附表 1-1 (3/4) 設計評価の入力及び入力的前提事項について運転段階で必須となる確認（監視，測定，検査等）に漏れがないことの検討（BWR） 安全解析（1/2）

(ゴシック部が炉心・燃料管理として必要な確認項目。斜め字下線部が炉心・燃料設計に関連するが炉心・燃料管理外として必要な確認項目)

解析分野	解析入力		入力の妥当性の確認	運転段階で設計段階での想定から変わりうる要因の有無		入力の確認の形態		規程反映箇所		
	中分類	具体入力項目		運転操作等，人の手が介する入力	機器等の誤作動，破損，機器等の異常な変形によって影響される入力	保安規定	その他 (定期事業者検査 電力自主確認)	燃料取替	炉心管理	
安全解析	初期運転 条件	通常運転時の熱的制限値 (MLHGR, MCPR)	運転中の監視によって確認	○		○		○	○	
		原子炉熱出力		○	○	○			○	
		炉心流量		○	○	○			○	
		原子炉圧力	<u>運転中の監視によって確認</u> (ただし、所掌としてはプラント運転 管理。)	○	○	○			○	
		主蒸気流量		○	○					
		原子炉給水温度		○	○					
		原子炉給水流量		○	○					
	炉心・燃料 構成 (未照射)	燃料型式ごとの燃料集合体数，燃料 棒本数								
		燃料棒配列，燃料棒ピッチ								
		被覆管外径，被覆管肉厚								
		ペレット直径，ペレット密度	燃料及びチャンネルボックス製造時の検 査で確認される。							
		燃料（炉心）有効長								
		流路面積（流路形状）					○		○	
		炉心圧損（係数）	開発段階での炉外試験で確認							
バイパス流量割合	開発段階での炉外試験で漏えい流路特性 を確認									

附表 1-1 (4/4) 設計評価の入力及び入力的前提事項について運転段階で必須となる確認（監視，測定，検査等）に漏れがないことの検討（BWR） 安全解析（2/2）

(ゴシック部が炉心・燃料管理として必要な確認項目。斜め字下線部が炉心・燃料設計に関連するが炉心・燃料管理外として必要な確認項目)

解析分野	解析入力		入力の妥当性の確認	運転段階で設計段階での想定から変わりうる要因の有無		入力の確認の形態		規程反映箇所			
	中分類	具体入力項目		運転操作等，人の手が介する入力	機器等の誤作動，破損，機器等の異常な変形によって影響される入力	保安規定	その他 (定期事業者検査 電力自主確認)	燃料取替	炉心管理		
安全解析	炉心特性 (プラント 過渡・事故 評価用)	スクラム反応度曲線	炉心設計（設置許可解析）の結果を受けた入力であるが，取替炉心設計において妥当性が確認される。 また，運転開始後においても，制御棒操作前及び中期的な運転計画立案時の事前解析等によって妥当性が確認される。	○	○	○		○	○		
		減速材ボイド係数		○		○		○	○		
		ドップラ係数		○							
		局所ピーキング係数		○							
		軸方向出力分布		○							
		R 因子		○							
		減速材温度係数		○							
		出力反応度係数		○							
		遅発中性子割合		○							
		即発中性子寿命		○							
		炉心圧損（係数）		○							
		崩壊熱		○							
		炉心特性 (制御棒系 過渡・事故 評価用)		制御棒引き抜き速度	炉心設計（設置許可解析）の結果を受けた入力であるが，取替炉心設計において妥当性が確認される。 また，運転開始後においても，制御棒操作前及び中期的な運転計画立案時の事前解析等によって妥当性が確認される。	○					
				制御棒落下速度		○					
	引き抜き及び落下制御棒値		○			○			○	○	
	制御棒値曲線		○								
	スクラム反応度曲線		○			○			○	○	
	局所ピーキング係数		○								
	3次元出力分布		○								
	R 因子		○								
	ドップラ係数		○								
	遅発中性子割合		○								
	即発中性子寿命	○									
	燃料特性	燃料被覆管物性（熱伝導率，比熱，密度）	燃料設計の結果を受けた入力である。	○							
		燃料ペレット-燃料被覆管ギャップ条件 (ガス圧力，ガス組成，ギャップ熱伝達係数)		○							
		燃料ペレット物性（熱伝導率，比熱，密度）		○							
		燃料ペレット径方向出力分布		○							

附表 1-2 (1/5) 設計評価の入力及び入力の前提事項について運転段階で必須となる確認（監視，測定，検査等）に漏れがないことの検討（PWR） 炉心設計（核設計）

(ゴシック部が炉心・燃料管理として必要な確認項目。斜め字下線部が炉心・燃料設計に関連するが炉心・燃料管理外として必要な確認項目)

解析分野	解析入力		入力の妥当性の確認	運転段階で設計段階での想定から変わりうる要因の有無		入力の確認の形態		規程反映箇所		
	中分類	具体入力項目		運転操作等，人の手が介する入力	機器等の誤作動，破損， 機器等の異常な変形 によって影響される入力	保安規定	その他 (定期事業者検査 電力自主確認)	燃料取替	炉心管理	
炉心設計 (核設計)	炉心環境 (主要パラメータ)	原子炉熱出力		○		○				
		1次冷却材(減速材)圧力	<u>運転中の監視によって確認</u> (ただし，所掌としてはプラント運転管理。)	○		○				
		1次冷却材(減速材)温度(密度)		○		○				
		1次冷却材流量(炉心流量)		○		○				
	燃料仕様 (未照射)	ペレット仕様 (濃縮度，Gd濃度，密度，直径)	燃料，制御棒の製造時の検査で確認される。							
		被覆管仕様 (材料，外径，肉厚)								
		燃料棒仕様 (ピッチ，配列，炉心有効長)								
		グリッド位置・材料 制御棒・吸収材仕様 (寸法，組成)								
	炉心仕様 (炉心構成)	燃料集合体装荷パターン (含，内挿物との組合せ)	炉内配置検査	○		○			○	
		制御棒挿入位置(深さ)	制御棒位置の監視(挿入限界)	○		○				○
		燃料集合体間ギャップ (燃料集合体曲がり)	燃料集合体曲がり測定	○	○			○	○	
	過渡・事故 発生後の 炉心の状態	制御棒飛び出し時： 飛び出し制御棒の位置変化	飛出し，引抜き，落下，の前の 制御棒位置の監視 (運転時，待機時)			○				○
		制御棒引抜時： 引き抜き制御棒の位置変化								
		制御棒落下時： 落下制御棒の位置変化								
		炉心過冷却 ECCS 注水時： 1次冷却材温度(密度)分布 炉心過冷却 ECCS 注水時： 炉心内ほう素濃度(変化)		安全解析のプロセス解析で得られた 結果を再度入力とした炉心設計の結果 を受けて，入力としている。 (入力の確認は必須ではない。)						
	運転・制御 パラメータ	制御棒位置	制御棒位置の監視(挿入限界)	○		○				○
1次冷却材中ほう素 131 濃度		取替炉心設計で確定される。 (運転中の臨界ボロン濃度監視は必須ではない。)			○	○			○	

附表 1-2 (2/5) 設計評価の入力及び入力的前提事項について運転段階で必須となる確認（監視，測定，検査等）に漏れがないことの検討（PWR） 炉心設計（熱水力設計）

(ゴシック部が炉心・燃料管理として必要な確認項目。斜め字下線部が炉心・燃料設計に関連するが炉心・燃料管理外として必要な確認項目)

解析分野	解析入力		入力の妥当性の確認	運転段階で設計段階での想定から変わりうる要因の有無		入力の確認の形態		規程反映箇所		
	中分類	具体入力項目		運転操作等，人の手が介する入力	機器等の誤作動，破損， 機器等の異常な変形 によって影響される入力	保安規定	その他 (定期事業者検査 電力自主確認)	燃料取替	炉心管理	
炉心設計 (熱水力設計)	炉心環境 (主要パラメータ)	原子炉熱出力	<u>運転中の監視によって確認</u> (ただし，所掌としてはプラント運転管理。)	○		○			○	
		1次冷却材圧力		○		○			○	
		1次冷却材温度 (炉心平均)		○		○			○	
		1次冷却材流量 (炉心有効流量，バイパス流量)		○		○			○	
		炉心入口流量分布		(○)						
		炉心形状		燃料集集体数 集集体ピッチ 炉心全体形状	不要 (内容は固定)					
	燃料仕様 (未照射)	燃料有効部長さ・位置	燃料，制御棒の製造時の検査等で確認される。							
		燃料棒，シンプル管仕様 (外径，長さ)								
		燃料棒ピッチ								
		グリッド位置								
		圧損 (係数) (バンドル部 (含，グリッド)， 炉心入口部・炉心出口部)		別途，開発段階での炉外試験 (流水試験) で確認						
		熱拡散係数 (TDC)		別途，開発段階での炉外試験 (TDC試験) で確認						
	核設計 パラメータ	水平方向出力分布 $F_{\Delta H}^N$ (燃料棒平均出力の水平方向ピーキング)	炉心設計の結果を受けた入力 (入力の確認は必須ではない。) (入力的前提事項の確認は必須。)			○			○	
		軸方向出力分布 ・形状：コサイン分布 ・ピーキング係数： $F_z$				○		○		
		製作公差に基づく熱水路係数 $F_{\Delta H, I}^E$		燃料の製造時の検査等で確認される。						

附表 1-2 (3/5) 設計評価の入力及び入力的前提事項について運転段階で必須となる確認（監視，測定，検査等）に漏れがないことの検討（PWR） 燃料棒設計（燃料棒健全性解析）

（ゴシック部が炉心・燃料管理として必要な確認項目。斜め字下線部が炉心・燃料設計に関連するが炉心・燃料管理外として必要な確認項目）

解析分野	解析入力		入力の妥当性の確認	運転段階で設計段階での想定から変わりうる要因の有無		入力の確認の形態		規程反映箇所	
	中分類	具体入力項目		運転操作等，人の手が介する入力	機器等の誤作動，破損，機器等の異常な変形によって影響される入力	保安規定	その他 (定期事業者検査 電力自主確認)	燃料取替	炉心管理
燃料棒設計 (健全性解析)	炉内冷却材条件 (主要パラメータ関連)	原子炉熱出力（平均線出力密度）	運転中の監視によって確認 (所掌はプラント設備検査)	○		○			
		1次冷却材温度（炉心）		○		○			
		1次冷却材圧力（炉心）		○		○			
		1次冷却材流量（炉心）		○		○			
	燃料棒仕様 (未照射仕様)	ペレット濃縮度・密度・Gd濃度	燃料の製造時の検査で確認される。照射に伴う変化は，主に燃料棒設計及び核設計(燃焼解析)の結果となる。 (物性の燃焼変化は燃料棒設計で考慮。)						
		ペレット寸法，炉心有効長							
		被覆管寸法（径，肉厚）							
		ペレット・被覆管ギャップ プレナム長・容積，He加圧量							
	物性 (含，照射に伴う変化)	ペレット物性（熱，機械）	未照射の物性は燃料の製造段階で確認され，物性の照射変化は照射データベース等に基づき，燃料設計評価コードに取り込み済み。						
		被覆管物性（熱，機械）							
	線出力密度関連 (履歴，分布等) (炉心設計評価からの引継ぎ)	通常時 燃料棒出力履歴 (燃料棒平均線出力 vs 時間)	炉心核設計の結果として受け渡される入力。 (入力の確認は必須ではない。)						
		通常時高速中性子束履歴							
		軸方向出力分布							
		水平方向出力ピーキング							
		異常な過渡変化時 局所線出力密度（変化）							
	ペレット内径方向出力分布								

附表 1-2 (4/5) 設計評価の入力及び入力的前提事項について運転段階で必須となる確認（監視，測定，検査等）に漏れがないことの検討（PWR） 安全解析（1/2）

(ゴシック部が炉心・燃料管理として必要な確認項目。斜め字下線部が炉心・燃料設計に関連するが炉心・燃料管理外として必要な確認項目)

解析分野	解析入力		入力の妥当性の確認	運転段階で設計段階での想定から変わりうる要因の有無		入力の確認の形態		規程反映箇所	
	中分類	具体入力項目		運転操作等，人の手が介する入力	機器等の誤作動，破損， 機器等の異常な変形 によって影響される入力	保安規定	その他 (定期事業者検査 電力自主確認)	燃料取替	炉心管理
安全解析	炉心関連 主要 パラメータ	原子炉熱出力		○		○			○
		ループ数，ループ流量	<u>運転中の監視によって確認</u> (ただし，所掌としてはプラント運転 管理。)			○			○
		1次冷却材圧力		○		○			○
		1次冷却材温度（平均，入口）		○		○			○
		1次冷却材炉心流量	(正確にはループ流量を測定)	○		○			○
		炉心バイパス流量割合	寸法に基づく計算で設定						
		1次冷却材体積							
		炉心流路面積（流路形状）	燃料の製造時の検査で確認。						
	原子炉系圧力損失（圧損係数）	製造仕様で確認					○		
	炉心・燃料 構成 (未照射)	燃料集集体数，燃料棒本数	燃料製造時の検査で確認される。 (入力の確認は必須ではない。)						
		燃料棒配列，燃料棒ピッチ							
		被覆管外径，被覆管肉厚							
		ペレット直径，ペレット密度							
		燃料（炉心）有効長							
		炉心流路面積（流路形状）							
炉心熱伝達面積									
安全保護系	各種安全保護系の作動値	定期検査時に人の手を介して設定される。		○		○			

附表 1-2 (5/5) 設計評価の入力及び入力的前提事項について運転段階で必須となる確認（監視，測定，検査等）に漏れがないことの検討（PWR） 安全解析 (2/2)

(ゴシック部が炉心・燃料管理として必要な確認項目。斜め字下線部が炉心・燃料設計に関連するが炉心・燃料管理外として必要な確認項目)

解析分野	解析入力		入力の妥当性の確認	運転段階で設計段階での想定から変わりうる要因の有無		入力の確認の形態		規程反映箇所			
	中分類	具体入力項目		運転操作等，人の手が介する入力	機器等の誤作動，破損，機器等の異常な変形によって影響される入力	保安規定	その他 (定期事業者検査 電力自主確認)	燃料取替	炉心管理		
安全解析	炉心特性 (核的パラメータ)	熱流束熱水路係数 $F_0$	炉心設計の結果を受けた入力 (入力の確認は必須ではない。) (入力的前提事項の確認は必須。)								
		核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F\Delta H$ (水平方向燃料棒出力ピーキング係数)									
		軸方向出力分布 (形状) (例: コサイン, $K(Z)$ )					○			○	
		軸方向出力ピーキング係数 $Fz$									
		集合体平均 (相対) 出力									
		減速材温度係数 (減速材密度係数)									
		ドブドラ係数									
		遅発中性子割合									
		即発中性子寿命									
		トリップ反応度 (トリップ完了後)		制御棒挿入時間測定は必要							
		トリップ反応度曲線 (添加反応度 vs 制御棒挿入時間)					○	○			○
		反応度停止余裕									
		崩壊熱									
	炉心ほう素濃度 (運転時, 停止時)				○		○				
	炉心特性 (核的パラメータ) (過渡事故発生後)	過渡事故発生後の $F_0$	炉心設計の結果を受けた入力 (入力の確認は必須ではない。また過渡事故後の状態のためできない。)								
		過渡事故発生後の $F\Delta H$									
		過渡事故発生後の軸方向出力分布									
		過渡事故発生後の減速材温度係数 (減速材密度係数)									
		過渡事故発生後のドブドラ係数									
		飛び出し制御棒の添加反応度 (事故)									
		落下制御棒の価値 (過渡時)									
		異常な引き抜き時の最大反応度添加率									
	過渡時の炉内ほう素濃度 (ほう希釈時, ECCS 誤起動時)						○				
	過冷却事象 ECCS 注水時炉内ほう素濃度						○				
	過冷却時の炉内出力分布, 出力ピーキング										
	燃料特性	初期燃料温度 (平均, 最大) 又は初期線出力密度 (平均, 最大) ——— 燃焼依存考慮	未照射時の特性は, 燃料製造時の検査で確認される。  燃焼の進んだ特性は, 燃料棒設計の結果を受けた入力 (初期条件関連, ギャップ熱伝達係数, デプレッション) であるか, 又は燃料設計手法において取り込まれている入力 (物性) であるため, 入力の運転段階での確認は必須ではない。								
		初期燃料保有熱量 (平均, 最大) ——— 燃焼依存考慮									
		初期 DNBR ——— 燃焼依存考慮									
		初期燃料棒内ガス組成・圧力 ——— 燃焼依存考慮									
		ペレット被覆管ギャップ熱伝達係数 ——— 燃焼依存考慮									
デプレッション (ペレット径方向出力分布) ——— 燃焼依存考慮											
ペレット諸物性 ——— 燃焼依存考慮											
被覆管諸物性 ——— 燃焼依存考慮											

附表 2-1 運転段階での確認が必須な設計評価の入力 (BWR)

	人の運転操作で変わる入力	機器の誤作動等で変わる入力	機器の想定外の変形で変わる入力	具体 要因
安全保護系作動値	○			異常時に期待する保護系の作動値は人の手を介して設定される。また、計装機器の不具合等による影響を受ける。
主要パラメータ関係				
原子炉熱出力	○	○		熱出力、冷却材の状態は、運転員の適切な操作によって所定の値又は範囲に維持される。
冷却材流量・温度・圧力	○	○		
制御棒位置	○			制御棒位置は、主要パラメータが所定の値又は範囲に維持されるように運転員によって適切に操作される。
制御棒挿入性 (挿入時間)			○	制御棒の挿入時間は、制御棒・制御棒駆動系の不具合、制御棒を囲むチャンネルボックス曲がりの影響等によって挿入時間が遅延する可能性がある。
炉心特性	○			取替炉心設計までに確定しない、制御棒位置、炉心流量、熱出力等の運転操作パラメータ及び炉内出力分布を監視しながら、安全解析及び燃料設計の入力としての炉心特性を評価して安全性を確認する。

附表 2-2 運転段階での確認が必須な設計評価の入力 (PWR)

	人の運転操作で変わる入力	機器の誤作動等で変わる入力	機器の想定外の変形で変わる入力	具体 要因
安全保護系作動値	○			異常時に期待する保護系の作動値は人の手を介して設定される。
主要パラメータ関係				
原子炉熱出力	○			熱出力、冷却材の状態は、運転員の適切な操作によって、所定の値又は範囲に維持される。
冷却材流量・温度・圧力	○			
制御棒位置・オーバーラップ	○			制御棒位置とバンク間のオーバーラップは、運転員の適切な操作によって維持される。
制御棒挿入性 (挿入時間、完全挿入)			○	制御棒の挿入時間及び100%ストロークまでの完全挿入は、制御棒の経路を形成する制御棒案内シンプルの曲がりのモード又は過度の曲がり量が生じると影響を受ける可能性がある。

附表 3-1 燃料及びチャンネルボックス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、異常な曲りが無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 <b>R</b> 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、又は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 <b>R</b> 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	制御棒挿入性は制御棒を囲むチャンネルボックス曲がりの影響を受ける可能性がある。そのため、定検停止時に制御棒挿入試験を実施し、制御棒が正常に挿入されることを確認することで、制御棒・制御棒駆動系の健全性とともチャンネルボックスの制御棒挿入ガイド機能の健全性を確認している。

\* 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 (最大線出力密度及び最小限界出力比等) 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。

附表 3-2 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 $F_q(Z)$ 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 $F_q(Z)$ 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
	制御棒案内シムブル曲がり	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ムブルの曲がりは、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。

附表 4-1 運転段階で確認が必須な設計評価の前提事項 (BWR)

前提の分類	具体的な前提	人の運転操作で変わる前提事項	機器の誤作動等で変わる前提事項	燃料, CB の想定外の変形で変わる前提事項
入力設定の際の前提	原子炉保護系の作動性・機能		○	
	制御棒の作動性及び寿命管理	○	○	○
	炉内核計装の校正及び寿命管理	○	○	
	ほう酸水タンク水位及び濃度	○	○	
評価手法の適用範囲の前提	冷却材水質	○	○	
評価における運転状態・運転条件の前提	運転方法 (出力上昇率等)	○		
	運転領域 (原子炉熱出力及び炉心流量)	○	○	
設計評価の前提となる炉心特性	燃料集合体最高燃焼度	○		
	反応度停止余裕	○		
	ほう酸水注入時の実効増倍率	○		
	核熱水力安定性	○		

附表 4-2 運転段階で確認が必須な設計評価の前提事項 (PWR)

前提の分類	具体的な前提	人の運転操作で変わる前提事項	機器の誤作動等で変わる前提事項	燃料の想定外の変形で変わる前提事項
入力設定の際の前提	原子炉保護系の作動性・機能		○	
	制御棒の作動性 (固着なし・不整合なし)		○	
	炉内外核計装照合 (校正)		○	
	軸方向中性子束出力偏差	○		
	水平方向出力偏差			
評価手法の適用範囲の前提	冷却材水質	○	○	
評価における運転状態・運転条件の前提	起動時出力上昇率	○		

附表 5-1 保安規定他の確認（監視，測定，検査等）項目について目的と重要度の分類（BWR）

保安規定における確認項目	実施時期	目的（◎は確認が必須な項目，○は確認が望ましい項目）				備考 （◎/○とした技術的な理由，補足事項等）
		1) 入力の確認	2) 前提の確認	3) 炉心特性の確認 (含む炉心設計の妥当性確認)	4) 基本的な安全機能の維持の確認	
【停止余裕】	燃料取替終了後，運転及び起動		◎	◎		停止余裕は取替炉心の安全性評価で担保されており，停止余裕検査の目的は設計評価の妥当性確認であるため，確認は必須ではないが望ましい。また，運転及び起動時に設計評価の前提が変更となった場合の安全性評価は確認が必須である。
【反応度監視】	原子炉起動操作終了後，運転			○		反応度の予測値と監視値との差が 1%Δk/k を超える場合には，安全解析の条件を満足していない可能性があるためと判断される。目的は設計評価の妥当性確認であるため，確認は必須ではないが望ましい。
【制御棒の動作確認】 (固着，動作不能)	運転及び起動		◎		○	制御棒の挿入時に固着しないことが安全解析及び炉心設計の前提であり確認が必須である。
【制御棒のスクラム機能】 (スクラム時間)	定事検停止時	◎			○	制御棒挿入時間は，安全解析の入力であるため，確認が必須である。
【ほう酸注入系】 (ほう酸水タンク水位及び濃度)	運転及び起動		◎			ほう酸水貯蔵タンクのほう酸水濃度は，ほう酸水注入時の未臨界性評価の前提であるため，確認が必須である。
【原子炉熱的制限値】 (最小限界出力比，最大線出力密度)	原子炉熱出力 30%以上	◎		◎		安全解析の入力であるため，確認は必須である。
【原子炉熱出力及び炉心流量】 (原子炉熱出力 100%以下，運転範囲にあること) 【記録】 (原子炉冷却材温度，圧力，流量)	原子炉熱出力 30%以上， 定格熱出力一定運転	◎	○			これらのパラメータは安全解析，炉心設計，運転中の熱的状態値の監視等の入力である。また，安全解析，炉心設計，運転中の熱的状態値の監視等において，所定の範囲内にあることが前提である。このため確認は必須である。
【計測及び制御設備】 (原子炉保護系・設定値及び作動性・機能性)	定事検停止時，運転及び起動	◎	◎			安全解析の入力であるため，確認は必須である。
【計測及び制御設備】 (核計装の校正)	運転及び起動		◎			安全解析では核計装による指示が正しいことを前提としているため，確認は必須である。
【水質管理】 (原子炉冷却材の水質)	原子炉運転中 <sup>注</sup>		◎			炉内の通常時の材料健全性（被覆管腐食等）評価の前提条件の運転中の監視による確認として必須である。
【原子炉冷却材中のよう素 131 濃度】	運転，起動及び高温停止	◎			○	通常運転時の被覆管の閉じ込め機能確保は，設計で評価しているが，系統的破損が生じていないことが原子炉の起動及び停止時の監視によっても総合的に確認することができる。また，事故時の被ばく評価では，事故発生前のよう素 131 の炉水濃度を解析条件としているため，確認は必須である。
臨界固有値	冷温時 運転時			○		設計評価の妥当性確認であるため，確認は必須ではないが望ましい。
炉心特性 (減速材ポイド係数，スクラム反応度曲線，制御棒最大反応度値，燃料出力履歴)	運転及び起動	◎		◎		安全解析，燃料設計の入力であるため，確認は必須である。
炉心特性 (燃料集合体燃焼度，核熱水力安定性，ほう酸水注入時の実効増倍率)	運転及び起動		◎	◎		燃焼度は燃料設計の前提としているため，確認は必須である。 核熱水力安定性及びほう酸水注入時の実効増倍率が，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ため，確認は必須である。
運転方法	運転及び起動		(◎)			炉内の通常時の燃料健全性評価の前提条件となる運転方法を設定している場合，確認は必須である。
制御棒及び核計装の寿命管理	運転及び起動		◎			寿命管理は制御棒による反応度制御，及び核計装の健全性の前提となるものであり，確認は必須である。

注：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。

附表 5-2 保安規定他の確認（監視，測定，検査等）項目について目的と重要度の分類（PWR）

保安規定における確認項目	実施時期 <sup>注</sup>	目的（◎は確認が必須な項目，○は確認が望ましい項目）				備考 （◎/○とした技術的な理由，補足事項等）
		1) 入力の確認	2) 前提の確認	3) 炉心特性の確認 (PWR では炉心設計の妥当性確認の位置づけ)	4) 基本的な安全機能の維持の確認	
【停止余裕】	モード 2,3,4,5	○		○		PWR では、炉心特性は、制御棒位置等の運転操作パターンとともに、取替炉心設計の段階で確定しているため、運転段階での測定は、設計値との良好な合致により、炉心設計手法が妥当であることが確認できる。
【炉物理検査（モード 2）】 臨界ボロン濃度，減速材温度係数，制御棒価値， 最小停止余裕ボロン濃度，	モード 2			○		
【炉物理検査（モード 1）】 出力時出力分布	モード 1			○		
【臨界ボロン濃度】	モード 1,2			○		
【減速材温度係数】	モード 1,2,3	○		○		
【水質管理】 1 次冷却材水質	モード 1		◎			水質は運転操作により変わりうるため、運転段階では、所定の範囲内にあることの監視が重要となる。
【化学体積制御系（ほう酸濃縮機能）】 (ほう酸タンク：濃度，水位，温度)	モード 1,2	◎				ほう酸タンクの中のほう酸濃度及び炉心のほう酸濃度の濃縮機能は、安全停止のために重要で、かつこれらは、運転員の操作に依存するため、設計段階での想定通りになっていることの確認が特に重要となる。燃料取替用水タンク、ほう酸注入タンク等についても同様。
【原子炉熱出力】	モード 1					原子炉熱出力及び 1 次冷却材の温度・圧力・流量は主要パラメータであると同時に安全設計及び安全解析の入力ともなる。これらのパラメータは、運転員の操作に依存するため、設計段階での想定通りになっていることの確認が特に重要となる。
【記録】(1 次冷却材温度，圧力，流量)	モード 1	◎				
【炉物理検査】 (主要パラメータ確認検査)	モード 1					
【制御棒動作機能】 (制御棒の落下時間及び完全挿入)	定期事業者 検査時	◎			○	制御棒挿入時間はトリップ添加反応度曲線を求める炉心設計の入力となるが、外観検査では燃料棒に隠れて異常が確認することができない制御棒案内シムルの曲がり量・モードが異常となった場合、挿入時間が影響を受ける。このため、燃料が装荷された段階で制御棒挿入時間の直接確認することが特に重要となる。
【制御棒動作機能】 (固着しないこと，不整合でないこと)	モード 1,2		◎			運転中の制御棒の操作時及び停止時に固着しないことが安全解析、炉心設計における前提となるが、機器の正常な作動性の確認として運転段階での確認は特に重要となる。
【制御棒の挿入限界】 (制御棒位置，オーバーラップ)	モード 1,2	◎				PWR では運転段階で、制御棒の引き抜き位置及び相互の位置関係が設計段階で想定している範囲にあることを確認することで、運転段階の炉心特性が設計段階と良好に合致する。このため、運転段階での制御棒操作に関わる監視は、特に重要となる。
【熱流束熱水路係数 (F <sub>Q(Z)</sub> )】 (F <sub>Q</sub> (最大線出力密度) 及び K(Z))	モード 1	○		○		炉心特性の 1 項目であり、上述のとおり運転段階での F <sub>Q</sub> の確認は炉心設計手法の妥当性の確認となる。K(Z)については、照射燃料棒間の設計の違い及び照射成長による位置ずれの影響（エンドピークによる逸脱のないこと）は、設計段階での評価で確認済みである。
【核的エンタルピ上昇熱水路係数 (F <sup>N</sup> <sub>ΔH</sub> )】	モード 1	○		○		炉心特性の 1 項目であり、運転段階での確認は、炉心設計手法が妥当であることの確認となる。
【軸方向中性子束出力偏差】	モード 1		◎			炉外核計装による炉心の上下 2 分割で表される軸方向中性子束出力偏差が、炉内の軸方向出力分布の歪を適切に示していることの定期的な確認は、出力分布が歪む異常時を想定した場合に、特に重要となる。
【1/4 炉心出力偏差】	モード 1		◎			設計評価では、炉外核計装による監視パラメータである ΔI 又は AO が通常運転時に一定の範囲にあることを前提として、炉心の熱的制限値である F <sub>Q</sub> (最大線出力密度) 及び DNBR が通常運転時及び異常な過渡変化時の制限値に収まることを評価しているため、運転段階での監視は特に重要となる。
【計測及び制御設備】 炉内外核計装照合校正	モード 1		◎			炉心設計では基本的に 1/4 対称を想定しているため、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 <sup>N</sup> <sub>ΔH</sub> 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。
【1 次冷却材中のよう素 131 濃度】	モード 1,2,3	○			○	通常運転時の被覆管の閉じ込め機能確保は、設計で多数の評価項目に対してもれなく評価しているが、系統的破損が生じていないことが運転中及び原子炉停止時の監視によっても総合的に確認することができる。
【1 次冷却材中のよう素 131 の増加量】	モード 2,3				○	
【計測及び制御設備】 原子炉保護系 設定値及び 作動性・機能性	モード 1,2	◎	◎			異常時の安全保護系の作動値は、人の手を介して設定されるため、安全評価の入力として期待する値に設定されていることの確認は特に重要となる。また安全保護系の作動性や論理回路が正常に機能することも安全評価の前提となっているため、運転段階で誤作動等がないか確認することが特に重要となる。
SR 炉停止時中性子束高警報の設定値	モード 3,4,5,6	◎	◎?			安全評価の「原子炉起動時のほう素の異常な希釈」で入力としている、希釈に伴う臨界接近時の警報の発信は、各サイクルでの停止時の線量レベルを基に人の手を介して設定されるため、特に重要な確認となる。
起動時出力上昇率	モード 1		◎			起動時にプレコンディショニングがなされていない燃料の被覆管の PCMI 破損の防止は、解析ではなく出力上昇率が制限以下で運転されることで担保されるため、正しく運転操作されていることの確認は特に重要となる。
停止ほう素濃度	モード 1,2	○		○		サイクル中のいかなる時点においても、高温及び低温の状態でも、所定の未臨界面を確保した安全停止を行えるよう、サイクルの燃焼度を常に把握し、サイクル運転開始前に評価された、サイクル燃焼度と安全停止ほう素濃度との関係に基づいて、原子炉を停止状態に移行させる準備を整えておくことが望ましい。
燃料集合体燃焼度	モード 1		○	○		集合体燃焼度は炉内出力分布の積算であり炉心特性の 1 項目であるため、上述のとおり、運転段階での確認は炉心設計手法の妥当性の確認となる。また燃料機械設計の評価結果が適用できることの前提ともなる。
最小 DNBR	モード 1	○		○		最小 DNBR は、軸方向出力分布をはじめ運転中の現実的な値等に基づいて算出されるため、保守的な入力に基づいて算出される設計段階での最小 DNBR と比べると、より現実的な値として確認される。

注 1：ハッチングで示した確認項目は、保安規定ではない項目。また斜め字の項目は、実際の確認の行為は炉心燃料の設計・管理ではない部署の関係者が行う項目で、下位規定の炉心管理指針では参考扱いとしている。  
 注 2：確認項目の重要度は純技術的な視点から、「特に重要」、「確認が望ましい」としたもの。保安規定で規定されている項目は、「確認が望ましい」項目であっても、法律上は確認が必須なものである。  
 注 3：原子炉の運転状態  
 モード 1：出力運転（出力領域中性子束指示値 5%超），  
 モード 2（停止時）：出力運転（出力領域中性子束指示値 5%以下）～制御グループバンク全挿入による原子炉停止，  
 モード 2（起動時）：臨界操作のための制御グループバンク引抜操作開始～出力運転（出力領域中性子束指示値 5%以下），モード 3：1 次冷却材温度 177℃以上，モード 4：1 次冷却材温度 93℃超 177℃未満，  
 モード 5：1 次冷却材温度 93℃以下（原子炉容器スタッドボルトが全数締付けられている状態），モード 6：1 次冷却材温度 93℃以下（原子炉容器スタッドボルトの 1 本以上が緩められている状態）

## 附属書 B (参考)

### 設計、製造及び運用への改善反映の事例

PDCA サイクルによる継続的な改善を図る仕組みを構築することにより、国内外で発生したトラブル事例等を分析及び検討し、設計から運用の各段階へのフィードバックを図り、また、その効果及び影響を評価することで同種不具合等の発生防止につなげることができると。

以下には、過去における設計面、製造面及び運用面への反映事例を示す。これらの反映事例以外にもニューシア等により外部情報を幅広く入手し、改善のインプットとして積極的に活用することが望ましい。

#### (1) 設計面への反映事例

##### (BWR・PWR)

事象	異物フレッティングによる燃料漏えい (出典) 軽水炉燃料のふるまい (平成 25 年 3 月, 原子力安全研究協会)
原因	主に定期検査時の機器の補修等の際に、冷却材中に入り込んだ研削くずのような小さな金属異物が燃料集合体内に流入し、燃料集合体の狭あい部に捕捉され、冷却材の流れにより異物が振動し、異物が接触する被覆管表面が摩耗し減肉した。
対策	燃料集合体内への異物流入を防ぐための異物フィルタを下部タイププレートに適用した。また、異物フィルタ内で冷却材の流路方向を変化させることにより、線状の異物を捕捉できる構造とした。

#### (2) 製造面への反映事例

##### (BWR)

事象	海外炉でのセグメント燃料結合端栓材の欠陥／被覆管欠陥の見逃し (出典) 軽水炉燃料のふるまい (平成 25 年 3 月, 原子力安全研究協会)
原因	品質管理体制が十分でなかったことによる。
対策	超音波検査等の導入及び品質管理体制の強化により、品質を向上させた。

##### (PWR)

事象	被覆管の外表面水素化による燃料漏えい (出典) ニューシア (通番 1636)
原因	燃料集合体組立作業での燃料棒組込み時の異常 (引込治具の変形) による。
対策	燃料棒組込方法の改善を図った。

(3) 運用面への反映事例

(BWR)

事象	浜岡 1 号機の燃料被覆管の異常酸化 (出典) ニューシア (通番 1660)
原因	原因調査として、燃料調査、水質環境調査、燃料被覆管材料調査及び腐食 (酸化) 確認試験を実施した結果、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した。
対策	水質改善対策として、復水脱塩装置 (CD) のイオン交換樹脂を交換し、非再生運用とする。また、起動時の炉水への有機物の流入低減対策等を講じるとともに、水質管理の強化として、炉水中の Na イオン等の監視強化を行った。 社内規程 (例: 水質管理手引) に水質管理強化の内容を反映し、BWR 電力での水平展開を図った。

(PWR)

事象	制御棒先端部の外径増加及びクラック 制御棒クラスタ案内管のカード位置に対応した箇所での摩耗 (出典) ニューシア (通番 1401)
原因	クラックは、中性子照射による被覆管材の延性低下及び中性子吸収体のスウェリングによる被覆管の周方向ひずみの増加により生じたものと推定した。 摩耗は、制御棒と制御棒クラスタ案内管が流体振動により長時間にわたって干渉した結果生じたものと推定した。
対策	中性子照射量及び使用時間の管理を追加した。