

高浜発電所第 3, 4 号機

燃料体に係る設計及び工事計画認可申請

(17行17列 B 型燃料集合体 (ウラン・プルト

トニウム混合酸化物燃料))

補足説明資料

【抜粋】

2020年 8月

関西電力株式会社

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

目 次

補足説明資料 1 設計及び工事計画認可申請における適用条文等の整理について

今回修正

補足説明資料 2 設計及び工事計画認可申請書に添付する書類の整理について

補足説明資料 3 強度に関する補足説明資料

今回修正

補足説明資料 4 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する補足説明資料

補足説明資料 5 基本設計方針の確認方法について

今回追加

補足説明資料 1

設計及び工事計画認可申請における
適用条文等の整理について

1. 概要

本資料では、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく当該工事計画の手続きを行うにあたり、申請対象が適用を受ける「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」の条文について整理すると共に、適合性の確認が必要となる条文を明確にするものである。

2. 設計及び工事計画認可申請における適用条文の整理結果

以下に示す本工事計画の申請対象に対する適用条文の整理結果を第1表に示す。

○申請対象

別表第二		対象設備
原子炉本体	基本設計方針 対象設備	燃料体

第1表 高浜3・4号機 設計及び工事計画認可申請に該当する技術基準規則の条文整理表(設計基準対象施設)

- ※1 ○:設備として技術基準規則の適合が必要な条文
 ×:設備として技術基準規則の適合が不要な条文
- ※2 ○:工事計画認可申請書で確認が必要な条文
 ×:工事計画認可申請書で確認が不要な条文
 (確認が不要な条文については、適用条文が○となっている条文の内、認可申請設備以外の他の施設による対策内容に変更が無い場合も含み、その旨変更欄に記載。)
- ※3 ○:審査対象条文(工事計画認可申請書で確認が必要な条文と同じ条文)
 ×:審査対象外条文(工事計画認可申請書で確認が不要な条文と同じ条文)

技術基準規則	適用条文※1	工事の内容に 関係あるもの※2	審査対象条文※3	理由
(第四条) 設計基準対象施設の地盤	○	×	×	今回の申請設備である燃料体は、原子炉容器に装荷し、炉心を構成する設備であり、既工事計画では炉心等という設備区分として適合性が確認されている。(以下同じ)設計基準対象施設の地盤については、既工事計画において適合性が確認されている。今回の申請は、既工事計画から設計内容に変更はなく、設計基準対象施設の地盤は工事の内容(本申請内容)に関係しないため、審査対象条文とならない。
(第五条) 地震による損傷の防止	○	×	×	地震による損傷の防止については、既工事計画において炉心等として耐震性を確認し、適合性が確認されている。今回の申請は、既工事計画から設計内容に変更はなく、地震による損傷の防止に係る設計は工事の内容(本申請内容)に関係しないため、審査対象条文とならない。
(第六条) 津波による損傷の防止	○	×	×	津波による損傷の防止については、既工事計画において適合性が確認されている。今回の申請は、設備の設置位置に変更がなく、津波から防護された建屋内に設置されており、津波防護対策の設計内容は変わらないことから既工事計画から変更はないため、審査対象条文とならない。
(第七条) 外部からの衝撃による損傷の防止	○	×	×	外部からの衝撃による損傷の防止については、既工事計画において適合性が確認されている。今回の申請は、設備の設置位置に変更がなく、畜巻等から防護された建屋内に設置されており、外部からの衝撃による損傷の防止対策の設計内容は変わらないことから、既工事計画から変更はないため、審査対象条文とならない。
(第八条) 立ち入りの防止	○	×	×	立ち入りの防止については、既工事計画において適合性が確認されている。今回の申請は、既工事計画から設計内容に変更はなく、また、設備の設置位置および設備の取扱い場所も変更しないことから、立ち入りの防止に係る設計は工事の内容(本申請内容)に関係しないため、審査対象条文とならない。
(第九条) 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	○	×	×	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止については、既工事計画において適合性が確認されている。今回の申請は、既工事計画から設計内容に変更はなく、また、設備の設置位置および設備の取扱い場所も変更しないことから、発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止に係る設計は工事の内容(本申請内容)に関係しないため、審査対象条文とならない。
(第十条) 急傾斜地の崩壊の防止	×	×	×	急傾斜地の崩壊の防止に対する要求であり、高浜発電所は、急傾斜地崩壊危険区域に指定された箇所がないことから、急傾斜地の崩壊の防止に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第十一条) 火災による損傷の防止	○	×	×	火災による損傷の防止については、既工事計画において適合性が確認されている。今回の申請は、既工事計画から設計内容に変更はなく、火災による損傷の防止に係る設計は工事の内容(本申請内容)に関係しないため、審査対象条文とならない。
(第十二条) 発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止	○	×	×	溢水等による損傷の防止については、既工事計画において適合性が確認されている。今回の申請は、既工事計画から設計内容に変更はなく、溢水等による損傷の防止に係る設計は工事の内容(本申請内容)に関係しないため、審査対象条文とならない。
(第十三条) 安全避難通路等	○	×	×	安全避難通路等については、既工事計画において適合性が確認されている。今回の申請は、既工事計画から設計内容に変更はなく、また、設備の設置位置および設備の取扱い場所も変更しないことから、安全避難通路等に係る設計は工事の内容(本申請内容)に関係しないため、審査対象条文とならない。
(第十四条) 安全設備	○	×	×	安全設備については、既工事計画において適合性が確認されている。今回の申請は、既工事計画から設計内容に変更はなく、安全設備に係る設計は工事の内容(本申請内容)に関係しないため、審査対象条文とならない。
(第十五条) 設計基準対象施設の機能	○	×	×	設計基準対象施設の機能については、既工事計画において適合性が確認されている。今回の申請は、既工事計画から設計内容に変更はなく、設計基準対象施設の機能に係る設計は工事の内容(本申請内容)に関係しないため、審査対象条文とならない。
(第十六条) 全交流動力電源喪失対策設備	×	×	×	全交流動力電源喪失対策設備に対する要求であり、本設備は、全交流電源喪失対策設備に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第十七条) 材料及び構造	×	×	×	設計基準対象施設に属する容器、管、ポンプ、弁等の材料及び構造に対する要求であり、本設備は、設計基準対象施設に属する容器、管、ポンプ、弁等に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第十八条) 使用中の亀裂等による破壊の防止	×	×	×	クラス機器等の使用中の亀裂等による破壊の防止に対する要求であり、本設備は、クラス機器等に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第十九条) 流体振動等による損傷の防止	○	×	×	流体振動等による損傷の防止については、既工事計画において適合性が確認されている。今回の申請は、既工事計画から設計内容に変更はなく、流体振動等による損傷の防止に係る設計は工事の内容(本申請内容)に関係しないため、審査対象条文とならない。
(第二十条) 安全弁等	×	×	×	安全弁等に対する要求であり、本設備は、安全弁等に該当しないため、審査対象条文とならない。

技術基準規則	適用条文※1	工事の内容に 関係あるもの※2	審査対象条文※3	理由
(第二十一条) 耐圧試験等	×	×	×	クラス機器及び原子炉格納容器の耐圧試験等に対する要求であり、本設備は、クラス機器及び原子炉格納容器に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第二十二条) 監視試験片	×	×	×	容器の中性子照射による劣化に対する要求であり、本設備は、容器の中性子照射による劣化に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第二十三条) 炉心等	○	○	○	改正された「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解釈」に対して申請設備の適合性を確認する必要があるため、変更の工事の内容に関連し、審査対象条文である。
(第二十四条) 熱遮蔽材	×	×	×	熱遮蔽材に対する要求であり、本設備は、熱遮蔽材に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第二十五条) 1次冷却材	×	×	×	1次冷却材に対する要求であり、本設備は、1次冷却材に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第二十六条) 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	×	×	×	燃料取扱施設や貯蔵施設に対する要求であり、本設備は、燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第二十七条) 原子炉冷却材圧力バウンダリ	×	×	×	原子炉冷却材圧力バウンダリに対する要求であり、本設備は、原子炉冷却材圧力バウンダリに該当しないため、審査対象条文とならない。
(第二十八条) 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等	×	×	×	原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置・検出装置に対する要求であり、本設備は、原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置・検出装置に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第二十九条) 1次冷却材処理装置	×	×	×	1次冷却材処理装置に対する要求であり、本設備は、1次冷却材処理装置に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第三十条) 逆止め弁	×	×	×	逆止め弁に対する要求であり、本設備は、逆止め弁に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第三十一条) 蒸気タービン	×	×	×	蒸気タービンに対する要求であり、本設備は、蒸気タービンに該当しないため、審査対象条文とならない。
(第三十二条) 非常用炉心冷却設備	×	×	×	非常用炉心冷却設備に対する要求であり、本設備は、非常用炉心冷却設備に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第三十三条) 循環設備等	×	×	×	循環設備等に対する要求であり、本設備は、循環設備等に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第三十四条) 計測装置	×	×	×	計測装置に対する要求であり、本設備は、計測装置に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第三十五条) 安全保護装置	×	×	×	安全保護装置に対する要求であり、本設備は、安全保護装置に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第三十六条) 反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	×	×	反応度制御系統及び原子炉停止系統に対する要求であり、本設備は、反応度制御系統及び原子炉停止系統に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第三十七条) 制御材駆動装置	×	×	×	制御材駆動装置に対する要求であり、本設備は、制御材駆動装置に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第三十八条) 原子炉制御室等	×	×	×	原子炉制御室等に対する要求であり、本設備は、原子炉制御室等に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第三十九条) 廃棄物処理設備等	×	×	×	廃棄物処理設備等に対する要求であり、本設備は、廃棄物処理設備等に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第四十条) 廃棄物貯蔵設備等	×	×	×	廃棄物貯蔵設備等に対する要求であり、本設備は、廃棄物貯蔵設備等に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第四十一条) 放射性物質による汚染の防止	×	×	×	放射性物質による汚染の防止に対する要求であり、本設備は、放射性物質による汚染の防止に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第四十二条) 生体遮蔽等	×	×	×	生体遮蔽等に対する要求であり、本設備は、生体遮蔽等に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第四十三条) 換気設備	×	×	×	換気設備に対する要求であり、本設備は、換気設備に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第四十四条) 原子炉格納施設	×	×	×	原子炉格納施設に対する要求であり、本設備は、原子炉格納施設に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第四十五条) 保安電源設備	×	×	×	保安電源設備に対する要求であり、本設備は、保安電源設備に該当しないため、審査対象条文とならない。

技術基準規則	適用条文 ^{※1}	工事の内容に 関係あるもの ^{※2}	審査対象条文 ^{※3}	理由
(第四十六条) 緊急時対策所	×	×	×	緊急時対策所に対する要求であり、本設備は、緊急時対策所に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第四十七条) 警報装置等	×	×	×	警報装置等に対する要求であり、本設備は、警報装置等に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第四十八条) 準用	×	×	×	補助ボイラー、電気設備等の準用が適用される設備に対する要求であり、対象設備は、補助ボイラー、電気設備等の準用が適用される設備に該当しないため、審査対象条文ではない。

高浜3・4号機 設計及び工事計画認可申請に該当する技術基準規則の条文整理表(重大事故等対処施設)

- ※1 ○:設備として技術基準規則の適用が必要な条文
 ×:設備として技術基準規則の適用が不要な条文
 ※2 ○:工事計画認可申請書で確認が必要な条文
 ×:工事計画認可申請書で確認が不要な条文
 (確認が不要な条文については、適用条文が○となっている条文の内、認可申請設備以外の他の施設による対策内容に変更が無い場合も含み、その旨変更欄に)
 ※3 ○:審査対象条文(工事計画認可申請書で確認が必要な条文と同じ条文)
 ×:審査対象外条文(工事計画認可申請書で確認が不要な条文と同じ条文)

技術基準規則	適用条文※1	工事の内容に関係あるもの※2	審査対象条文※3	理由
(第四十九条) 重大事故等対処施設の地盤	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第五十条) 地震による損傷の防止	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第五十一条) 津波による損傷の防止	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第五十二条) 火災による損傷の防止	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第五十三条) 特定重大事故等対処施設	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第五十四条) 重大事故等対処設備	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第五十五条) 材料及び構造	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第五十六条) 使用中の亀裂等による破壊の防止	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第五十七条) 安全弁等	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第五十八条) 耐圧試験等	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第五十九条) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第六十条) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第六十一条) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第六十二条) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第六十三条) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第六十四条) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第六十五条) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第六十六条) 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第六十七条) 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第六十八条) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第六十九条) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第七十条) 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第七十一条) 重大事故等の収束に必要な水の供給設備	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第七十二条) 電源設備	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。

技術基準規則	適用条文※1	工事の内容に 関係あるもの※2	審査対象条文※3	理由
(第七十三条) 計装装置	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第七十四条) 運転員が原子炉制御室にとどまる ための設備	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第七十五条) 監視測定設備	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第七十六条) 緊急時対策所	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第七十七条) 通信連絡を行うために必要な設備	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。
(第七十八条) 準用	×	×	×	重大事故等対処施設に対する要求であり、対象設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、審査対象条文ではない。

補足説明資料3

強度に関する補足説明資料

目 次

	頁
1. はじめに	1
2. 設計条件	2
2.1 燃焼度	2
2.2 線出力密度	2
2.3 原子炉運転条件	2
3. 燃料棒の強度計算	3
3.1 燃料棒の設計基準	3
3.2 燃料棒の強度評価方法	5
3.2.1 燃料棒設計計算コードの概要	5
3.3 強度評価結果	7
3.3.1 計算条件	7
3.3.2 計算結果	12
3.3.3 燃料棒の温度評価結果	16
3.3.4 燃料棒の内圧評価結果	17
3.3.5 被覆管の応力評価結果	19
3.3.6 被覆管の歪評価結果	22
3.3.7 被覆管の疲労評価結果	23
3.4 その他の考慮事項	26
4. 燃料集合体の強度計算	32
4.1 燃料集合体の設計基準	32
4.2 燃料集合体強度評価方法	35
4.2.1 燃料輸送及び取扱い時における評価方法	35
4.2.2 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における評価方法	40
4.3 強度評価結果	43
4.3.1 燃料輸送及び取扱い時における評価結果	43
4.3.2 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における評価結果	47

1. はじめに

本書は、17 行 17 列 B 型燃料集合体(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)(以下、「燃料集合体」と称する。)が原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがないように設計されていることを示す強度計算書である。

なお、炉心は 157 体の燃料集合体で構成され、原子炉熱出力 2,652MW を安全に出せるように設計されている。燃料集合体は所定の燃焼率(以下、「燃焼度」と称する。)を達成できるように設計されている。

2. 設計条件

本申請の燃料集合体の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における核・熱水力設計条件は以下のとおりである。

2.1 燃焼度

本申請の燃料集合体、燃料棒及びペレットに対する設計の燃焼度は次のとおりである。

燃料集合体最高	:	45,000	MWd/t
燃料棒最高	:	53,000	MWd/t
ペレット最高	:	62,000	MWd/t

2.2 線出力密度

炉心平均線出力密度は 17.1kW/m である。また、MOX 燃料棒の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度は次のとおりである。

通常運転時の 最大線出力密度	:	41.1	kW/m
運転時の異常な 過渡変化時における 最大線出力密度	:	59.1	kW/m

2.3 原子炉運転条件

本申請の燃料集合体を使用する原子炉における 1 次冷却材の運転条件の主なものは次のとおりである。

・原子炉熱出力	:	2,652	MW
・運転圧力	:	15.5	MPa[abs]
・炉心入口温度			
通常運転時	:	283.6	°C
高温停止時	:	286.1	°C
・1 次冷却材全流量	:	45.7×10 ⁶	kg/h

3. 燃料棒の強度計算

3.1 燃料棒の設計基準

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、表 3-1 に示す基準を満足するように燃料棒を設計する。

設計基準を設定するに当たっての基本的な考慮事項と設計基準を同表に示す。

なお、これらの基準は、原子力規制委員会規則「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 5 号)」、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 6 号)」、原子炉安全基準専門部会報告書「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について(昭和 63 年 5 月 12 日)」、「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について(平成 7 年 6 月 19 日)」及び原子炉安全専門審査会内規「加圧水型原子炉に用いられる 17 行 17 列型の燃料集合体について(昭和 51 年 2 月 16 日)」に記載されている考え方に基づいている。

このほか、燃料棒曲がり評価、トータルギャップ評価、クリープコラプス評価及びフレットイング評価について記載する。

表 3-1 燃料健全性評価における設計基準

規則など	評価項目	基本的考慮事項	設計基準	基準の考え方	強度評価の考え方
実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年6月28日)第15条6項 1. 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとする。	燃料温度	1) ペレット溶融に伴う過大な膨張を防ぐ。 2) 燃料スタックの不安定化を防ぐ。 3) 核分裂生成ガス(以下、「FPガス」と称する。)の過度の放出あるいは移動を防ぐ。 4) ペレットと被覆管の有害な化学反応を防ぐ。	燃料中心最高温度はMOXの溶融点未満であること。	物理的溶融点(実測値の下限側)に評価モデル等の不確定性を考慮した値を制限値としている。また、燃焼に伴う溶融点の低下は $-32^{\circ}\text{C}/10,000\text{MWd/t}$ を適用している。	通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における燃料中心温度評価用線出力条件を保守的に設定している。
原子炉安全基準専門部会「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について」(昭和63年5月12日) 3.2.1 燃料棒内圧基準 PWR燃料棒の内圧基準については、従来の「燃料棒の内圧は、運転中冷却材圧力(157kg/cm ² g)以下であること。」という基準を変更し、「燃料棒の内圧は、通常運転時において被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えないこと。」によることとしている。	燃料棒内圧	サーマルフィードバック効果 ^(注1) による燃料温度の過度な上昇を防ぐ。	通常運転時において、被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えないこと。	燃料棒設計計算コードによりペレットと被覆管のギャップが増加する時点の内圧(限界内圧)を求め、限界内圧の下限を包絡する内圧値を設定し、更に燃料製造公差及び計算モデルの不確定性と余裕を考慮して設定している。	燃料棒設計計算コードにより得られた評価値に対し、燃料製造公差及び計算モデルの不確定性を考慮している。
	被覆管応力	通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時を通じて被覆管の健全性を確保する。	被覆材の耐力 ^(注2) 以下であること。	被覆管応力基準値は、耐力実測データに基づき、データのばらつきを保守的に考慮して定めている。1次応力(内外圧差等による応力)+2次応力(熱応力、接触応力)が、耐力以下となるように制限しており、被覆材の破損に対して保守的な設定としている。	—
原子炉安全専門審査会「加圧水型原子炉に用いられる17行17列型の燃料集合体について」(昭和51年2月16日) 2-1 構造設計基準 構造設計基準は次のように設定されている。 (1) 燃料最高温度は二酸化ウランの溶融点未満であること。 (2) 燃料棒内圧は運転中冷却材圧力(157kg/cm ² g)以下であること。 (3) 被覆にかかる応力はジルカロイ-4の耐力以下であること。 (4) 被覆に生ずる円周方向引張歪の変化量は各過渡変化に際して1%を超えないこと。 (5) 被覆管の累積疲労サイクル数は設計疲労寿命を超えないこと。	被覆管歪		円周方向引張歪の変化量は各過渡変化に対し1%以下であること。	O' Donnellらの塑性不安定性の理論では、ジルカロイ材は塑性歪2%まで塑性不安定性を示さないとされているが、設計基準では保守的に1%としている。この1%は塑性歪に対応するものであるが、評価では、塑性歪と弾性歪の合計が1%以下であることとしており、保守的な評価となっている。なお、応力評価基準に耐力を用いていることにより、実質的に0.2%塑性歪以下に制限される。	—
	周期的な被覆管歪(累積損傷係数)	日間負荷変動を含む種々の設計過渡条件に対して被覆管の健全性を確保する。	ASME Sec. IIIの概念による設計疲労寿命以下であること。	疲労損傷評価にて適用する設計疲労曲線(Langer and O' Donnellの曲線)は実測データより求まる最確曲線に対し、さらに保守的に余裕(応力に対して1/2、許容繰返し回数に対して1/20)を見込んで設定されている。	疲労損傷評価では、設計上、起動/停止、負荷追従運転及び異常な過渡変化時の原子炉トリップの過渡条件(繰返し回数)を考慮しているが、実際の装荷燃料が受ける過渡条件は設計で考慮している繰返し回数以下であることから、実質上保守的な評価となっている。

(注1) 内圧支配に至った燃料棒では、被覆管は外向きのクリープ変形により外径が増加し、一旦接触したペレットと被覆管のギャップが再度生じる可能性がある。これにより、ギャップ部の熱伝達が低下し燃料温度が増加すると、さらにFPガスが放出されて内圧が上昇し、その結果さらにギャップが広がる。

(注2) 0.2%の塑性変形を起こす応力をいう。

3.2 燃料棒の強度評価方法

強度評価は、3.1 項で述べた燃料設計基準に従って行うが、以下にこれら評価方法及び設計評価コードの概要を述べる。

また図 3-1 に燃料棒強度評価流れ図を示す。

3.2.1 燃料棒設計計算コードの概要

現在の発電用軽水炉においては、二酸化ウラン粉末を焼結したペレット、二酸化ウラン粉末にガドリニア粉末を混合し焼結したペレット、あるいは劣化二酸化ウラン粉末に二酸化プルトニウム粉末を混合し焼結したペレット(以下、「MOX ペレット」と称する。)を、ジルコニウムを主成分とした合金被覆管の中に挿入した燃料棒が用いられている。

この燃料棒の性能評価を、二酸化ウランペレット、ガドリニア混合二酸化ウランペレット及び MOX ペレットの照射挙動、並びにジルコロイ-4 被覆管の照射挙動をモデル化した FPAC コード** (Fuel Performance Analysis Code)を用いて行う。

FPAC コードは、燃料棒が炉内で示す挙動(核分裂生成物(以下、「FP」と称する。)の生成及び放出、ペレットの割れ、熱膨張、スエリング及び焼きしまり、被覆管の熱膨張、弾性変形、クリープ及び照射成長、ペレットと被覆管の相互作用など)をモデル化して、ペレット中心温度、燃料棒内圧、被覆管の応力、歪及び疲労等を計算することができる。

* 原子燃料工業, "燃料棒性能解析コード(FPAC)", NFK-8011 改 4, 1988

** 原子燃料工業, "MOX 燃料の機械設計", NFK-8100 改 3, 1998

燃料棒評価

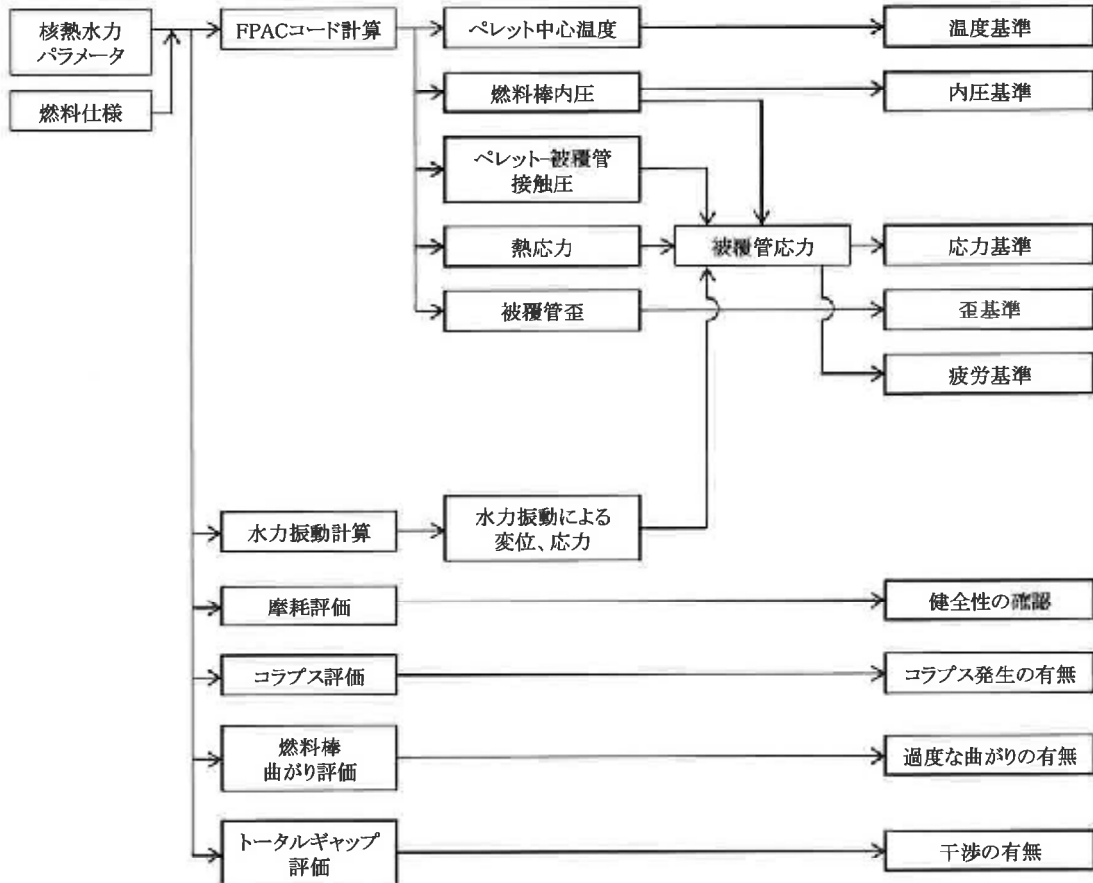


図 3-1 燃料棒強度評価流れ図

3.3 強度評価結果

以下に燃料棒設計計算コードを用いて、取替燃料の性能評価を行った結果を示す。

3.3.1 計算条件

代表的な取替燃料を設計するのに使用した主要なインプットは次のとおりである。

ペレット	プルトニウム含有率	<input type="text"/> wt%
	核分裂性プルトニウム富化度	<input type="text"/> wt%
	直径	8.05mm
	高さ	11.5mm
	形状	ディッシュ、チャンファ付き
	密度	理論密度の 95%
	被覆管	材質
内径		8.22mm
肉厚		0.64mm
燃料棒	プレナム長さ	<input type="text"/> mm
	初期加圧量	<input type="text"/> MPa [abs]
	封入ガス	ヘリウム <input type="text"/>
	スタック長さ	3,648mm
冷却材 の条件	運転圧力	15.5 MPa [abs]
	入口温度	284°C
	入口流量	0.29kg/s
出力分布	熱水力等価直径	11.78mm
	平均線出力密度	17.1kW/m

強度計算に用いる出力履歴は、実際の取替炉心における出力履歴の多様性を考慮して設定する。評価対象の燃料棒は、代表的な炉心の最大及び最小燃料棒燃焼度となる燃料棒並びに各サイクルで最大及び最小燃料棒平均線出力密度となる燃料棒を対象とする。出力履歴の多様性を考慮するため、対象燃料棒の燃料棒平均線出力密度を一律に嵩上げたうえで、最大燃焼度となる燃料棒の燃料棒平均燃焼度が設計燃焼度 (53,000Mwd/t) に達するように照射時間を照射期間にわたって一律に延長する。代表的な炉心としては、二酸化ウラン燃料集合体(濃縮度 4.1wt%)及びガドリニア

混合二酸化ウラン燃料集合体が混在した炉心を考慮する。また、軸方向出力分布は、ペレット最高燃焼度が設計燃焼度(62,000MWd/t)に達するように設定する。

強度計算に用いた出力履歴を図 3-2 に、軸方向出力分布を図 3-3 に示す。また、出力履歴選定の考え方を表 3-2 に示す。

表 3-2 各評価項目と出力履歴との関係

評価項目	関連する燃料挙動／特性	傾向	厳しくなりやすい出力履歴		本申請における設計線出力履歴の設定
燃料温度	(1) 燃料温度	出力が大きいほど高くなる。	a. 最高温度はペレット-被覆管ギャップが大きいBOLで厳しくなり、評価線出力条件に依存し出力履歴によらない。	—	下記の最大燃焼度燃料棒の設計線出力履歴を用いる。
燃料棒内圧	(1) FFPガス放出	a. 燃焼度の伸長により増大する。(リコイル・ノックアウト) b. 燃料温度(出力)が高いほど放出量は増大する。(拡散)	a. 高燃焼度燃料棒となる出力履歴で厳しくなる傾向がある。 b. 高出力燃料棒となる出力履歴で厳しくなる傾向がある。	最大燃焼度 各サイクル最大出力	安全審査の代表炉心における最大燃焼度／最小燃焼度／各サイクル最大出力／各サイクル最小出力となる燃料棒出力履歴をベースとして、取替炉心ごとの出力の違いを考慮し、出力のかさ上げを行い設定する。
	(2) 燃料棒内自由体積	自由体積が小さいほど、内圧は大きくなる。	平均的に出力が高く、早期にペレット-被覆管ギャップが閉じ、燃料棒の熱膨張も大きくなる出力履歴で厳しくなる傾向がある。		
被覆管応力	(1) 内外圧差	内外圧差が最大となるBOL出力の低い燃料棒で厳しくなる	特に出力履歴設定には考慮していないが、以下の項目に対して設定した出力履歴でカバーされる。	最大燃焼度 各サイクル最大出力 (各サイクル最小出力*) * 最小出力となる燃料棒は当該サイクル以外のサイクルで高い出力となりやすいため選定している。	
	(2) ペレット-被覆管接触圧	ペレットと被覆管の接触により発生する応力であり、通常運転時の応力が大きく、かつ過渡時の出力が大きく(ペレット熱膨張量が大きく)なるほど厳しくなる。	ペレット-被覆管が早期に接触しやすく、かつ過渡変化時の出力が大きくなる出力履歴で厳しくなる傾向がある。具体的には、寿命前半に比較的高い出力が高く、接触後高出力となる燃料棒で厳しくなる傾向がある。		
	(3) 熱応力	被覆管内外面温度差が大きいほど厳しくなる。	高出力(熟流束大)燃料棒ほど温度差は大きく熱応力は大きくなる傾向がある。		
	(4) 水力振動応力	燃料棒質量に依存し、質量が大きいほど厳しくなる。	燃料仕様は各燃料棒で同じであることから、特に出力履歴とは関係しない。		
被覆管歪	(1) ペレット-被覆管接触圧	ペレットと被覆管の接触により発生する歪であり、過渡時の出力増分が大きいほど厳しくなる。	ペレット-被覆管が早期に接触しやすく、かつ過渡変化時の出力が大きくなる出力履歴で厳しくなる傾向がある。具体的には、寿命前半に比較的高い出力が高く、接触後高出力となる燃料棒で厳しくなる傾向がある。		
周期的な被覆管歪(被覆管疲労)	(1) 被覆管応力変化 (2) 応力発生期間	被覆管疲労は、被覆管に発生する応力振幅が大きいほど非線形的に厳しくなる。また、応力が発生している期間が長いほど、厳しくなる。	出力が平均的に高く早期にペレットと被覆管が接触し、応力が発生するケースで厳しくなる。	最大燃焼度 (各サイクル最大出力**) **後半のサイクルで出力が高い場合、被覆管発生応力が大きくなるため、設計疲労曲線の非線形性により、評価が厳しくなるケースがあるため選定している。	

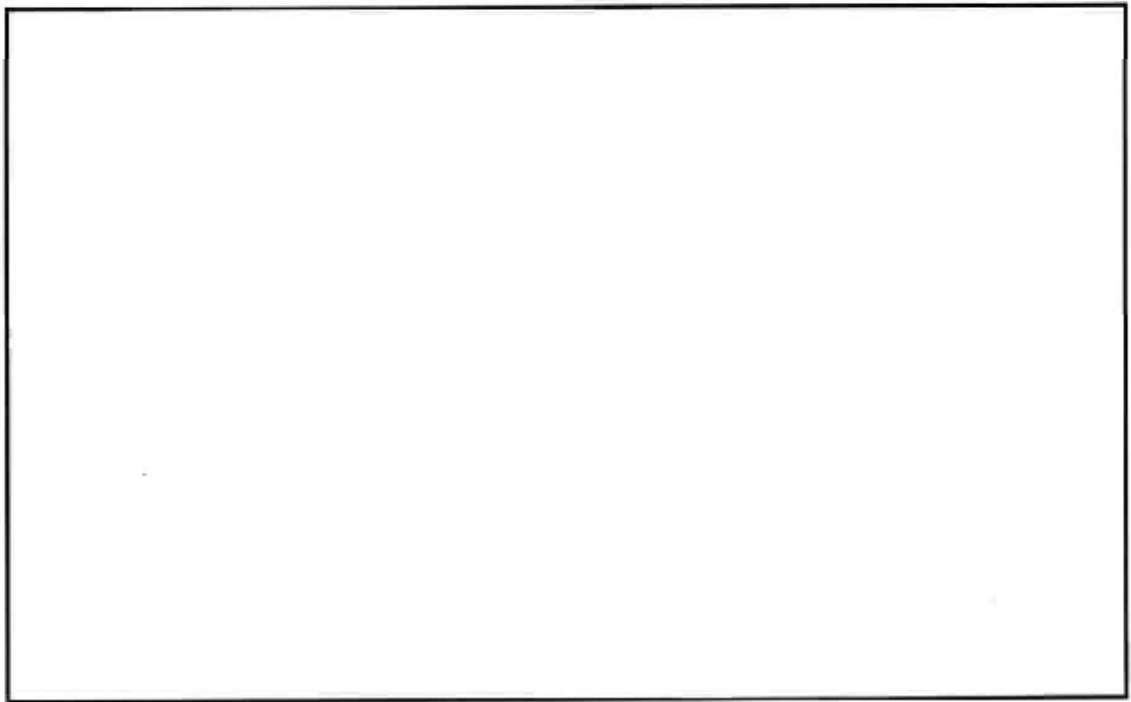
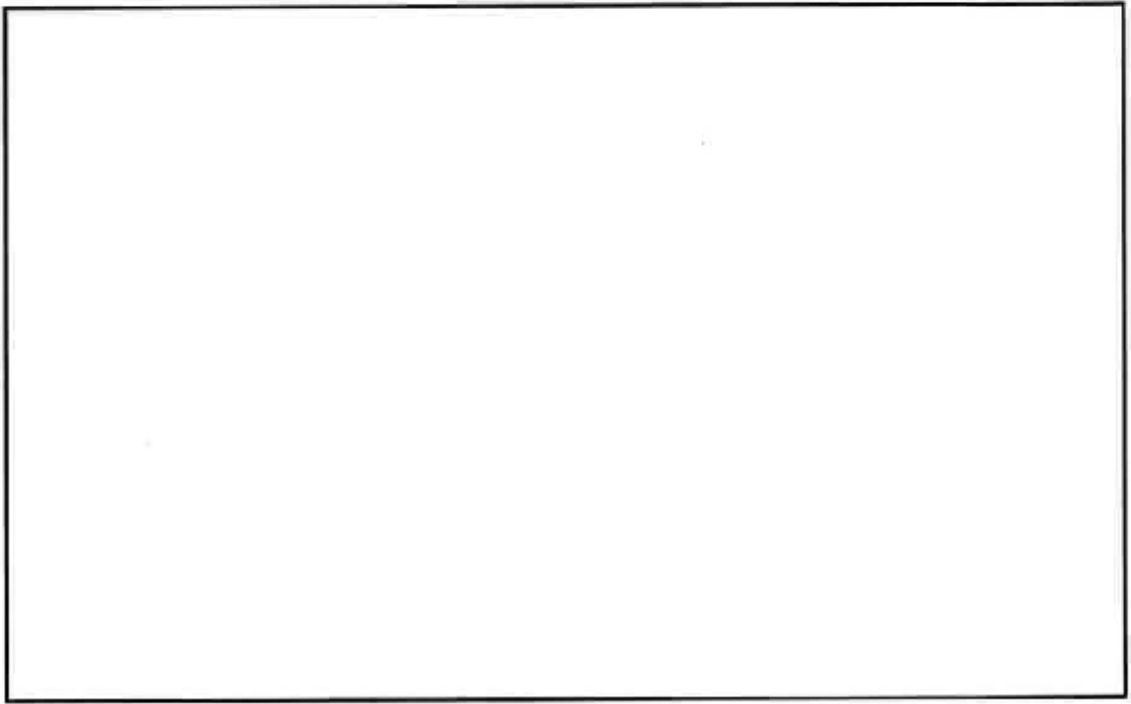


図 3-2 MOX 燃料棒の出力履歴

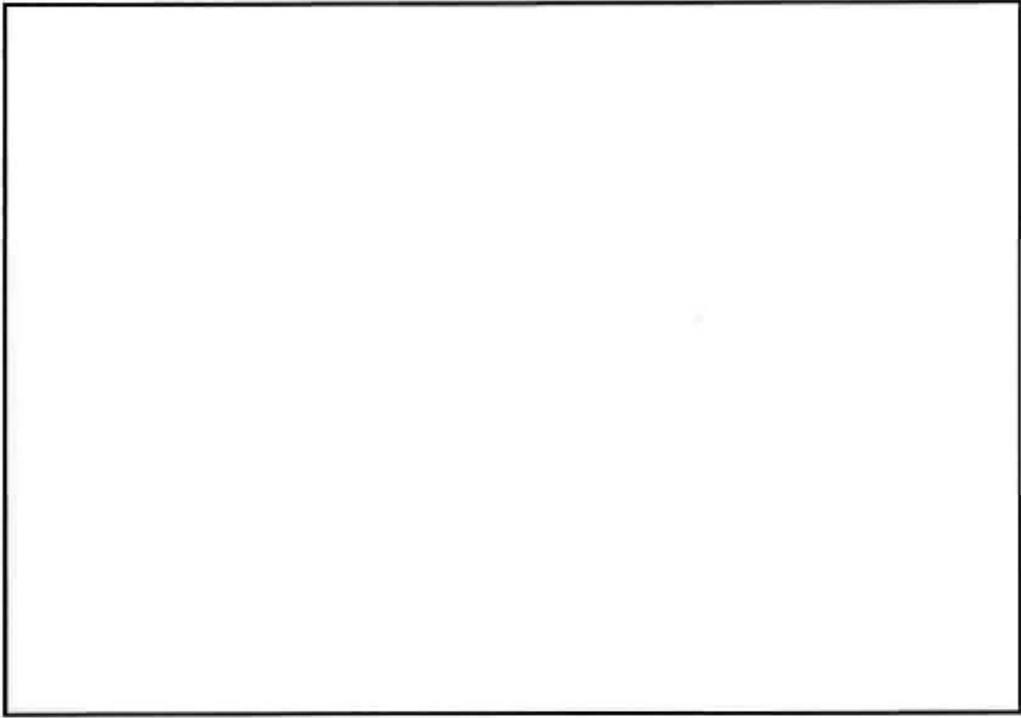


図 3-3 軸方向出力分布

3.3.2 計算結果

各評価項目で最も厳しくなる燃料棒の出力履歴(比出力)と内圧履歴をまとめて、図 3-4 及び図 3-5 に示す。

また、被覆管内径とペレット外径の変化について、図 3-6 に示す。

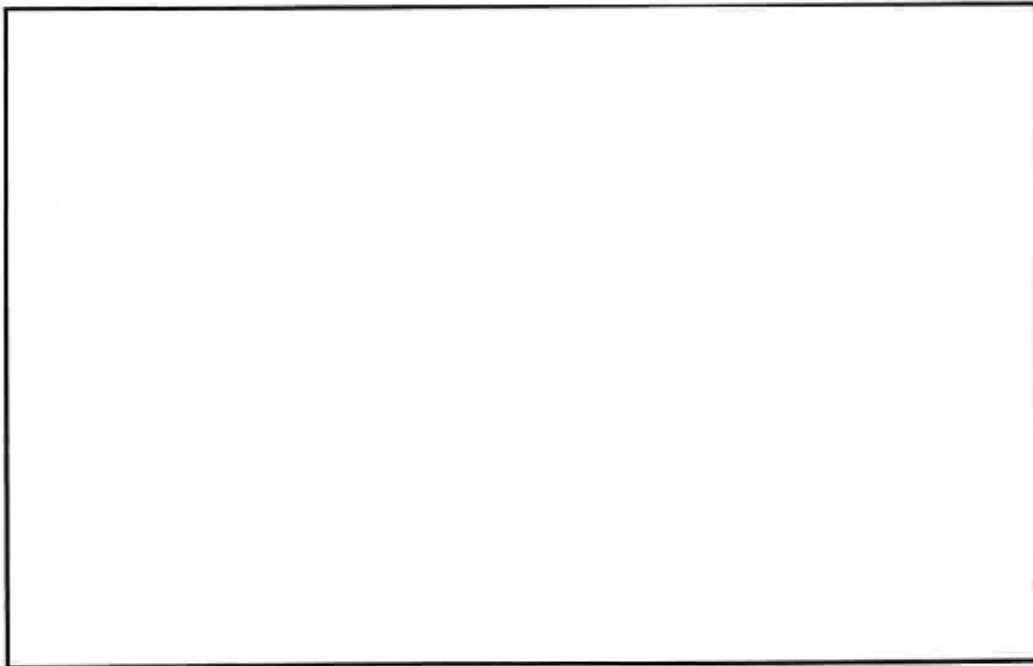


図 3-4 各評価項目で最も厳しくなる燃料棒の出力履歴(通常運転時)

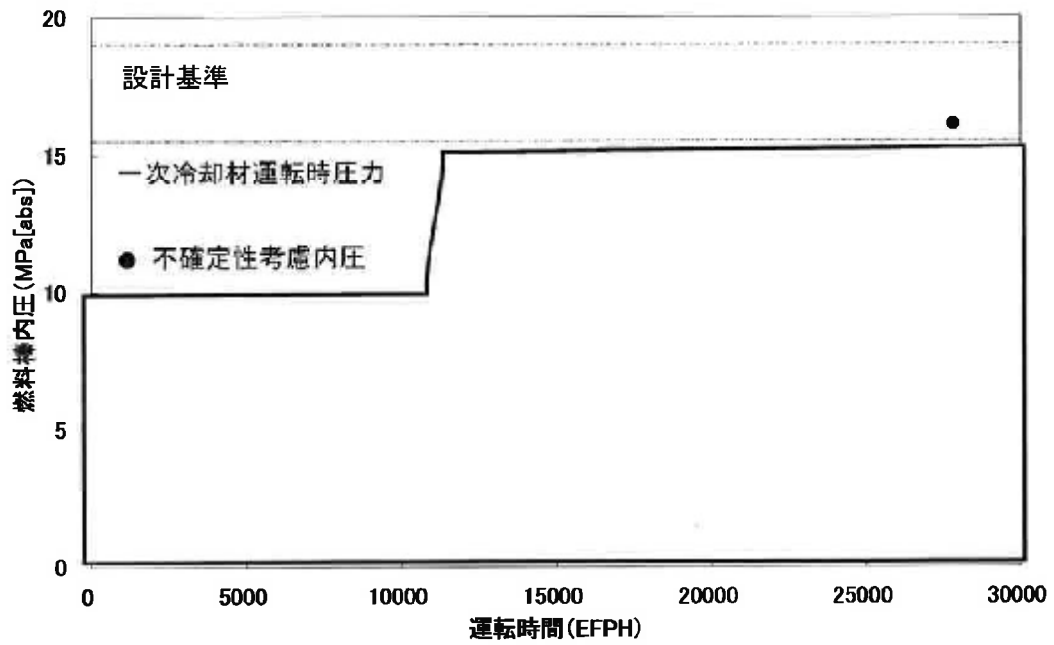


図 3-5 内圧評価上で最も厳しくなる燃料棒の内圧履歴(通常運転時)

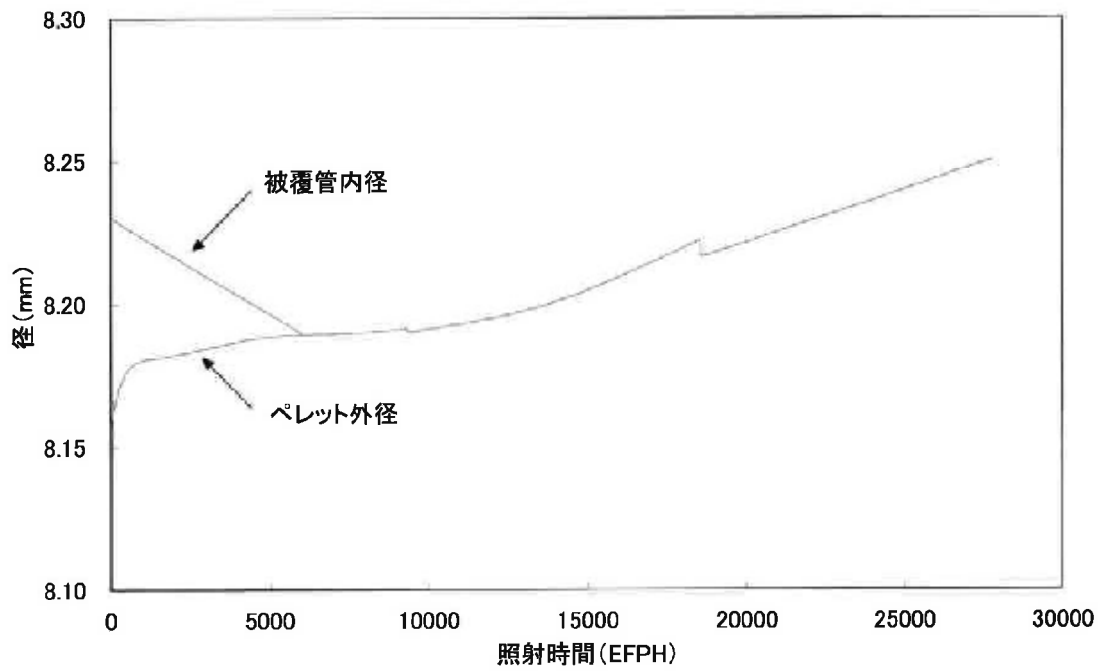


図 3-6 被覆管内径及びペレット外径変化

3.3.3 燃料棒の温度評価結果

ペレットが溶融すると体積が膨張し、被覆管に大きな応力が発生し、また、燃料スタックの寸法不安定性あるいは、FP ガスの過度な放出・移動、さらにはペレットと被覆管の有害な化学反応を引き起こす恐れがある。これらを防ぐため、燃料寿命中の燃料最高温度(中心温度)を燃料の溶融点未満とする。

溶融点は、未照射状態における想定される最大プルトニウム含有率 13wt%の場合約 2,730℃である。以降燃焼に伴い 10,000MWd/tあたり 32℃の割合で低下するとする。燃料中心温度の各燃焼度に対する計算上の制限値は、溶融点の燃焼に伴う低下、並びに計算モデルの不確定性及び燃料の製造公差に基づく燃料中心温度の不確定性 220℃を考慮する。

燃料中心温度の評価が最も厳しくなるのは、中心温度が最高となり、かつ、中心温度と制限値との差が最も小さくなる燃料寿命初期である。この時点の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における燃料中心温度を表 3-3 に示す。同表に示されるように評価上最も厳しい中心温度でも制限値を十分に下回っている。

表 3-3 燃料中心温度評価結果

種類	条件	燃焼度 (MWd/t)	燃料中心温度 (℃)	判定	設計基準 (℃)
MOX 燃料棒	通常運転時 (41.1kW/m)	0	約 1,770	<	2,510
	過渡変化時 (59.1kW/m)		約 2,220		

3.3.4 燃料棒の内圧評価結果

燃料棒の内圧評価は、各燃料棒の内圧評価結果を、実炉心において想定される照射条件を基に計算した、ギャップが増加しない限界内圧と比較することで行う。

(1) ギャップ増加限界内圧

ペレットと被覆管のギャップが増加しない限界内圧は、FPAC コードを用いてギャップ変化を計算することにより求める。すなわち、仮想的に初期ヘリウム圧力、FP ガス放出率及び燃料棒出力を順次高くすることにより、内圧を高くした場合の計算を行い、このときペレットと被覆管のギャップ変化を求める。そして、ギャップが最小となる、あるいは一旦閉じたギャップが開き始めるギャップを求めることにより、この時点での内圧を限界内圧とする。

MOX 燃料の限界内圧が二酸化ウラン燃料の限界内圧を上回ることから、保守的に二酸化ウラン燃料の限界内圧を MOX 燃料へも適用する。なお、この限界内圧は、安全側に限界内圧が低くなる方向に影響する主な燃料製造公差に基づく不確実性及び評価モデルの不確実性を考慮した値である。

$$\text{限界内圧} = 19.0 \text{ MPa[abs]}$$

この値を判断基準として評価を行う。

(2) 内圧評価

製造時の燃料棒は、ヘリウムが加圧封入されているが、燃焼による FP ガスの放出等によって、燃料棒内圧は徐々に上昇する。

最大内圧を示す燃料棒内圧に、燃料棒内圧が高くなる方向に影響する主な燃料製造公差に基づく不確実性及び評価モデルの不確実性を考慮した結果を表 3-4 に示す。同表より、種々の不確定因子を考慮しても燃料棒の内圧は設計基準を満足している。

また、その燃料寿命中の変化は図 3-5 に示したとおりである。

表 3-4 燃料棒内圧評価結果(通常運転時)

(単位:MPa[abs])

種類	時期	内圧*1			設計基準	設計比*2
		最確値	不確定性	合計		
MOX 燃料棒				16.1	≤19.0	0.85

*1 最確値と不確定性を足し合わせ、小数点以下第 1 位に切り上げたものを合計としている。

*2 設計基準値に対する評価値の比である。

3.3.5 被覆管の応力評価結果

(1) 応力評価結果

被覆管の応力評価は、被覆管にかかる合応力を体積の重み付けて平均した体積平均相当応力を被覆管の耐力と比較することで行う。

被覆管の材料であるジルカロイ-4 の耐力は、高速中性子照射によって増加するが、比較的短時間の照射で飽和する。したがって、燃料寿命初期は未照射の耐力と、またそれ以外の時点では、照射材の耐力と比較する。ここで、未照射材及び照射材の耐力基準値は、それぞれ耐力実績データに基づき、データのばらつきを考慮して導いた値(また、耐力基準値は被覆管温度の関数としている)を用いる。許容基準の求め方を図 3-7 に示す。

燃料寿命初期においては、被覆管とペレット間のギャップにより、被覆管には主に内外圧差による応力が発生するが、その値は小さい。燃焼が進むと被覆管は径方向内向きにクリープ変形(クリープダウン)し、ペレットはスエリングにより外径が増加し、ペレットと被覆管の接触が生じ被覆管応力が大きくなる。通常運転時におけるこのような被覆管とペレットの径変化を図 3-6 に示す。

被覆管応力評価では、内外圧差及びペレット-被覆管相互作用による応力、熱応力、水力振動による応力を考慮する。発生応力が厳しくなる運転時の異常な過渡変化時における評価結果を表 3-5 に示す。これより MOX 燃料棒での被覆管応力はいずれも設計基準を満足している。

表 3-5 被覆管応力評価結果

(単位:N/mm²)

評価条件		過渡変化時		
		MOX 燃料		
項目	応力成分	σ_{θ}	σ_r	σ_z
	1.内外圧差及び接触圧による応力	内面		
外面				
2.熱応力	内面			
	外面			
3.水力振動による応力	内面			
	外面			
4.合計応力 ^(*) 1+2+3	内面			
	外面			
評価時点				
体積平均相当応力 ^(*)				
被覆材耐力				
設計比 ^{(*)(**)}			0.76	
			0.76	

(*) 上段は水力振動による応力を+方向に、下段は-方向にとったものである。

(**) 設計基準(被覆材耐力)に対する評価値との比である。

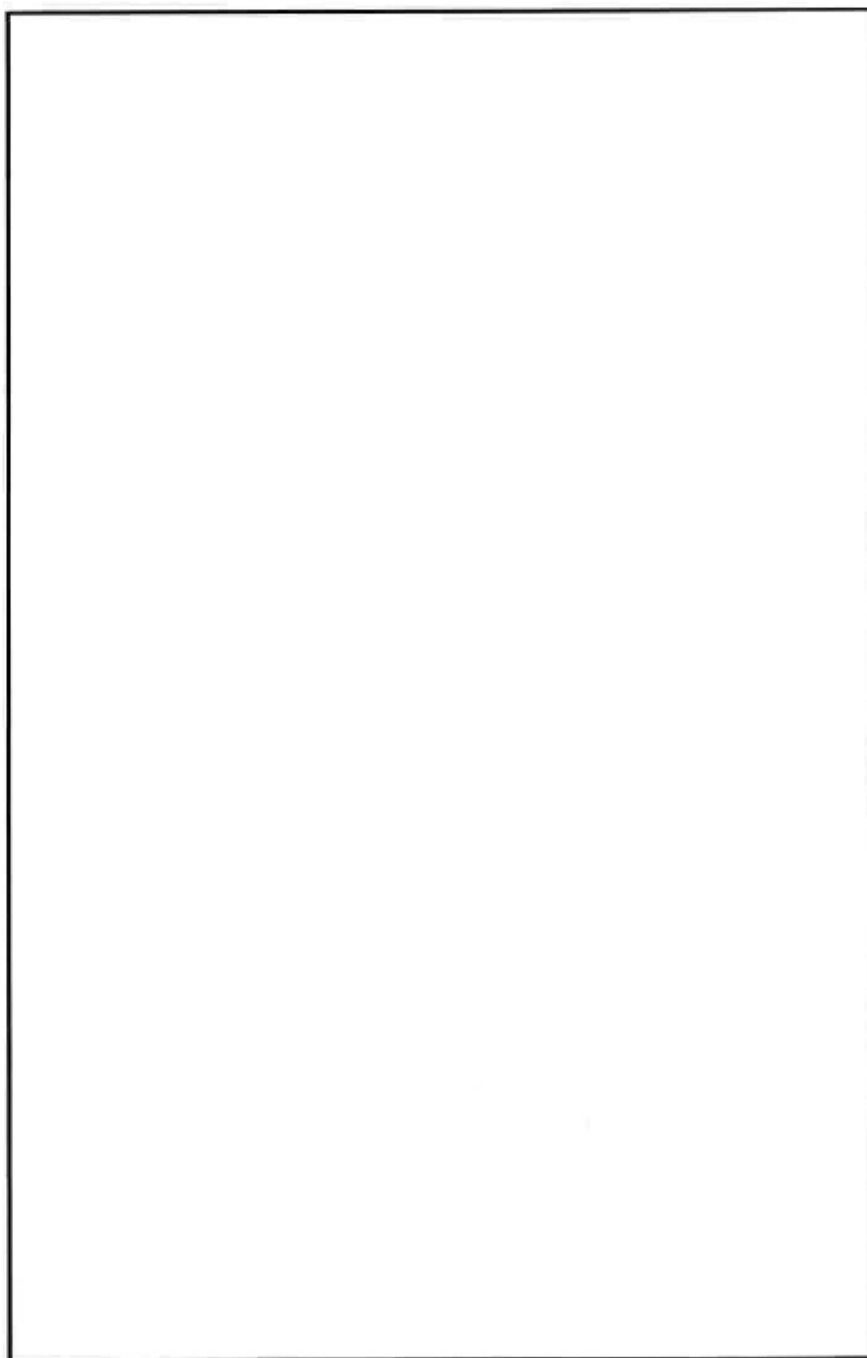


図 3-7 被覆管の応力評価における許容基準

3.3.6 被覆管の歪評価結果

被覆管の内圧は、燃料寿命初期においては 1 次冷却材運転圧力より低いので、被覆管は運転中、内外圧差による圧縮荷重を受け、ペレットに接触するまでクリープにより徐々に径が減少する。ペレットとの接触は照射の最も進んだ燃料棒の高出力部で生じ、それ以降はペレットのスエリングにより被覆管の径は増加をはじめ、最終的にはスエリングによる膨張速度と接触圧及び内圧によるクリープ速度が釣り合った状態で、径が徐々に増加する(図 3-6 参照)。

通常運転時でのペレットのスエリングによる被覆管歪の増加は接触してから燃料寿命末期までの歪増加率が小さく、このような場合、被覆管は 10%以上の歪に至るまで定常クリープ領域にあり、不安定化を生じない。

これに対して、運転時の異常な過渡変化時には、被覆管にはペレットと被覆管の接触後に引張歪が発生する。このため、応力評価と同様にペレットと被覆管の接触後引張歪は大きくなる。運転時の異常な過渡変化時における被覆管引張歪の変化量は、表 3-6 に示すとおり設計基準 1%以下を満足している。

表 3-6 過渡変化時の引張歪評価結果

(単位:%)

種類	時期	歪	設計基準	設計比 ^(注)
MOX 燃料棒		0.44	≤1	0.44

(注) 設計基準値に対する評価値の比である。

3.3.7 被覆管の疲労評価結果

燃料棒は原子炉に装荷されてから取り出されるまでの間、出力変動及び圧力変動を受け、これにより繰返し応力が被覆管に加わる。この繰返し応力は、ASME Sec. III に準拠した方法により評価し、累積疲労サイクル数と設計疲労寿命との比として表わされる累積疲労損傷係数が 1 を超えないことを確認する。

(1) 疲労解析条件

疲労解析では、繰返し応力の発生原因となる条件の回数を燃料において 14 か月 3 サイクル運転を仮定する 添付1

a. 起動・停止

起動・停止に応じて被覆管の応力は、冷温停止状態から高温零出力時の値に変化する。

起動・停止は燃料寿命当り 起こるとして評価する。応力の変動幅は燃料寿命初期が最も大きいので、燃料寿命中この値が繰返されるものとして評価する。

b. 日間負荷変化サイクル

通常の日間負荷変化に安全側にすべての高温零出力時と高温全出力時との間の出力変動及び 10% ステップ状変化と 1 ループにおける起動停止を安全側に考慮し、1 サイクル当り 起こるとして評価する。

c. その他の過渡変化

その他の過渡変化として、高温全出力時からの原子炉トリップ、一次冷却材流量の部分喪失等をまとめて 1 サイクル当り 起こるとして評価する。

上記 a. から c. の過渡変化事象について、燃焼サイクル毎に繰返し応力の振幅を計算する。応力の振幅の算出には、a. 起動・停止については寿命初期における応力評価値を、b. 日間負荷変化サイクル及び c. その他の過渡変化については各サイクル末期の応力評価値を用いる。なお、このとき、被覆管に発生する応力としては、内外差圧による応力（ペレット－被覆管接触圧も含む）及び熱応力を考慮している。過渡変化毎に応力の主応力成分 (σ_r , σ_θ , σ_z) より、それぞれの主応力の差 $|\sigma_r - \sigma_\theta|$, $|\sigma_\theta - \sigma_z|$, $|\sigma_z - \sigma_r|$ を求め、それぞれの主応力差について、最大値と最小値を求め、(最大値－最小値)

／2 より応力振幅 S_{alt} を算出する。その上で、3 つの応力振幅 S_{alt} の中から最大となるものを $MAX S_{alt}$ とし、 $MAX S_{alt}$ に対応する許容繰返し数 N を、設計疲労曲線に基づき算出する。

各過渡変化のサイクル毎に求めた設計許容繰返し数 N_1, N_2, \dots とそれに対応する応力の繰返し数 n_1, n_2, \dots とから累積疲労損傷係数 $\sum n_i/N_i$ を求める。

設計疲労曲線としては、照射したジルカロイ-4 材に関する図 3-8 に示す Langer and O'Donnell のデータを使用する*。

この設計疲労曲線は、実測データに対して試料寸法、表面状況及び環境等の影響及びデータのばらつきを十分補償できるように交番応力値(時間の周期的な関数として変化する応力)についてはファクター2、繰返し数についてはファクター20 の安全率をとって作成されたものである。

(2) 疲労解析結果

各事象に対する損傷係数を合計した結果を表 3-7 に示すが、設計基準 100%を満足している。

* W.J.O'Donnell and B.F.Langer, "Fatigue Design Basis for Zircalloy Components", Nucl.Sci.and Eng.,20, 1964

表 3-7 被覆管の疲労評価結果

(単位: %)

種類	位置	累積疲労損傷係数	設計基準	設計比 ^(注)
MOX 燃料棒	内面	22.9	≤100	0.23
	外面	10.8		0.11

(注) 設計基準値に対する評価値の比である。

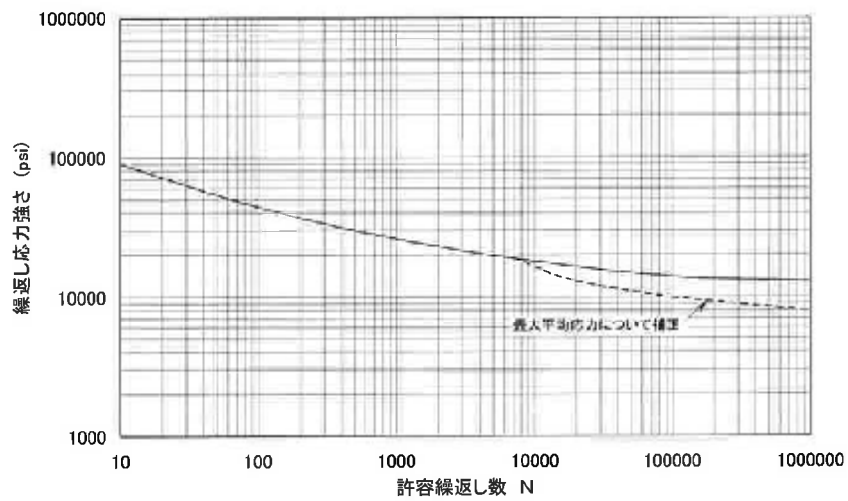


図 3-8 ジルカロイ-4 の設計疲労曲線

3.4 その他の考慮事項

(1) 燃料棒曲がり評価

燃料集合体の制御棒案内シンプルは再結晶焼鈍されており、冷間加工応力除去焼鈍された被覆管に比較して照射成長は小さいため、両者の照射成長差により支持格子の燃料棒拘束力が相互に作用し、基本的には燃料棒には圧縮力、制御棒案内シンプルには逆に引張力が作用する。

上記圧縮力により燃料棒には曲げモーメントが発生するが、燃料棒の曲がり、この曲げモーメントにより燃料棒に発生したクリープ変形が永久変形になったものと初期曲がりを加えたものである。

本燃料集合体の支持格子は、48,000MWd/t 二酸化ウラン燃料集合体と同一であることから、初期支持格子拘束力は同一である。また、本燃料集合体の被覆管は、48,000MWd/t 二酸化ウラン燃料集合体と同一であることから、燃料棒の初期曲がり、偏肉及び機械的性質も同等である。

48,000MWd/t 二酸化ウラン燃料集合体の燃料棒曲がりの実績を図 3-9 に示す。燃料棒曲がりは、燃料寿命初期に進行するが、中性子照射に伴う支持格子拘束力の緩和により、燃料寿命末期では飽和傾向にある。

図 3-9 に示すように、本燃料集合体は過度の燃料棒曲がりは発生しない。したがって、燃料棒曲がりの影響は評価不要である。

(2) トータルギャップ評価

a. 燃料集合体の伸び

燃料集合体は、制御棒案内シンプルの照射成長によって伸びる。それとともに、燃料棒と制御棒案内シンプルとの製造方法の違いによる照射成長の差が生じることから、制御棒案内シンプルには燃料棒から支持格子の拘束力に応じた軸方向の引張力が働く。この引張力により、シンプルに発生する照射クリープ伸びが永久変形となることによって更に燃料集合体の伸びが増加する。したがって、燃料集合体の伸びは炉心板と燃料集合体が干渉しないように制限する必要がある。

燃料集合体の伸びについて、48,000MWd/t 二酸化ウラン燃料集合体の実績を図 3-10 に示す。図 3-10 には寸法公差及び評価の不確定性を考慮した場合の設計曲線も併せて示している。

制御棒案内シンプルは、48,000MWd/t 二酸化ウラン燃料集合体と同一の材料を用い

ていることから、その照射成長は 48,000MWd/t 二酸化ウラン燃料集合体と同じである。支持格子は 48,000MWd/t 二酸化ウラン燃料集合体と同じであることから、燃料棒伸びが制御棒案内シンプルの伸びへ与える影響も同じである。

設計においては、45,000MWd/t までの燃料集合体伸びを考慮しても、上部及び下部炉心板と燃料集合体との軸方向ギャップが閉塞することのないように、製造時の燃料集合体の全長を設定している。

b. 燃料棒と上部及び下部ノズルの間隙

燃料棒と上部及び下部ノズルとの間隔の合計(以下、「トータルギャップ」と称する。)は、燃料棒の照射成長による伸びが燃料集合体の伸びよりも大きいため、燃焼とともに減少する。したがって、トータルギャップ減少量は燃料棒とノズルが干渉しないように制限する必要がある。

トータルギャップの減少量について、48,000MWd/t 二酸化ウラン燃料集合体の実績を図 3-11 に示す。なお、図 3-11 に示す制限値は、寸法公差及び評価の不確定性を考慮して設定されたものである。

本燃料集合体の被覆管及び制御棒案内シンプルは、48,000MWd/t 二酸化ウラン燃料集合体と同じであることから、燃料棒伸び及び燃料集合体伸びは同一と考えられる。

設計においては、53,000MWd/t(燃料集合体で 45,000MWd/t に相当)までの燃料棒伸びを考慮しても燃料棒と上部ノズルとの間隙が閉塞することのないように、製造時の燃料棒と上部ノズルとの軸方向ギャップを設定している。

(3) クリープコラプス評価

燃料棒が非加圧又は低加圧で燃料ペレットに大きな焼きしまりが生じると、ペレットスタックの一部に軸方向のギャップが生じる可能性がある。その位置で 1 次冷却材圧力による被覆管の外圧クリープで偏平化し、座屈して破損に至る現象をクリープコラプスという。

初期の PWR 燃料で発生したクリープコラプスについては、ヘリウム加圧の採用、燃料ペレットの焼きしまり特性の改善により、現在では発生していない。

MOX 燃料のペレット密度の下限値は二酸化ウラン燃料と同じであり、焼きしまり特性は同等と考えられる。

また、MOX 燃料ではウラン燃料よりも初期ヘリウム加圧量を下げているが、被覆管クリープコラプスが発生した初期の PWR 燃料のように非加圧ではなく、今回の MOX 燃料と同程度のヘリウムを加圧した MOX 燃料(ペレット密度製造実績下限:約 93%T.D.、初期ヘリウム加圧量:約 2.0MPa[abs])が海外で健全に照射された実績*がある。また、比較的初期ヘリウム加圧量の低いウラン燃料(ペレット密度:95%T.D.、初期ヘリウム加圧量:約 1.9MPa[gage])についても、図 3-12 に示すとおり、特異な外径変化は観察されていない。

以上より、MOX 燃料のクリープコラプスは発生しないと考えられる。

(4) フレッシング摩耗評価

フレッシング摩耗は、接触面の周期的相対振動により起こる損傷であるが、燃料集合体でこの現象が起こる可能性があるのは燃料棒と支持格子の接触部であり、摩耗の程度は、燃料棒と支持格子の材料の組み合わせや、支持格子のばね力に依存する。

718 合金製の支持格子ばねは、中性子の照射により応力緩和するが、燃料棒と支持格子が接触していれば、フレッシング摩耗量を十分小さく保てることが、実機条件を模擬した炉外流水試験で分かっている。したがって、燃料寿命中燃料棒と支持格子が接触していれば良い。図 3-13** ***に支持格子拘束力緩和のデータを示す。これより、支持格子拘束力は燃焼初期に大きく緩和するものの、その後飽和傾向を示し、高燃焼度での支持格子拘束力緩和率は 1 を超える(非接触となる)ことはないと考えられる。

以上述べたように、燃料集合体に用いている 718 合金製と燃料棒との接触は、燃料寿命末期においても保たれており、フレッシング摩耗は十分小さく燃料棒の健全性が損なわれることはない。

* D.Haas, "STATUS OF THE PRIMO MOX FUEL RESEARCH AND DEVELOPMENT PROGRAMME", International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Avignon, April, 1991

** W.Arbitter, J.A.Kuszyk, "Surry Unit 2 End of Cycle 5 Onsite Examination of 17×17 Demonstration Fuel Assembly RD-2 After Four Cycles of Exposure", VOL 1, WCAP-10317 (1984)

*** P.H.KREYNS et al., "RADIATION-ENHANCED RELAXATION IN ZIRCALOY-4 AND Zr/2.5wt% Nb/0.5wt% Cu ALLOYS", J. Nucl. Mat., 26 (1968) 87-104

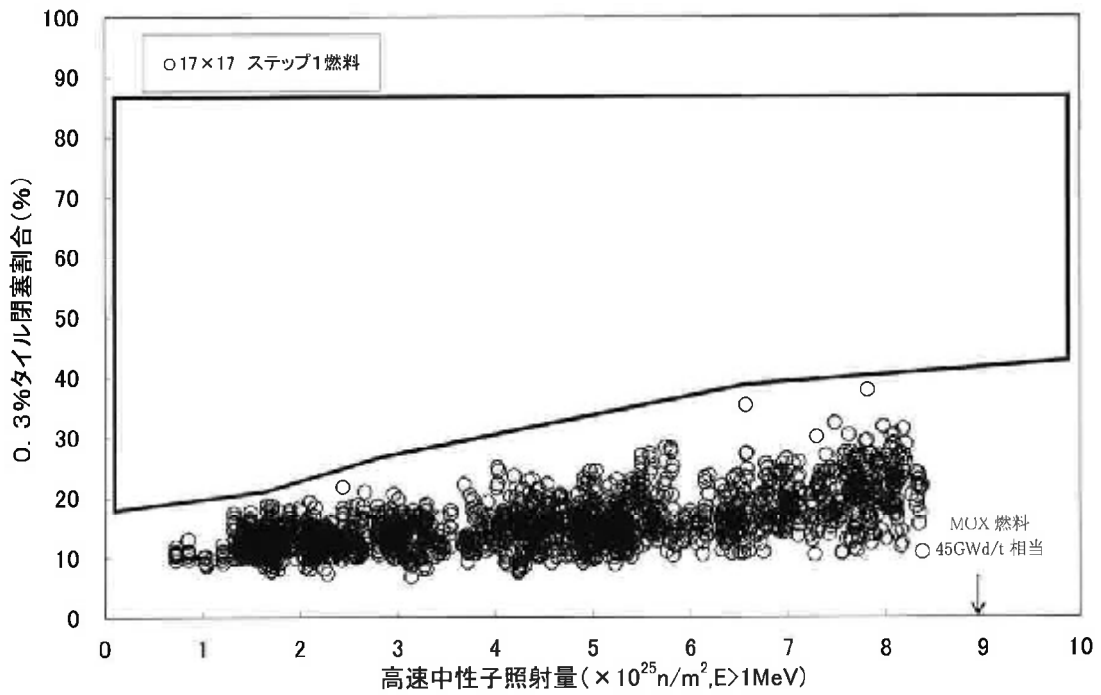


図 3-9 燃料棒間隔の閉塞割合*

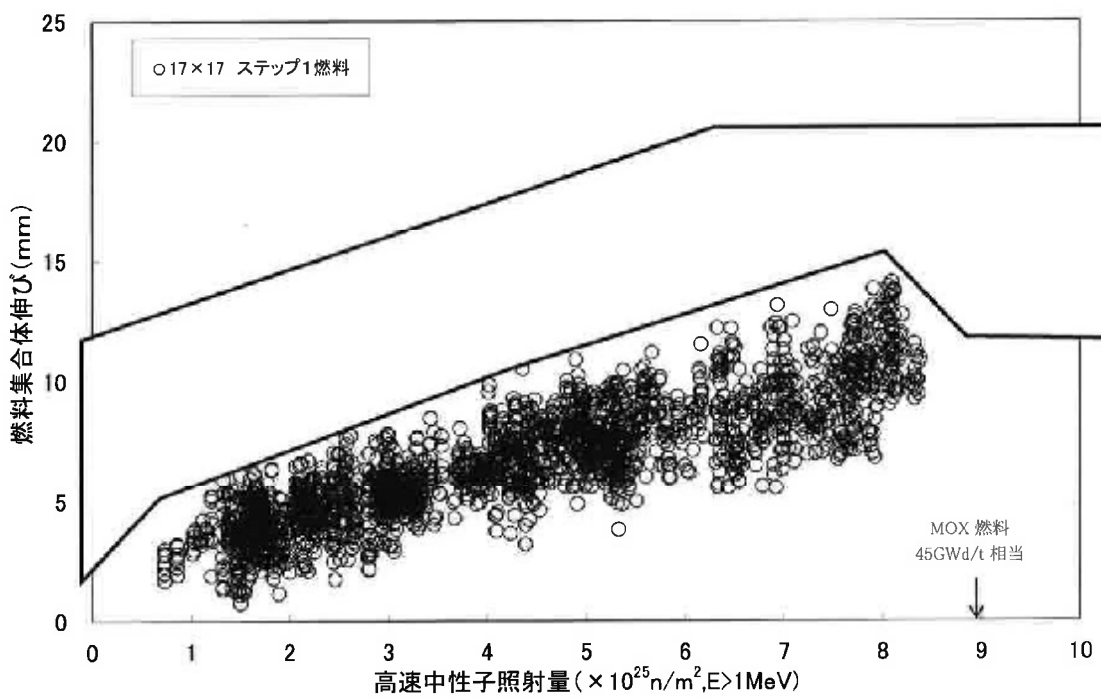


図 3-10 燃料集合体伸び*

* 原子燃料工業、“原燃工製PWRステップ2燃料集合体の開発”、NFK-8114 改2、2003

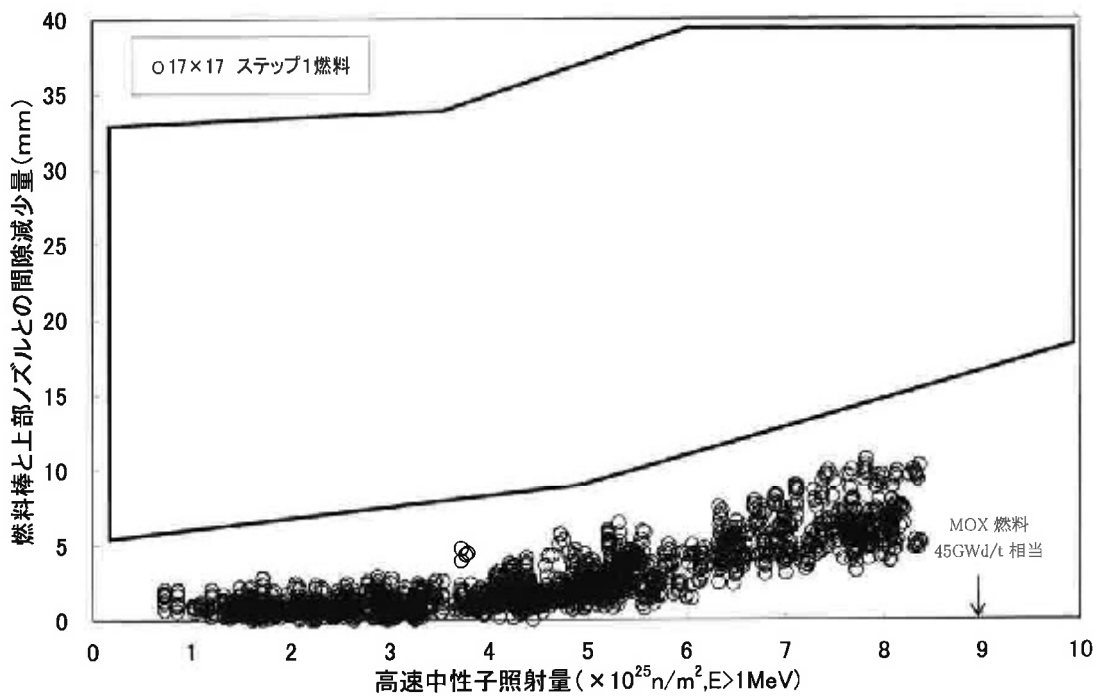


図 3-11 トータルギャップ減少量*

* 原子燃料工業、"原燃工製PWRステップ2燃料集合体の開発"、NFK-8114 改2、2003

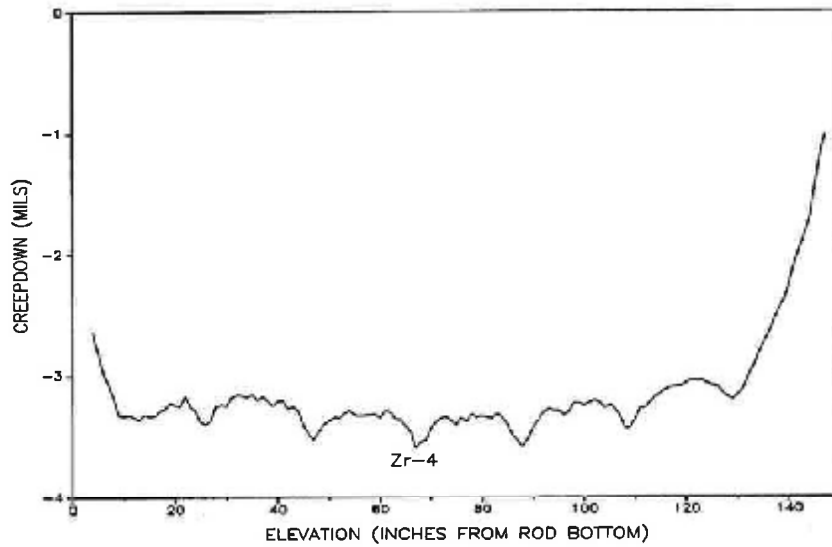


図 3-12 海外燃料の被覆管外変化*

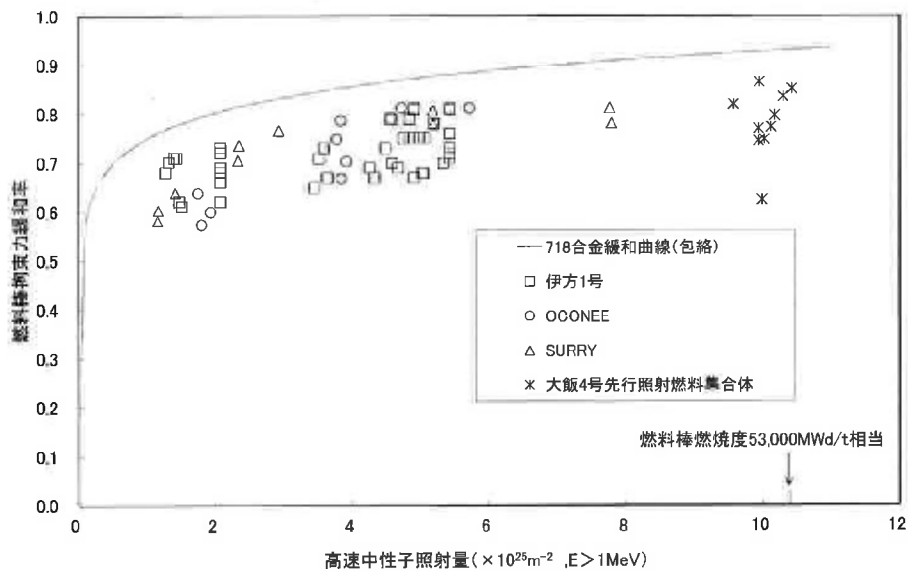


図 3-13 支持格子拘束力の緩和率実測データ** ***

* M.G. Balfour et al., "Westinghouse Fuel Operating Experience at High Burnup and with Advanced Fuel Features", International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Avignon, April, 1991

** W.Arbitr, J.A.Kuszyk, "Surry Unit 2 End of Cycle 5 Onsite Examination of 17x17 Demonstration Fuel Assembly RD-2 After Four Cycles of Exposure", VOL 1, WCAP-10317 (1984)

*** P.H.KREYNS et al., "RADIATION-ENHANCED RELAXATION IN ZIRCALOY-4 AND Zr/2.5wt% Nb/0.5wt% Cu ALLOYS", J. Nucl. Mat., 26 (1968) 87-104

4. 燃料集合体の強度計算

4.1 燃料集合体の設計基準

燃料集合体は、輸送時及び取扱い時並びに運転時に次の基準を満たすように設計し、その構成部品の健全性を確保している。

- ・ ウラン燃料集合体と同一の構成部品を使用しているため、ウラン燃料集合体と同様、燃料輸送及び取扱い時の常温における 6G の設計荷重に対して、著しい変形を生じないこと。
- ・ 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において生じる荷重に対する応力は、原則として ASME Sec. III^(注1)に基づいて評価されること。

ただし、燃料輸送及び取扱い時強度評価においては、MOX 新燃料集合体は、輸送中に高温となり、強度が低下することから、燃料輸送及び取扱い時の荷重を 4G と制限し、構成部品がこの荷重に対して、十分な強度を有し、燃料集合体としての機能が保持できることを確認する。

強度評価の対象となる燃料集合体の構成部品、荷重及び評価基準を表 4-1 及び表 4-2 に示す。

なお、これらの基準は、原子力規制委員会規則「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 5 号)」、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 6 号)」、原子炉安全専門審査会内規「加圧水型原子炉に用いられる 17 行 17 列型の燃料集合体について(昭和 51 年 2 月 16 日)」及び原子炉安全基準専門部会報告書「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について(平成 7 年 6 月 19 日)」に記載されている考え方に基づいている。

^(注1) ASME では、基本的に許容値の最小単位である設計応力強さ(S_m)を 0.2%耐力の 2/3 あるいは引張強さの 1/3 のいずれか小さい方としている(オーステナイト系ステンレスの場合、2/3 S_y のかわりに 0.9 S_y を用いてもよい場合がある)。設計応力強さを 0.2%耐力の 2/3 にしているのは、膜応力による降伏条件に対して 1.5 倍の安全率を見るために定められたものである。引張強さの 1/3 という制限を設けているのは、引張強さが材料の破壊の観点から究極的な制限となるため、許容値を引張強さからの安全率を一定以上確保する考え方による。一般的な材料では 0.2%耐力に比べて引張強さは約 2 倍以上あるが、冷間加工などにより、耐力を増加させた材料についても、 S_m 値が引張強さに対して一定以上の余裕を確保する観点で定められたものである。

表 4-1 輸送及び取扱い時の燃料集合体の評価項目

(軸方向荷重に対する評価、設計荷重=4G)

構成部品	考慮点	材料	応力 ^(注1)	許容値 ^(注1)
上部ノズル、 下部ノズル	上部及び下部ノズルプレート の応力評価を行う。	ステンレス鋼 鋳鋼	$P_L + P_b$	$1.5S_m$
上部ノズルー制御棒案内 シンプル結合部	荷重分布を考慮し、結合部の強度 評価を行う。	ステンレス鋼 ジルカロイ-4	—	結合部の強度試験に基づく荷重変位 曲線の弾性限界荷重
支持格子ー制御棒案内 シンプル結合部	荷重分布を考慮し、拡管部の強度 評価を行う。 (注2)	ステンレス鋼 ジルカロイ-4 718 合金	—	結合部の強度試験に基づく荷重変位 曲線の弾性限界荷重
制御棒案内シンプル	荷重分布を考慮し、応力評価を行う。	ジルカロイ-4	P_m	S_m

(注1) 応力は以下に示す ASME Sec. III の炉心支持構造物の分類に従った。

P_m : 一次一般膜応力

P_L : 一次局部膜応力

P_b : 一次曲げ応力

S_m : 設計応力強さ(ASME に従う。ただし、ジルカロイ-4 については、0.2%耐力の
2/3 あるいは引張強さの 1/3 のいずれか小さい方)

(注2) 上部支持格子ー制御棒案内シンプル結合部は拡管結合であり、下部支持格子ー制御棒案内シンプル結合部はかしめ結合である。ここで、拡管結合の強度が約 N に対して、かしめ結合の強度は約 N であり、拡管結合の方の強度が低いことから、上部支持格子ー制御棒案内シンプル結合部を評価する(添付2)。

表 4-2 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における燃料集合体の評価項目

構成部品	考慮点	材料	応力 ^(注1)	許容値 ^(注1)
上部ノズル、 下部ノズル	スクラム時の衝撃 力	ステンレス鋼 鋳鋼	$P_L + P_b$	1.5Sm
制御棒案内シ ンプル	スクラム時の衝撃 力	ジルカロイ-4	P_L	1.5Sm
	運転時荷重		P_m ^(注2)	Sm
上部ノズル押さ えばね	機械設計流量時	718 合金	—	燃料集合体の浮き 上がり防止のための 必要なばね力
	ポンプオーバース ピード時		—	上部ノズル押さえば ねの塑性変形が進 行しないたわみ量

(注1) 応力は以下に示す ASME Sec. III の炉心支持構造物の分類に従った。

- P_m : 一次一般膜応力
- P_L : 一次局部膜応力
- P_b : 一次曲げ応力
- Sm : 設計応力強さ (ASME に従う。ただし、ジルカロイ-4 については、0.2%耐力の
2/3 あるいは引張強さの 1/3 のいずれか小さい方)

(注2) ASME Sec. III では二次応力まで考慮している。しかし、燃料集合体では以下の理由により考慮していない。

- ・ 支持格子と燃料棒がすべることにより、燃料棒と制御棒案内シンプルの熱膨張差、照射成長差を吸収し、しかも燃料棒拘束力は照射により緩和していくこと。
- ・ 制御棒案内シンプルはジルカロイ-4 材であり、一般原子炉機器で採用されているステンレス鋼に比べクリープしやすく応力緩和すること。

4.2 燃料集合体強度評価方法

4.1 項で述べた設計基準に従って強度評価を行う。以下にこれら評価方法の概要を述べる。
また図 4-1 に燃料集合体強度評価流れ図を示す。

燃料集合体の強度評価においては、燃料輸送及び取扱い中に加わる 4G の設計荷重及び通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において加わる荷重に対して、各構成要素が著しい変形を生じないための強度を有しており、その機能を保持していることを確認する。

燃料集合体の構成部品であるジルカロイ-4 及びステンレス鋼は高速中性子照射により強度は増加する。また、718 合金は高速中性子照射により耐力は増加し、引張強さはわずかに変化する。これらより燃料集合体の健全性評価は、安全側に未照射材の強度を用いる。

また、燃料集合体は照射により全長が伸びるため、上部ノズル押さえばね力は照射に伴い増加する。このため、上部ノズル押さえばね機能の評価はばね力の最も小さい未照射状態における評価を実施する。

なお、評価に使用するコードは「NASTRAN Ver.70」である。

4.2.1 燃料輸送及び取扱い時における評価方法

燃料輸送・取扱い時の燃料集合体各部に加わる荷重の概略図を図 4-2 に示す。

燃料輸送時に急停止あるいは急加速により、上部ノズルあるいは下部ノズルを圧縮する方向に荷重が加わるが、荷重の大きさは輸送容器に装備されたショック指示計にて監視し、4G の設計荷重内にあることを確認している。

一方、燃料取扱い時、取扱いクレーンによる荷重はクレーンが燃料集合体を吊り上げたときに上部ノズルに引張荷重が加わり、着底したときに下部ノズルに圧縮荷重が加わるが、荷重の大きさは使用されるクレーンの特性で決まり、3～4G 以下である。

以上を考慮して、設計荷重は 4G を設定し評価している。ただし 4G 以上の荷重があった場合には再評価を行う。

(1) 上部及び下部ノズルの応力評価

上部ノズルは、燃料輸送時及び燃料取扱い時で、上述のように荷重の加わり方が異なるため、それぞれの荷重条件を考慮し、NASTRAN コードを用い、有限要素法にて最大応力を評価する。

一方、下部ノズルには、燃料輸送時及び燃料取扱い時ともに、圧縮荷重が加わるので、そのときの最大応力は NASTRAN コードを用い、有限要素法にて評価する。

(2) 上部ノズル－制御棒案内シンプル結合部強度評価

上部ノズル－制御棒案内シンプル結合部は、上部ノズル直下の制御棒案内シンプル部と同じように全荷重を受ける。ここで結合部であるネジ部の有効断面積は、制御棒案内シンプルの管断面積より大きい(注1)ため、ネジ部の発生応力は制御棒案内シンプルに発生する応力より小さくなる。したがって、評価は制御棒案内シンプルと同じとする。

(3) 支持格子－制御棒案内シンプル結合部強度評価

支持格子－制御棒案内シンプル結合部は、制御棒案内シンプルと燃料棒に荷重が分担されるが、保守的に支持格子－制御棒案内シンプル結合部がすべての荷重を受けた際の、1本あたりに作用する荷重を NASTRAN コードを用いて評価する。結合部は、応力強さで評価することは困難であるため、試験により1本あたりの許容荷重(注2)を求めており、この許容値と比較して弾性限界荷重を超えないことを確認する。

(注1) ネジ部の有効断面積は約 1000 mm^2 であり、制御棒案内シンプルの管断面積約 500 mm^2 より大きい(添付3)。

(注2) 結合部の許容荷重は、引張試験により結合部の変形が弾性変形内にとどまる範囲の荷重(弾性限界荷重)としている(下図参照)



(4) 制御棒案内シンプル応力評価

制御棒案内シンプルは、燃料棒と荷重を分担するが、上部ノズル直下の部分については、燃料棒の分担がなく、全荷重を受ける。したがって、4G 荷重すべてを制御棒案内シンプルの断面積で割ったものが応力となる。このときに生じる制御棒案内シンプルの応力を NASTRAN コードを用いて評価する。

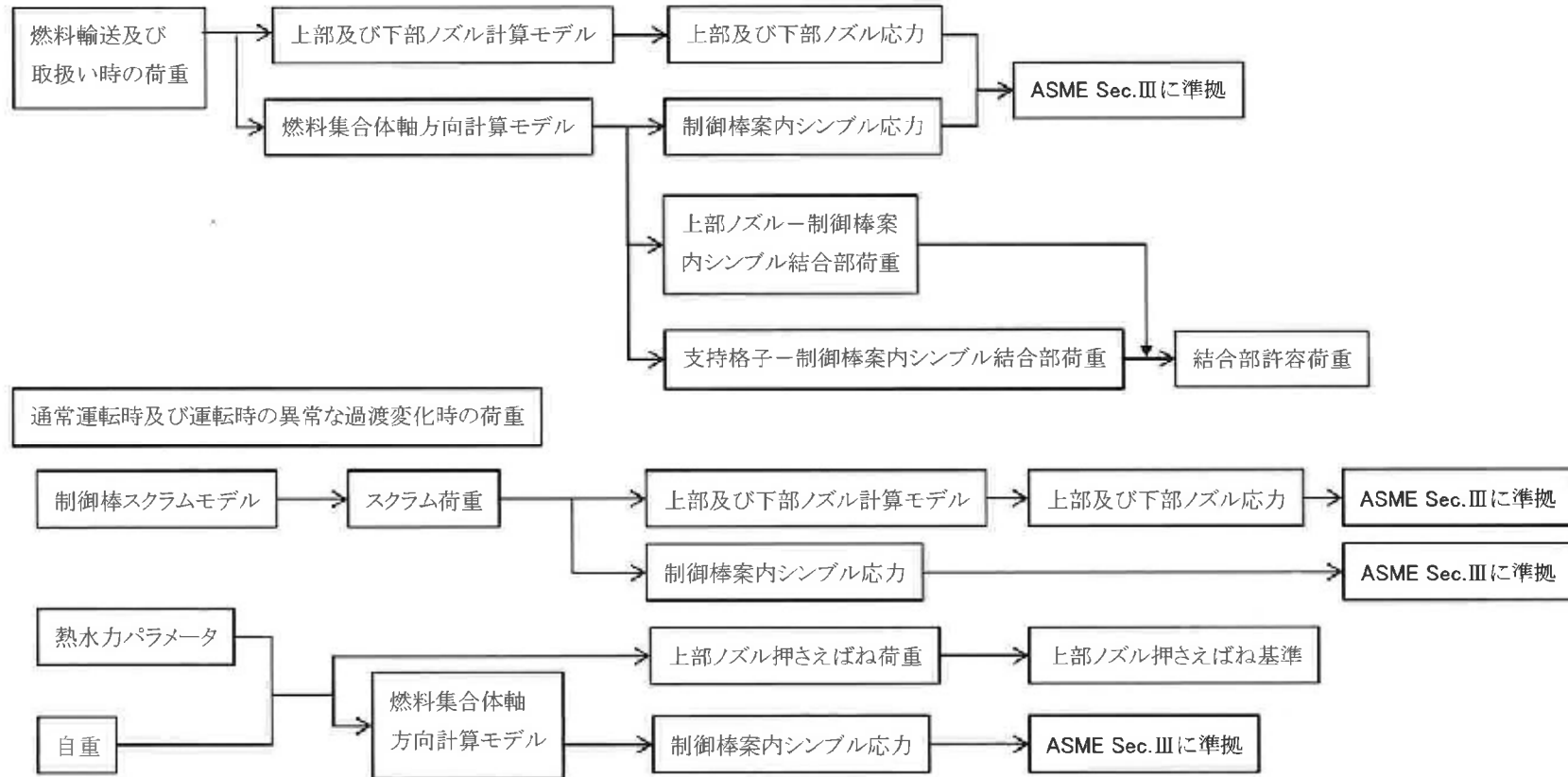


図 4-1 燃料集合体強度評価流れ図

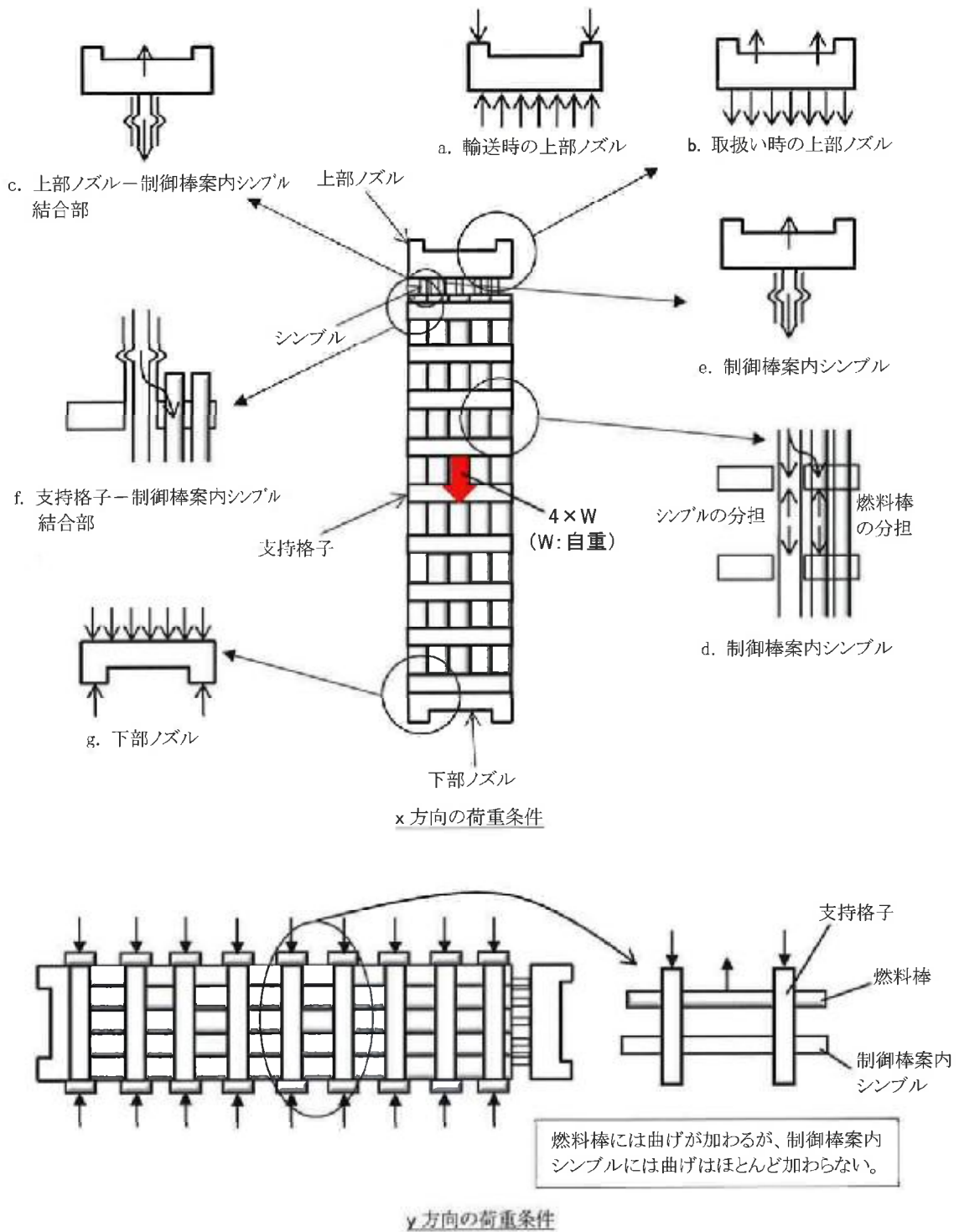


図 4-2 燃料集合体にかかる荷重

4.2.2 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における評価方法

(1) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における応力評価

通常運転時においては、水力的揚力(L)、浮力(B)、ホールドダウン力(F)、自重(W)を考慮して応力評価を行う。図 4-3 に通常運転時に作用する荷重を示す。また、運転時の異常な過渡変化時においては通常運転時荷重に加えて、スクラムによる荷重を考慮して応力評価を行う。

スクラム時の荷重としては、

- ① ダッシュポット部^(注 1)に制御棒クラスタ^(注 2)が挿入され、落下速度が急激に減速する際の衝撃力(SF)
- ② 上部ノズルに制御棒クラスタが着底する際の衝撃力(SC)

が挙げられる。①はダッシュポット部よりも下部に対して、②は上部ノズルよりも下部に対して作用する。また、これら2つの荷重は同時に発生しない。

したがって、上部ノズルに対しては②を、ダッシュポット部及び下部ノズルに対しては①又は②の大きい方を考慮して応力評価を NASTRAN コードを用いて行う。図 4-4 に通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作用する荷重を示す。

また、支持格子のばねには燃料棒の水力振動に伴う横方向荷重が作用するため、燃料棒保持機能に影響しないことを確認する。

なお、燃料寿命中にスクラムが□回と設定しても累積疲労損傷係数は上部ノズルで□%、下部ノズルで□%、制御棒案内シンプルで□%程度であり、疲労に与える影響は小さい。

(2) 上部ノズル押さえばねの機能評価

上部ノズル押さえばねに要求される機能は次のとおりである。

- a. 機械設計流量^(注 1)に対して、燃料集合体の浮き上がりを防止する。
- b. 運転時の異常な過渡変化時の事象であるポンプオーバースピード^(注 3)条件で、上部ノズル押さえばねの塑性変形は進行しない。

(注 1) 制御棒案内シンプルの下部の径を細くすることによって内部に保有する1次冷却材の抵抗により、制御棒クラスタ落下による燃料集合体への衝撃を減少させる部分。

(注 2) 1つの制御棒スパイダ及び24本の制御棒から構成された構造物。

(注 3) 運転中の異常な過渡変化として急激な負荷急減が発生した場合、タービン及び発電機の回転数が増加し、それに伴い1次冷却材ポンプの回転数が増加することにより、1次冷却材流量が増加する現象。

通常運転時の燃料集合体の評価は、最も条件が厳しい燃料寿命初期において行い、浮き上がり方向の荷重としては、水力的揚力及び浮力を、それと反対方向の荷重としては、燃料集合体自重及びばね力を考慮する。

運転時の異常な過渡変化時の事象であるポンプオーバースピード条件下では、 の流量に対し、上部ノズル押さえばねの健全性を評価する。

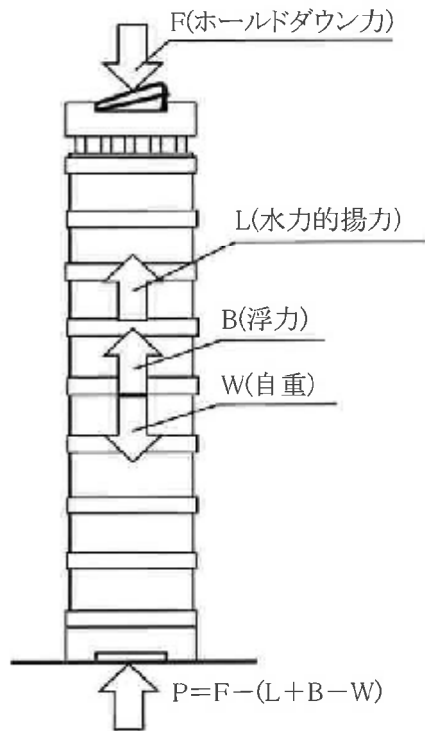


図 4-3 通常運転時荷重

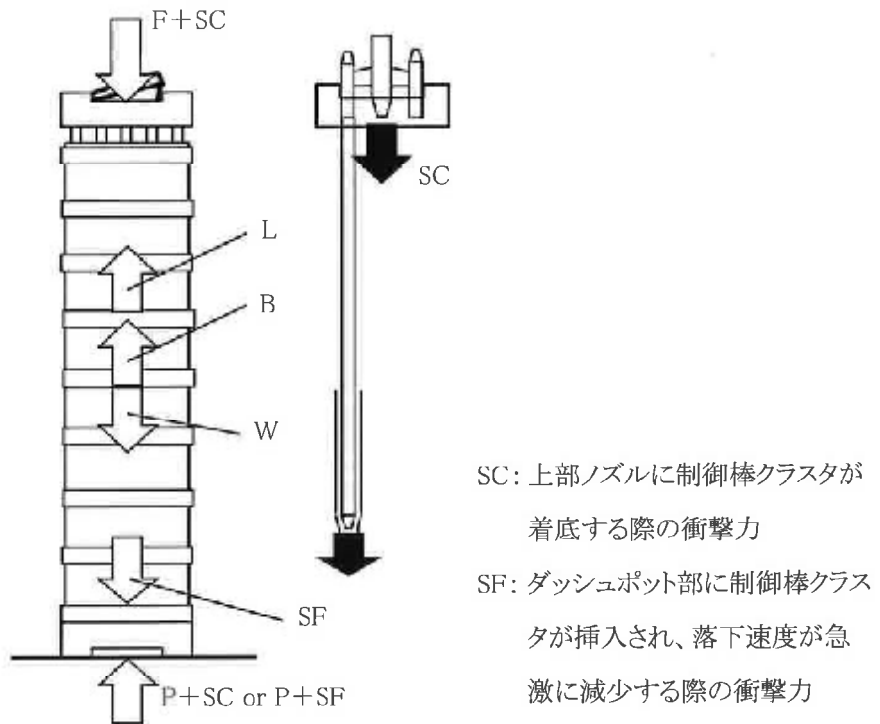


図 4-4 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時荷重

4.3 強度評価結果

4.3.1 燃料輸送及び取扱い時における評価結果

(1) 上部及び下部ノズルの応力評価

表 4-3(1)に上部及び下部ノズルに生じる最大応力と許容応力を示す。上部ノズルの最大応力は上部プレート部で発生し、下部ノズルの最大応力は下部ノズル外周部で発生するが、永久変形は生じない。

(2) 上部ノズルー制御棒案内シンプル結合部強度評価

上部ノズルと制御棒案内シンプルの結合は、ネジ構造により行われているため、制御棒案内シンプルと同じ設計荷重が作用する。

ここで結合部であるネジ部の有効断面積は、制御棒案内シンプルの管断面積より大きいので、ネジ部の発生応力は制御棒案内シンプルに発生する応力より小さくなる。

従って、ノズルー制御棒案内シンプル結合部は、設計荷重に対する強度評価を行う上で制限因子とならず、健全性が損なわれることはない。

(3) 支持格子ー制御棒案内シンプル結合部強度評価

表 4-3(1)に結合部に生じる最大荷重と許容荷重を示す。最大荷重は最上部支持格子の結合部で発生するが、永久変形は生じない。

(4) 制御棒案内シンプル応力評価

表 4-3(1)に制御棒案内シンプルに生じる最大応力と許容応力を示す。最大応力は上部ノズルと最上部支持格子間の制御棒案内シンプルで発生するが、永久変形は生じない。

横方向に 4G 荷重が作用した場合、各支持格子部固定の条件で 4G 荷重に対して被覆管に発生する応力は、約 \square N/mm² と耐力(約 310N/mm²)に比べ十分に小さい。また、支持格子のばねに作用する応力は約 \square N/mm² であるのに対し、支持格子のばねの塑性変形が進行する応力は約 \square N/mm² であるので、支持格子のばねに永久変形が生じることはなく、保持機能は確保される。

以上のように、燃料輸送及び取扱い時に負荷される 4G の荷重に対して、燃料集合体としての機能が保持できることが確認できる。

上記(1)～(4)の項目について、常温における6Gの荷重に対する評価結果を表 4-3(2)に示すが、いずれも許容値を満足している。横方向については、各支持格子部固定の条件で6Gの荷重に対して被覆管に発生する応力は、約□N/mm²と耐力(約310N/mm²)に比べ十分小さい。また、支持格子のばねに作用する応力は約□N/mm²であるのに対し、支持格子のばねの塑性変形が進行する応力は約□N/mm²であるので、支持格子のばねに永久変形が生じることはない。

このように、6Gの荷重に対しても燃料集合体としての機能が保持できることを確認している。

表 4-3(1) 燃料輸送及び取扱い時の荷重における評価結果

(N/mm²)

構成部品	最大応力	許容応力	設計比*3
上部ノズル	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.53
下部ノズル	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.62
支持格子－制御棒案内 シンプル結合部	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.45*4
制御棒案内シンプル	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.94

*1:最大荷重(N)

*2:許容荷重(N)

*3:許容応力値に対する最大応力値の比である。

*4:許容荷重値に対する最大荷重値の比である。

表 4-3(2) 常温における 6G の荷重に対する評価結果

(N/mm²)

構成部品	最大応力	許容応力	設計比*3
上部ノズル	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.80
下部ノズル	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.80
支持格子—制御棒案内 シンプル結合部	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.68*4
制御棒案内シンプル	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.86

*1:最大荷重(N)

*2:許容荷重(N)

*3:許容応力値に対する最大応力値の比である。

*4:許容荷重値に対する最大荷重値の比である。

4.3.2 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における評価結果

(1) 応力評価

a. 上部ノズル

運転中の荷重としてスクラム時の衝撃力を考慮し、上部ノズルに生じる最大応力を表 4-4 に示す。ここから分かるとおり、最大応力は許容応力よりも小さい。

b. 下部ノズル

運転中の荷重としてスクラム時の衝撃力を考慮し、下部ノズルに生じる最大応力を表 4-4 に示す。ここから分かるとおり、最大応力は許容応力よりも小さい。

c. 制御棒案内シンプル

運転中の制御棒案内シンプルに発生する最も厳しい荷重としてスクラム時の衝撃力を考慮し、ダッシュポット部に生じる最大応力を表 4-4 に示す。ここから分かるとおり、最大応力は許容応力よりも小さい。

また、通常運転時の荷重に対する応力を評価した。最大応力を表 4-4 に示す。ここから分かるとおり、最大応力は許容応力よりも小さい。

なお、二次応力を考慮しても、制御棒案内シンプルに生じる最大応力は許容応力よりも小さいことを確認している。

また、支持格子のばねに作用する燃料棒の水力振動に伴う横方向荷重は約 \square N で、そのときに生じる応力は \square N/mm² であるのに対し、支持格子のばねの塑性変形が進行する応力は約 \square N/mm² であるので、燃料棒保持機能に及ぼす影響はない。

(2) 上部ノズル押さえばねの機能評価

燃料寿命初期の低温起動時及び高温全出力時の評価結果を表 4-5 に示す。それぞれの場合に上部ノズル押さえばねに要求される力に比べ、ばね力はこれよりも大きく、通常運転時における燃料集合体の浮き上がりは防止できる。

また、運転時の異常な過渡変化時の事象であるポンプオーバースピード条件下(\square \square)で、燃料集合体が若干浮き上がるものの、その際の上部ノズル押さえばねのたわみ量の増加は、ばねの塑性変形を増加させない範囲内であり、通常運転時に復帰したときには、表 4-5 に示すばね力を維持し、上部ノズル押さえばねの機能は損なわれない。

表 4-4 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時の応力評価結果

(N/mm²)

	最大応力	許容応力	設計比 ^(注1)
上部ノズル	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.30
下部ノズル ^(注2)	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.15
制御棒案内シンプル ダッシュポット部 ^(注2)	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.48
制御棒案内シンプル ダッシュポット部 ^(注3)	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.14

(注1) 許容応力値に対する最大応力値の比である。

(注2) 制御棒案内シンプルダッシュポット部に制御棒クラスタが挿入され、落下速度が急激に減速する際の衝撃力。

(注3) 制御棒案内シンプルに対する通常運転時の応力。

表 4-5 上部ノズル押さえばね評価結果

(単位:N)

	上部ノズル押さえばねに要求される力*1	上部ノズル押さえばね力	評価	設計比*2
低温起動時	<input type="text"/>	<input type="text"/>	浮き上がらない。	0.60
高温全出力時	<input type="text"/>	<input type="text"/>	浮き上がらない。	0.49
ポンプオーバー スピード時 (高温)	<input type="text"/>	—	浮き上がるがばねの塑性変形は進行しない。	—

*1:水力的揚力+浮力-自重

*2:「上部ノズル押さえばね力」に対する「上部ノズル押さえばねに要求される力」の比である。

(添付1)

被覆管の疲労評価における応力繰り返し回数について

被覆管の累積疲労は燃料寿命中に想定される過渡条件を以下の3つに分類し、表に示す1次系機器の原子炉寿命中の設計過渡条件及び燃料の炉内滞在期間を考慮(原子炉寿命は30年を想定)して応力の繰り返し回数を設定し評価している。

- ① 起動・停止(0%冷態 ⇔ 0%温態): (a), (b)

回/燃料寿命

- ② 日間負荷変化サイクル(0% ⇔ 100%負荷追従): (c)~(i)

[(e), (f)と(g), (h)を合わせて0% ⇔ 100%:2000回とする。]

回/年

⇒ 回/サイクル

- ③ その他の過渡変化: (j)~(r)

回/年

⇒ 回/サイクル

表 原子炉寿命中の過渡条件及び繰り返し回数

過 渡 条 件	繰り返し回数
(a) 起 動	200
(b) 停 止	200
(c) 負荷上昇	13,200
(d) 負荷減少	13,200
(e) 100%から90%負荷へのステップ状の負荷減少	2,000
(f) 90%から100%負荷へのステップ状の負荷上昇	2,000
(g) 0%から15%への負荷上昇	1,500
(h) 15%から0%への負荷減少	1,500
(i) 1ループ停止/1ループ起動	
(I) 停 止	80
(II) 起 動	70
(j) 100%負荷からの大きいステップ状の負荷減少	200
(k) 100%負荷からの原子炉トリップ	400
(l) ポンプ1台停止による1次系の流量喪失	80
(m) 100%負荷からの負荷喪失	80
(n) 外部電源喪失	40
(o) 1次冷却材系の異常な減圧	20
(p) 制御棒クラスタ落下	80
(q) 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤動作	40
(r) 1次冷却系停止ループの誤起動	10

(添付2)

支持格子ー制御棒案内シムブル結合部強度評価について

上部支持格子ー制御棒案内シムブル結合部は図1のような拡管結合であり、下部支持格子ー制御棒案内シムブル結合部は図2のようなかしめ結合である。ここで、拡管結合の強度が約 N に対して、かしめ結合の強度は約 N であり、拡管結合の方の強度が低いことから、上部支持格子ー制御棒案内シムブル結合部を評価する。

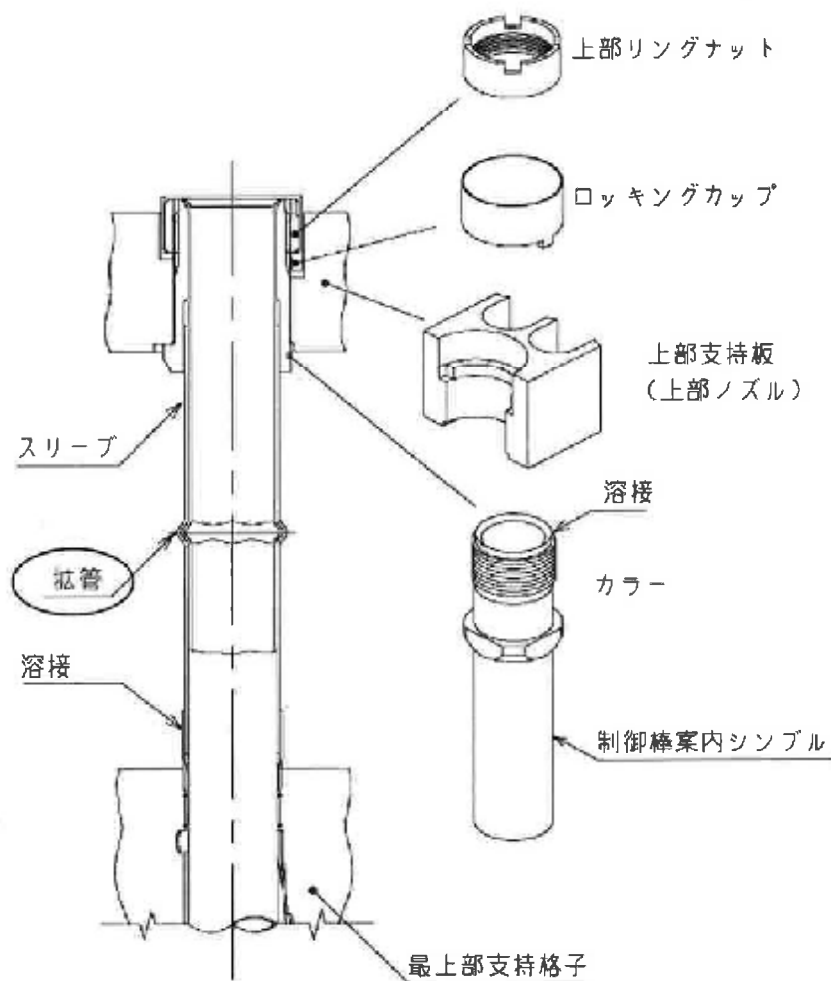


図1 上部支持格子ー制御棒案内シムブル結合部の拡管結合

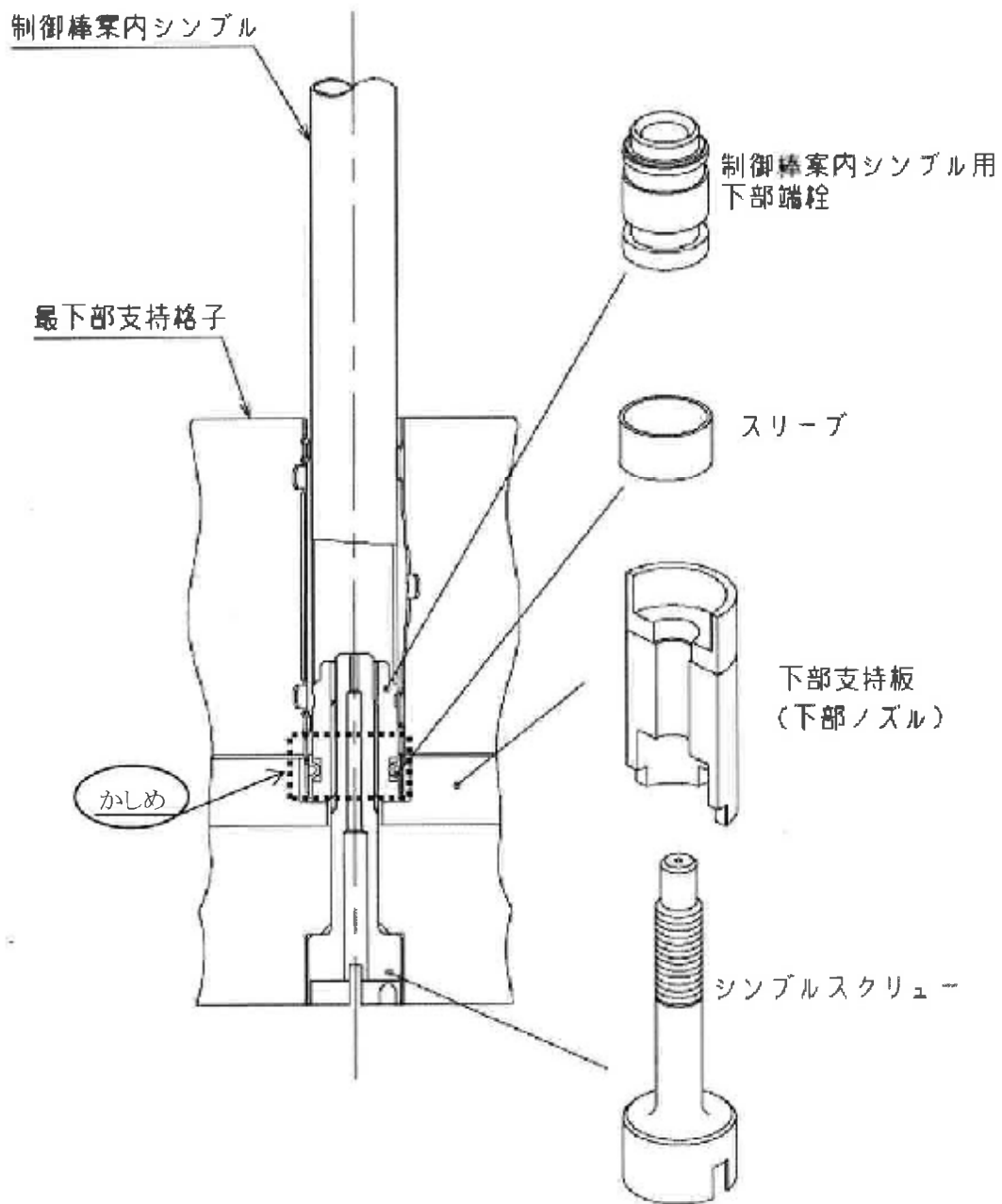


図2 下部支持格子ー制御棒案内シンプル結合部のかしめ結合
スリーブを下部端栓の溝にかしめている

(添付3)

上部ノズル制御棒案内シンプル結合部強度評価について

上部ノズル制御棒案内シンプル結合部は、上部ノズル直下の制御棒案内シンプル部と同じように全荷重を受ける。

上部ノズル制御棒案内シンプル結合部のネジ部は図1であり、ネジ部の有効断面積はネジのピッチ(図2)を用いて算出され、約 \square mm² である。また、制御棒案内シンプルの管断面積は約 \square mm² であり、ネジ部の有効断面積の方が大きいことから、評価については、制御棒案内シンプルを評価している。

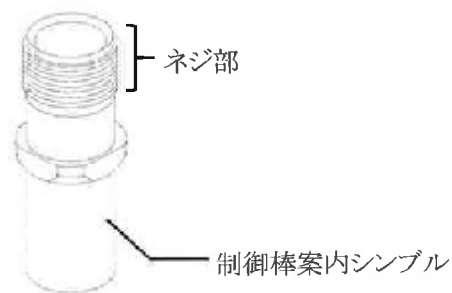


図1 上部ノズル制御棒案内シンプル結合部のネジ部

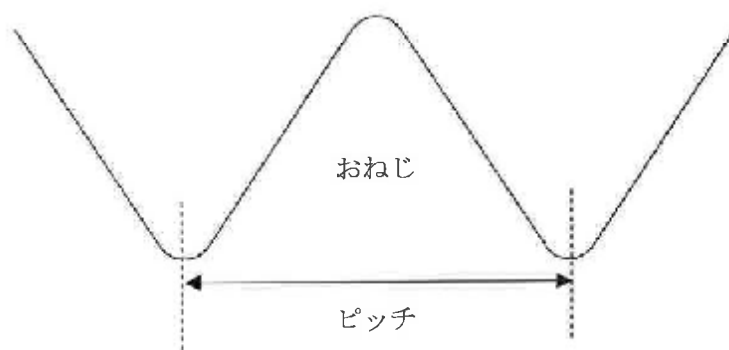


図2 ネジのピッチ

補足説明資料 5

基本設計方針の確認方法について

1. 概要

本資料は、法令等の改正内容を踏まえ、燃料体に係る要求事項を基本設計方針に追加したことから、当該事項の確認方法について別紙のとおり整理したものである。

B型MOX燃料 基本設計方針対応表

基本設計方針	確認方法	申請書記載箇所	検査方法
1. 1 燃料体(17行17列A型燃料集合体(国産)(ウラン燃料)、17行17列A型燃料集合体(輸入)(ウラン燃料)、17行17列A型燃料集合体(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)、17行17列B型燃料集合体(ウラン燃料)は除く)	—	—	—
二酸化ウラン燃料材は、次のいずれにも適合する設計とする。 (1) 以下に掲げる元素を含有する場合における当該元素の含有量のウランの含有量に対する百分率の値は、それぞれ以下に掲げる値であること。 炭素 0.010以下 ふっ素 0.0015以下 水素 0.0002以下 窒素 0.0075以下	—	—	—
(2) ウラン235の含有量のウラン含有量に対する百分率の値の偏差は、著しく大きくないこと。	—	—	—
(3) ペレット型燃料材にあつては、ペレットが次に適合する設計とする。 a. 各部分の寸法の偏差は、著しく大きくないこと。 b. 密度の偏差は、著しく大きくないこと。 c. 表面に割れ、傷等で有害なものがないこと。 d. 表面に油脂、酸化物等で有害な付着物がないこと。	—	—	—
(4) ガドリニウムを添加していないものにあつては、次に適合する設計とする。 a. ウランの含有量の全重量に対する百分率の値は、87.7以上であること。 b. 酸素の原子数のウランの原子数に対する比率の値は、1.99以上2.02以下であること。	—	—	—
(5) ガドリニウムを添加したものにあつては、次に適合する設計とする。 a. ウランの含有量の全重量に対する百分率の値は、実用上差し支えがないものであること。 b. 酸素の原子数のウランの原子数に対する比率の値は、実用上差し支えがないものであること。 c. ガドリニウムの含有量の全重量に対する百分率の偏差は、著しく大きくないこと。 d. ガドリニウムの均一度は、実用上差し支えがないものであること。	—	—	—
ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料材は、次のいずれにも適合する設計とする。 (1) 各元素の含有量の全重量に対する百分率の値の偏差は、著しく大きくないこと。	申請書 検査	添付3 表2-1 燃料集合体主材料の化学成分 T3-添3-3	材料検査
(2) 酸素の原子数のウラン及びプルトニウムの原子数の合計に対する比率の値は、実用上差し支えがないものであること。	申請書 検査	添付3 表2-1 燃料集合体主材料の化学成分 T3-添3-3	材料検査
(3) ウラン235、プルトニウム239及びプルトニウム241の含有量の合計のウラン及びプルトニウムの含有量の合計に対する百分率の値の偏差は、著しく大きくないこと。	検査	添付3 表2-1 燃料集合体主材料の化学成分 T3-添3-3	材料検査
(4) プルトニウムの均一度は、実用上差し支えがないものであること。	申請書 検査	添付図面 第1-3-1-1図	材料検査
(5) ペレット型燃料材にあつては、ペレットが次に適合する設計とする。 a. 各部分の寸法の偏差は、著しく大きくないこと。 b. 密度の偏差は、著しく大きくないこと。 c. 表面に割れ、傷等で有害なものがないこと。 d. 表面に油脂、酸化物等で有害な付着物がないこと。	検査	—	a.寸法検査 b.材料検査 c.外観検査 d.外観検査

B型MOX燃料 基本設計方針対応表

基本設計方針	確認方法	申請書記載箇所	検査方法
ジルコニウム合金燃料被覆材は、次のいずれにも適合する設計とする。 (1) 各部分の寸法の偏差は、著しく大きくないこと。	検査	—	寸法検査
(2) 被覆材の軸は、著しく湾曲していないこと。	検査	—	寸法検査
(3) 各元素の含有量の全重量に対する百分率の値は、日本産業規格H4751(2016)「ジルコニウム合金管」の「4 品質」の表2及び表3に規定する値であること。	申請書検査	添付3 表2-1 燃料集合体主材料の化学成分 T3-添3-4	材料検査
(4) 日本産業規格H4751(2016)「ジルコニウム合金管」の「附属書C 水素化物方位試験方法」又はこれと同等の方法によって水素化物方位試験を行ったとき、水素化物方向性係数が0.45を超えないこと。	検査	—	材料検査
(5) 日本産業規格H4751(2016)「ジルコニウム合金管」の「附属書D超音波探傷試験方法」又はこれと同等の方法によって超音波探傷試験を行ったとき、対比試験片の人工傷からの欠陥信号と同等以上の欠陥信号がないこと。	検査	—	材料検査
(6) 表面に割れ、傷等で有害なものがないこと。	検査	—	外観検査
(7) 表面に油脂、酸化物等で有害な付着物がないこと。	検査	—	外観検査
(8) 表面の粗さの程度は、実用上差し支えがないものであること。	検査	—	外観検査
(9) 日本産業規格H4751(2016)「ジルコニウム合金管」の「附属書B 腐食試験方法」又はこれと同等の方法によって腐食試験を行ったとき、表面に著しい白色又は褐色の酸化物が付着せず、かつ、腐食質量増加が3日間で22mg/dm ² 以下又は14日間で38mg/dm ² 以下であること。	検査	—	材料検査
(10) 応力除去焼きなましを行ったものにあつては、日本産業規格Z2241(2011)「金属材料引張試験方法」又はこれと同等の方法によって引張試験を行ったとき、引張強さ、耐力及び伸びが必要な値であること。	申請書検査	添付3 表2-2 燃料集合体主材料の機械的性質 T3-添3-7	材料検査
ジルコニウム合金端栓は、次のいずれにも適合する設計とする。 (1) 各部分の寸法の偏差は、著しく大きくないこと。	検査	—	寸法検査
(2) 各元素の含有量の全重量に対する百分率の値は、日本産業規格H4751(2016)「ジルコニウム合金管」の「4品質」の表2及び表3に規定する値であること。ただし、表3に掲げるニオブおよびカルシウムを除く。	申請書検査	添付3 表2-1 燃料集合体主材料の化学成分 T3-添3-4	材料検査
(3) 表面に割れ、傷等で有害なものがないこと。	検査	—	外観検査
(4) 表面に油脂、酸化物等で有害な付着物がないこと。	検査	—	外観検査
(5) 日本産業規格H4751(2016)「ジルコニウム合金管」の「附属書B 腐食試験方法」又はこれと同等の方法によって腐食試験を行ったとき、表面に著しい白色又は褐色の酸化物が付着せず、かつ、腐食質量増加が3日間で22mg/dm ² 以下又は14日間で38mg/dm ² 以下であること。	検査	—	材料検査

B型MOX燃料 基本設計方針対応表

基本設計方針	確認方法	申請書記載箇所	検査方法
<p>(6) 再結晶焼きなましを行ったジルコニウム合金端栓は、日本産業規格Z2241(2011)「金属材料引張試験方法」、ASTM International規格ASTM B 351「Standard Specification for Hot-Rolled and Cold-Finished Zirconium and Zirconium Alloy Bars, Rod, and Wire for Nuclear Application」又はこれと同等の方法によって以下に掲げるいずれかの試験温度において引張試験を行ったとき、引張強さ、耐力及び伸びが同欄に掲げる試験温度の区分に応じ、それぞれ以下に掲げる値であるものであること。</p> <p>a. 試験温度 室温 引張強さ: 415N/mm²以上 耐力: 240 N/mm²以上 伸び: 14%以上</p> <p>b. 試験温度316°C 引張強さ: 215N/mm²以上 耐力: 105N/mm²以上 伸び: 24%以上</p>	申請書 検査	添付3 表2-2 燃料集合体主材料の機械的性質 T3- 添3-7	a.材料検査 b.材料検査
<p>燃料材、燃料被覆材及び端栓以外の燃料体の部品は、次の各号のいずれにも適合する設計とする。</p> <p>(1) 各部分の寸法の偏差は、著しく大きくないこと。</p>	検査	—	寸法検査
(2) 表面に割れ、傷等で有害なものがないこと。	検査	—	外観検査
(3) 表面に油脂、酸化物等で有害な付着物がないこと。	検査	—	外観検査
<p>(4) 支持格子、上部支持板、下部支持板、制御棒案内シンプルにあつては、次に適合する設計とする。</p> <p>a. 各元素の含有量の全重量に対する百分率の値の偏差は、著しく大きくないこと。</p> <p>b. 日本産業規格Z2241(2011)「金属材料引張試験方法」又はこれと同等の方法によって引張試験を行ったとき、引張強さ、耐力及び伸びが必要な値であること。</p>	申請書(b.のみ) 検査	添付3 表2-2 燃料集合体主材料の機械的性質 T3- 添3-7	a.材料検査 b.材料検査
<p>燃料要素は、次のいずれにも適合する設計とする。</p> <p>(1) 各部分の寸法の偏差は、著しく大きくないこと。</p>	検査	—	寸法検査
(2) 燃料要素の軸は、著しく湾曲していないこと。	検査	—	寸法検査
(3) 表面に割れ、傷等で有害なものがないこと。	検査	—	外観検査
(4) 表面に油脂、酸化物等で有害な付着物がないこと。	検査	—	外観検査

B型MOX燃料 基本設計方針対応表

基本設計方針	確認方法	申請書記載箇所	検査方法
(5) 日本産業規格Z4504(2008)「放射線表面汚染の測定方法－β線放出核種(最大エネルギー0.15MeV以上)及びα線放出核種」における間接測定法又はこれと同等の方法によって測定したとき、表面に付着している核燃料物質の量が0.00004Bq/mm ² を超えないこと。	検査	—	表面汚染密度検査
(6) ヘリウム漏えい試験を行ったとき、漏えい量が1億分の304MPa・mm ³ /sを超えないこと。	検査	—	漏えい検査
(7) 溶接部にブローホール、アンダーカット等で有害なものがないこと。	検査	—	溶接部の非破壊検査
(8) 部品の欠如がないこと。	検査	—	外観検査
燃料要素の集合体である燃料体は、次の各号のいずれにも適合する設計とする。 (1) 各部分の寸法の偏差は、著しく大きくないこと。	検査	—	寸法検査
(2) 表面に割れ、傷等で有害なものがないこと。	検査	—	外観検査
(3) 表面に油脂、酸化物等で有害な付着物がないこと。	検査	—	外観検査
(4) 部品の欠如がないこと。	検査	—	外観検査