AESJ-SC-XXXX:20XX

（案）

日本原子力学会標準

原子力発電所における燃料の先行照射に係る実施基準：20XX

公衆審査用

20XX 年 XX 月

一 般 社 団 法 人　日本原子力学会

公衆審査用

まえがき

この標準は，（一社）日本原子力学会が，標準委員会，システム安全専門部会及び炉心燃料分科会での審議を経て制定したものです。この標準では，国内の原子力発電所の運転及び管理を行う事業者が，新設計燃料の本格導入に先立つ燃料挙動の確認及び確認した燃料挙動情報の本格導入許認可での活用を行うために実施する国内の原子力発電所における先行照射燃料の照射に当たり，実施要件を整理し，規格化したものです。

炉心燃料分科会では先行照射燃料に係る標準の作成を進めていましたが，炉心及び燃料の安全設計に対する基本的要求，具体的要求等の階層構造を技術ベースで体系的に整理することが先決であると判断して，標準の作成を中断していました。この体系的な整理については，これまでに十分に議論され，「発電用軽水型原子炉施設の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書（AESJ-SC-TR009-1:2021）」に最新の検討結果がまとめられています。

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降，国内の新設計燃料の導入は進んでおらず，世界標準からの遅れを早急に取り戻すことが望まれています。一方，世界中で事故耐性燃料の開発が積極的に進められており，近い将来，これらを国内の原子力発電所に導入することも視野に入れる必要があります。このような状況で，幅広い開発レベルの新設計燃料を対象とした先行照射の活用方策を検討することが望まれています。

また，国内外の試験炉の廃炉が相次いでおり，これまで海外商用炉で実施してきた先行照射の利用についても将来的には不透明な部分があり，国内の先行照射の役割を広げることも考えなければなりません。

これまでも，本格的な新設計燃料の導入の前に国内の先行照射を経た事例がありますが，先行照射を実施する判断基準及び実施プロセスが明確ではないため，基準適合性を示すために本格導入と同様の許認可取得を行ってきました。この手順は，新設計燃料を速やかに導入するという観点からは，必ずしも得策ではありません。

国内の原子力発電所に新設計燃料を導入して運転するに当たっては，事前に想定されるリスクを排除することが必要であり，新技術の工学的安全性を確認した後に導入することが重要です。先行照射の審査に備えて，具体的にどこまでのデータ取得，安全設計及び安全評価が必要となるのかを明確にしなければなりません。新設計燃料には，構成部材の材料及び構造を一部変更する軽微変更から，機能要求を見直すような大幅変更まで存在します。新設計燃料の内容とその技術的達成度，さらには先行照射のリスクの程度によって，先行照射を実施する判断基準及び導入プロセスは異なるものとして，技術的な考え方を整理しました。

この標準が，国内の先行照射を，安全性を確保しつつ効率的に進め，結果として原子炉の安全性の向上に寄与することを期待しています。

公衆審査用

FOREWORD

This standard was established by the Atomic Energy Society of Japan following deliberations by the Standards Committee, the System Safety Technical Subcommittee and the Reactor Core and Fuel Subcommittee. This standard organises and standardises the requirements for the irradiation of Lead Test/Use Assembly at domestic nuclear power plants, which are carried out by electric utilitis what operate and manage domestic nuclear power plants in order to confirm fuel behaviour prior to the full-scale introduction of new fuel types and to utilise the confirmed fuel behaviour information in the licence for the full-scale introduction of new fuel types.

The Core and Fuel Subcommittee had been working on a standard for lead test/use assembly, but decided that the first priority was to systematically organise the hierarchy of basic and specific requirements for the safety design of the core and fuel on a technical basis, and suspended the preparation of the standard. This systematic organisation has been thoroughly discussed and the latest results of the study are summarised in the report on the Safety Design of Reactor Cores and Fuels of Light Water Reactor Facilities for Power Generation (AESJ-SC-TR009-1:2021).

Since the severe accident at the Fukushima Daiichi NPP of Tokyo Electric Power Company, the introduction of newly designed fuels in Japan has not progressed, and it is hoped that the delay from the global standard can be quickly recovered. On the other hand, the development of accident tolerant fuels is being actively pursued worldwide, and it is necessary to consider the introduction of these fuels into domestic nuclear power plants in the near future. Under these circumstances, it is desirable to consider how to utilise leading irradiation for newly designed fuels at a wide range of development levels.

In addition, as a number of domestic and foreign test reactors have been decommissioned one after another, the future of the use of leading irradiation, which has been carried out in overseas commercial reactors, is uncertain, and the role of domestic leading irradiation must be considered to be expanded.

There have been cases where domestic leading irradiation has been carried out prior to the full-scale introduction of new design fuels, but because the criteria and implementation process for leading irradiation are not clear, the same permits and licences as for full-scale introduction have been obtained to demonstrate conformity with the criteria. This procedure is not necessarily beneficial from the viewpoint of promptly introducing newly designed fuel.

When introducing and operating newly designed fuels in domestic nuclear power plants, it is necessary to eliminate possible risks in advance, and it is important to introduce the new technology after confirming its engineering safety. It must be clarified to what extent data acquisition, safety design and safety assessment are specifically required in preparation for the review of leading irradiation. Newly designed fuels can range from minor changes in the materials and structure of components to major changes that revise the functional requirements. The technical approach is organised in such a way that the decision criteria and introduction process for leading irradiation differ according to the content of the new design fuel, its technical achievement level and the degree of risk of leading irradiation.

It is hoped that these standards will help to ensure the safety and efficiency of domestic leading irradiation and, as a result, contribute to improving the safety of nuclear reactors.

公衆縦覧用

免責条項

この標準は，審議の公平性，公正性，公開性を確保することを基本方針として定められた標準委員会の規則類に従って，所属業種のバランスに配慮して選出された委員で構成された委員会にて，専門知識及び関心を有する人々が参加できるように配慮しながら審議され，さらにその草案に対して産業界，学界，規制当局を含め広く社会から意見を求める公衆審査の手続きを経て制定されました。

一般社団法人日本原子力学会は，この標準に関する説明責任を有しますが，この標準に基づく設備の建設，維持，廃止などの活動に起因する損害に対しては責任を有しません。また，この標準に関連して主張される特許権及び著作権の有効性を判断する責任もそれらの利用によって生じた特許権や著作権の侵害に係る損害賠償請求に応じる責任もありません。そうした責任は全てこの標準の利用者にあります。

なお，この標準の審議に規制当局，産業界の委員が参加している場合においても，この標準が規制当局及び産業界によって承認されたことを意味するものではありません。

Disclaimer

This standard was developed and approved by the Standards Committee of AESJ in accordance with the Standards Committee Rules, which assure Balance, Due process, and Openness in the process of deliberating on a standard. The Committee is composed of individuals who are competent or interested in the subject and elected, keeping the balance of organizations they belong in the subject, with their professional affiliations well-balanced as specified in the Rules. Furthermore, the standard proposed by the Committee was made available for public review and comment, providing an opportunity for additional input from industry, academia, regulatory agencies and the public-at-large. AESJ accepts the responsibility for interpreting this standard, but no responsibility is assumed for any detriment caused by the actions based on this standard during construction, operation, or decommissioning of facilities. AESJ does not endorse or approve any item, construction, device or activity based on this standard.

AESJ does not take any position with respect to the validity of any patent rights or copyrights claimed in relation to any items mentioned in this document, nor assume any liability for the infringement of patent rights or copyrights as a result of using this standard. The risk of infringement of such rights shall be assumed entirely by the users. The Committee acknowledges with appreciation the participation by regulatory agency representatives and industry-affiliated representatives, whose contribution is not to be interpreted that the government or industry has endorsed this standard.

制定時に最新情報を記載

公衆審査用

著作権

文書による出版者の事前了解なしに，この標準のいかなる形の複写・転載も行ってはなりません。この標準の著作権は，全て一般社団法人日本原子力学会に帰属します。

Copyright

No part of this publication may be reproduced in any form without the prior written permission of the AESJ.
Copyright © 202X Atomic Energy Society of Japan
All Rights Reserved.

制定時に最新情報を記載

公衆審査用

日本原子力学会における原子力標準の策定について

標準委員会は，原子力安全の確保を目指して公平，公正，公開の原則のもと，学術界，産業界及び国の機関等に広く所属する幅広い分野の専門家の参加を得て，活動を進めています。東京電力福島第一原子力発電所の事故からの多くの教訓を踏まえて，原子力安全の向上を最も重要な目標として，国際的なエクセレンスに学び，我が国の社会経済的環境，国民性，産業構造の変化や技術の発達等を十分勘案し，原子力発電所など原子力に係るシステムや製品，仕組みに関連する基準を原子力標準として随時制定し，それを新たな知見を随時反映して改定していくことが，標準委員会の使命です。原子力標準は安全性向上に資する最新の知慧の体系であり，真摯な議論を踏まえて，国民が最新の知見を迅速に活用することを可能としています。また原子力安全を最優先として市場競争を行っている産業界は，当該技術が標準化されたことを前提として，比較優位性を生み出す技術開発等に努力を傾け，ひいては原子力安全をより確実にする活動に注力することが可能となります。

我が国においてはこれまで，国民の生活の質を確保し，経済社会の安定な発展を支えるため，国の規制機関が要の基準を国家標準として制定し，行政判断に使用してきました。さらに近年では，機能性化として標準策定の活動を学会に委ねる方向が進展してきました。しかしながら今後は，早期に体系化を整えることに加えて，新知見の取入れをより迅速に行うようにすることで，技術やニーズの変化に合わせて標準を適正化していく作業を加速し，原子力安全の確保の観点で決して陳腐化が起こらないように努めなければなりません。学会における標準の策定活動を通じて，福島第一原子力発電所事故の再発を防ぐことはもちろんのこと，いわゆる安全神話が復活することがないように努めていきたいと考えます。 標準委員会としては，原子力安全を担う原子力規制委員会とも緊密な協働の下で，学会が中核となって，全てのステークホルダーから専門家が参画して真摯に議論を深め，優先度を明らかにしつつ，原子力安全の目標を達成するため適正な原子力標準を迅速に策定する役割を担っていきます。

このような精神に則り，標準委員会においては構成する委員一人ひとりが専門家として学会の倫理規程を遵守し，公平，公正，公開の原則のもとに原子力安全の向上に資する原子力標準を策定していきます。公衆審査を経て制定される標準を規制機関と産業界が安全性向上を図るために利用していくことになれば，新しい技術的知見を迅速に，また国民の利用に供することになります。さらに，これらを国際的な標準として提示していく努力を行うことも学会の役割であり，その実現は我が国の国際技術戦略に加え，福島第一原子力発電所事故後の国際社会における原子力安全に対して重要な貢献となると考えます。

202X 年 xx 月

標準委員会
委員長　山本 章夫

制定時に最新情報を記載

公衆審査用

原子力標準の位置付けについて

“原子力発電所における先行照射燃料の導入に係る実施基準：202X”は，1999 年 9 月 22 日に設置された日本原子力学会標準委員会（Standards Committee of AESJ）が，原子力施設の安全性と信頼性を確保してその技術水準の維持・向上を図る観点から，原子力施設の設計・建設・運転・廃止措置などの活動において実現すべき技術のあり方を，原子力技術の提供者，利用者，専門家の有する最新の知見を踏まえ，影響を受ける可能性のある関係者の意見をパブリックコメントをも通じて聴取するなど公平，公正，公開の原則を遵守しながら審議し，合意したところを文書化した原子力標準の一つです。

標準委員会は，専門家集団の果たすべきこのような役割と責任を意識しながら，原子力施設の安全性と信頼性の達成に必要なニーズに対応する標準策定活動を行うために，公平，公正，公開の原則に則って定めた運営規則に従い，システム安全専門部会でこの標準の原案を作成しました。この標準が標準委員会設置の趣旨を踏まえて各方面で活用されることを期待します。

なお，この内容については，常に最新知見を原子力標準に反映すべく，原則として 5 年ごとに改定することとしておりますので，本委員会はこの標準の利用に際してのご質問や改定に向けてのご提案をいつでも歓迎します。

202X 年 xx 月

標準委員会
委員長 山本 章夫

制定時に最新情報を記載

公衆審査用

システム安全専門部会の活動について

システム安全専門部会（以下，本専門部会）は，標準委員会の下で，原子力施設のシステム安全に関する標準を制定する活動を行っています。「システム安全」のゴールは，複雑な原子力施設をシステムとしてとらえ，総合的な安全を確保することです。具体的には，原子力システムの安全設計や，運転や保守における安全確保に関する考え方などについて，最新の技術的知見を標準としてまとめるとともに，継続的な改善を進める活動を行っています。　2011 年 3 月 11 日の東日本大震災によって引き起こされた東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故によって，原子力発電に対する国民の信頼が大きく損なわれました。国内外で多くの事故調査報告書が刊行され，様々な視点からの改善提案がなされており，数多くの具体的な安全性向上対策が積極的に進められています。本専門部会の活動についても，しっかりと反省し，二度と大規模な事故を起こさないために，改善を進めていく必要があります。具体的には，従来不十分であった，シビアアクシデントの発生防止，拡大防止及び影響緩和のために必要な標準の策定に，体系的かつ一体的に取り組んでいます。さらに，原子力発電の安全・安定運転に対して従来から取り組んでいる，自主的安全性向上，高経年化対策，炉心燃料，水化学などの標準にも従来に増して安全性の徹底が求められており，引き続き積極的に改善を進めていきます。

このような多くの課題に対して，原子力発電の安全性及び信頼性の一層の向上を図るためには，関係する産業界，学術界，国・官界，学協会が俯瞰的かつ有機的な連携を図っていくことが必要です。さらに，原子力発電所の安全を確保するための体系を確立するために，国の規則として定められる性能規定に基づいて，仕様規定となる標準を民間規格として策定する重要性はさらに増しています。また国の規則と標準がシームレスな関係となり，総合的な安全確保に活用されることが重要です。本専門部会では，国内外の関係組織との役割分担を明確にしつつ，公平性，公正性，公開性を確保しながら，原子力施設のシステム安全に係る標準を体系的かつ計画的に整備する活動を推進しています。対象とする標準としては，国の規制に含まれるものから産業界の諸活動における手引き類までを含みます。国際的な視点がますます重要になってきており，専門部会の活動にも国際的活動を積極的に取り組んでいきます。

本専門部会は公開で行われていますので，事前に連絡頂ければ傍聴することができます。

また審議過程は議事録として残し，ホームページにも掲載されますので，活動状況を確認いただくこともできます。

標準は，継続的に改善されていくことが必要です。新技術の開発状況や新たに得られた知見に基づいて適切に改定されていくことによって，その利用価値が維持できるものです。少なくとも年に一度は本専門部会で改定の必要性について検討を行うとともに，原則として 5 年ごとに改定版を発行することを目標に，活動を進めていきたいと考えています。

202X 年 xx 月

制定時に最新情報を記載

標準委員会
システム安全専門部会
部会長 岡本 孝司

公表前確認

標準委員会，専門部会，分科会 委員名簿

標 準 委 員 会

（順不同，敬称略）

（202X 年 x 月 x 日現在）

制定時に最新情報を記載

公衆審査用

システム安全専門部会

（順不同，敬称略）

（**202X** 年 **x** 月 **x** 日現在）

制定時に最新情報を記載

公衆審査用

炉心燃料分科会

（順不同，敬称略）

（202X 年 x 月 x 日現在）

制定時に最新情報を記載

公衆審査用

標準の利用に当たって

標準は対象とする技術，活動又は結果の仕様についての関係者のコンセンサスを規定しているものです。標準にはこうあるべきという義務的事項の他，こうあってもよいとして合意された非義務的な事項も含まれています。しかし，標準は，対象としている技術，活動又は結果の仕様について，規定している以外のものを排除するものではありません。

また，標準が規定のために引用している他の規格・標準は，記載された年度版のものに限定されます。標準は全体として利用されることを前提に作成されており，公式な解釈は標準委員会が行います。標準委員会はそれ以外の解釈については責任を持ちません。標準を利用するに当たってはこれらのことを踏まえてください。

なお，標準委員会では，技術の進歩に対応するため，定期的に標準を見直しています。利用に当たっては，標準が最新版であることを確認してください。

制定時に最新情報を記載

公表前原稿

公衆審査用

目　次

ページ

序文 1
1　適用範囲 1
2　引用規格 1
3　用語及び定義 2
4　燃料開発における先行照射の位置づけと各段階での実施事項 8
5　先行照射に係る検討項目 10
5.1　実施計画 10
5.2　安全評価 12
5.3　装荷体数及び装荷位置 13
5.4　照射前データの取得 14
5.5　照射 14
5.6　先行照射実施中の検査及び測定 15
5.7　照射後試験 15
5.8　漏えいが検知された場合の運転の継続及び先行照射燃料の継続照射の判断 16

附属書 A（参考）燃料開発における先行照射の位置づけ 20
附属書 B（参考）開発段階での試験炉と原子力発電所の照射の特徴 22
附属書 C（参考）国内の原子力発電所における先行照射の実績 24
附属書 D（参考）先行照射の実施計画に含める項目の例示 31
附属書 E（規定）安全評価の手順及び考え方 33
附属書 F（参考）設計変更と関連が深い燃料の特性及び挙動を踏まえた評価項目の特定の例 35
附属書 G（規定）装荷体数及び装荷位置 37
附属書 H（参考）照射前データの取得 39
附属書 I（参考）運転中の監視及び照射後試験による確認項目 42
附属書 J（参考）設計の改良の内容及び目的に応じたデータの取得の例 43
附属書 K（参考）燃料集合体の寸法が想定外の変化が認められた場合の継続照射の可否の考え方 45
附属書 L（参考）開発完了までに取得すべきデータとその分類 48

解説 1　制定の趣旨 52
解説 2　制定の経緯 52
解説 3　審議中に特に問題となった事項 53
解説 4　適用範囲について 53
解説 5　本体，附属書の解説 53
解説 5.1　プールサイドでの燃料棒引き抜き及び燃料棒単位での輸送に関する補足 53
解説 5.2　制御棒挿入試験結果による判断の補足 54
解説 5.3　装荷体数上限の範囲内での先行照射の継続的な実施の補足 54
解説 5.4　先行照射に関する安全性確認の許認可の信頼性向上及び申請準備の合理化に関する補足 55

原子力規格委員会 審議中

解説 5.5　先行照射における安全を確保する総合的な方策及び考慮に関する補足 55
解説 5.6　LTA 実施に係る法規などの現状の日米比較に関する補足..... 57

公衆審査用

日本原子力学会標準

原子力発電所における燃料の先行照射に係る実施基準：202X

Standard of practice for leading irradiation of fuel at nuclear power plants: 202X

公衆審査用

序文

この標準は，原子力発電所の運転及び管理を行う事業者が，新設計燃料の本格導入の際に必要に応じて実施する先行照射の実施要件を整理し，規格化したものである。

1 適用範囲

この標準は，国内の原子力発電所（PWR 及び BWR）において燃料の先行照射を実施する時に，原子炉の安全性を確保するために必要な次の事項に関わる活動を適用範囲とする。

先行照射燃料の導入時の安全評価手法
先行照射燃料の照射前の確認事項
先行照射燃料の照射時に付与すべき条件
先行照射燃料の照射後の確認事項

2 引用規格

次に掲げる規格は，この標準に引用されることによって，この標準の規程の一部を構成する。引用規格とこの標準の規定に相違がある場合は，この標準の規定を優先する。これらの引用規格は最新版を適用する。

AESJ-SC-TR014：2023 標準委員会 用語辞典
AESJ-SC-S007：2019 沸騰水型原子炉の水化学管理指針
AESJ-SC-S008：2019 加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針
AESJ-SC-P007：2021 BWR の核熱水力安定性評価基準
JEAC 4001-2020 原子燃料管理規程
JEAC 4111-2021 原子力安全のためのマネジメントシステム規程
JEAG 4204-2016 発電用原子燃料の製造に係る品質管理指針
JEAC 4211-2018 取替炉心の安全性確認規程
JEAC 4212-2020 原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程
JEAC 4213-2016 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 4214-2020 発電用原子燃料の製造に係る燃料体検査規程

なお，原子炉に用いられる燃料及び燃料集合体の安全機能の維持に関する設計上の基本的要求について示す指針としては，発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書 第 1 分冊 : 炉心及び燃料の安全設計 日本原子力学会標準委員会技術レポート **AESJ-SC-TR009-1：2021**（以下，“炉心燃料の安全設計技術レポート”という）を参照する。

3 用語及び定義

この標準で用いる主な用語及び定義は，**AESJ-SC-TR014：2023** によるほか，次による。

3.1

安全解析 (Safety Analysis)

原子力施設の安全性を定量的に把握するため，運転時の異常な過渡変化，事象，又は事故の発生を想定して行う解析

3.2

安全機能 (Safety Function)

安全系又は他の安全上重要な機器が果たすべき機能

3.3

安全評価 (Safety Assessment)

原子力施設の安全解析を行い，安全基準に対する適合性を評価すること

3.4

ウォータロッド (Water Rod)

BWR の燃料集合体に組み込まれた管であって，その中を冷却材が通るようになっているもの

3.5

運転サイクル (Operating Cycle)

燃料取替を終えて原子炉を起動した後，次の燃料取替のために停止するまでの運転期間

3.6

核計装 (Nuclear Instrumentation)

原子炉内外で中性子束分布を測定し，出力分布又は出力に換算するなどして，原子炉の状態を監視するための計測系

注釈 中性子検出器，増幅器，指示機器，記録計などからなる。

3.7

ガドリニア入り燃料 (Gadolinia Fuel)

ガドリニウムの酸化物を可燃性毒物として混入した燃料

注釈 可燃性毒物は燃料に混入される毒物であり，中性子照射の進行に伴って中性子吸収能力が低下する性質を利用して，長期的な反応度の低下を補償する。

3.8

下部タイプレート (Lower Tie Plate)

BWR 燃料集合体底部の基板であり，タイロッドと結合され，他の燃料棒を保持するためのもの

3.9

グリッド (Grid)

公衆審査用

PWR の燃料集合体中の燃料棒の間隔を保持するための機構

3.10

原子炉の安全性 (Safety of Nuclear Plant)

原子炉に備わる止める，冷やす，閉じ込める機能が維持され，人及び環境が有害な放射線から防護されていること

3.11

制御棒 (Control Rod)

中性子を吸収して原子炉の反応度を制御する，棒状，板状又は断面が十字型のもの

3.12

出力急昇試験 (Power Ramping Test)

試験炉で燃料棒の出力を急上昇させ，ペレット被覆相互作用による被覆破損のメカニズム等を調べる試験方法

3.13

照射後試験 PIE (Post-Irradiation Examination)

原子炉で使用した燃料，材料の照射による特性変化などを調べるために行う化学的及び物理的試験

3.14

上部タイプレート (Upper Tie Plate)

BWR 燃料集合体上部の基板であり，タイロッドと結合され，他の燃料棒を保持するためのもの

3.15

スウェリング (Swelling)

照射された核燃料や材料において，希ガスの核分裂生成物や及び核反応生成物の蓄積によって見かけの体積が増加すること

3.16

スペーサ (Spacer)

BWR の燃料集合体中の燃料棒の間隔を保持するための機構

3.17

先行試験燃料 LTA (Lead Test Assembly)

原子力発電所の運転条件で燃料の照射挙動に関するデータを取得することを目的に，少数体で原子炉に装荷する先行照射燃料

公衆審査用

注釈　燃料集合体を構成する燃料棒及び／又は構造部材に開発中の新技術（新設計，新材料）が適用され，原子炉の炉心の一部で使用されることを前提としている。原子炉の安全性を維持するため，運用制限を課すこともある。

3.18

先行試験燃料棒　LTR (Lead Test Rod)

原子力発電所の運転条件で燃料の照射挙動に関するデータを取得することを目的に，先行試験燃料の一部として原子炉に装荷する燃料棒

注釈　LTR は LTA の一形態であり，この標準では特に燃料棒に着目する場合に，LTR として記載する。

3.19

先行照射燃料　(Lead Test/Use Assembly)

新設計燃料の本格導入に先立ち，燃料集合体の形態で，少数体で原子炉に装荷する燃料

注釈　先行照射燃料は，実施目的及び形態によって，先行使用燃料と先行試験燃料に区分される。

3.20

先行使用燃料　LUA (Lead Use Assembly)

原子力発電所の運転条件で燃料の照射挙動を確認することを目的に，少数体で原子炉に装荷する先行照射燃料

注釈　燃料集合体を構成する燃料棒及び／又は構造部材の仕様に新技術（新設計，新材料）が適用され，現行の運用制限に対して性能余裕を有している。原子炉の全炉心で使用されることを前提とした設計仕様が決定されている段階で装荷する。

3.21

線出力密度　(Linear Power Density)

燃料棒又は燃料集合体の単位長さ当たりに発生する熱出力

3.22

ダミー燃料棒　(Dummy Fuel Rod)

通常の燃料の代わりに装荷される核燃料を含まない棒

3.23

通常運転　(Normal Operation)

定められた運転上の制限，及び条件下での原子力発電所の運転

注釈　停止状態，出力運転，起動，停止，保守，試験，及び燃料取替えが含まれる。

3.24

定期検査　(Periodical Inspection)

法令に基づき，定期的に原子力発電所の運転を停止し，設備，機器などの健全性を確認する検査

公衆審査用

3.25

取替炉心 (Reload Core)

一部又はすべてが取替燃料から構成された炉心

3.26

燃焼度 (Burnup)

核燃料の単位質量当たりに放出された全エネルギ

3.27

燃料集合体 (Fuel Assembly)

炉心への出し入れなどに際して，一体として取り扱えるように燃料棒をまとめたもの

3.28

燃料棒 (Fuel Rod)

ペレットを被覆管に納めたもの

3.29

燃料棒曲がり (Bowing)

不均一な温度分布及び中性子照射のため燃料又は燃料集合体が曲がること

3.30

被覆管 (Cladding Tube)

ペレットを被覆するための細長い円筒状容器

3.31

ホットラボ (Hot Laboratory)

強い放射能をもつ放射性物質を安全に取り扱うことができるよう適切な設備をもつ実験室，又はそのような実験室をもつ施設

3.32

ペレット (Pellet)

核燃料の円柱状の小焼結体

3.33

保安規定 (Safety Regulations)

原子炉施設の保安の確保を目的として，（原子炉施設の）法令に基づき原子炉施設の保安に関する基本的な事項を定めた規定

3.34

公衆審査用

MOX 燃料 (Mixed-Oxide Fuel)

酸化ウランと酸化プルトニウムの混合物からなる核燃料

3.35

焼きしまり (Densification)

燃焼に伴って，核燃料ペレットの密度が増加し，体積が減少する現象

3.36

冷却材 (Coolant)

原子炉内で発生した熱を取り出すために使われる流体

3.37

炉外試験 (Out-of-Pile Test)

原子炉内での燃料，材料，各種機器などの挙動を予測する目的で，原子炉を利用せずに行う各種試験の総称

公衆審査用

表 3.1 略語

10CFR50		: Title 10 of the Code of Federal Regulations, Part 50
BWR	沸騰水型原子炉	: Boiling Water Reactor
COLR		: Core Operating Limits Report
DC	型式認証	: Design Certificate
ECCS	非常用炉心冷却系	: Emergency Core Cooling System
JEAC	日本電気協会電気技術規程	: Japan Electric Association Code
LOCA	冷却材喪失事故	: Loss of Coolant Accident
PCI	ペレット被覆管相互作用	: Pellet-Clad Interaction
PIRT	現象の抽出と重要度分類	: Phenomena Identification and Ranking Table
PWR	加圧水型原子炉	: Pressurized Water Reactor
ROP	原子炉監督プロセス	: Reactor Oversight Process
TR	トピカルレポート	: Topical Report

公衆審査用

4 燃料開発における先行照射の位置づけと各段階での実施事項

新設計燃料の設計改良の度合い及び先行照射の実施時点での設計の不確かさの程度によって，先行照射の実施の要否及び実施する先行照射燃料の種類（LTA 又は LUA）を判断する。燃料の設計改良検討開始から実用化までのフローと先行照射の関係を**図 4.1** に示す（**附属書 A（参考）**参照）。

注記 新設計燃料には，実用化済の燃料集合体（燃料棒を含む）の構成部材の材料及び/又は構造の一部を変更する軽微なものから，燃料集合体に対する機能要求の見直しを必要するような大幅な設計変更を行うものまで含まれ，設計変更の度合いに応じて設計改良検討開始から実用化までの各段階における実施事項は異なる。

a) 開発段階

新設計燃料の基本仕様と，当該燃料仕様に対する安全性能の目標を設定する。続いて，燃料の安全性能を評価するための評価項目と方法を定め，炉外試験及び照射試験を組合せて評価に必要となるデータを取得する。この段階における照射試験の方法としては，燃料部材の試験炉照射及び LTA の先行照射が挙げられ，試験炉ではなく原子力発電所を用いた照射の方が，利得が大きいと判断される場合には LTA の先行照射を実施する。

注記 燃料の開発段階における試験炉及び原子力発電所の照射の特徴について，先行照射の計画段階での判断の参考とすべく，**附属書 B（参考）**に整理した。

b) LTA～基本設計

LTA の先行照射を実施する前の段階で取得した限られたデータに基づいて LTA を設計する。LTA の設計では，新設計による安全評価への影響及び取得すべきデータの点数などの制約を踏まえた条件に基づき，LTA の仕様を策定し，その条件において安全性能が確保されることを評価する。この評価の妥当性が許認可で認められた場合，原子力発電所における LTA の先行照射を実施する。その後，LTA の先行照射及び LTA から得られた照射サンプルを用いた照射後試験によってデータを取得し，これらのデータを活用して新設計燃料の安全性能，及び期待する改良効果を評価する。評価結果に基づき，基本設計を完了して開発の次段階に進めるか否かを判断する。

c) 詳細設計～LUA 及び実用化

基本設計が完了した新設計燃料は，実用化に向け量産規模で製造するための詳細設計を行う。この段階において，量産の前に燃料集合体を少数製造し原子力発電所において照射試験を実施することによって，当該燃料集合体の安全性と性能を確認することの必要性が大きいと判断される場合には，LUA の先行照射を実施する。その後，LUA の先行照射又は LUA から得られた照射サンプルを用いた照射後試験によってデータを取得し，安全性能及び改良効果を評価し，実用化（バッチ規模での新設計燃料の装荷）に進めるか否かを判断する。

バッチ規模で装荷を開始した後においても照射データの蓄積を進め，これらのデータの評価を行い，燃料設計の継続的改善を実施する。また，実用化後に不具合が発生し設計を変更する場合には，その影響の程度に応じて**図 4.1** の上流に遡り，燃料の安全性能を評価する。

注記 **附属書 C（参考）**に，過去に国内での新設計燃料等の実用化に先立って実施された先行照射の実績を整理した。

公表前提案

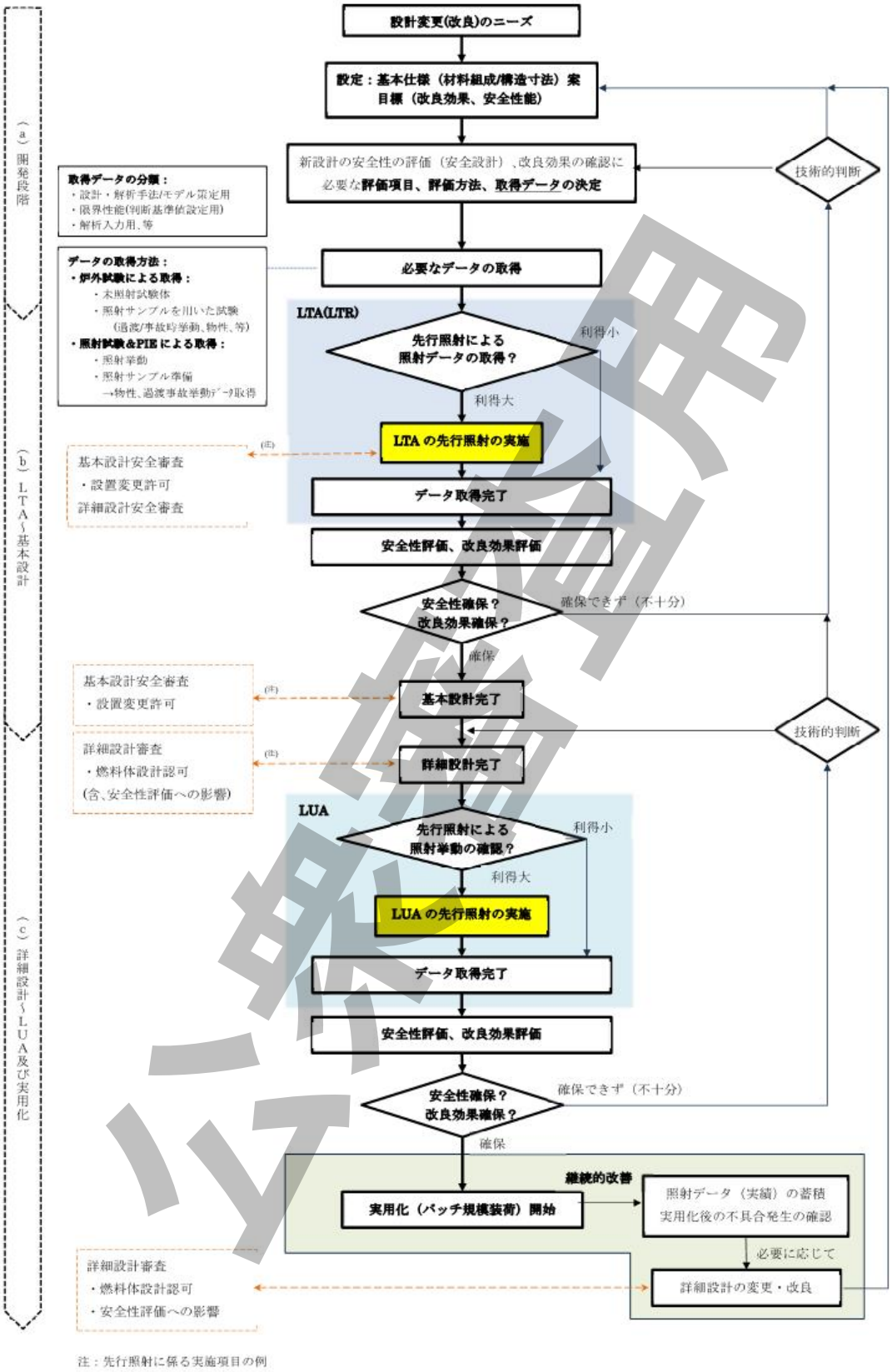


図 4.1 燃料の設計改良検討開始から実用化までのフローと先行照射の関係

5 先行照射に係る検討項目

5.1 実施計画

5.1.1 実施計画の策定

先行照射の実施に当たり目的，実施内容（装荷に係る条件，測定する項目等），許認可対応方針等を記した実施計画を策定する。実施計画の記載項目の例を**附属書 D（参考）**に示す。

注記 1 実施計画の策定目的は，先行照射の実施による原子炉施設の安全性へ影響する使用条件（運転条件）設定の妥当性及び有効性を示すことである。また，先行照射を実施する段階で十分なデータが取得されていない事項を特定することで，使用条件を段階的に緩和する計画にも資することを目的とする。

注記 2 実施計画で取得するデータには，安全性評価に必要な特性及び挙動データ，新技術導入による改良効果を確認するデータがある。開発初期段階ではこれらデータの不確かさが大きいため，一定の保守性を持った評価条件（モデル設定）とする必要があるが，データの拡充に伴う不確かさの低減に伴い，保守性を適正化した評価条件に基づきデータ取得計画を見直すことも可能である。

5.1.2 先行照射に係る主要工程

先行照射は，次に示す実施内容に沿って実施する。

5.1.2.1 先行照射に関する許認可手続きの明確化

先行照射に関する実施内容，条件を決定した後，実施計画に従い，原子力発電所での先行照射の実施に必要な許認可手続きを明確にする。

注記 許認可手続きの明確化として，先行照射の実施に伴って影響をうける法令要求（条文）の抽出を行い，必要となる許可及び認可申請の種類及びその内容を明らかにすることが挙げられる。

5.1.2.2 規制基準適合性評価及び許認可の取得

実施計画に従い，先行照射燃料の基本設計及び基本的設計方針を設定して，装荷に関する規制基準への適合性評価を行い，原子力規制当局の定めに従い許認可を取得する。また，認められた手法に基づき詳細設計仕様による強度計算等を行い，取替燃料としての使用に必要となる認可を取得する。先行照射燃料に特有の評価項目がある場合にはそれを含める。この際，適宜，“法令適用事前確認手続”によって，事前に必要な許認可手続きの確認を行う。

評価条件及び方法は，**5.2** 及び **5.3** に規定する。

注記 取替燃料の使用に必要となる認可とは，実際の原子炉の設備となる燃料が，基本設計及び基本的設計方針に基づいて許可を受けた仕様・評価条件に適合することを，製品としての詳細設計仕様に基づいて評価を行い，必要な規制当局の認可を受ける行為を指す。

5.1.2.3 先行照射燃料の製造

実施計画及び許認可での条件に従い，先行照射燃料の製造及び検査を行う。

なお，本工程の実施に際しては，製造及び検査に係る法令及び下記の規格に従う。

JEAC4001-2020 原子燃料管理規程

JEAC4214-2020 発電用原子燃料の製造に係る燃料体検査規程

公表前審査用

a) 先行照射燃料製造仕様の設定

先行照射燃料に関する許認可において認められた条件に基づき，燃料仕様を設定するとともに検査項目を特定する。

b) 先行照射燃料製造

a) に従って先行照射燃料を製造し検査を行う。

c) 製造時データの取得

通常の取替燃料と同じ製造時データを取得するとともに，照射中（運転中）又は照射後の試験測定データとの比較参照（レファレンス）として，未照射条件にて，測定可能な範囲で，各種の物性試験及び／又は挙動確認試験を実施しデータを取得する。また，必要に応じてアーカイブ材料を保管する。試験項目は導入技術及び／又は先行照射の実施目的によって異なるため，あらかじめ実施計画に規定する。具体的な要件は **5.4** に示す。

5.1.2.4 先行照射燃料の輸送及び装荷発電所の受け入れ

a) 輸送

実施計画に従い，先行照射燃料を装荷する原子力発電所の所定の場所に輸送する。輸送は通常燃料の輸送と同様の手段で実施することを基本とするが，導入する新設計燃料の技術によって特別な対応を必要とする場合，その技術内容に応じた燃料輸送計画を策定し，実施する。この場合，実施計画にあらかじめ規定する。

b) 原子力発電所の受け入れ，装荷及び燃料取り扱い，一時保管

実施計画に従い，先行照射燃料を原子力発電所に受け入れ，所定の貯蔵設備に貯蔵する。取替炉心の安全性確認後，装荷した炉心において，当該燃料を所定の位置に装荷する。取り扱い装置及び工具は通常の取替燃料の取り扱い時と同様の手段で実施することを基本とするが，導入技術によって特別な対応を必要とする場合，導入する技術に応じた燃料取扱計画を策定し実施する。この場合，実施計画にあらかじめ規定する。

なお，本工程の実施に際しては，法令に従うとともに，原子力発電所における炉心及び燃料に係る法令及び次の規格に従う。

JEAC4211-2018	取替炉心の安全性確認規程
JEAC4212-2020	原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程

5.1.2.5 先行照射の実施及び先行照射中の運転中の監視

実施計画に従い，先行照射を実施する。先行照射は通常の取替炉心による運転サイクルとして実施され，取替炉心の安全性に関する法令等に基づき設計及び運転管理を行う。

運転中は，炉心において漏えい燃料が発生していないことを，原子炉の運転状態の監視によって得られる情報に基づき確認する。予期しない事象が発生していると判断される場合，**5.8** に規定する先行照射の継続判断に従って評価及び検討を行い，先行照射の継続，計画修正又は中止を判断する。

なお，本工程の実施に際しては，原子力発電所における炉心及び燃料に係る法令及び次の規格に従う。

JEAC4211-2018	取替炉心の安全性確認規程
JEAC4212-2020	原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程
JEAC4213-2016	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

審査用
公衆審査

5.1.2.6 先行照射中の定期検査等 における検査及び測定

先行照射燃料を原子炉施設の定期検査等で一時的に原子炉から取り出した際に検査及び測定を行う。検査項目及び測定方法は，実施計画の条件決定の段階にて先行照射の実施目的及び位置づけに応じて，あらかじめ定めたものに従う。検査及び測定の結果は，実施計画に基づいて策定する判断基準との比較を行い，照射試験の継続可否を判断する。

なお，本工程の実施に際しては，原子力発電所における炉心及び燃料に係る法令及び次の規格に従う。

JEAC4212-2020　　原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程

5.1.2.7 照射後試験

所定の照射が完了した後，先行照射燃料をホットラボ施設に輸送して，照射後試験を行うほか，必要に応じて試験炉に輸送して更に試験を実施する。実施方法を **5.7** に示す。

5.1.2.8 先行照射の評価

計画した先行照射及び照射後試験を終了した段階で，得られた情報に基づき実施計画の達成度を評価し，先行照射の有効性を判断し照射試験の完了を判断する。

注記　実施計画の達成度の評価に際し，先行照射及び照射後試験で新たな知見が得られる場合がある。このため，所定の結果の取得の有無にかかわらず，次の照射計画の立案等，必要に応じて照射試験の継続の可能性も考慮する。

5.2　安全評価

5.2.1　安全評価の基本原則

先行照射燃料を原子力発電所で照射するに当たっては，炉心に対して少数体の装荷であっても，原子炉として安全であること，及び先行照射燃料自体が健全であることを確認するために，事前に安全評価を実施する。安全評価に際しては，先行照射を実効的なものとするための目的に沿って先行照射燃料の炉内使用条件（炉内装荷体数，装荷位置，装荷期間など）を設定したうえで，確認すべき全ての評価項目に対する判断基準を満足しなければならない。

5.2.2　先行照射燃料の炉心装荷による影響評価

新しい材料及び／又は技術を導入する場合であっても，安全評価における一般的な評価項目は，現行の燃料を対象にした評価項目を基本とする。

新たに採用する設計改良内容ごとに着目すべき個別の評価項目の特定に際しては，PIRT などを活用する。

注記 1　現行の燃料に関する安全評価項目は，炉心燃料の安全設計技術レポートの展開表 2 に記載されている。

PIRT において“データ（情報）小”かつ“影響（効果，安全性）大”に相当する項目及び特性を具体化した上で，先行照射導入による影響評価において特に留意する。

公衆審査用

先行照射燃料で新たに採用する設計改良内容が軽微な材料変更及び構造変更を超える場合，特に，抜本的材料変更を行う場合には，原子力安全を達成するための機能要求（レベル 2）に立ち返った上での評価項目の特定を行う（**附属書 E（規程）**参照)。

注記 2　Cr コーティング被覆管を例として検討した原子力発電所での照射における安全評価項目の洗い出しのプロセスを**附属書 F（参考）**に示す。

5.2.3　安全評価の実施

導入する技術に応じて抽出した安全評価項目に対し，先行照射に関する設置変更許可申請時点における最新の規制基準（法令，規則，ガイドなど）を照合し，申請書に記載すべき項目を特定する。

特定した安全評価項目に対し評価を行い，原子炉の安全性が確保されることを確認する。

なお，後段の検査及び運用によって原子炉の安全性確保が確認できる項目は，適用条件を明確化し評価項目から除外することもできる。

原子力発電所での照射実績がない又は十分でない LTA について，不確かさ及び保守性を考慮した評価を行うとともに，**5.2.4** の照射中の監視及び検査も含めた体系的な安全性の確認を行う。安全評価の考え方については**附属書 E（規定）**に示す。

LUA については, LTA 及び／又は試験炉の照射の成果によって不確かさを減じた安全設計評価を行う。

5.2.4　試験及び検査によって確認するべき項目の特定

導入する技術によって性能を表す物性及び挙動に関係するパラメータを特定し，照射中，及び照射後に実施する試験及び検査項目について安全評価の段階までに特定する。

さらに，安全に先行照射燃料が照射されていることの確認として重要な基本的安全機能に関する確認項目について特定する。

5.3　装荷体数及び装荷位置

5.3.1　装荷体数

新しく導入する技術に対する評価の不確かさの程度を考慮して，原子炉の安全評価及び事故時の被ばく評価の制限値の範囲で，運転サイクル中の先行照射燃料の装荷体数の上限を設ける。

また, 照射期間中でのプラントの使用済燃料ピット又は使用済燃料プール（以下, “**オンサイト**” という）にて実施される試験及び/又は照射終了後の照射後試験における導入技術の特性の確認を実効的に実施する観点で必要な先行照射燃料の装荷体数を定め，それを下限とする。装荷体数の範囲の設定についての考え方を**附属書 G（規定）**に記載する。

5.3.2　装荷位置

装荷体数と同様に新導入技術に対する評価の不確かさの程度を考慮し，原子炉において許容される先行照射燃料の装荷位置を明確化する。装荷の条件の設定についての考え方を**附属書 G（規定）**に記載する。

5.4　照射前データの取得

先行照射燃料の照射挙動の変化を評価するための基礎データとして，製造時に加えて必要に応じて輸送時及び燃料取り扱い時に先行照射燃料の照射前データを取得する。

公表前審査用

取得するデータは，導入する新設計燃料の技術内容を十分に考慮し，照射挙動の変化を捉えることができるものであり，かつ観察若しくは測定可能な燃料の設計仕様値及び着目する照射挙動を評価できる特性から選択し，確認項目とする（**附属書 H（参考）**参照)。

5.5 照射

5.5.1 通常の取替炉心の運転管理

少数体の先行照射燃料が装荷されている炉心においても，炉心の運転は通常の取替炉心として法令及び規格基準に従って行う。先行照射の実施計画にて定める内容以外の項目は，保安規定を含む原子力発電所における炉心及び燃料にかかる法令及び下記の規格に従って行う。

AESJ-SC-S007：2019　沸騰水型原子炉の水化学管理指針
AESJ-SC-S008：2019　加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針
AESJ-SC-P007：2021　BWR の核熱水力安定性評価基準
JEAC4001-2020　原子燃料管理規程
JEAC4211-2018　取替炉心の安全性確認規程
JEAC4212-2020　原子力発電所の炉心・燃料に係る検査規程
JEAC4213-2016　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
JEAC4214-2020　発電用原子燃料の製造に係る燃料体検査規程

5.5.2 先行照射燃料に関する運転中の監視

先行照射燃料を装荷している炉心で，運転中に漏えい燃料が発生していないことを原子炉の運転状態のモニタリングによって得られる情報に基づき確認する。

注記 1　通常運転中のプラントでは，熱出力，冷却材状態，核計装による出力分布及び水平方向出力偏差等の炉心パラメータ監視によって，設計段階で想定した安全解析条件の範囲内で運転されていることを確認している。これによって，燃料の基本的な安全機能のうち，冷却及び制御のための機能が維持されていることが間接的に確認できる。

注記 2　冷却材中の放射能濃度測定によって燃料からの漏えい発生の有無を確認している。これによって漏えい燃料が発生した場合でも，原子炉停止，原子炉浄化系統による冷却材中の放射能濃度の増加の抑制による運転の継続等の選択肢も含めた適切な対応を取ることによって，原子炉の安全性と環境への被ばく影響の波及の防止を確実にしている。これらの運転中の監視を通して燃料の基本的な安全機能である閉じ込め機能に関して，設計段階で想定している範囲に維持されていることが確認できる。

この原子炉の運転状態の情報は，原子炉が通常運転をしている際に取得されるものであり，その中から選択して監視対象とする。先行照射燃料装荷中の具体的な監視方法は，プラントの保安規定と矛盾がないように策定する。

注記 3　基本的な安全機能のうち，冷却機能に関しては，通常運転中に燃料集合体の過度の変形等で炉心内に局所的に冷却流路が閉塞又は著しく流路面積の減少となるような事象が生じることは，過去の国内外の運転実績も踏まえて極めて考えにくいものの，上述した運転中の炉心の状態の監視に加え，燃料集合体の一時取り出し時に集合体の変形の検査及び/又は測定を行うことによって，設計段階で想定している範囲に維持されていることが確認できる。

公衆審査用

また,設計段階で想定した状態から異なるような異常事態が発生した場合についても同様に策定する(**附属書 I（参考）**参照）。

5.6 先行照射実施中の検査及び測定

5.6.1 オンサイトでの検査によるサイクル照射後の確認

先行照射燃料について，原子炉停止時にあわせてオンサイトでの検査を実施し，想定外の状況が発生していないことを確認する。また，検査においては，導入する技術に応じてあらかじめ定めた確認項目についても検査を行う。あらかじめ定めた確認項目の検査においては，導入する新設計燃料の技術内容に応じて適用する検査方法に従い検査を実施する（**附属書 I（参考）**参照）。

注記 1 オンサイトでの検査における外観及び寸法形状変化の異常有無の確認を通して，先行照射燃料自体の健全性を確認すると同時に，制御棒挿入性への影響といった基本的な安全機能が維持されていることを確認する。また，導入技術に応じ改良効果の確認，先行照射の安全評価で想定した条件の妥当性の確認のための項目の測定をオンサイトで実施し，原子炉の安全性を確認する。**附属書 J（参考）**に設計変更に応じた重要と考えられる具体的な確認項目の例を示す。

注記 2 先行照射燃料の照射完了に至る前の途中の照射サイクルで，オンサイトで一部の燃料棒を引き抜き，ホットラボ施設，安全研究施設，出力急昇試験施設等へ輸送することが可能になれば，**解説 5.1** のとおり，燃焼度に応じた柔軟な安全性確認及び改良効果の確認のための詳細なデータの取得に資することが可能となる。燃料棒の引き抜き後には，オンサイトで代替の中実棒等を挿入することで，先行照射燃料集合体として後続のサイクルでの継続照射を行う事例は海外の原子力発電所では認められている。

5.7 照射後試験

5.7.1 目的

先行照射燃料が計画された所定の照射を終了した後，照射後の先行照射燃料の物性及び挙動を確認及び評価することを目的に照射後試験を実施する。

5.7.2 照射後試験の実施項目の設定

導入する技術の性能に関わる項目が確認できるパラメータ及び，原子炉安全性に影響を与える可能性がある項目（**5.2.2** で抽出され，特定した項目）に関するパラメータについて確認できるように試験又は測定する項目を選定する（**附属書 I（参考）**参照）。

注記 1 照射後試験の実施体系としては大きく次の 3 つがある。

1) オンサイトにて実施

2) オンサイトにて先行照射燃料集合体から一部の燃料棒を引き抜きホットセルに輸送後実施

3) 先行照射燃料集合体をホットセルに輸送後実施

1）については，先行照射実施プラントの定期検査工程との整合性確認が必要となる。**2）**については,燃料棒引き抜きが原子炉サイトにて安全に実施できるように計画策定する必要がある。**3）**については，先行照射燃料集合体を輸送するために崩壊熱及び比放射能の観点から冷却期間が必要となるため適切な工程を設定する必要がある。

公衆審査用

注記 2 ホットセルに輸送する場合，対象となるホットセルが当該燃料を受け入れ可能であること，試験が実施可能であること等，試験実現性をあらかじめ確認する必要がある。

5.7.3 照射後試験の実施及び評価

先行照射の実施計画で計画した試験及び測定項目に対する照射後試験を実施し，試験及び測定データを取得する。得られたデータについて **5.2** にて用いた解析モデル及び評価手法にあてはめ，計画時に想定している性能・機能について確認し評価を行う。あわせて想定していない事象がみられた場合，追加の試験又は測定の実施必要性を検討し，必要と判断される場合，追加の試験又は測定を実施する。

5.8 漏えいが検知された場合の運転の継続及び先行照射燃料の継続照射の判断

先行照射の実施期間中に運転中の炉心の状態監視及び定期検査等による原子炉停止時に実施する対象燃料の性能確認結果を踏まえ，当該サイクルの運転の継続及び次サイクルでの先行照射燃料の照射の継続について判断を行う。

5.8.1 運転の継続の判断

運転中の炉心の状態監視において，冷却材中のよう素又はオフガスの濃度が通常の状態から上昇している場合，**JEAC4213** に従い漏えい燃料の発生可能性を判断する。冷却材中のよう素又はオフガスの濃度を測定した結果，運転中の制限値を超過する場合には，当該サイクルの運転を停止する。

注記 冷却材中の放射性物質の濃度の運転中の制限値は，事故時の安全評価の入力として考慮されている。

5.8.2 先行照射燃料の次サイクルの照射の継続の判断

定期検査時における検査及び／又は照射後試験の結果を踏まえて，次のとおり判断する。

5.8.2.1 漏えい燃料の調査結果による判断

前サイクルでの冷却材中の放射性物質及びオフガスの濃度の監視から，運転中に漏えい燃料が発生したことが疑われる場合には，定期検査中に漏えい燃料の特定及び原因究明を行う。それらの結果に基づき，次サイクルに向けて次の対応を行う。

a）漏えいが先行照射燃料集合体でなかった場合

基本的に，先行照射燃料集合体の次サイクルの照射を継続する。ただし，先行照射燃料集合体からの横流れ等，先行照射燃料集合体との混在が漏えいの要因と考えられる場合には，必要な措置を検討する。

b）漏えいが先行照射燃料集合体であった場合

1）漏えいと特定された燃料棒が，先行照射燃料集合体の中の新設計燃料棒（LTR）であった場合

当該の先行照射燃料集合体の次サイクルの照射は見送り，原因究明及び必要な対策を優先する。

なお，同時に装荷され健全であった他の同一設計の先行照射燃料集合体については，LTR の漏えいの要因に応じて，次サイクルに継続して照射することの可否を判断する。

注記 次サイクルで先行照射燃料の照射を継続することより，漏えいの原因のさらなる究明と対策を優先する。先行照射燃料集合体中の LTR に生じた漏えいの要因が明確な場合は対策を優先し，原因が不明の場合も，原因究明及びその後の対策を優先する。これは，対象の先行照射燃料集合体に加え，同時に装荷した同一設計の先行照射燃料集合体に対しても適用する。一方，漏えいの程度

公表前利用

がピンホールリークに留まり特定の漏えいの要因も考えにくいと判断される場合，異物の管理が不十分でリークが外的要因による場合等には，同時装荷した同一設計の健全な先行照射燃料集合体の照射を継続する方向で検討する。

2）漏えいと特定された燃料棒が，先行照射燃料集合体の中の通常設計の燃料棒であった場合

当該燃料集合体を次サイクルで継続して照射することを見送るか，現状国内では認められていないが，漏えい燃料棒を修理（引き抜き及びダミー燃料棒装荷）することも視野に入れて，当該の先行照射燃料集合体の次サイクルの照射を継続することを検討する。

なお，同時に装荷され健全であった他の先行照射燃料集合体については，次サイクルの照射を継続する。

5.8.2.2　先行照射燃料の寸法及び形状変化の測定結果による判断

寸法及び形状変化の測定の結果，設計段階で想定された範囲を超える変化と判断された場合に，次サイクル終了時までの変化を推定する。その結果，原子炉の安全機能が維持できると明確に評価することができない場合には，原因の究明と対策を優先し，次サイクルで先行照射燃料の照射を実施しない。

注記 1　定期検査時に測定される燃料集合体の寸法変化の測定に対しては，設計段階で想定される最確挙動に不確かさを考慮した設計曲線が次サイクルの継続照射の可否の判断の目安となると考えられる。なお，実績が豊富でない先行照射燃料の寸法変化の最確挙動，設計曲線等は，先行照射の実績に伴い修正していくことも考えられる。先行照射の計画段階で参考となるよう**附属書K（参考）**に，次サイクルに継続して照射を行わない場合と継続して照射を行う場合の両方を念頭に，想定外となりうる多様な状況とそれに応じた可能な対応について，バックアップとなる考え方の例を広く展開した。

注記 2　燃料集合体の曲がりが過大になる場合，又は燃料集合体の伸びが過大となり炉心板とのギャップが閉塞して制御棒案内シンブルに過大な曲げが生じる場合（PWR），若しくはチャンネルボックスの曲がり又は膨れが過大となり，隣接する燃料集合体とのギャップが著しく狭くなる場合（BWR），いずれも，制御棒挿入機能に支障が生じる可能性が考えられる。燃料棒の曲がりが過大になり，例えば隣接する燃料棒が接触する状態になる場合，局所的な冷却材の流路閉塞が生じる可能性が考えられる。燃料棒の伸びが過大となり上下部ノズルとのギャップが閉塞する状況（PWR）又は燃料棒上部の肩部から上部タイプレート下面までのエクスパンションスプリングによる膨張余裕が確保できない状況（BWR）に至ると，燃料棒の伸びが拘束され過大な応力が働き，燃料棒曲がりが生じる可能性がある。これらが原因で，燃料棒の閉じ込め機能への支障及び冷却材の流路の局所閉塞が生じる可能性がある。

5.8.2.3 制御棒挿入試験結果による判断

先行照射燃料に係る制御棒挿入試験で次の結果となった場合，その原因が先行照射燃料に起因するものであり，かつその原因を適切な手段で排除できなければ，次サイクルでの先行照射燃料の照射を見送る（**解説 5.2** 参照）。

a) 制御棒を所定の位置まで挿入できない場合

b) 制御棒を所定の位置まで挿入する時間が，あらかじめ定められた規定時間を満足しない場合

公表前

図 5.8-1 に，**5.8.1** から **5.8.2.3** に記載した先行照射燃料の照射中のサイクルの運転の継続及び次サイクルでの先行照射燃料の照射の継続の可否についての判断のフローを示す。

5.8.3 先行照射の実施計画の改定及びレビュー方法

5.8.2 にて先行照射の継続の判断をした結果，先行照射の実施計画の変更が必要と判断される場合，計画を改訂する。また，必要に応じて許認可を取得する。

注記 設置許可で先行照射燃料の導入に当たり限定した条件（対象部材，装荷体数，位置等）の追加又は変更を含む場合，改めて条件を設定して設置変更許可を受ける必要がある。

公衆審査用

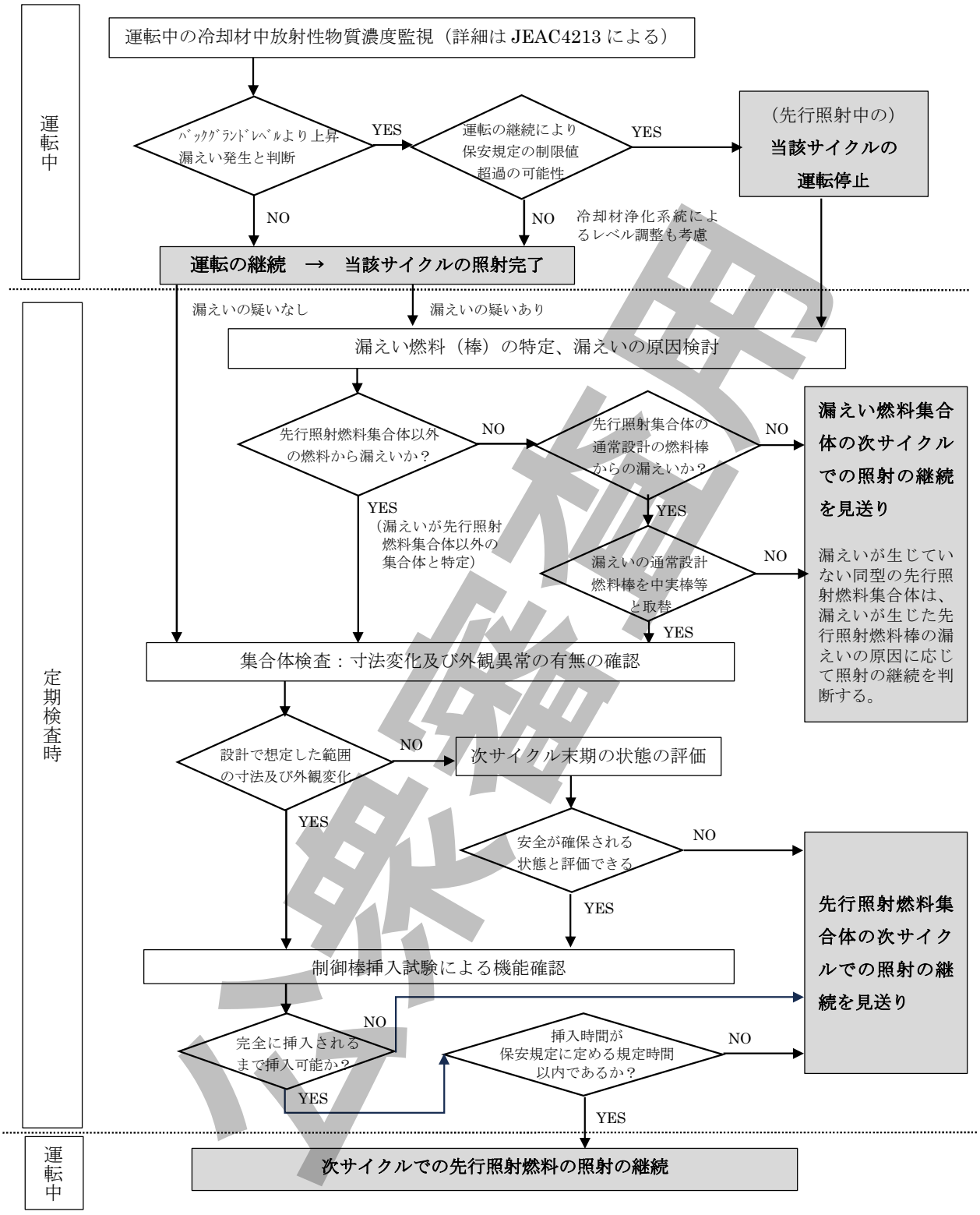


図 5.8-1　先行照射燃料の継続照射の可否の判断のフロー

附属書 A
（参考）
燃料開発における先行照射の位置づけ

序文

この附属書は，本体に関連する事柄を説明するものであり，規定の一部ではない。

A.1　先行照射燃料に対する安全性能の目標の設定

安全性能の目標は，炉心燃料の安全設計技術レポートの性能要求事項を基に展開する。例えば，現行燃料と同等の目標とする場合もあれば，高燃焼度化に対応できるように被覆管の耐食性をより高い水準に設定する場合もある。

また，改良効果を取り込む妥当な根拠を示すことが可能であれば，改良効果を取り込んだうえで安全評価を実施し，より高い水準に設定した安全性能の目標に対して新設計燃料の適合性を示すことも可能である。

A.2　燃料の先行照射の実施に向けた安全設計・安全評価の範囲

これまでの新設計燃料の導入では,原子力発電所の使用条件での照射実績を得ることを主な目的として，本格的な導入の直前に国内の原子力発電所での LTA 及び LUA の先行照射が行われてきた。一方，現在の先行照射に対する主なニーズは，開発段階にある新設計燃料の早期実用化であり，そのために先行照射燃料の許認可に係る審査に向けて，具体的にどこまでのデータを用意し，安全設計及び安全評価をどこまで実施するのかを明確にすることが望ましい。

A.3　先行照射（LTA）の実施要否の判断

LTA の先行照射の実施による利得が大きい場合の一例として，燃料の安全確保に必要な機能のうち大部分について既に知見を有しており，かつ，試験によって確認の必要な機能及び部分が限定されており，かつ，その機能及び部分が核燃料物質の閉じ込め機能を著しく損ねる懸念がない場合であって，実寸大での試験のメリットが大きい場合を挙げることができる。

LTA では，実寸大の燃料部材を複数装荷することが可能であり，試験炉照射に比べて多数の照射サンプル及びデータを収集できるメリットがある。また，通常，試験炉では原子力発電所よりも短尺の燃料棒又はクーポン材での照射となることに対して，LTA の先行照射では原子力発電所の使用条件（例：試験材寸法，照射温度，中性子束，水質）でのデータを取得できるメリットがある。上記の原子力発電所における LTA の先行照射の特徴を踏まえ，許認可及び製造等の準備に要する費用及び時間を考慮した上で開発段階の照射試験の方法を判断する。

A.4　先行照射（LUA）の実施要否の判断

安全性の評価に必要な照射データの中には，試験炉及び燃料棒単位の照射では不十分な項目もある（燃料集合体の寸法変化，混在炉心の流動下での燃料棒の保持性能，等）。LUA の先行照射の実施による，これらのデータ及び実績の取得と拡充を行わずに最初から実用化規模での照射を行った場合に，設計上の想定から大きく超過する寸法変化又は漏えい燃料が発生する可能性も否定できない。このため，万が一，そのような状況となった場合には，設計変更及び実用規模の許認可手続きの手戻り，それに伴う開発者及び

公衆審査用

申請者の負担の増加，当初予定した実用化時期からの大幅な遅れなどが懸念されるため，設計変更の程度に基づき，このようなリスクも念頭に，本格実用化の前に LUA の先行照射を実施する選択肢も，慎重かつ柔軟に検討する価値がある。また，新設計燃料の実用化において，炉心の熱出力増加又は高燃焼度化といった，燃料使用環境の変更を伴う場合，実用化フローには複数の選択肢がある。例えば，新設計燃料を変更前の使用環境で実用化した後に，変更後の使用環境での先行照射を経て実用化する場合が挙げられる。

A.5　先行照射（LUA）の実施による更なる設計の改善

LUA では主に燃料集合体の照射挙動データを拡充することによって，新設計の妥当性と新設計燃料の健全性を確認するとともに，LUA の先行照射で取得したデータを新設計の最適化に資することができる。バッチ規模で装荷を開始した後においても必要に応じて照射データを蓄積し，これらのデータを活用することで継続的改善に資することができる。

公衆審査用

附属書 B
（参考）
開発段階での試験炉と原子力発電所の照射の特徴

序文

この附属書は，本体に関連する事柄を説明するものであり，規定の一部ではない。この附属書では，燃料の開発段階で実施する試験炉及び原子力発電所での照射から得られる情報について比較し，いずれの照射を実施するかの判断材料を示す。

B.1　試験炉と原子力発電所の照射の特徴の比較

燃料部材の安全性並びに性能を評価するうえで原子炉内での照射試験は必須であり，照射には試験炉又は原子力発電所を利用することになる。その選択に当たっては，両者の特徴を踏まえた上で，対象燃料の開発段階，照射後試験の項目，及びデータの種類と量等を整理し，適切に選択することが重要である。**表 B.1** に試験炉と原子力発電所の特徴を整理して比較した。

注記　Halden，R2 炉等の試験炉の活用が閉ざされた現状では LTR 等の重要性が増加している。

一定出力で，目標の燃焼度まで照射した燃料体を，更に出力ランプ試験及び/又は事故模擬試験施設，照射後試験施設等に提供する場合には，試験炉及び原子力発電所での照射で，それぞれ次の特徴が挙げられる。

a）照射サンプルの提供

原子力発電所では炉停止による照射停止時間が短いため，試験炉に比べて短時間で目標燃焼度に到達することが可能であり，出力ランプ試験及び/又は事故模擬試験施設等に利用する照射サンプルを迅速に提供することができる。また，原子力発電所には，試験炉に比べて長尺の燃料棒を装荷できるため，短尺の燃料棒の連結構造とすること等によって，多数の照射サンプルを，同時に提供することが可能となる。

b）一定出力の照射による燃料挙動データの取得

・原子力発電所での照射

冷却材水質，冷却材圧力（燃料棒外圧），中性子スペクトル等の照射環境が，原子力発電所の使用条件の下で，被覆管腐食，被覆管クリープ，高速中性子照射量に伴う被覆管の寸法変化等のデータを取得することができる。

・試験炉での照射

燃料棒の通常運転時の設計手法となるデータベースは，主に燃料棒平均線出力密度と燃料棒平均燃焼度が，原子力発電所での通常照射で経験する範囲を包含する領域で，データを取得することが必要となる。この点で，試験炉では高い線出力密度での照射が容易であり，高い燃料棒平均線出力密度のデータを取得しやすい。

c）許認可

一般的に原子力発電所での照射の方が，許認可手続きの負担が増加する。

公衆審議用

表 B.1－通常照射試験データ（開発段階）：試験炉及び原子力発電所の照射の特徴の比較

	試験炉及び原子力発電所の特徴	
	取得データの内容	データ取得の早さ
試験炉での照射	線出力密度，燃焼度を，原子力発電所の使用条件を包含する範囲で取得しやすい。 条件を多様に変えたパラメータ試験がしやすい。	通常照射後の各種試験への輸送及び許認可等手続きが簡単である。 ・各種 PIE ・出力ランプ試験 ・事故（LOCA/RIA 等）模擬試験
原子力発電所での照射（LTA）	原子力発電所の使用条件（以下）でのデータが取得できる。 ・高温高圧水中 ・水質 ・局所流況（横流れ等），他	燃焼度，高速中性子照射量が早く稼げる。 また，燃料棒 1 本照射からランプ，事故模擬試験用の短尺の燃料棒として複数本提供できる。

公衆審査用

附属書 C
（参考）
国内の原子力発電所における先行照射の実績

序文

この附属書は，本体に関連する事柄を説明するものであり，規定の一部ではない。この附属書では，PWR及びBWRにおいて，国内（一部海外を含む）の原子力発電所を利用した先行照射の実績を示す。

C.1　PWRでの先行照射の実績

PWRでは次のとおり，原子力発電所における少数体燃料の先行照射の実績があげられる。また，これらの実績を整理した結果を**表 C.1**及び**表 C.2**に示す。

a) 高燃焼度燃料の先行照射

1) 高燃焼度化ステップ1燃料（集合体最高燃焼度48GWd/t）

集合体燃焼度制限39GWd/t仕様の燃料を大飯1号機に装荷後，照射サイクルを延長して先行照射と位置付けた。その後，ホットラボの照射後試験施設に輸送され，数多くの照射後試験データが取得された。高燃焼度化ステップ1燃料は，濃縮度だけ増加させて，その後に実用規模利用となった。

2) 高燃焼度化ステップ2燃料（集合体最高燃焼度55GWd/t）

国内，国外の両方で原子力発電所における先行照射が実施された。ともに設置変更許可手続きを実施した。高燃焼度化ステップ2燃料では，ペレットでは高密度化・高濃度ガドリニアが採用され，被覆管では，耐食性改良ジルコニウム合金が採用される計画であったため，これらの新設計燃料を原子力発電所での先行照射に供し，その後の照射後試験にて試験炉取得データからの拡充を行った。また，海外照射では，あらかじめ，短尺の燃料棒を連結させた仕様の新設計燃料棒を集合体内に一部組み込み，原子力発電所での照射後，試験炉へ輸送して出力ランプ試験にてPCI性能の確認のデータを拡充した。

その後，高燃焼度化ステップ2 燃料の実用規模利用が開始されている。なお，高燃焼度化ステップ2燃料（のうちの17×17配列だけ）では，グリッド材料がインコネル材からジルカロイ - 4材に変更されたが，ジルカロイグリッドについては，別途，先行照射が実施された。

b) MOX燃料の先行照射

プルサーマル利用は，当初，実用規模利用までに2段階の照射が計画されていて，最初の先行照射が美浜1号で行われ（設置変更許可手続き要），オンサイトでの検査による集合体関連の照射データが取得された。その後，MOXペレットの製法，特にウランとプルトニウムの粉末の混合を促進する製法が改良され，MOX燃料は，試験炉での照射及び照射後試験で改良製法のデータが拡充された後，実用規模の利用が開始された。

c) 高濃度ガドリニア入り燃料の先行照射

上述の高燃焼度化ステップ2燃料の先行照射において，10wt%ガドリニア入りペレットの実用規模利用前の照射及び照射後試験データの取得が行われた。

なお，最初のガドリニア入り燃料の利用となる6wt%ガドリニア入りペレットでは，集合体の燃焼度制限が39GWd/tのときに，原子力発電所における先行照射は行われずに，最初から実用規模利用での設置変更許可手続きを経て実用化された。

d) その他

1) 改良型PWRプラント燃料の先行照射（ジルカロイグリッド燃料）

技術評価用

新増設の初装荷燃料及び既設の取替燃料の高燃焼度化ステップ 2 燃料への適用を念頭に，敦賀 2 号機で高燃焼度化ステップ 1 燃料の設計を基にグリッドをジルカロイ - 4 に変更した先行照射を実施した。燃料の詳細設計変更として，グリッド材の変更及び上下部ノズルの仕様等の変更に係わる設置変更許可の手続きは不要とされて照射に供された。

その後，新増設としては泊 3 号の初装荷炉心，既設のステップ 2 高燃焼度燃料として実用化された。

2) 耐 PCI 性能向上燃料の先行照射

耐 PCI 性能向上を念頭に，中空ペレット，ジルコニウムライナ付き被覆管の燃料が設置変更許可手続きを経て大飯 2 号にて先行照射に供された。取得データはオンサイトでの検査だけであったが，NUPEC プログラムとして水中プロフィロメトリ測定装置による燃料棒外径の軸方向分布が測定された。

その後，PCI 評価において安全裕度が切迫することはなかったため，実用化はされていない。

C.2 BWR での先行照射の実績

BWR では次のとおり，原子力発電所における少数体燃料の先行照射の実績があげられる。また，これらの実績を整理した結果を**表 C.3** 及び**表 C.4** に示す。

a) 高燃焼度燃料の先行照射

1) 高燃焼度 8×8 燃料（集合体最高燃焼度 50GWd/t（取出平均燃焼度約 40GWd/t））

先行照射に係る設置変更許可手続きが実施された。集合体最高燃焼度 50GWd/t（取出平均燃焼度約 40GWd/t）仕様の高燃焼度確証用燃料 8 体が福島第二・2 号機に装荷され，5 サイクルまで照射された。サイクルごとに照射後試験施設で詳細な照射後試験が実施され，3 サイクル照射以降は集合体内に組み込んだ短尺の燃料棒を用いた出力急昇試験にも供された。また，4 サイクル及び 5 サイクル照射燃料は，NSRR での RIA 模擬試験にも供された。その後，高燃焼度 8×8 燃料は濃縮度を増加されて実用規模利用となった。

2) 9×9 燃料（集合体最高燃焼度 55GWd/t（取出平均燃焼度約 45GWd/t））

先行照射に係る設置変更許可手続きが実施された。集合体最高燃焼度 55GWd/t（取出平均燃焼度約 45GWd/t）仕様の 9×9A 型燃料（2 本の太径ウォータロッド等の採用）と 9×9B 型燃料（角管型構造ウォータチャンネル等の採用）が福島第二・1 号機及び 2 号機に装荷され，5 サイクルまで照射された。それぞれの型の燃料は 3 サイクル及び 5 サイクル照射後に照射後試験施設で詳細な照射後試験に供された。その後，9×9 燃料は濃縮度を増加されて実用規模利用となった。

b) 9×9 燃料スペーサ材料の軽微な変更

島根 1 号機において 7 サイクルまで照射された燃料集合体のチャンネルボックス取外作業中にスペーサがずれるという事象が発生した。原因の一つとしてスペーサの水素吸収量増加による体積膨張に伴うチャンネルボックス下端部との摩擦力の増加があげられた。本事象への材料面からの対策として，島根 1 号機の取替燃料の一部（4 体）に耐水素吸収特性が良好な高鉄ジルカロイ（合金元素成分の一つである鉄濃度をジルカロイ-2 に比べ若干高めたもの）製スペーサを組み込んだ燃料集合体 4 体装荷されて照射された。その後，柏崎刈羽 6，7 号機の取替燃料の燃料体設計認可申請が許可された。

c) MOX 燃料の先行照射

先行照射に係る設置変更許可申請手続きが実施された。敦賀 1 号機に MOX 燃料 2 体が新型 8×8 燃料 2 体と併せて炉心内対称位置に装荷され，3 サイクルまで照射された。サイクルごとにオンサイトでの集

公表資料

合体外観観察等，燃料棒寸法測定等の集合体検査が実施され，3 サイクル照射後に照射後試験施設で詳細な照射後試験が実施された。

公衆審査用

表 C.1－過去の PWR での先行照射の実績

設計変更項目	位置づけ	設置変更	装荷プラント	対象		主な取得データ 検査・試験	先行照射後の 実用化までの期間	備考
				燃料棒	集合体			
高燃焼度化ステップ 1 燃料（39G→48GWd/t)	LUA	なし	大飯 1 号機	○	― (集合体設計は変更なし)	オンサイト：公開情報なし ホットラボ：集合体外観観察，燃料棒外観観察/伸び・外径測定等，FP ガス放出率測定，被覆管金相観察/機械試験/水素濃度測定等，ペレット金相観察/密度測定等 RIA 試験(NSRR)及び試験後 PIE：燃料棒外観観察/伸び・外径測定，FP ガス放出率測定，被覆管金相観察/硬さ測定，破損時放出ペレット片観察/分級	速やかに実用化	装荷体数:4 体 39GWd/t 燃料集合体仕様でウラン濃縮度を変更し照射期間を延長
高燃焼度化ステップ 2 燃料（48G→55GWd/t)	LTA	―	海外炉 (備考参照)	○	― (海外メーカー仕様)	同上， 及び 出力急昇試験(JMTR, Studsvik R2)及び試験後 PIE：燃料棒伸び・外観/外径測定，FP ガス放出率測定等 LOCA 模擬試験(JAEA)：照射サンプルによる高温酸化,破裂試験,熱衝撃,機械特性試験等	速やかに実用化	米国 North Anna, McGuire, スペイン Vandellos で照射
	LUA	あり	大飯 4 号機	○	○	オンサイト：外観観察，被覆管腐食寸法変化等 ホットラボ：集合体外観観察，燃料棒外観観察/伸び・外径測定等，FP ガス放出率測定，被覆管金相観察/機械試験/水素濃度測定等，ペレット金相観察/密度測定/熱伝導度測定等	速やかに実用化	装荷体数:8 体 (A 型 4 体, B 型 4 体)
グリッド材料変更	取替燃料	なし	敦賀 2 号機	―	○ (部材)	オンサイト：公開情報なし	高燃焼度化ステップ 2 燃料導入時に実用化	装荷体数:8 体 (A 型 4 体, B 型 4 体)
国内 PWR 最初の MOX 導入	LTA	あり	美浜 1 号機	○	○	オンサイト：集合体外観観察，燃料棒寸法測定等 ホットラボ：燃料棒外観観察/燃料棒伸び・外径測定，FP ガス放出率測定，ペレット金相観察/密度測定等	1991 年照射終了後 PIE 実施 1998 年 PWR 最初の MOX 燃料導入設置許可	装荷体数:4 体 1/3MOX 指針へ知見提供

公表資料

表 C.2－国内 PWR　燃料の設計変更（設置変更許可マター）における先行照射での取得データと実用化許認可への活用実績

変更(設計，条件等)	本格実用化での主な設計変更 **a)**			先行照射	先行照射での取得データと活用	
	ペレット	被覆管	集合体部材	プラント,体数（本数）	具体的取得データ **b)**	本格許認可への反映データ
高燃焼度化ステップ 1 燃料（39→48GWd/t） **c)**	―――― (濃縮度だけ)	――――	――――	大飯 1 号機, 4 体 (39G 燃料を照射延長)	オンサイト, ホットラボ(JAEA,NDC)	集合体照射挙動（だけ） 実用化後にデータ拡充
高燃焼度化ステップ 2 燃料（48→55GWd/t） **c)**	高濃度 Gd (6→10wt%)	改良 Zr 基合金	――――	大飯 4 号機, 8 体	オンサイト, ホットラボ(燃料棒輸送)	高燃焼度燃料棒設計コードの妥当性の追加確認
			ジルカロイグリッド（海外メーカーによる設計仕様）	Vandellos2, 4 体 (28 本/体,内セグメント 8 本/体)	オンサイト, ホットラボ(燃料棒輸送) 高出力照射,出力急昇試験	PCI 性能 (出力急昇試験結果) 照射挙動モデル妥当性確認
	――――			North Anna1, 2 体 (合計約 50 本)	オンサイトだけ	照射挙動モデル設定に活用
			――――	McGuire 1，2 体 8 本/体	オンサイト ホットラボ(燃料棒輸送) 高出力照射,出力急昇試験	PCI 性能 (出力急昇試験結果) 照射挙動モデル妥当性確認
	高密度 (95→)97%TD	――――	ジルカロイグリッド	敦賀 2 号機, 8 体 （97%TD，4 体）	オンサイトだけ	ジルカロイグリッド : 55G 本格実用化の設認で活用
（ウラン→）MOX	MOX	――――	――――	美浜 1 号機, 4 体 （179 本/体)	オンサイト ホットラボ(燃料棒輸送)	MOX 検討会,本格実用化審査で一部データ活用
6wt%Gd	Gd (6wt%)	――――	――――	大飯 2 号機, 4 体 16 本/体	オンサイト ホットラボ(燃料棒輸送)	照射挙動の確認
参考：高性能燃料（耐 PCI 性向上)	中空ペレット	Zr ライナー管	――――	大飯 2 号機, 6 体 約 80 本/体	オンサイト ホットラボ(燃料棒輸送)	（実用化されず）

注 a) 各設計項目について本格実用化時に先行照射時から変更したものを記載（変更なしは「－」と記載）
注 b) 具体的な取得データは**表 C.1** 参照
注 c) 集合体最高燃焼度(GWd/t)

公衆審査用

表 C.3－過去の BWR での先行照射の実績

設計変更項目	位置づけ	設置変更	装荷プラント	対象		主な取得データ 検査・試験	先行照射後の 実用化までの期間	備考
				燃料棒	集合体			
高燃焼度 8×8 導入 燃料導入 （集合体最高燃焼度 40→ 50GWd/t）	LUA	あり	福島第二・2 号機	○	○	オンサイト：公開情報なし ホットラボ：集合体外観観察，燃料棒外観観察/伸び・外径測定等，FP ガス放出率測定，被覆管金相観察/機械試験/水素濃度測定等，ペレット金相観察/密度測定/熱伝導度測定等 出力急昇試験(JMTR)及び試験後 PIE：燃料棒伸び・外観/外径測定，FP ガス放出率測定，被覆管金相観察/機械試験/水素濃度測定等，ペレット金相観察/密度測定/熱伝導度測定等 RIA 試験(NSRR)及び試験後 PIE：燃料棒外観観察/伸び・外径測定，FP ガス放出率測定，被覆管金相観察/硬さ測定，破損時放出ペレット片観察/分級	速やかに実用化	装荷体数:8 体（炉心内対称位置に装荷） 集合体平均濃縮度:約 3.0wt%（新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料に同じ）
9×9 燃料導入 （集合体最高燃焼度 50→ 55GWd/t）	LUA	あり	福島第二・1 号機	○	○	オンサイト：公開情報なし ホットラボ：集合体外観観察，燃料棒外観観察/伸び・外径測定等，FP ガス放出率測定，被覆管金相観察/機械試験/水素濃度測定等，ペレット金相観察/密度測定/熱伝導度測定等	速やかに実用化	装荷体数:8 体(EP 取得範囲を記載。実際の装荷体数は公開情報未確認) 集合体平均濃縮度:約 3.4wt%（高燃焼度 8×8 燃料に同じ）
9×9 燃料スペーサ材料の軽微な変更	取替燃料（少数体）	なし	島根 1 号機	—	○（部材）	オンサイト：公開情報なし	少数体 4 サイクル照射終了時点	装荷体数:4 体
国内最初の MOX 導入	LUA	あり	敦賀 1 号機	○	○	オンサイト：集合体外観観察，燃料棒寸法測定等 ホットラボ：燃料棒外観観察/燃料棒伸び・外径測定，FP ガス放出率測定，ペレット金相観察/ペレット熱伝導度測定等	1993 年に少数体の PIE 終了。2010 年 8 月に福島第一・3 号機に装荷する MOX 燃料の輸入燃料体検査申請合格	1/3MOX 指針へ知見提供 装荷体数:2 体（新型 8×8 燃料 2 体と併せて炉心内対称位置に装荷）

一般財団

表 C.4－国内 BWR　燃料の設計変更（設置変更許可マター）における先行照射での取得データと実用化許認可への活用実績

変更(設計，条件等)	本格実用化での主な設計変更（旧型燃料からの変更）**a)**				先行照射	先行照射での取得データと活用	
	ペレット	被覆管	燃料棒	集合体 部材	実施プラント， 体数（本数）	具体的取得データ **b)**	本格許認可へのデータ活用
高燃焼度 8×8 燃料 (40→50 GWd/t) **c)**	濃縮度 **d)** （約 3.0→約 3.4wt%） 密度(約 95→約 97%TD)	－ （材質はｼﾞﾙｶﾛｲ-2(ｼﾞﾙｺﾆｳﾑ内張)のまま）	初期ヘリウム加圧量（約 0.3→約 0.5MPa[abs]）	スペーサ：格子型→丸セル型	福島第二・2 号機， 8 体	ホットラボ PIE(NFD) ランプ試験(JMTR) 及び試験後 PIE(NFD) RIA 試験(NSRR) 及び試験後 PIE	初回本格実用化審査時には左記データは未取得 （データ取得後の許認可では説明性向上に活用）
9×9 燃料(A 型) (50→55 GWd/t) **c)**	濃縮度(注３)（約 3.4→約 3.7wt%） 直径(約 10.4→約 9.6mm)	外径 (約 12.3→約 11.2mm)	初期ヘリウム加圧量（約 0.5→約 1.0MPa[abs]）	燃料棒配列（8×8→9×9）	福島第二・1，2 号機， それぞれ 8 体	ホットラボ PIE(NFD)	初回本格実用化審査時には PIE データは未取得 （データ取得後の許認可では説明性向上に活用）
9×9 燃料(B 型) (50→55 GWd/t) **c)**	濃縮度(注３)（約 3.4→約 3.7wt%） 直径（約 10.4→約 9.4mm）	外径 (約 12.3→約 11.0mm)	初期ヘリウム加圧量（約 0.5→約 1.0MPa[abs]）	燃料棒配列（8×8→9×9）		ホットラボ PIE(JAEA)	初回本格実用化審査時には PIE データは未取得 （データ取得後の許認可では説明性向上に活用）
MOX 燃料 （1/3MOX, フル MOX）	MOX ペレット	－	－	－	敦賀 1 号機，2 体	オンサイト PIE ホットラボ PIE (非破壊試験(NFD) 破壊 PIE(動燃))	MOX 燃料検討会で活用

注 a) 各設計項目について本格実用化時に先行照射時から変更したものを記載（変更なしは「－」と記載）
注 b) 具体的な取得データは**表 C.3** 参照
注 c) 集合体最高燃焼度(GWd/t)
注 d) 集合体平均濃縮度(wt%)

公表資料

附属書 D
（参考）
先行照射の実施計画に含める項目の例示

序文

この附属書は，本体に関連する事柄を説明するものであり，規定の一部ではない。この附属書では，先行照射の実施計画に含める項目の検討例を示す。

審議用原案

D.1　先行照射の実施計画に含める項目

先行照射の実施計画には次の項目を記載する。

a）先行照射の目的・位置づけ

b）実施内容

・ 装荷に係る条件（装荷炉，装荷期間，装荷体数，装荷位置）

・ 先行照射中及び先行照射後に実施する試験及び測定する項目

注記 1　上記実施内容の決定に際し，次に示す観点について設定条件の必要性及び妥当性を確認する。

1) 先行照射燃料の健全性，原子炉の安全性（事故時被ばく評価を含む）が合理的な評価によって確保されること。

2) 通常時被ばく評価への影響が合理的に達成可能な範囲で低く抑えられること。

3) 先行照射によって得られる情報（データ）が，LTA の実証に資すること又は LUA を全炉心に展開する場合の原子炉安全性評価の有効性に資すること。ここで，全炉心への装荷のために必要なデータは，**附属書 L（参考）**に示す例を参考に，未照射試験データ，照射試験データ及び照射サンプルを用いた試験データを含む全体像として展開し，そのうえで先行照射によって取得が必要なデータを明確にする。

4) 先行照射の実施によって，先行照射中の定検時又は先行照射終了後の照射後試験において所定の挙動確認ができること。

注記 2　実施計画の段階で複数回の先行照射をキャンペーンとして実施することを検討することは価値があると考えられる（**解説 5.3** 参照）。

c) 許認可対応方針

注記　LTA と LUA とで安全評価に必要なデータの取得度合い及びそれに応じた評価で取り込むべき不確かさの程度が異なるものであることを考慮するとともに，LTA，LUA のそれぞれにおいて，**解説 5.4** に示すような許認可対応の合理化も念頭に，許認可対応の計画を立てることが推奨される。

d）実施体制と権限（品質保証体制を含む）

e）実施工程（製造，輸送，照射，照射後試験を含む）

f）各実施工程で実施する測定又は検査及び受け入れ判定基準

g）先行照射実施の継続評価の実施内容及び判定基準

h）先行照射中の漏えい燃料発生等の予期しない事象発生時の対応方法

上述した記載項目を含む先行照射の実施フローを **図 D.1** に示す。

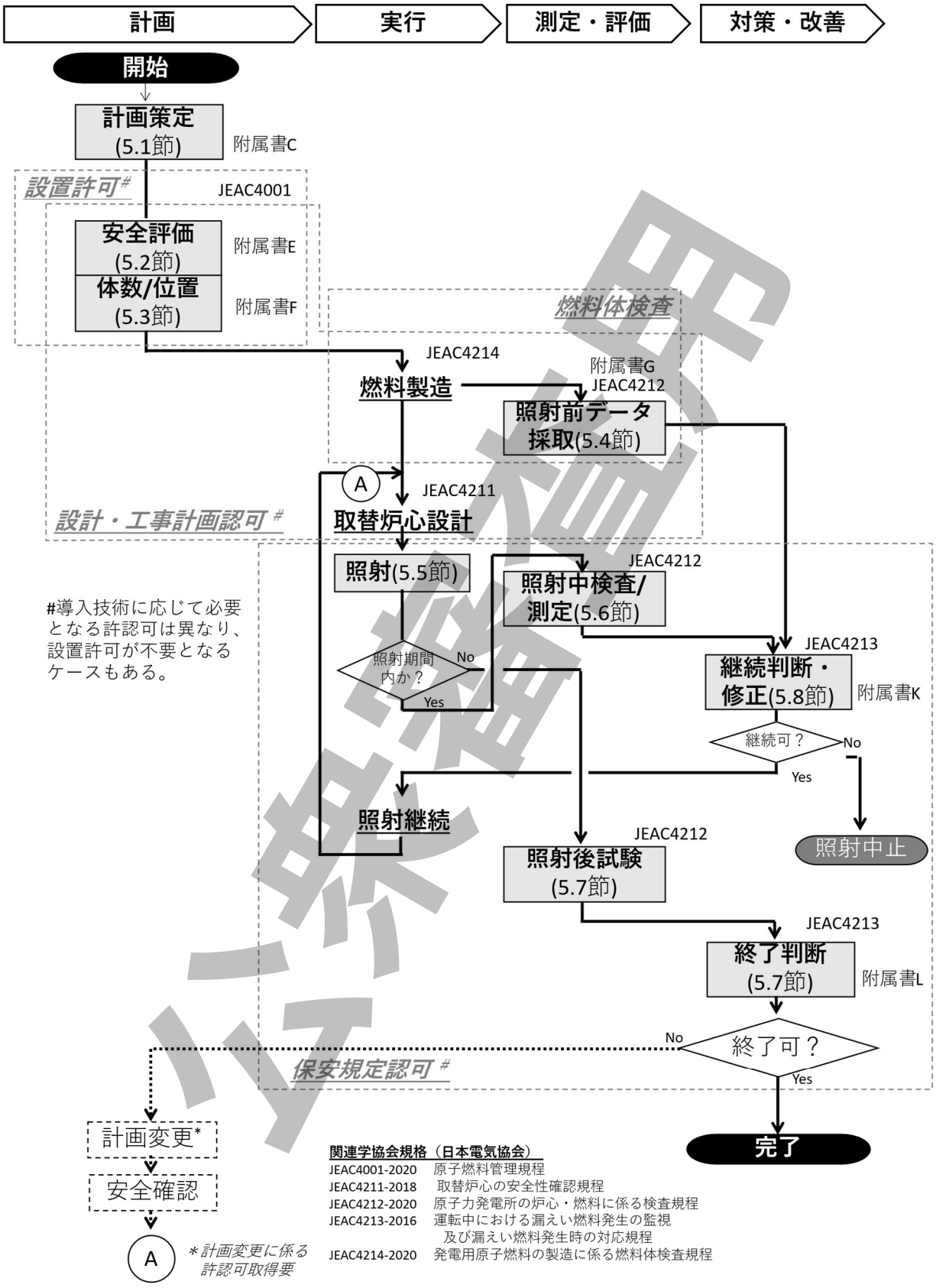


図 D.1－先行照射の計画策定から開発完了までの実施フロー

附属書 E
（規定）
安全評価の手順及び考え方

序文

この附属書は，先行照射燃料を導入する場合に原子炉の安全性が確保されることを確認するための安全評価の手順及び考え方について規定する。

E.1　安全評価項目の抽出

新しい材料及び／又は技術を導入する場合でも，安全目的（レベル 1）を基に機能要求（レベル 2）から展開した性能水準要求（レベル 3）で抽出された現行の燃料を対象にした安全評価項目を基本とする。これに加えて, 現行の燃料との差異を考慮して, IAEA Safety Reports Series No. 46 Assessment of Defence in Depth for Nuclear Power Plants を参照し，Safety Function への影響の可能性を抽出し，新たに追加及び／又は削除する安全評価項目を確認する。

注記 1　現行の燃料に関する安全評価項目は，炉心燃料の安全設計技術レポートの展開表 2 に記載されている。

注記 2　原子力安全を達成するための軽水炉燃料に対する要求は，安全目的（レベル 1）を基に，機能要求（レベル 2），性能水準要求（レベル 3），容認可能な実施方法（レベル 4）の四つの階層に展開される。このうちレベル 3 の性能水準要求では安全設計の評価項目を設定しており，新しい材料及び／又は技術を導入する場合には，この評価項目の見直しが必要になる可能性がある。

E.2　安全評価方法の確認

抽出された安全評価項目について，炉心燃料の安全設計技術レポートに記載の展開表 3 を参照して，評価条件を明確にしなければならない。評価項目に対する評価手法（解析コード，基準を含む）について適用性を確認しなければならない。適用性が確認できない場合には，設計条件を保守的に設定する，及び／又は，**5.3 及び附属書 G（規定）**に示す装荷位置を制限するなどによって安全評価の方法を定義し，必要な許認可を取得しなければならない。

E.3　合理的な評価条件の設定

先行照射燃料の安全評価においては，既認可燃料の仕様から変更のない設計項目に対し，合理的な評価条件を設定してもよい。また，先行照射燃料の仕様，炉内使用条件，照射計画などを踏まえた上，既存データに基づき合理的と判断される範囲において外挿的な設計評価を行ってもよい。

E.4　改良効果のクレジットの考慮

先行照射燃料の安全評価を実施するに当たり，設計変更に伴う改良効果のクレジットについては，開発途上での原子力発電所での照射である先行照射燃料では保守的に適用しないことも考慮する。

公表資料

E.5　設計評価・安全評価の実施

特定した安全評価項目に対し評価を行い，先行照射燃料の導入によって，原子炉の安全性が確保されることを確認しなければならない。

なお，**解説 5.5** に例として示すとおり，後段の検査及び運用による安全性確保と併せての包含的な安全性の担保を行うことを前提として，先行照射段階での限定的な取得データによる安全評価段階での不確かさの保守的な取り込みは必要となるものの，過度な保守性の考慮，例えば，装荷燃料棒の全数の閉じ込め機能喪失を前提とした評価条件の設定を不要としてもよい。

注記　この考え方は，米国の先行照射燃料への幅広い視点での安全確保の具体例とも同じ考え方に基づいたものである。先行照射の実施に関する法令などの現状の日米比較を**解説 5.6** に示す。国内でも法令変更が障壁とならない項目については，米国の事例を参考としていくことが望ましい。

公衆審査用

附属書 F
（参考）
設計変更と関連が深い燃料の特性及び挙動を踏まえた評価項目の特定の例

序文

この附属書は，本体に関連する事柄を説明するものであり，規定の一部ではない。この附属書では，安全評価に必要な評価項目の特定の考え方，及び，Cr コーティング被覆管を先行照射燃料として装荷することを想定した場合の評価項目の検討例を示す。

F.1　安全評価に必要な評価項目の特定の考え方

安全を確保しながら高性能な燃料を原子力発電所に導入するために，炉心燃料の安全設計技術レポートで展開したレベル 2 の全機能からレベル 3 の性能規定として評価すべき項目をもれなく選定し，安全評価を行うことが重要である。評価項目をもれなく効果的に選定するためには，設計変更した燃料の特徴に着目して，関連が深い燃料の挙動及び性能をもれなく列挙するとともに，列挙された挙動及び／又は性能に結びつく評価項目を洗い出すことが推奨される。さらに，燃料棒又は燃料集合体としての全体的な挙動及び性能と，設計変更の特徴に注目した局所的な挙動及び性能の両面から，安全性の評価項目を特定することが効果的である。

F.2　Cr コーティング被覆管の検討例

Cr コーティングを施した被覆管を例として検討した原子力発電所での照射における安全評価項目の洗い出しのプロセスを示す。**表 F.1** にその具体的な検討事例を示す。

F.2.1　燃料としての全体的な挙動及び性能

コーティングによる燃料棒径，被覆管肉厚，等の増加は小さく，燃料棒としての挙動及び／又は特性，例えば，燃料棒の振動特性，曲げ剛性，被覆管の熱伝導率，被覆管表面熱流束など，評価に必要な特性への影響は比較的軽微と考えられる。これを確認するためのデータを取得する場合には，設計変更前との比較できる形での取得が望まれる。

F.2.2　コーティング部位に着目した挙動及び性能

コーティング部材そのものの熱，機械，化学的な物性等は，基礎データとして取得しておく必要がある。これとは別に，コーティング部位と接触する部材等を列挙して，コーティング前の環境の変化を踏まえ，取得すべき挙動・特性データを拾い上げ，さらには評価すべき項目と対応付けることが，安全性の評価をもれなく実施するために効果的と考えられる。

公表前審査用

表 F.1－Cr コーティング被覆管で取得すべき特性及び挙動データの評価項目の検討例

評価対象	取得すべき物性及び挙動データ	関連評価項目
被覆管	密着性，剥がれの有無，Cr 化合物の剥離	（水化学，被ばく管理等）
	被覆管膨れ破裂の抑制	LOCA 時バースト（本数） PCT，ECR（内面酸化）
	被覆管母材の腐食及び水素吸収の抑制	減肉，水素脆化 LOCA 及び RIA 基準等
冷却材	通常運転中の腐食及び水素吸収	減肉，水素脆化
	通常運転中の Cr の溶出	水化学，被ばく管理
	事故時高温酸化	LOCA 時 PCT 及び ECR
	表面粗さ，限界熱流束	沸騰遷移
グリッド（ばね）	フレッティング摩耗	流動振動摩耗
	照射成長	
	事故時の高温酸化	LOCA 時 PCT 及び ECR
異物	フレッティング摩耗	流動振動摩耗

公衆審査用

附属書 G
（規定）
装荷体数及び装荷位置

序文

この附属書は，先行照射燃料の装荷体数及び装荷位置の考え方について規定する。

G.1　装荷体数

導入する先行照射燃料の開発の度合いに応じて，先行照射燃料の装荷体数の上限を設定する。先行照射燃料の開発の度合い（開発度）は，安全設計及び／又は安全評価を行うための評価モデルの不確かさの大きさを含む知見の充実度を指標として高中低に分類する。

注記 1　開発度の評価に当たって，燃料構成要素の材料特性及び挙動モデルの不確かさを検討する。これらの評価モデルについて，測定データと解析値の比較に基づいて不確かさを定量化し，その大きさを指標として開発度を定義する。一般に，測定データの蓄積に伴ってモデルの不確かさ及び評価値の不確かさは小さく，装荷体数を多くした条件においてより正確な安全評価が可能である。一方，測定データが少ない段階では，モデルの不確かさは相対的に大きい。このため，評価値の不確かさの幅を保守的に見積もり，安全評価基準を満たす範囲に装荷体数を制限する。先行照射燃料に特有の新たな損傷モードが存在する場合，実績が限定されるため，不確かさは大きい。

注記 2　安全評価に当たっては，燃料の材料特性及び挙動について，評価モデルを設定し，それらを組合せて解析コードを作成し評価を行う。これらの材料特性及び挙動の評価モデルはそれぞれに不確かさをもつが，個別の評価モデルごとに不確かさを設定できる評価モデルもある一方，モデルの特徴を示すパラメータ（特性値）が実測できず不確かさの精度が評価できないモデルも存在する。このため解析コードによって得られた解析値と，実測可能な測定データを比較し総合的に不確かさを設定する場合もある。

a）開発度：高

試験炉照射及び／又は先行照射が進みデータが得られ，新しく導入する新設計燃料の技術によって変化する材料特性及び／又は挙動に関する評価モデルが確立され，全炉心へ新設計燃料を展開する場合の安全評価も可能な段階の技術は，開発度高に分類する。

開発度が高の場合，装荷体数の制限は行わない。また，先行照射は必ずしも必要ではない。

b）開発度：中

新しく導入する技術によって変化する材料特性及び／又は挙動に関する評価モデルが，試験炉照射及び／又は別の先行照射等のデータを用いて設定され，燃料の先行照射を実施する当該原子炉の安全評価を定量的に行うことができる段階の技術は，開発度中に分類する。開発度が中の場合，主として LUA の先行照射の実施を検討する。

開発度が中の場合，装荷する先行照射燃料の損傷の可能性を考慮し，原子炉の安全性及び被ばく評価の制限値を満たす範囲で，装荷体数を制限する。

公衆審査用

また，先行照射実施中の運転サイクルでの監視（炉心出力等）及び定期検査中に取り出された先行照射燃料のオンサイトでの測定結果を，随時安全評価モデルの精緻化に適用することで，先行照射を実施しながら段階的に装荷体数を増やしてもよい。

注記 1 性能向上を期待する技術については，当該性能を表すパラメータ（特性値）を評価できる解析モデル又は評価手法を設定する。先行照射の進捗に応じて評価モデルの見直し及び/又は不確かさの低減を図ることによって段階的に装荷体数を増やすことができる。

注記 2 運転中の原子力発電所では，燃料の損傷に伴うよう素等の放射性物質の冷却材中への漏えい有無を監視し，放射能レベルが保安規定に定める運転上の制限値を下回ることを確認しながら運転することを踏まえれば，装荷体数の上限は被ばくの観点から制限されるものではない。一方，先行照射燃料の実施経験が豊富な米国において，安全側に少数に限定した先行照射を実施していること，国内における先行照射の事例においても（**附属書 C（参考）**参照）4 体又は 8 体等の少数体にて実施している実態を考慮し，開発度中，開発度低の段階の先行照射燃料の装荷体数は少数に制限することが望ましい。

c）開発度：低

開発度低とは，新しく導入する技術によって変化する材料特性及び／又は挙動に関する評価モデルの不確かさが定量化できない，又は，定量化はできるものの不確かさの幅が大きい段階の技術，開発度低に分類する。開発度が低の場合，主として LTA の実施を検討する。

開発度が低の場合，保守的な評価として，仮に装荷した全ての燃料棒が破損した場合でも，原子炉の安全性及び被ばく評価の制限値を満たすよう，装荷体数を制限する。

注記 新たな破損モードの存在が想定される技術を導入する場合は，開発度を低として全数破損を想定した安全評価及び被ばく評価を実施する。例えば，SiC/SiC 複合材の他，低温で脆性を示す Cr をコーティングする材料を用いた被覆管等が想定される。このような場合，先行照射によって得られるデータから，当該損傷モードを評価する手法の適用性についても確認を行う必要がある。

G.2 装荷位置

装荷体数の制限の考え方と同様，装荷する先行照射燃料の開発の度合いに応じて装荷位置を設定する。評価の不確かさが定量化できない段階では，装荷位置を低出力位置に限定する等，条件を限定することで原子炉の安全性を確保してもよい。開発が進み，評価の不確かさが定量化されることによって安全性が確認できる場合には，先行照射燃料を条件緩和した原子炉内位置へ配置することは許容される。これらの条件は炉型の特徴に応じて設定する。

注記 条件緩和した原子炉内位置とは，PWR では原子炉運転時に制御棒が挿入される位置，BWR では原子炉全出力運転時に挿入される制御棒に隣接する位置等が該当する。

原案作成委員会

附属書 H
（参考）
照射前データの取得

序文

この附属書は，本体に関連する事柄を説明するものであり，規定の一部ではない。この附属書では，照射前データを取得する目的と項目選定の考え方を示す。

H.1　照射前データを取得する目的

照射前データをレファレンス（起点）として，照射による寸法等のパラメータ変化を確認することによって，先行照射燃料の照射挙動を評価する。また，評価結果から予期しない変化の有無等を確認することで原子炉の安全性への影響を間接的に確認する。

H.2　照射前データの選定

燃料集合体の製造時の検査のために製造時データが取得されるが，先行照射燃料では一般の製造時データに加え，導入する新設計燃料の技術内容に応じた評価項目を確認するためのデータを取得する。また，導入する新設計燃料の設計変更の度合いが大きい場合には，燃料集合体の輸送時でのデータ取得も考慮する。設計変更が，燃料取り扱い時の燃料集合体の変形量等に影響する可能性がある場合は，新燃料を受け入れる際の基準を設定し確認する。追加して取得するデータの例を**表 H.1** に示す。

表 H.1ー一般の製造時データに追加して取得するデータの例

製造時	輸送時	燃料取り扱い時
ペレット ・液浸密度（気孔率） 被覆管 ・被覆管表面傷 集合体部材 ・支持格子保持力 ・集合体変形量（曲がり等）	・輸送中の加速度及び荷重 ・輸送後の集合体変形量	・取り扱い中の加速度及び荷重 ・取り扱い後の集合体変形量

公衆審査用

附属書 I
（参考）
運転中の監視及び照射後試験による確認項目

序文

この附属書は，本体に関連する事柄を説明するものであり，規定の一部ではない。

I.1　運転中の監視及び照射後試験による主な確認項目

運転中及び照射終了後に，新設計燃料で導入する技術に応じ，その性能を評価できる物性又は挙動に関係する項目に対して試験又は測定を実施する。燃料の部材に応じた物性又は挙動に対する主な試験又は測定項目を**表 I.1** から**表 I.4** に示す。

表 I.1－ペレットに関係する物性又は挙動

物性又は挙動	主な試験又は測定
融点	融点測定
比熱，エンタルピー	示差走査熱量測定（DSC），高温投下型熱量測定
熱伝導率	熱拡散率測定（レーザーフラッシュ）
熱膨張率，密度	熱膨張率測定，液浸密度測定
弾性率	圧縮試験
クリープ	クリープ試験（軸方向・径方向）
焼きしまり	再焼結試験 照射後破壊試験（密度測定）
スウェリング	照射後外径，寸法変化測定 照射後破壊試験（密度測定）
リストラクチャリング	照射後破壊試験（金相観察，密度測定）
破壊強度	圧縮（破壊）試験
粘度	粘度試験
酸化反応（被覆管内面酸化）	酸素分圧, FP 酸化物生成状態, 被覆管内面酸化膜厚さ，熱重量分析，起電力測定

公衆審査用

表 I.2－被覆管（ジルコニウム基合金）に関係する物性・挙動

物性又は挙動	主な試験又は測定
融点，相変態温度	溶融試験，示差熱分析
水素析出，溶解温度	示差熱分析／示差走査熱量測定
比熱，エンタルピー	示差走査熱量測定（DSC），高温投下型熱量測定
熱伝導率	熱拡散率測定（レーザーフラッシュ等）
ふく射率	ふく射率測定
熱膨張率，密度，結晶格子定数	熱膨張率測定，液浸密度測定，XRD
ヤング率，ポアソン比	引張試験，ヤング率測定試験
強度（UTS，耐力）・延性	引張試験
照射成長（軸方向）	（燃料棒照射によって確認）
クリープ（通常運転時）	内圧クリープ試験 照射後外径変化測定 （オンサイト又はホットセル）
塑性変形	内圧クリープ試験 照射後外径変化測定 （オンサイト又はホットセル）
アニーリング	硬さ試験，引張試験
疲労	疲労試験
コラプス（座屈）	（クリープ特性評価後解析による確認）
硬さ	硬さ試験
水側腐食（通常運転時）	腐食試験 照射試験（オンサイト ECT 測定） 照射後金相観察
内面腐食（通常運転時）	同上
水素吸収率	照射後サンプル水素濃度測定
クリープ，膨れ，破裂（事故時）	内圧クリープ試験，破裂試験（高温）
破損限界／脆性限界（事故時）	LOCA 模擬クエンチ試験 リング圧縮試験
高温酸化（事故時）	高温酸化試験 ブレイクアウェイ試験

公衆審査用

表 I.3－燃料棒体系での挙動

挙動	主な試験又は測定
PCI/SCC（破損）挙動	出力急昇試験 SCC 模擬試験
反応度投入事象時挙動	反応度投入試験 高速拡管試験
LOCA 時インテグラル挙動	LOCA 模擬クエンチ試験（集合体体系）
SA 時（高温挙動）	SA 模擬高温試験
FP ガス放出	照射後燃料棒パンクチャ試験

表 I.4－燃料集合体体系での挙動

挙動	主な試験又は測定
燃料棒曲がり	燃料棒間隔測定
集合体伸び	集合体伸び測定
燃料棒伸び	燃料棒伸び測定
集合体曲がり	照射後燃料集合体，燃料棒変位測定
燃料棒保持力低下	燃料棒保持力（引き抜き力）測定
沸騰遷移	限界熱流束，限界出力測定試験

公衆審査用

附属書 J
（参考）
設計の改良の内容及び目的に応じたデータの取得の例

序文

この附属書は，本体に関連する事柄を説明するものであり，規定の一部ではない。この附属書では，新設計燃料の改良の内容及び目的に応じたデータの取得の例について記載する。

J.1　設計の改良の内容・目的に応じたデータの取得

表 J.1 に具体的な設計改良に対応してデータを取得し，情報を拡充する場合の例を示す。

a）ペレット設計変更（酸化物ペレットの範囲での変更を前提）

FP ガス放出率，焼きしまり及びスウェリングに伴う寸法変化，組織変化等，照射及び照射後試験によるデータ取得が必要となる。

b）材料変更（被覆管，グリッド，スペーサ，制御棒案内シンブル等）

腐食，水素吸収の低減を目的とする被覆管の材料の変更・調整では，試験炉又は原子力発電所における照射及び照射後試験によるデータ取得によって，改良効果を確認することが重要となる。集合体構成部材の材料の変更・調整，被覆管を含めた物性の照射変化・影響の確認は，クーポンでの照射を行った後の照射後試験での確認も可能と考えられる。

被覆管の腐食，水素吸収以外の照射挙動についても，照射試験及び照射後試験でのデータ取得が必要となる。

c）熱水力特性改良（圧損特性，沸騰遷移特性）

圧損特性，沸騰遷移特性（限界熱流束又は限界出力），熱拡散係数等の熱水力特性は，燃料集合体及びその構成部品に対する試験が中心で，未照射試験体を対象とする炉外試験にてデータが取得される。

d）燃料棒流動振動摩耗対策

燃料集合体の振動特性，燃料集合体内の局所の流況，グリッド，スペーサによる燃料棒保持力等が影響するため，炉外試験で未照射燃料を対象にデータを取得する。照射に伴う燃料棒保持力の変化は，炉外試験の試験体製作で考慮ができる。

一方で，炉外での流水試験では体系が限定されるため，原子力発電所における先行照射及びバッチ規模での実用化以降での設計改良の効果（漏えいリーク発生防止）の確認が重要となる。

e）耐震特性改良

基本的に炉外試験で，振動特性（固有振動数，減衰定数），衝撃特性等の必要なデータを取得する。これらの特性に影響する照射に伴うグリッド，スペーサの燃料棒保持力の変化は，前項と同様に，試験体製作で調整できる。

原案作成中

表 J.1—設計の改良内容に応じた確認項目（安全確認（全般，個別）及び改良効果の確認）の例

	燃料棒（被覆管）の開発			集合体部材の開発	
	新材料		軽微な材料変更	構造変更	軽微な材料変更
	SiC 被覆管	FeCrAl 被覆管	Cr コーティング	熱的性能向上グリッド	制御棒案内シンブル材料変更
安全性評価項目全般	レベル 2（安全機能要求）からレベル 3 の評価すべき項目の段階から，新たな損傷モード・変形特性等の視点も含めて，検討する。		炉心燃料の安全設計技術レポート記載のレベルの評価項目を対象にレベル 4（判断基準値の設定）まで展開する。	同　左（燃料棒の設計変更に比べると軽微）	軽微な設計変更では，同左
設計改良の特徴に応じて特に重要となる安全性確認	強度・延性 照射変形	強度・延性 照射変形	Cr コーティング材の密着性（照射，曲がり変形等への耐性） Cr との接触部材の摩耗特性	燃料棒保持性能 異種燃料混在下での燃料棒保持機能	集合体寸法変化 外観異常の有無
設計改良の目的となる改良効果の確認	耐食性 高温水との酸化反応	耐食性 高温水との酸化反応	耐食性 高温水との酸化反応	沸騰遷移特性 (限界熱流束，熱拡散特性)	耐食性 強度

公表資料

附属書 K
（参考）
燃料集合体の寸法が想定外の変化が認められた場合の継続照射の可否の考え方

序文

この附属書は，本体に関連する事柄を説明するものであり，規定の一部ではない。この附属書では，燃料集合体の寸法の測定において，想定外の変化が認められた場合の継続照射の可否の判断の考え方と具体的な例を示す。

K.1　設計段階での寸法変化の予測

先行照射燃料の設計の特徴を考慮して，設計段階で燃料の寸法変化を予測できることが望ましい。寸法変化の予測として，**図 K.1** に示すような最確（Best Estimate:BE） 曲線（平均的挙動）と設計曲線（ばらつきを包含する上限挙動）が従来設計燃料で考慮されている挙動（項目）についても，先行照射燃料ではデータがない又は少数であることが一般的であるが，従来燃料との設計の差分も考慮して，現行の設計曲線を基にした予測曲線を設計段階で設定することが望ましい。

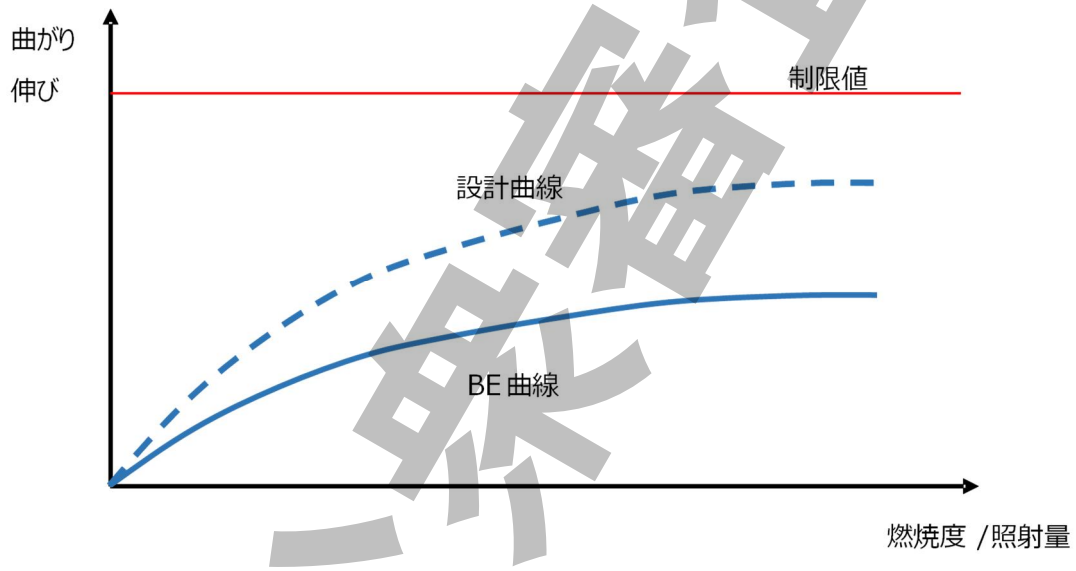


図 K.1－現行の設計曲線に基づく燃焼度増加に伴う燃料の寸法変化の予測

K.2　先行照射燃料の原子力発電所での照射における寸法変化測定に基づく継続照射の可否の判断

継続照射の可否は，当該サイクル終了後の測定結果と次サイクル終了時の寸法変化の予測の両方から判断することが望ましい。

a) 当該サイクル終了後の測定結果に基づく次サイクルの継続照射の可否の判断

当該サイクル終了時点での先行照射燃料の寸法変化としては，**図 K.2** に示す通り，次の３つの状況が考えられ，それぞれの状況に応じて次サイクルの継続照射の可否を判断する。

1) 先行照射燃料の寸法測定に基づく評価結果が，最確曲線上または最確曲線内にある場合は，次サイクルの照射を継続する。

未承認

2) 先行照射燃料の寸法測定に基づく評価結果が，最確曲線又は設計曲線を超過している場合は，**b)**の次サイクル終了時点での寸法変化の予測を踏まえて，次サイクルの照射の継続の可否を判断する。

3) 先行照射燃焼の寸法測定に基づく評価結果が，制限値を超過している場合は，次サイクルの照射は実施せず，原因究明と設計改良等への反映を行う。

注記 通常，寸法測定は複数の燃料棒に対して実施され，これらの平均及びばらつきを考慮して評価結果とする。

b）次サイクル終了時点の寸法変化の予測及び次サイクルの継続照射の可否の判断

次サイクル末の寸法予測は，基本的に測定結果からの外挿予測であり，次の複数の方法が考えられる。

・ 設計曲線等に基づく外挿予測

・ 実績データのトレンド（前サイクル終了時→当該サイクル終了時）による外挿予測

予測曲線（最確曲線又は設計曲線）の形状に応じて，様々な保守的な予測が考えられるが，**図 K.2** には図中の予測曲線に対して保守的となる直線外挿の例を示している。

a) の **2)**で先行照射燃料が全体的に最確曲線又は設計曲線を超過している場合には，次のとおり，次サイクル末に予測される寸法変化に応じて，継続照射の可否を判断する。

1) 制限値を超過しない場合は，次サイクルの照射を継続する。

2) 制限値を超過する場合は，原因究明と対策のための詳細検討を優先して，次サイクルの照射は実施しない。

注記 制限値を超過していても，真の安全限界値（構造形状維持の限界，等）を明確にできる場合には，その真の限界値に対する超過の有無で判断することもできる。

c) 同時照射の先行照射燃料のうち特異的な寸法変化が認められた場合の対応

先行照射燃料のうち一部の燃料が平均的な挙動から外れていた場合には，要因の検討を行うとともに，当該燃料単体に対して，**a)**及び **b)**に基づく次サイクルの継続照射の可否を判断する。

公衆審査用

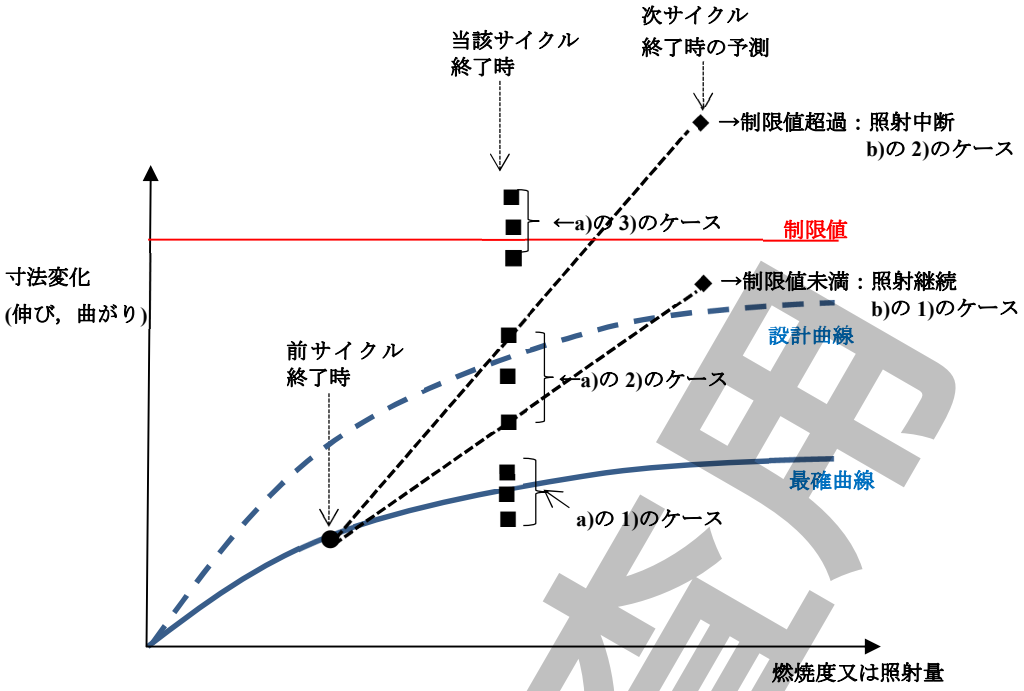


図 K.2　当該サイクル終了時及び次サイクル終了時の燃料寸法変化の予測に基づく次サイクルの継続照射の可否の判断

公衆審査用

附属書 L
（参考）
開発完了までに取得すべきデータとその分類

序文

この附属書は，本体に関連する事柄を説明するものであり，規定の一部ではない。この附属書では，先行照射燃料の開発完了までに取得すべきデータとその分類に係る検討例を示す。

L.1　取得すべきデータの代表的な例

表 L.1 に燃料集合体を構成する，ペレット，被覆管，燃料棒，燃料集合体，燃料集合体の構成部品ごとに，開発完了までに取得する必要がある各種のデータの代表的な例を示す。

L.2　開発に必要な取得データの分類

a) 取得データの分類

・ 物性及び基礎特性データ

熱的，機械的，化学的な物性及び基礎的特性データは，主に，解析評価の入力，モデルの設定，限界値の設定等に使用される。

・ 挙動（熱水力挙動，衝撃及び振動挙動，腐食挙動，照射挙動）

各種挙動データは，主に，解析評価の入力，モデル設定に使用される。特に照射挙動及び腐食挙動は，原子力発電所での照射又は照射サンプルを用いた試験によるデータの取得が重要となる。

・ 限界性能

限界性能は，主に，解析評価の判断基準値の設定に使用される。これらは，上述の基本的な特性値（耐力，引張強度等）の確認試験，挙動確認の試験における限界的な条件までの試験によって取得される。

b) データの取得方法による分類

・ 炉外試験で取得するデータ（未照射の物性，挙動，限界性能）

照射を介さずに炉外の試験で取得するデータが主に評価へ反映されるのは，耐震評価，熱水力特性評価である。熱水力特性としては，圧損，限界熱流束，熱拡散等のデータが，耐震評価関連としては，振動特性（固有振動数，減衰乗数），グリッドの衝突時の剛性，弾性変形限界荷重，変形後の進展等のデータが挙げられる。また，一般的な機械特性として，静的剛性，流動振動時の燃料棒保持特性などが挙げられる。

・ 照射試験及び照射後試験で取得するデータ

– 物性及び基礎特性，挙動，限界性能の照射による影響確認

物性及び基礎特性等は，未照射サンプルによる試験でデータベースを構築し，照射サンプルを用いて，照射による影響の確認。補正等を行い，評価に反映されることが多い。

– 照射挙動

ペレット，被覆管，燃料棒の照射に係る諸々の物性及び基礎特性並びに挙動は，試験炉又は原子力発電所における照射及びその後の照射後試験で取得される。集合体単位での照射挙動である，照射に伴う寸法変化データは原子力発電所における照射で取得される。

c) 運転状態に応じた分類

・ 通常運転時の評価のためのデータ

公衆縦覧用

制限燃焼度までの通常運転中の照射挙動の変化，蓄積によるデータを，照射中のオンライン監視及び照射後試験によって取得する。

・ 異常な過渡変化，事故時の評価のためのデータ

過渡，事故の発生中の燃焼変化は無視できるため，未照射試験による判断基準値，挙動等の確認が中心で，照射サンプルを用いた試験で照射の影響を確認する。

燃焼度依存性が大きいデータについては，燃焼度をパラメータとした複数の照射サンプルによる試験（出力ランプ試験，RIA/LOCA 模擬クエンチ試験等）によるデータ取得が重要となる。

・ 地震時の評価のためのデータ

燃料集合体の耐震評価に必要なデータは，振動及び減衰特性，衝撃特性の多岐にわたり，かつ対象となる試験体も，燃料集合体，集合体の構成部品及び燃料棒と複数となるため，基本的には未照射の試験体を使用して炉外試験で取得する。照射によるグリッドの燃料棒保持力の低下及び材料特性の変化（腐食，水素吸収脆化等）については，未照射の試験体のデータに基づき適切な補正がなされる。

d) 評価への反映方法の違いに応じた分類

・ 開発目的，改良・改善効果の定量化

開発の目的に直結する性能改善効果を評価手法（モデル，入力等）又は判断基準値に定量的に反映し，安全評価の余裕を大きくするためのデータが該当する。

・ 安全評価への影響の定量化

安全性の評価に必要な全ての評価項目の入力，モデル，判断基準値等に対して，現行からの変更の要否，変更の程度を定量化するためのデータが該当する。

L.3　先行照射による取得データ

原子力発電所での先行照射で取得するのは，**L.1b）**の分類のうちの照射中心のデータと未照射データ中心で照射影響を把握するデータが対象となる。

a) 試験炉及び原子力発電所の照射の両方によるデータ

照射データは，試験炉及び原子力発電所の照射で取得可能である。試験炉と原子力発電所での照射の特徴，照射施設及び照射後試験施設のインフラの活用状況などを総合的に勘案して，データ取得の計画立案が重要である。

ただし，原子力発電所での照射で取得できる照射データは，通常運転時の照射挙動，照射影響データに限定され，異常な過渡変化時及び／又は事故時の照射効果を考慮した挙動及び／又は限界性能に関しては，試験炉，安全研究施設などでの取得となり，原子力発電所での照射は照射サンプルの提供の位置づけとなる。

b) 照射データの取得方法

照射中のオンライン計測による取得，照射サイクルの間のオンサイトでの検査による取得，照射後試験施設での非破壊及び破壊試験による取得等，に分類される。

先行照射での照射データは，上記のうち，定期検査時のオンサイトでの検査による取得に限定される。このため試験炉照射での取得と照射後試験施設への輸送後の取得も組合せて，データ取得計画を検討することが重要である。

公衆審査用

L.4　照射データの追加の取得

原子力発電所における先行照射での照射データの取得後，次の状況で，データが十分でないと判断された場合には，原子力発電所での先行照射の継続又は試験炉での照射でデータの拡充を行うことも考えられる。

a)　不確かさの低減が必要と判断される場合

改良効果，その他の安全設計影響の実用化に際して，不確かさが大きく，低減するためには，データが不十分と判断された場合

b）設計変更が必要と判断される場合

開発当初の目論見と照らして，次の判断された場合

- 改良効果が不十分であり，他の安全評価項目への影響が大きい場合
- 先行照射中に想定外の事象（漏えい，寸法変形，剥離等）が発生する等が原因で，設計変更が必要になった場合

公衆審査用

表 L.1—開発完了までに取得する必要がある各種のデータの代表的な例

	必要なデータと分類			必要なデータの取得の方法　（炉外，照射後(炉外補足，炉内中心)）						備　考
	物性及び基礎特性	挙動	基準値類（限界性能）	炉外試験で取得	照射試験によって取得					
					炉外データ補足（照射影響）		照射特性データ		通常照射後のﾃﾞｰﾀ取得方法	
					試験炉	原子力発電所	試験炉	原子力発電所		
ペレット	機械物性			◎	○	—	—	—	＋PIE(DT)	
	熱物性（熱拡散，比熱，熱膨張）			◎	○	—	—	—	＋PIE(DT)	
			融点，相変態点	◎	○	—	—	—	＋PIE(溶融)	
	ﾃﾞﾌﾟﾚｯｼｮﾝ（ペレット径方向出力分布）			—	—	—	◎	（○）	＋PIE(DT)	燃焼度分布として取得。
		照射挙動： 焼きしまり，ｽｳｪﾘﾝｸﾞ FP ガス放出量・組成		—	—	—	◎	（○）	＋PIE(DT)	照射試験以外では取得できない。
被覆管	機械物性（応力･ひずみ，ﾎﾟｱｿﾝ比）			◎	○	—	—	—	＋PIE(DT)	
			機械特性（Sy，Su）	◎	○	—	—	—	＋PIE(DT)	
			機械物性(疲労)	◎	○	—	—	—	＋PIE(DT)	
	熱物性（熱拡散，比熱，熱膨張）			◎	○	—	—	—	＋PIE(DT)	
			熱物性(融点，相変態点)	◎	○	—	—	—	＋PIE(溶融)	
		通常時腐食・水素吸収		○	◎	（○）	—	—	＋PIE(~DT)	原子力発電所の冷却材条件で取得。
		通常照射クリープ		—	◎	（○）	—	—	＋PIE(NDT)	高温高圧下で取得。
		高温クリープ（LOCA）		◎	○	—	—	—	＋高温試験	照射欠陥回復。炉外で対応。
		高温酸化（腐食）		◎	○	—	—	—	＋高温試験	炉外で対応。
		高温破裂（破裂温度，ひずみ）		◎	○	—	—	—	＋高温試験	照射欠陥回復。炉外で対応。
燃料棒			限界内圧	◎	○	—	—	—	—	
			SCC PCI	○	—	—	◎	（○）	＋ランプ試験	照射依存の顕著なしきい値。
			RIE 高温溶融・脆化破裂	◎	—	—	—	—	—	基本的に未照射燃料の基準。
			RIE PCMI	—	—	—	◎	（○）	＋反応度試験	照射依存の顕著なしきい値。
			RIA　機械的ｴﾈﾙｷﾞ発生	◎	○	—	—	—	＋反応度試験	融点以外は照射依存なし。
			LOCA　PCT/ECR	◎	○	—	—	—	＋高温試験 ＋ｸｳｪﾁ試験	照射欠陥回復。炉外で対応。
燃料集合体	構成部材機械物性			◎	○	—	—	—	＋PIE(DT)	
	構成部材熱物性			◎	○	—	—	—	＋PIE(DT)	
			構成部材融点，Sy,Su，結合部強度，等	◎	○	—	—	—	＋PIE(DT)	
	集合体機械特性（静的剛性）			◎	—	—	—	—	—	
	集合体耐震特性（振動，減衰，衝突）			◎	—	—	—	—	—	
	集合体熱水力特性（圧損，熱拡散混合）			◎	—	—	—	—	—	
			沸騰遷移（限界熱流束）	◎	—	—	—	—	—	
		集合体燃料棒保持性能（流動振動耐摩耗性）		◎	—	—	—	○	運転中監視 ＋PIE(NDT)	最終的には，原子力発電所の局所流動下での実績蓄積が重要。
		集合体照射寸法変化（伸び，曲がり）		—	—	—	○（燃料棒伸び）	◎	＋PIE(NDT)	基本，原子力発電所でしか取得できない。

◎：取得が特に重要なデータ，　○：必須ではないが◎を補完するのに取得が望ましいデータ，　（○）：試験炉照射データを補完するため原子力発電所の使用条件での取得が望ましい照射データ

審議用

原子力発電所における燃料の先行照射に係る実施基準：20XX　解説

序文

この解説は，本体及び附属書に記載した事柄並びにこれらに関連した事柄を説明するものであり，標準の一部ではない。

1 制定の趣旨

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降，国内の事業者は原子力発電所の再稼働に向け，シビアアクシデント対応等のため燃料以外の設備の安全対策に注力してきた。この期間，世界各国では事故耐性燃料をはじめとする新設計燃料の開発が積極的に進められており，国内でもさらなる安全性の向上及び資源の有効活用のため高燃焼度を代表とする原子力発電所の運用高度化に向け，安全性及び性能に優れた新設計燃料の採用が望まれている。

一方，国内外の試験炉（JMTR，HBWR）の廃炉が相次いでおり，試験炉を利用して行ってきた照射データの取得が困難になっている。また，これまで海外の原子力発電所において新設計燃料の先行照射を実施して照射データを取得することもできたが，諸外国でも規制基準の見直しが行われており，この手法の将来的な実施については不確実である。このような状況を踏まえると，海外の施設に過度に依存せず，国内において新設計燃料の開発から実用化までの実効的な仕組みを構築することが肝要である。

そこで，これまで国内でも実績のあるLUAの先行照射に加えて，実績の少ないLTAの先行照射も対象とし，国内の原子力発電所で燃料の先行照射を実施するにあたり，原子炉の安全性を確保するために必要な要件及びプロセスを規定するこの標準を制定した。

2 制定の経緯

新設計燃料の国内の原子力発電所での先行照射の実施に係る標準は，東京電力福島第一原子力発電所事故の前から検討・議論が進められきた。議論を進める中で，炉心及び燃料の安全設計に対する基本的要求，具体的要求等の階層構造を体系的に整理することが，原子炉の安全性を明確に示す上で優先課題であると判断し，先行照射に係る標準の制定を一次中断した。炉心及び燃料の安全設計に関する体系的な整理については，原子力学会の関係者で十分に時間をかけて議論がおこなわれ，その検討結果は原子力学会の技術レポート“発電用軽水型原子炉施設の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書，第1分冊：炉心及び燃料の安全設計（**AESJ-SC-TR009-1:2015**）”にまとめられた。更に，最新知見を反映した改訂版である“発電用軽水型原子炉施設の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書，第1分冊：炉心及び燃料の安全設計（**AESJ-SC-TR009-1:2021**）”も発刊されている。これと並行して，日本電気協会でも原子炉を安全に運転するための様々な規格が制定されており，先行照射の安全な実施を支える学協会規格が整備されことを踏まえ，新設計燃料の導入に応えるため，この標準を制定した。

原案作成中

3 審議中に特に問題となった事項

この標準では，これまでの実績に基づき先行照射を実施するための要件を規定している。一方，解説では，より効率的に新型設計燃料を導入するための方策として，オンサイトでの燃料棒引き抜き及び燃料棒単位での輸送（**解説 5.1** 参照），装荷体数上限の範囲内での先行照射の継続的な実施（**解説 5.3** 参照）について実現性と課題を検討している。さらに，LTA 実施に係る法規などの日米比較（**解説 5.6** 参照）から，取替炉心の安全性確認項目を拡大して取替炉心設計段階及び運転段階での安全確認をすることにより，設置変更許可での対応を軽減する方策を提案している。これらの方策は，今後も事業者によって検討が続けられると考えられ，標準を改定する場合には，その検討結果を反映するとよい。

4 適用範囲について

この標準は，国内原子炉に新設計燃料を導入するにあたり，原子炉の安全性を確保する観点から，先行照射の実施に関し考慮するべき事項，実施条件及び実施の流れ等を，過去の事例や経験を踏まえて整理し，計画立案から試験完了までにわたる工程や考え方を標準化したものである。

この標準に基づいて新設計燃料の先行照射の実施計画を策定し，原子炉設置（変更）許可や設計・工事計画認可を含め，各ステークホルダーが必要とする条件等について認識を共有することで，それぞれの活動の内容や時期が明確となり，より計画的で効率的に開発が進むことが期待される。

5　本体，附属書の解説

5.1 オンサイトでの燃料棒引き抜き及び燃料棒単位での輸送に関する補足

5.1.1 概要

燃焼完了途上段階（中途燃焼度）において，オンサイトで燃料棒を引き抜き，ホットラボ施設，安全研究施設，出力急昇試験施設等へ輸送することの実現性と課題について補足する。

5.1.2 オンサイトでの燃料棒引き抜き及び燃料棒単位での輸送

原子力発電所での先行照射において，集合体の中の一部の LTR を，オンサイトで引き抜き，燃料棒単位で試験炉及び／又は照射後試験施設等へ輸送することによって，小刻みな燃焼度での柔軟なデータ取得及び／又は拡充が可能となる。さらに，照射が完了する前の段階で，LTR を含む集合体中に漏えい燃料が生じたと判明した場合でも，オンサイトでの燃料棒引き抜きが可能であれば，漏えい燃料棒を特定した上で，当該燃料棒を引き抜き，代替の中実棒等を挿入することによって，当該の集合体を継続照射することが可能となる。このようにオンサイトでの燃料棒引き抜き及び燃料棒単位での輸送を行うメリットは大きく，原子力発電所での先行照射計画の継続並びに有効なデータ及び実績の取得・拡充につながると期待される。

5.1.3 設計及びオンサイトでの運用

公衆審査用

オンサイトでの引き抜き作業を容易にするべく，上部ノズルのプレート中央部の取り外し及び燃料棒の引き抜き後の再装着が容易な構造（Removable Top Nozzle）としてあらかじめ設計された実績がある。オンサイトで，燃料集合体の照射完了前に引き抜かれた燃料棒の代替として，中実棒又は等価な濃縮度の代替燃料棒を挿入することが考えられる。

5.1.4 規制対応の状況

かつては，~~実炉~~原子力発電所での先行照射において，集合体の中の一部の LTR を，オンサイトで引き抜き，試験炉，照射後試験施設等へ提供する計画が実際に規制側へ説明され，技術的な審査も行われていたが，現在は，原子力発電所における燃料加工作業に該当するとして，規制側からの認可が難しい状況となっている。

5.2 制御棒挿入試験結果による判断の補足

制御棒の挿入機能は，前提として制御棒の挿入が完了すること，安全評価の入力として所定の規定時間内に挿入されることが考慮されており，先行照射燃料が装荷された炉心においても，これを満足する必要がある。“あらかじめ定められた規定時間”として，PWR では個々の制御棒の挿入時間に対する基準が保安規定にて要求されていることから，これが対応する。BWR では全制御棒の平均の挿入時間に対する基準が保安規定にて要求されているが，仮に先行照射燃料に異常が発生し当該の制御棒挿入時間が長くなっても，全制御棒の平均の挿入時間はあまり変わらず，安全評価の入力を逸脱するということは想定しづらい。先行照射燃料の異常の有無を検知する観点では，保安規定とは別に事業者が定めている個々の制御棒に対する挿入時間についての基準を，“あらかじめ定められた規定時間”として用いることができる。

なお，PWR では先行照射燃料の次サイクルの照射を継続するためには，全ての先行照射燃料の装荷位置を変更して制御棒の挿入位置から外す措置をとる。BWR では，制御棒挿入時間は挿入セルを構成する先行照射燃料以外の燃料の影響，当該の制御棒駆動系の状態などにより変化する。したがって，挿入セルに装荷されたいずれかの燃料の装荷位置を変更することによって，及び／又は当該制御棒駆動系に異常がある場合にはその調整によって，制御棒挿入時間を規定時間以内とすることが可能であればそのような措置をとる。PWR，BWR いずれの場合も外観検査などにより先行照射燃料に異常がないことを確認の上，次サイクルの照射を継続することが可能である。

5.3 装荷体数上限の範囲内での先行照射の継続的な実施の補足

先行照射は，燃料の開発度合いに応じて設定した装荷体数及び装荷位置にて数サイクル照射させた後に取出して完了となることが一般的である。しかしながら，この先行照射を一巡で終わらせず，設定した装荷体数及び装荷位置の範囲内で複数回実施することは，取得データの拡充の観点から有意義であり，ひいては先行照射燃料の実用化への近道となることも考えられる。

公衆審査用

これまでの原子力発電所での先行照射は，所定の体数を装荷して原子力発電所の照射を開始した後は，所定のサイクル数と所定の制限燃焼度付近までの照射を完了すると，先行照射燃料を取り出して終了する（以下，この一連の過程を“キャンペーン”と呼ぶ。）。これはいわば単発試験であり，想定外の状況に至った場合には燃料開発計画が中断又は頓挫するリスクがある。また，取得されるデータも１キャンペーンに限定されることから，最適な試験体系であるとは言い難い。

そこで，少数体の先行照射の新しいあり方として，装荷規模及び装荷体数の適切な制限の下，ひとつのキャンペーンの終了後，次のキャンペーンに移行できるように，当初から複数キャンペーンを盛り込んだ計画の立案が推奨される。このような複数のキャンペーンの実施によって照射データを拡充し，実績を積むことができ，知見の信頼性が向上する。これによって早期実用化が期待され，高燃焼度等の炉心運用高度化へ速やかに対応できる。ATF に代表される新燃料の実用化に向け期待できる手法と言える。例えば，安全性向上を目的とした第１キャンペーン後に，炉心運用高度化対応等を第 2 の目的として追加し発展的に第 2 キャンペーンを設定する等，多くの利得を想定することができる。

5.4 先行照射に関する安全性確認の許認可の信頼性向上及び申請準備の合理化に関する補足

5.4.1 改良効果，安全評価手法等の確定前の先行照射（LTR，LTA）

LTR，LTA 段階では，炉外試験等による成果があるが，照射していないため実際の照射挙動は未知である。

安全評価においては，手法・入力等に不確かさを考慮して，保守的な条件での評価を行うとともに，装荷規模，装荷位置にも配慮して，裕度を持った安全評価の成立性を確保する。

更には，安全評価について，設置変更許可を受ける段階での実施にとどまらず，取替炉心設計段階での安全評価など，保安規定に代表される運転段階での安全管理を行うことによって，評価の不確かさをより低減した条件で安全性を確認することができる。具体的には運転中の炉心（冷却材）の状態監視及び定期検査中の燃料検査等を充実させることで，設計と運用の総合的な安全確保に資する。

5.4.2 改良効果，安全評価手法等の確定後の先行照射（LUA）

LUA段階では，安全評価の手法が確定しているため，最初のLUAの先行照射を実施するプラント以外でのLUAの先行照射を実施する場合，及び同一設計燃料の実用化（全プラント）のための安全を確認する目的での設置変更許可の負担を合理的に軽減するためには，安全評価手法についてはトピカルレポートの作成，多数のプラントに装荷する燃料については，安全評価の入力等として考慮される仕様及び特性を型式認証取得，によって，個別プラントでの審査の軽減を図ることができる。

5.5 先行照射における安全を確保する総合的な方策及び考慮に関する補足

5.5.1 概要

一般財団法人

原子力発電所での実用化直前の照射実績を積み上げるとともに，原子力発電所だけで取得できる集合体の照射挙動データの拡充が主要な目的となる LUA としての先行照射では，安全評価及び運転段階での管理は，実用化と同等の条件で行われる。

一方で，開発途上で，原子力発電所でのデータ取得を目的とする LTR 及び LTA としての先行照射の実施においても，設計及び運転中の管理の両方から，次のとおり，考慮を重ねることで，LUA 及び実用化段階と同様に，信頼性をもつ安全が確保される。

5.5.2 安全設計・安全評価の入力の保守性

先行照射燃料の開発段階を考慮し，それまでの取得データが少なく設計評価におけるモデル，入力などの不確かさが大きい場合には，本来，期待され，そもそもの開発目的である改良効果の取込みを限定又は全く取り込まないこと，その他の特性についても，設計評価の入力などに不確かさを保守的に大きく見込んで評価を行う（**解説付表 5-1**）

5.5.3 装荷体数及び装荷位置の限定

LUA と比較して，更に装荷規模を少数体に限定することで，安全評価上の熱的負荷の厳しい装荷位置又は制御棒位置から，先行照射燃料を外すことで，前項の不確かさを大きめに考慮しても，裕度をもって，安全評価が満足すること及び評価事象の一部の省略を確認することができる。

5.5.4 取替炉心設計後の安全評価

基本設計審査だけでなく，取替炉心設計において，使用する先行照射燃料の仕様及び装荷位置が確定し，関連する不確かさを考慮する必要がない段階で，比較的，裕度の小さい安全評価項目について，改めて評価を行う。

5.5.5 運転開始後の監視などの強化

基本的な安全機能である閉じ込め機能及び冷却形状維持機能については運転中の監視により，安全停止機能である制御棒挿入時間については定期検査中の検査により，確認を行うことができる。先行照射燃料を装荷する炉心では，運転中の監視頻度を増加するなど監視強化することを検討する。また，先行照射燃料の外観，寸法変化及び設計変更の特徴に応じた個別の検査を定期検査中に実施することも検討する。

公衆審査用

解説付表 5-1—開発途上での先行照射における総合的な安全性の確保の方策

項目			考えられる対応
基本設計許認可（設置変更許可解析）	装荷規模，装荷位置		先行照射燃料の装荷体数を少数に限定，更には熱的に厳しい箇所に装荷しないことで，不確かさを踏まえても判断基準を満足するような評価とすることができる。
	入力モデル	改良効果の取り込み	開発の進捗度合いに応じて，改良効果の取り込みを限定的又は考慮せずに，保守的な評価とする。
		その他の入力・特性	先行照射燃料の改良効果以外の特性についても，不確かさに応じて，保守的に取り込んだ評価とする。
取替炉心設計段階での安全評価			燃料の仕様（寸法公差を含む），装荷位置が最終確定した段階で，不要な不確かさを排除して，必要な安全評価を行う。
原子力発電所に装荷後の安全確認（運転中及び定期検査時の確認）			万全を期して，運転中及び定期検査時の安全確認について，確認項目，頻度などを増加させて，照射前の設計段階から想定外の状況になっていないことの確認を強化する。

5.6 LTA実施に係る法規などの現状の日米比較に関する補足

米国は日本の設置許可基準規則に相当する最上位の法令である 10CFR50 に，例外規定が定められており，最近の Cr コーティング被覆管燃料の LTA については，設置変更許可の手続きを踏まずに，原子力発電所における少数体の先行照射が認可される仕組みが活用され，これまでに照射実績及びデータ取得が重ねられてきている。

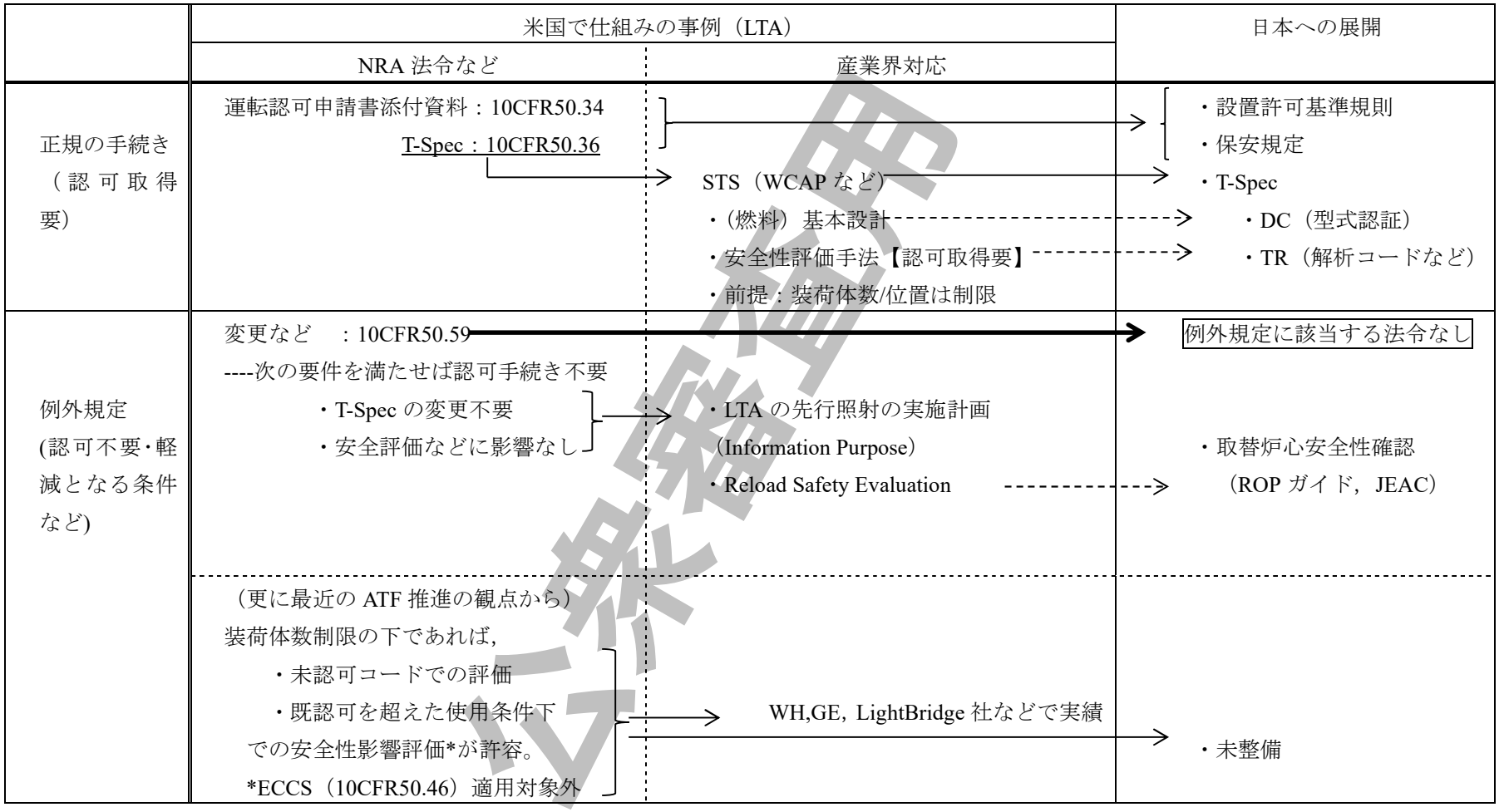
設置変更許可での安全評価の代わりとして，取替炉心段階で，先行照射燃料の仕様及び炉心の装荷位置・規模が確定した段階での安全性確認（COLR），運転開始後の運転中の監視など，並びに定期検査での燃料検査などの安全確認（T-Spec）を充実させることで，安全確保に努めている。また，評価手法においては，Cr コーティングの LTR の例では，先行照射燃料の装荷位置を炉心内の Hot Rod 位置から回避することで，PWR の安全解析の最重要項目のひとつである大破断 LOCA の解析の実施が不要な旨も記載されている。

一方国内では，設置許可基準規則に，米国のような例外規定はないため，少数体といえども，原子力発電所での照射においては設置変更許可の手続きが必要となる。ただし，米国の事例を参考として，現行の取替炉心の安全性確認項目を拡大して取替炉心設計段階及び運転段階での安全確認を，設置変更許可に加えて行い，かつ，これらの確認の充実を先行照射燃料の特徴に応じて考慮することで，開発段階での原子力発電所での先行照射における安全確保を，設置変更許可での対応だけにしわよせすることなく，合理的で柔軟に実施することができると期待される。

解説付表 5-2 に原子力発電所における先行照射の安全確保に関する日米の体系の比較を示す。

公開前

解説付表 5-2—新設計燃料などの原子力発電所の照射（装荷規模限定）推進の米国の仕組み及び国内の現状制度への展開



公衆審査用