

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 A 型燃料集合体 (輸入)
(ウラン燃料))

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 上部支持板（上部ノズル）と制御棒案内シンプルの組立手順の変更について

補足説明資料 5 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 6 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適合性が確認されている。今回の申請は、耐震性に影響を与える工事内容ではなく、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、竜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、設備の設置位置および設備の取扱い場所が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、設備の設置位置および設備の取扱い場所が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、火災防護に影響しない工事内容であり、また、設備の設置位置も変更しないことから、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、溢水防護に影響しない工事内容であり、また、設備の設置位置も変更しないことから、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、設備の設置位置および設備の取扱い場所が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、安全設備に影響しない工事内容であることから、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、設計基準対象施設の機能に影響を与える工事内容ではないことから、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、流体振動等に影響を与える工事内容ではなく、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。
(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。

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)
- ※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熔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。

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。
(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 強度評価に用いるコード	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	18
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	40
4.1 燃料集合体の設計基準	40
4.2 燃料集合体強度評価方法	42
4.2.1 燃料輸送及び取扱い時における評価方法	42
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	46
4.3 強度評価結果	49
4.3.1 燃料輸送及び取扱い時における評価結果	49
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	51

1. はじめに

本書は、17行17列A型燃料集合体（輸入）（ウラン燃料）（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。

本申請の燃料集合体を取替燃料として使用することによる影響については、「シーメンス・パワー・コーポレーション製燃料について」^注（関西電力、平成12年11月改1）に示されている。

^注 シーメンス・パワー・コーポレーションは現フラマトム・インコーポレイテッド（以下、「Framatome Inc.社」と称する。）

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 : 48,000 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、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。

	二酸化ウラン燃料棒	ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒
通常運転時の		
最大線出力密度	41.1 kW/m	32.9 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	39.4 kW/m

ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒（以下、「ガドリニア入り燃料棒」と称する。）ではガドリニアを6wt%添加したことに対し、U-235濃縮度を二酸化ウラン燃料棒より1.5wt%低下させ2.60wt%としているので、ガドリニア入り燃料棒の最大線出力密度は二酸化ウラン燃料棒の場合より低くなる。

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）」、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

規則など	評価項目	基本的考慮事項	設計基準
<p>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</p> <p>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。</p>	燃料温度	<p>1) ペレット溶融に伴う過大な膨張を防ぐ。</p> <p>2) 燃料スタックの不安定化を防ぐ。</p> <p>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。</p> <p>4) ペレットと被覆管の有害な化学反応を防ぐ。</p>	燃料中心最高温は二酸化ウラン及びガドリニア准二酸化ウランそれぞれの溶融点未満であること。
<p>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)</p> <p>3.2.1 燃料棒内圧基準</p> <p>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/cm²g)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。</p>	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、被覆管の外側のクリープ変形により、ペレット被覆管のギャップ増加する圧力をえないこと。
<p>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)</p> <p>2-1 構造設計基準</p> <p>構造設計基準は次のように設定されている。</p> <p>(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。</p> <p>(2) 燃料棒内圧は運転中冷却材圧力(157kg/cm²g)以下であること。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p>	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(以下であること)
<p>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)</p> <p>2-1 構造設計基準</p> <p>構造設計基準は次のように設定されている。</p> <p>(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。</p> <p>(2) 燃料棒内圧は運転中冷却材圧力(157kg/cm²g)以下であること。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p>	被覆管歪	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。	円周方向引張歪変化量は各過渡変化に対し1%以下であること。
<p>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)</p> <p>2-1 構造設計基準</p> <p>構造設計基準は次のように設定されている。</p> <p>(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。</p> <p>(2) 燃料棒内圧は運転中冷却材圧力(157kg/cm²g)以下であること。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p>	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 概念による設計疲労寿命以下であること。

(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 強度評価に用いるコード

燃料棒の強度評価には、燃料棒設計計算コード (FINE^(*) コード^(注1)) を用いる。

FINEコードは燃料寿命中の温度、応力及び歪等を評価するものであり、以下に示す原子炉運転中の諸現象を考慮している。

(1) ペレット

FPガスの生成及び放出、熱膨張、焼きしまり及びスエリング

(2) 被覆管

熱膨張、クリープ、照射成長、弾性変形及び腐食

(3) ペレット及び被覆管の相互作用

この計算コードの基本的計算機能は次のとおりである。

- a. 軸方向各メッシュでペレットと被覆管のギャップを仮定し、ペレットをリング状に分割して温度計算を行う。
- b. a.の結果を基に軸方向各メッシュで、ペレットと被覆管のギャップを再計算する。
- c. b.で計算されたギャップとa.で仮定したギャップが合致するまで、収束計算を繰り返す。
- d. c.にて収束した温度分布を用いて、軸方向各メッシュ、径方向各リングメッシュでFPガス放出量を計算する。
- e. 燃料棒内圧を計算する。
- f. 軸方向各メッシュで被覆管の応力及び歪を計算する。
- g. a.からf.の計算を照射時間を追いつつ実行する。

なお、FINEコードにおける評価は、PWR使用条件の範囲をカバーするデータで、その実証性を確認している。

(*) FINE ; Fuel Rod Integrity Evaluation Code

(注1) 三菱原子力工業(株)、“三菱PWRの燃料設計計算コードの概要”、MAPI-1019 改1、昭和63年

燃料棒評価

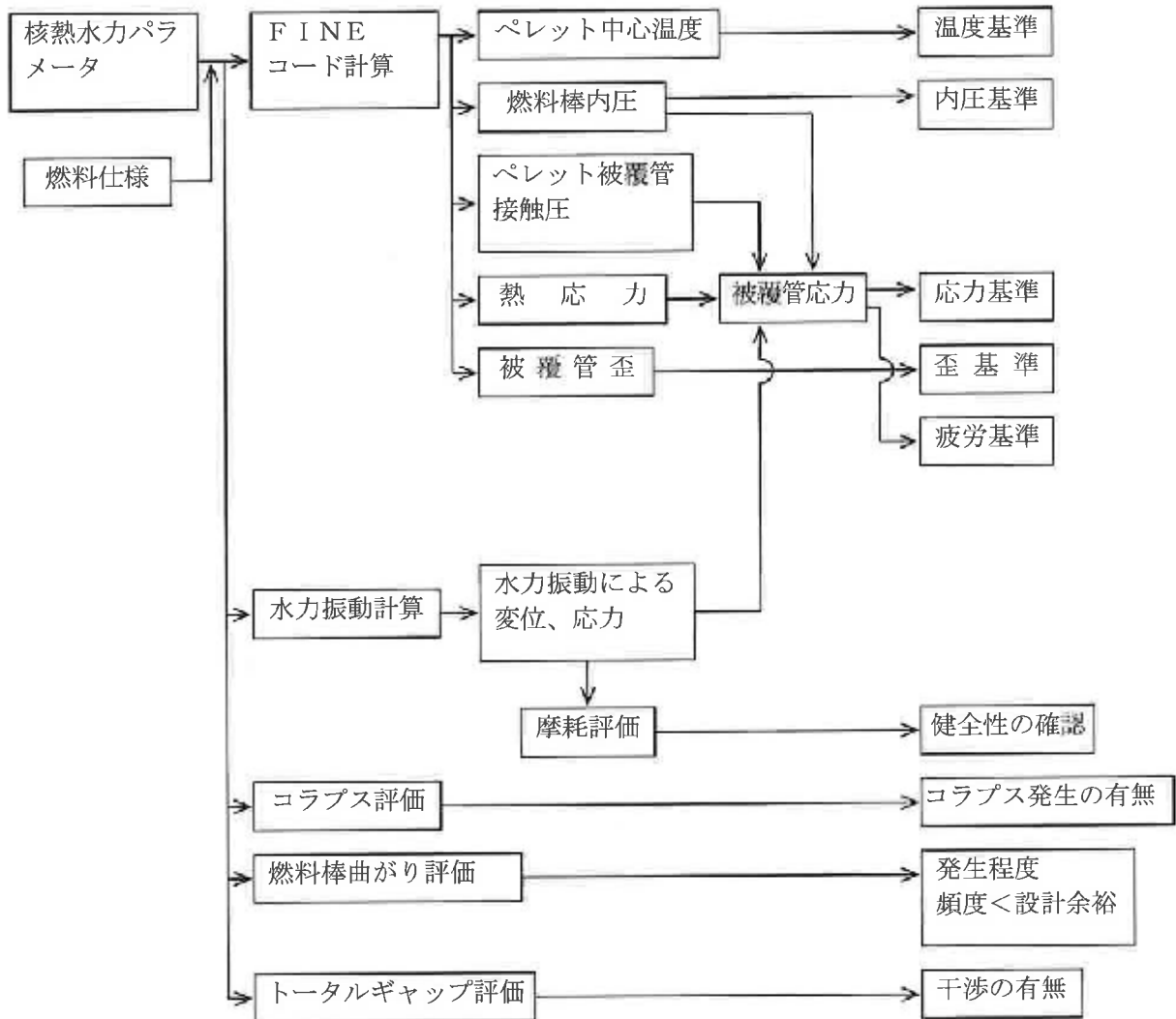


図 3-1 燃料棒強度評価流れ図

3.3 強度評価結果

本節で述べる燃料棒の強度評価において、FPガスの発生、放出、ペレットのスエリング及び熱膨張、ペレットと被覆管の相互作用等の原子炉運転中に生ずる諸現象を考慮し、燃料温度、内圧、被覆管応力、歪及び疲労が、プラントの運転上与えられる条件下においても、設計基準を満足していることを示している。

3.3.1 計算条件

強度評価に用いる設計出力履歴は実際の取替炉心での運用を想定し、取替炉心ごとの出力の変動を考慮した履歴を設定する。また、1サイクル当たりの運転時間は、設計出力履歴と燃料棒設計燃焼度53,000Mwd/tに基づき□EFPD（全出力換算日）に設定している。

燃料棒の強度評価に用いた燃料諸元及び1次冷却材条件を表3-2に示す。

燃料棒の強度評価では、それぞれの評価項目に対して厳しくなる燃料棒出力履歴を選定して評価を行う。選定の考え方を表3-3にまとめるとともに、表3-4に出力履歴を示す。

出力履歴については、後述の計算により各評価項目で最も厳しくなるものを同表に示す。軸方向出力分布を図3-2に示す。

表3-2 燃料棒の強度評価に用いた計算条件

		二酸化ウラン燃料棒	ガドリニア入り燃料棒
燃 料 諸 元	寸 法 mm		
	被覆管外径	9.50	9.50
	被覆管内径	8.36	8.36
	プレナム長さ	<input type="text"/> (注1)	<input type="text"/> (注1)
	燃料有効長さ	3,648	3,648
	ペレット長さ	9.8	9.8
	ペレット直径	8.192	8.192
	濃縮度 wt%	4.10	2.60
	密 度 %T.D.	95.0	95.0
	ガドリニア濃度 wt%	—	6.00
	初期ガス圧 MPa[abs]	<input type="text"/>	<input type="text"/>
1 次 冷 却 材	入口温度 °C (通常運転時)	283.6	283.6
	流 量 kg/(m ² ・h)	1.13×10 ⁷	1.13×10 ⁷
炉心平均線出力密度 kW/m		17.1	

(注1) プレナム長さは端栓溶接後の長さを記載。

表 3-3 各評価項目と出力履歴との関係

評価項目	
燃料温度	
燃料棒内圧	
被覆管応力	
被覆管歪	
周期的な 被覆管歪 (被覆管疲労)	

表 3-4 出力履歴

燃料	出力履歴名称 (注3)	比出力 (注1)			厳しくなる項目
		サイクル1 (注2)	サイクル2	サイクル3	
二酸化ウラン 燃料棒					
					内圧/疲労
					応力/歪
ガドリニア入り 燃料棒					
					応力/歪
					内圧/疲労

(注1) 炉心平均線出力密度 (17.1kW/m) を1として規格化したもの。

(注2) サイクル i とは燃料集合体の i 回目の照射回数を示す。

--

(注4) サイクル初期/サイクル末期の値。

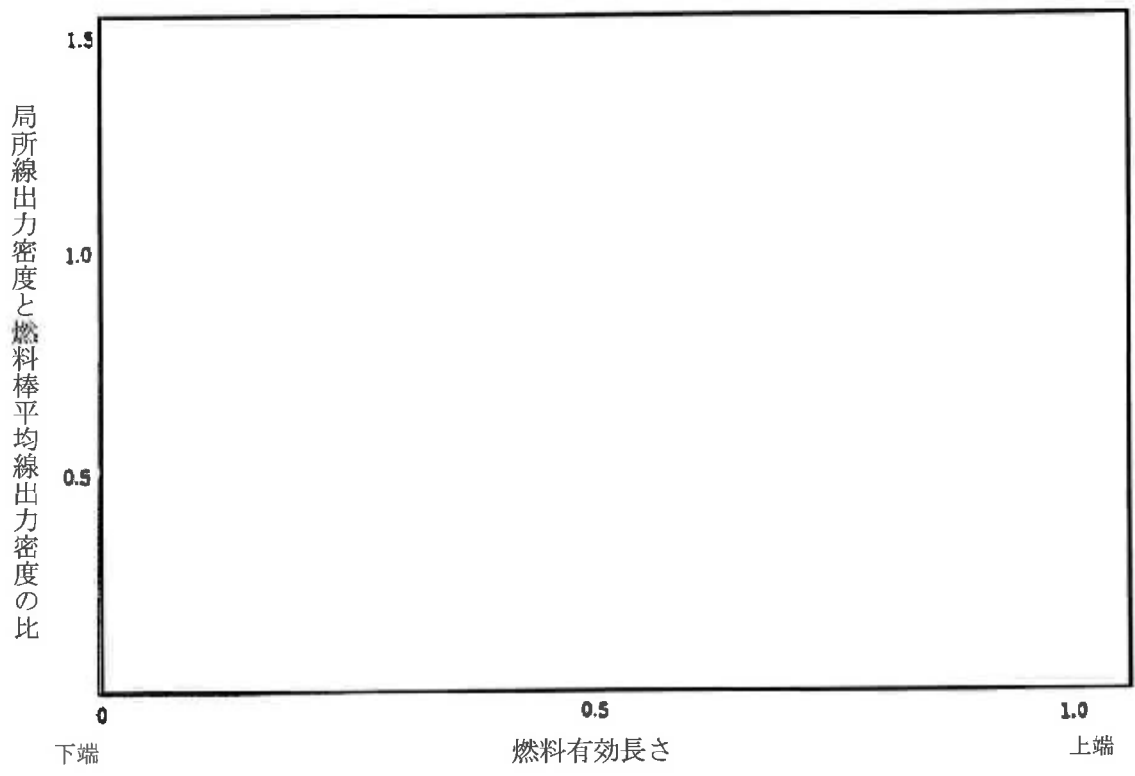
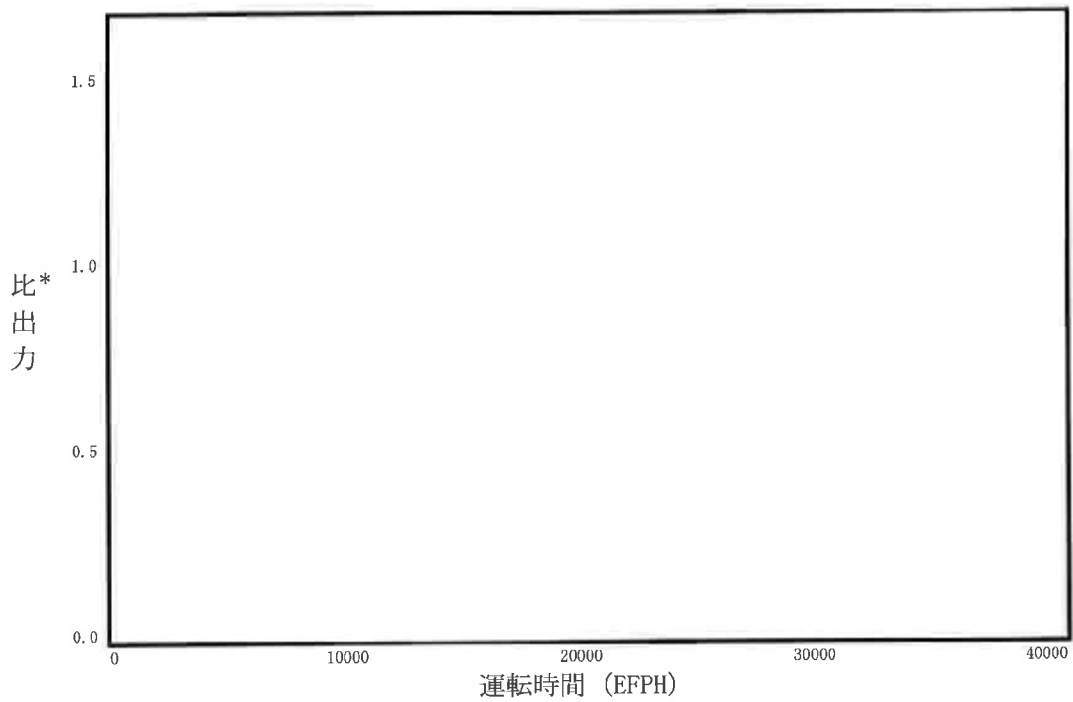


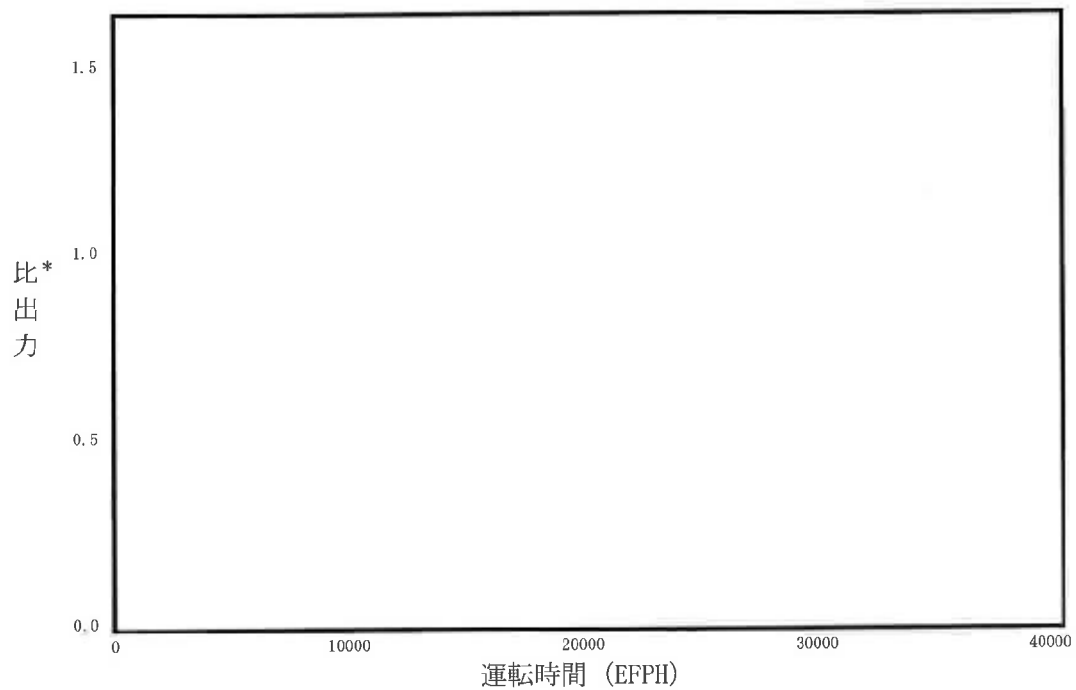
図 3-2 軸方向出力分布図

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3-3及び図3-4に示すとともに、被覆管内径とペレット外径の変化について、図3-5に示す。



* : 比出力は燃料棒の平均出力を炉心平均線出力密度を1として規格化したもの
 図3-3 (1) 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)
 (二酸化ウラン燃料棒)



* : 比出力は燃料棒の平均出力を炉心平均線出力密度を1として規格化したもの
 図3-3 (2) 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)
 (ガドリニア入り燃料棒)

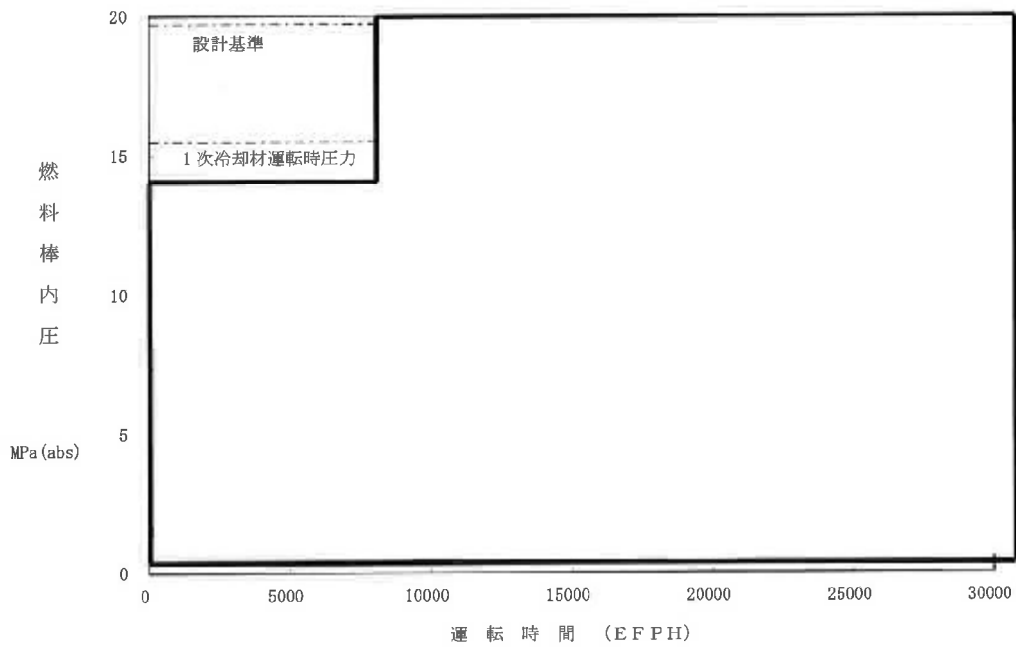


図3-4 内圧評価上で最も厳しくなる燃料棒の内圧履歴（通常運転時）

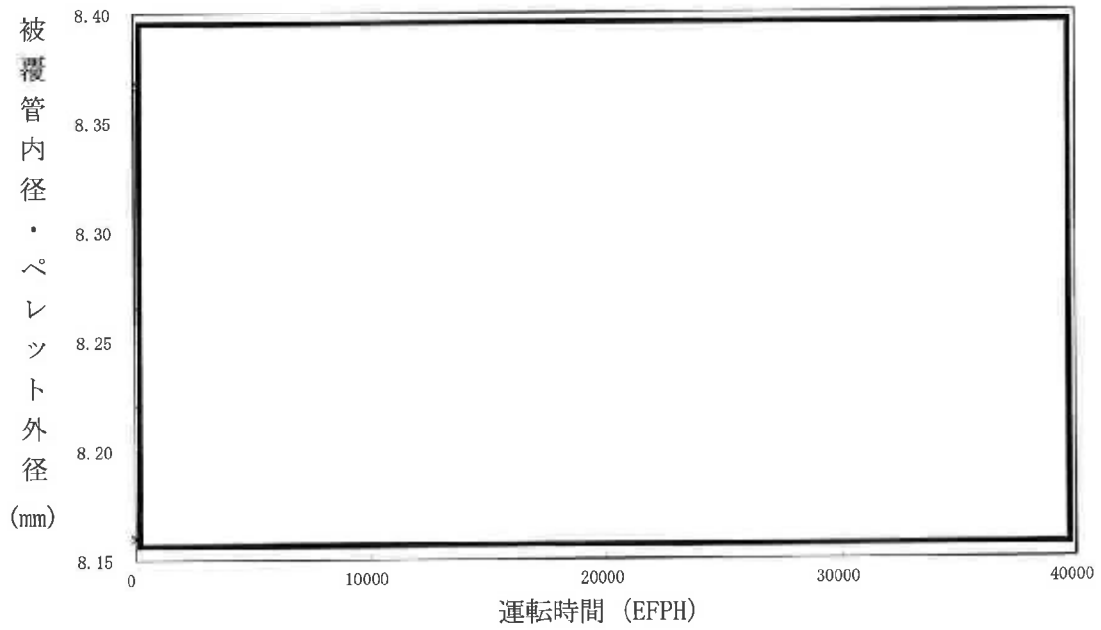


図 3-5 (1) 被覆管内径及びペレット外径変化
(二酸化ウラン燃料棒)

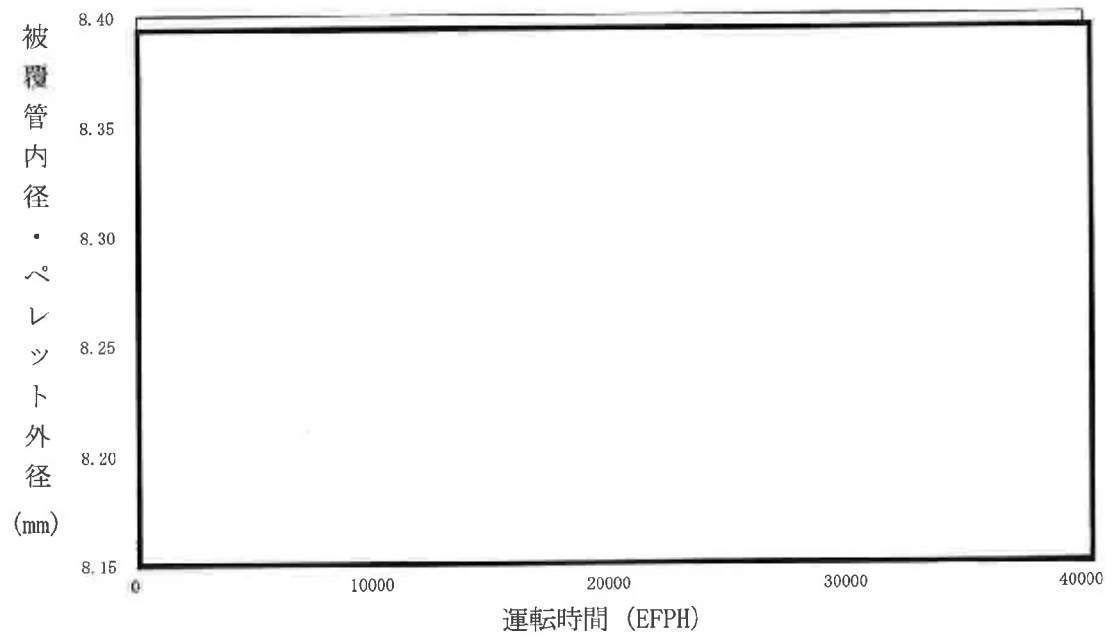


図 3-5 (2) 被覆管内径及びペレット外径変化
(ガドリニア入り燃料棒)

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二酸化ウランペレットに対して2,800℃、またガドリニア混合二酸化ウランペレットでは2,730℃である。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中心温度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定性を基に燃料中心温度の不確定性200℃を考慮し、以下のとおりとする。

(1) 二酸化ウランペレット

未照射燃料では不確定性200℃を考慮し、2,600℃とする。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。

(2) ガドリニア混合二酸化ウランペレット

未照射燃料では不確定性200℃を考慮し、2,530℃とする。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。

二酸化ウランペレットについては、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1,200Mwd/t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3-5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。

ガドリニア混合二酸化ウランペレットについては、濃縮度を二酸化ウランペレットより低下させることにより最大線出力密度が通常のウラン燃料より低くなるような設計としている。ガドリニウム同位体の中性子吸収効果が減少する効果を考慮した線出力密度が最高となる時期において燃料中心温度が最大となり、かつ制限値に対する余裕が最小となるが表3-5に示すように制限値を十分に下回っている。

表3-5 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 (°C)	判定	設計基準 (°C)
二酸化ウラン 燃料棒	通常運転時 (41.1kW/m)	1,200	約 1,760	<	2,590
	運転時の異常な 過渡変化時 (59.1kW/m)		約 2,260		
ガドリニア入 り燃料棒	通常運転時 (32.9kW/m)	10,000	約 1,720	<	2,490
	運転時の異常な 過渡変化時 (39.4kW/m)		約 1,970		

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、FINE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及びFPガス放出率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。

限界内圧を一般化して求めるために、17×17型燃料と14×14型（及び15×15型）燃料の両タイプを包絡する限界内圧を求め、更に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定性及び評価モデルの不確定性を考慮して評価した結果、限界内圧は次のとおりとなった。

$$\text{限界内圧} = 19.7 \text{MPa}[\text{abs}]$$

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定性及び評価モデルの不確定性を考慮した結果を表3-6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、その燃料寿命中の内圧変化は図3-4に示したとおりである。

表3-6 燃料棒内圧評価結果（通常運転時）

（単位：MPa[abs]）

種類	時期	内 圧			設計基準	設計比 ^(注)
		最確値	不確定性	合計		
二酸化ウラン燃料棒				12.9	≤19.7	0.66
ガドリニア入り燃料棒				15.6	≤19.7	0.80

（注）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

被覆管の応力評価は、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。

体積平均相当応力とは、被覆管にかかる合応力を体積の重みを付けて平均したものである。

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、高速中性子照射量に応じた耐力と比較する。ここに、未照射材及び照射材の耐力基準値は、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（耐力基準値は被覆管温度・高速中性子照射量の関数としている）を用いる^(注1)。許容基準の求め方を図3-6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3-5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。ここで、水力振動による応力は、安全側に $\pm 1.8\text{MPa}$ としている。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3-7に示す。これより二酸化ウラン燃料棒及びガドリニア入り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。

(注1) Siemens Power Corporation, "Fuel Rod Cladding Stress Criteria", EMF-2472, October 2000

表3-7 二酸化ウラン燃料棒及びガドリニア入り燃料棒被覆管応力評価結果

(単位：MPa)

評価条件		運転時の異常な過渡変化時											
		二酸化ウラン燃料			ガドリニア入り 二酸化ウラン燃料								
項目	応力成分		σ_{θ}	σ_r	σ_z	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	内外面	0	0	±1.8	0	0	±1.8						
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 ^{(*)、(**)}		0.44			0.43								
		0.44			0.43								

(*) 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。

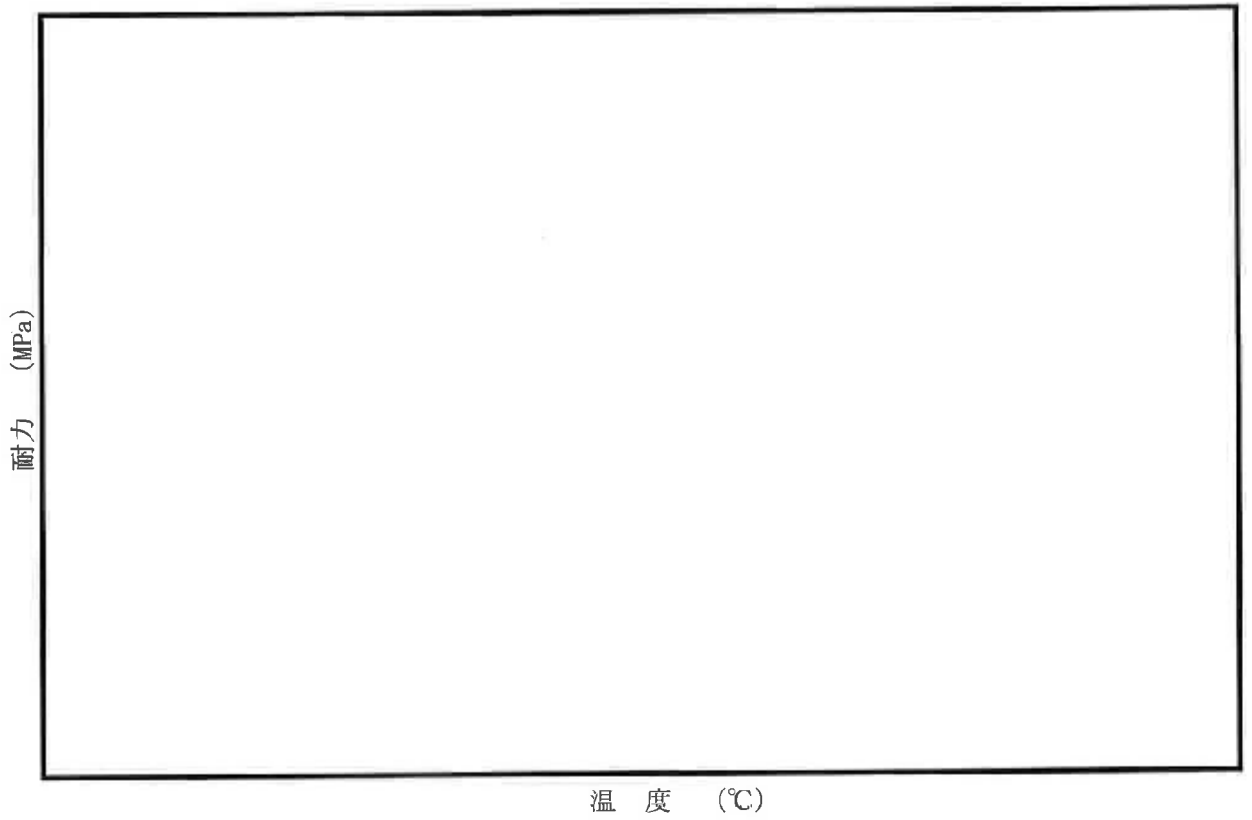


図 3-6 被覆管の耐力

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、それ以後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3-5参照)

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量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おいては、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3-8に示すとおり二酸化ウラン燃料棒及びガドリニア入り燃料棒ともに設計基準1%以下を満足している。

表3-8 運転時の異常な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)
二酸化ウラン 燃料棒		0.32	≤1	0.32
ガドリニア入り 燃料棒		0.35	≤1	0.35

(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

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、1次系機器の設計過渡条件及び燃料の炉内滞在期間を考慮して応力の繰り返し回数を設定し評価する(添付)。なお、評価対象燃料は被覆管応力が最も高くなる最大燃焼度燃料棒とする。

(1) 起動・停止 (0%冷態 ⇔ 0%温態)

燃料寿命中の繰り返し回数を□回と設定する。

起動、停止時の応力変動幅は寿命初期が最も大きいので、燃料寿命中を通じてこの変動幅が繰り返されるものとする。

(2) 日間負荷変動を含む運転時出力変化 (0%温態 ⇔ 100%温態)

主に日間負荷変動に由来する回数を□回/年、サイクル長さ□箇月運転では、□回/サイクルの繰り返しを考える。

(3) 異常な過渡変化における原子炉トリップ

0%と(100%出力からの)異常な過渡変化時局所線出力との間の出力変化が□回/年、サイクル長さ□箇月運転では□回/サイクルあるものとする。

設計疲労曲線としては図3-7を用いる。

各事象に対する損傷係数を合計した結果を表3-9に示すが、両燃料棒とも設計基準100%を満足している。

表 3-9 被覆管の疲労評価結果

(単位：%)

種 類	累積損傷係数	設計基準	設計比 ^(注)
二酸化炭素 燃料棒	10	≤100	0.10
ガドリニア入り 燃料棒	14	≤100	0.14

(注) 設計基準値に対する評価値の比である。

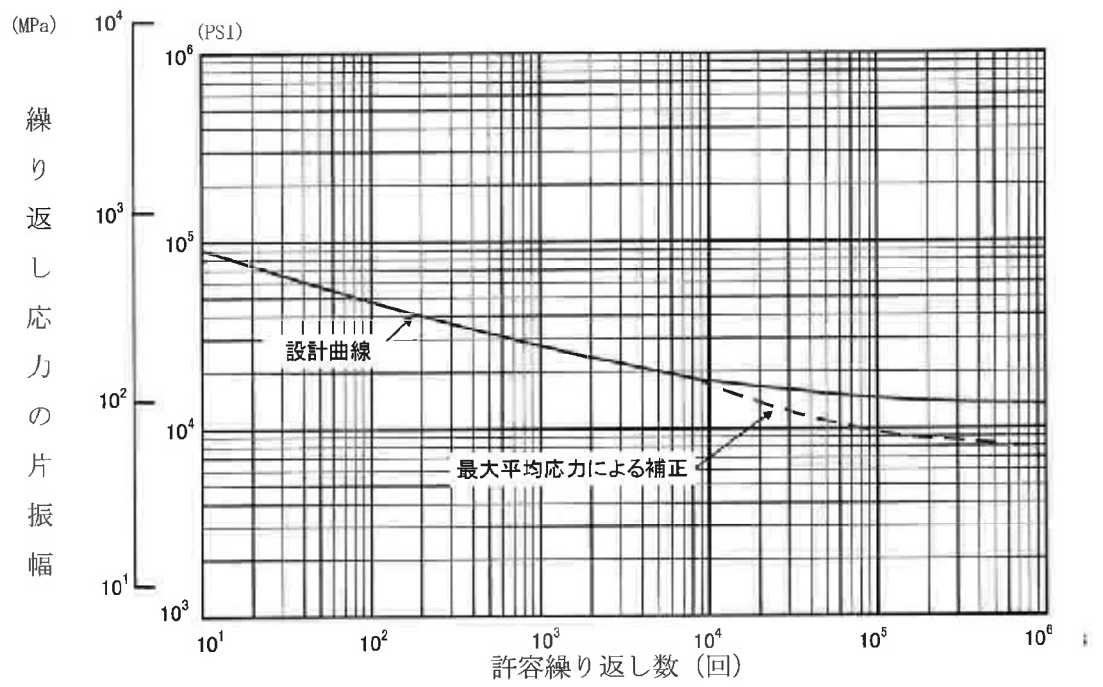


図3-7 ジルカロイ-4の設計疲労曲線 (注1)

(注1) W. J. O'Donnell and B. F. Langer, "Fatigue Design Basis for Zircaloy Components" Nuclear Science and Engineering: 20, 1-12 (1964)

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ム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、制御棒案内シム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、燃料棒の曲がりは、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。

これらによって生じる燃料棒曲がりに伴う燃料棒間ギャップの減少や燃料棒同士の接触により、被覆管表面温度上昇や燃料棒同士のフレットング摩耗等の曲がり燃料棒健全性（後述の3.4(1)a.項に示す）や炉心性能（DNB評価、後述の3.4(1)b.項に示す）に影響を及ぼすため、燃料棒曲がりについて考慮する必要がある。

図3-8に燃料棒にかかる圧縮力と曲がりの関係を示す。燃料棒と制御棒案内シムプルの照射成長の違いが、支持格子による燃料棒拘束力の大きさに依存して軸圧縮力を生み出し、初期曲がりが拡大していく。

そこで、本申請燃料集合体と類似設計の17×17・8段支持格子燃料集合体の海外実機における照射実績から得られた燃料棒の曲がりに L^2/I の比をかけることにより、17×17・9段支持格子燃料集合体燃料棒の曲がりに換算し、その結果を統計処理することで寿命末期における燃料棒曲がりを予測する。

ここで、

L : スパン長、mm

I : 断面二次モーメント ($= \frac{\pi}{64} (d_o^4 - d_i^4)$)、mm⁴

d_o : 被覆管外径、mm

d_i : 被覆管内径、mm

なお、燃料棒には主として、制御棒案内シムプルとの相互作用に基づく圧縮力が働くものの、ジルカロイ-4製支持格子ばねの照射による拘束力緩和は図3-9に示すように718合金製支持格子ばねより大きいことから、燃料棒に作用する圧縮力は寿命全般にわたって718合金製支持格子燃料よりも小さくなる方向である。したがって、ジルカロイ-4製支持格子燃料の燃料棒曲がりは、718合金製支持格子燃料より小さくなる方向である。

燃料集合体の燃料棒間隔の閉塞割合を図3-10に示す。

a. 接触時の曲がり燃料棒の健全性

前述の燃料寿命末期の予測曲がり量（チャンネル閉塞割合）から、燃料寿命末期における接触チャンネル数を求めると、1チャンネル以下となる。

仮に接触に至るチャンネルが生じるとした場合の評価結果を以下に示す。

(a) 被覆管表面温度の上昇の検討

燃料棒曲がりによる燃料棒間ギャップの減少に伴って、強制対流領域では、熱伝達は悪くなり、被覆管表面温度は上昇する。表面温度がThomの式より得られる温度に達すると局所沸騰が始まる。

局所沸騰の間は、これ以上に曲がりが大きくなっても、被覆管表面温度は上昇しない。

図3-11に燃料棒間のギャップの大きさと被覆管表面温度についての計算例を示す。

Thomの式から局所沸騰時の被覆管表面温度は、1次冷却材飽和温度+数℃となり、腐食、水素吸収への影響は小さいと考えられる。

(b) 燃料棒同士のフレTTィング摩耗の検討

イ. 燃料棒が曲がりによって接触に至った場合、水力振動に基づく燃料棒相互間の相対運動によるフレTTィング摩耗が問題となる。

安全側に燃料棒の相互干渉が生じている期間を 時間としても、燃料棒同士の接触による摩耗量は、被覆管肉厚の %以下である。したがって摩耗の進行は緩慢でかつ程度も小さく、このメカニズムによる燃料破損は生じないと考えられる。

ロ. 仮に、このメカニズムで破損が生じたとしても、次の点から破損の伝播は防護されている。

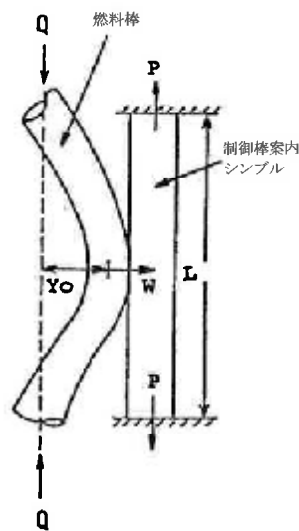
- ・燃料棒同士の接触の確率は小さい。
- ・フレットング摩耗の進行は緩慢で、ほかの原因による燃料破損と同様に、1次冷却材放射能レベルの監視が可能であり、必要な場合に適切な処置を取り得る時間的な余裕があること。

(c) 燃料棒曲がり制御棒案内シンプルに及ぼす影響

燃料棒の曲がりにより、制御棒案内シンプルと燃料棒が接触に至った場合に、制御棒案内シンプルが受ける影響を検討し、制御棒クラスタ挿入の機能について評価した。

イ. 熱膨張差により生じる制御棒案内シンプルの弾性的な変位の検討

燃料棒—制御棒案内シンプルが接触状態にあり、燃料棒が支持格子で拘束された状態で、更に熱膨張差により燃料棒の弾性的な曲がりが増大する場合、制御棒案内シンプルに変位が伝達される。



左図に示す体系で、安全側に燃料棒が支持点で回転自由であり、曲がり形状が、放物線であると仮定すると、固定端の条件にある制御棒案内シンプルの変位は、約 mm以下となる。

ここで、

- P : 引張力
- W : 接触力
- Q : 軸圧縮力
- L : 制御棒案内シンプル長さ
- Y_0 : 曲がりによる燃料棒の変位

ロ. 接触による制御棒案内シンプルクリープ変形量の検討

燃料棒と制御棒案内シンプルが接触状態にある場合、運転時制御棒案内シンプルに接触力及び引張力が働くが、これによって制御棒案内シンプルがクリープ変形する可能性がある。

イ. 項と同様の体系で、制御棒案内シンプルに接触力W及び引張力Pが加わった場合の 時間中央のクリープ変形量を求めると、 時間で約 mm以下となる。

ハ. 制御棒クラスタ挿入機能

イ. 項、ロ. 項で検討した結果、弾性的な変位は約 mm以下、クリープ変形量は接触期間 時間で約 mm以下となり、制御棒と制御棒案内シンプルクリアランス（約 mm）に比べて小さい。

したがって、制御棒クラスタ挿入に対して影響を与えないと考えられる。

b. 燃料棒曲がりの炉心性能に及ぼす影響（DNB評価）

燃料棒曲がりDNB試験結果から、接触曲がりDNBペナルティ δ_{contact} 及び85%曲がりDNBペナルティ $\delta_{\text{pb}, 85}$ が求められる。

部分曲がりに対するDNBペナルティは、図3-12に示すように原点と $\delta_{\text{pb}, 85}$ と δ_{contact} を直線で結んだもので与えられる。

一方、図3-10は、曲がりが最大になるクリティカルスパンでの0.3%マイル曲がり^(注)を表しているが、これから標準偏差 σ_c が次のように求まる。

$$\sigma_c = Y_{0.3} / 2.75$$

これより、95%確率の投影クリアランス減少量 ΔC_{95} は

$$\Delta C_{95} = 1.645 \sigma_c$$

で与えられる。 ΔC_{95} が0.85より小さければ、95%確率のDNBペナルティ δ_{95} は

$$\delta_{95} = \frac{\Delta C_{95}}{0.85} \delta_{\text{pb}, 85}$$

で与えられ、また、0.85より大きい場合には

$$\delta_{95} = \delta_{\text{pb}, 85} + \frac{\Delta C_{95} - 0.85}{1 - 0.85} \times (\delta_{\text{contact}} - \delta_{\text{pb}, 85})$$

で与えられる。

本申請の燃料集合体を装荷する原子炉に関する評価結果を表3-10に示す。同表より明らかのように、DNBペナルティは熱設計上の余裕の範囲内にある。

(注) それよりも大きな曲がりが全体の0.3%に相当する閉塞割合

表3-10 燃料棒曲がり炉心性能に及ぼす影響 (DNB評価結果)

標準偏差 σ_c は図3-10より次のように求まる。

$$\sigma_c = Y_{0.3} / 2.75 = \boxed{} / 2.75 = \boxed{}$$

これより95%確率の投影クリアランス減少量 ΔC_{95} は次のように求まる。

$$\begin{aligned} \Delta C_{95} &= 1.645 \sigma_c \\ &= 1.645 \times \boxed{} = \boxed{} \end{aligned}$$

ここで、

$$\begin{aligned} \delta_{pb, 85} &= \boxed{} \\ \delta_{95} &= \frac{\boxed{}}{0.85} \times \boxed{} = 0.035 \end{aligned}$$

となる。

[評価結果]

1. 燃料棒曲がりDNBペナルティ (δ_{95})	3.5%
2. 熱設計上のDNB余裕 (注)	12%

(注) DNB余裕は次式における F_{DNBR}^M により考慮している。

$$\text{DNB余裕} = (1 - F_{DNBR}^M) \times 100$$

$$MDNBR = DNBR_{NOM} \times F_{DNBR}$$

$$F_{DNBR} = F_{DNBR}^U \times F_{DNBR}^M$$

MDNBR : 最小DNBR

DNBR_{NOM} : DNB最確値

F_{DNBR} : DNB乗数(0.75)

F_{DNBR}^U : DNB不確定性因子

F_{DNBR}^M : DNB余裕

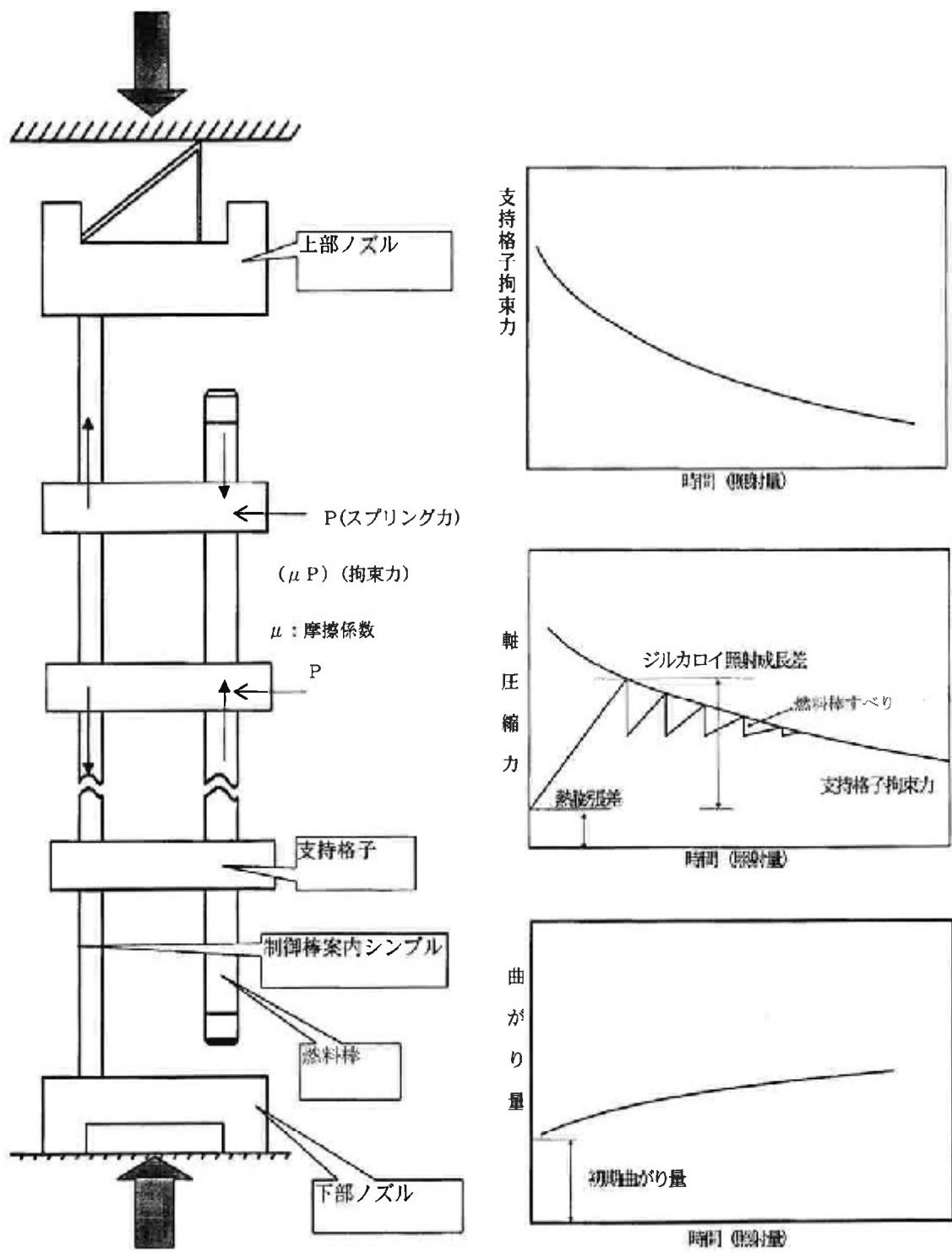
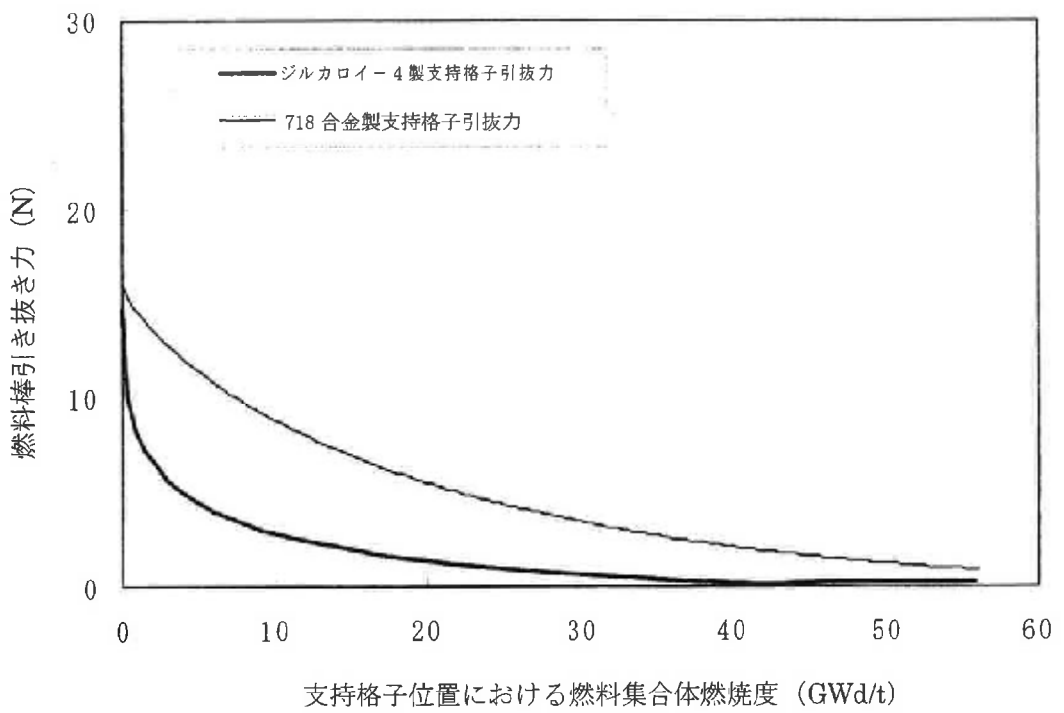
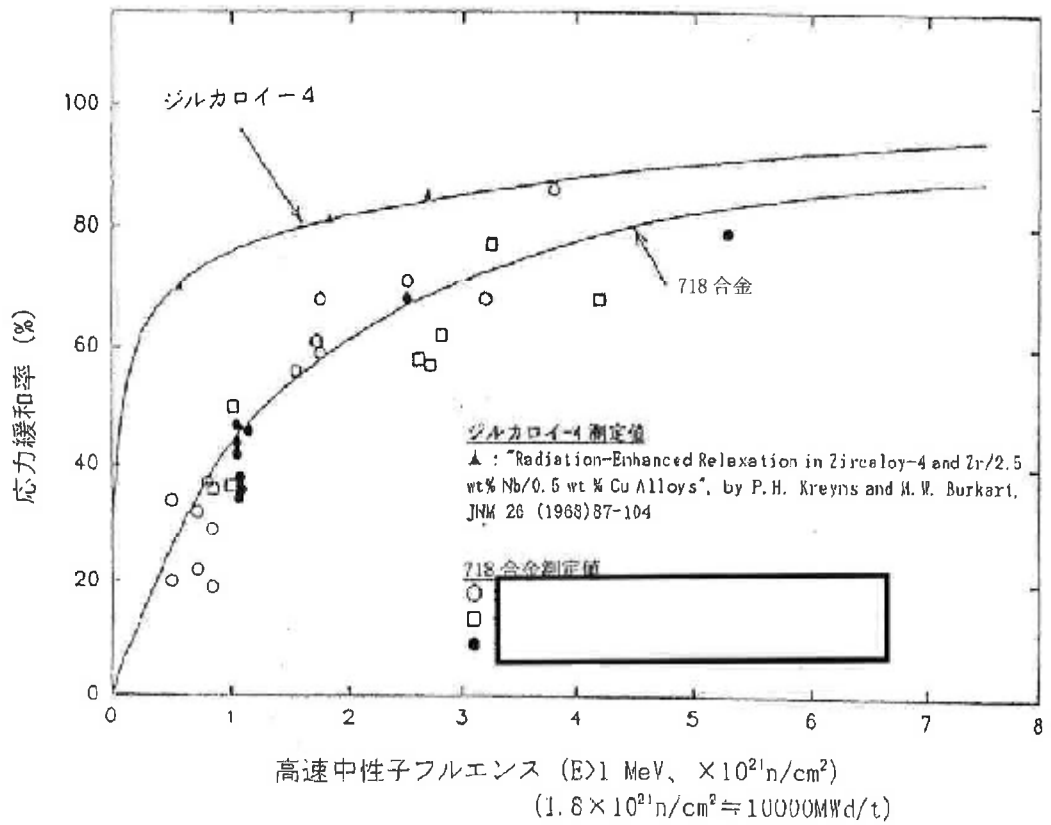


図3-8 燃料棒にかかる圧縮力と曲がり



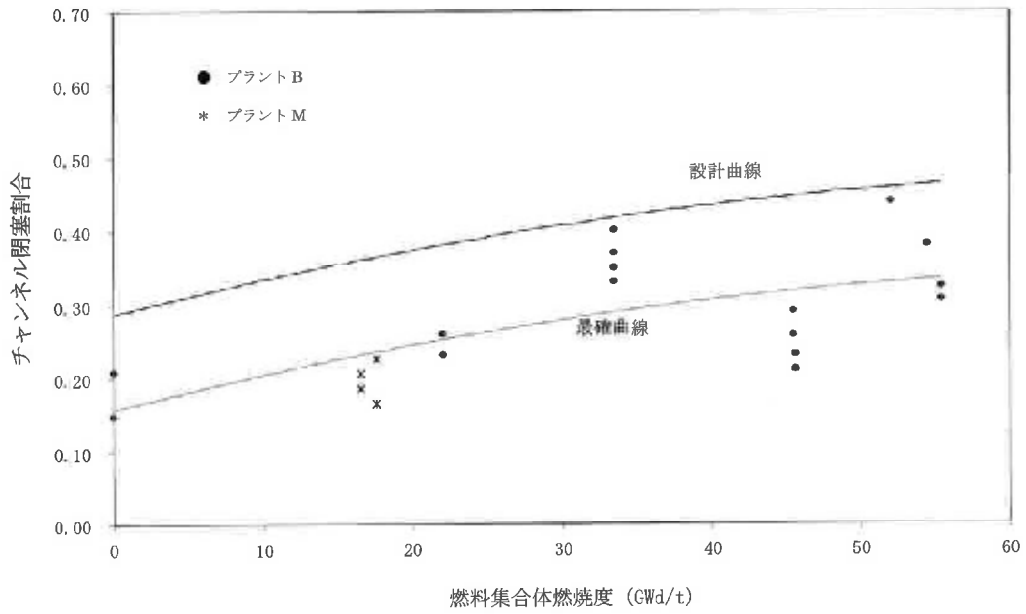


図3-10 燃料棒の曲がり (Framatome Inc.社データ)

注：本データはFramatome Inc. 社欧米向け燃料（17×17・8段支持格子）の照射実績から（スパン長）² / （断面二次モーメント）により17×17・9段支持格子に換算したものである。

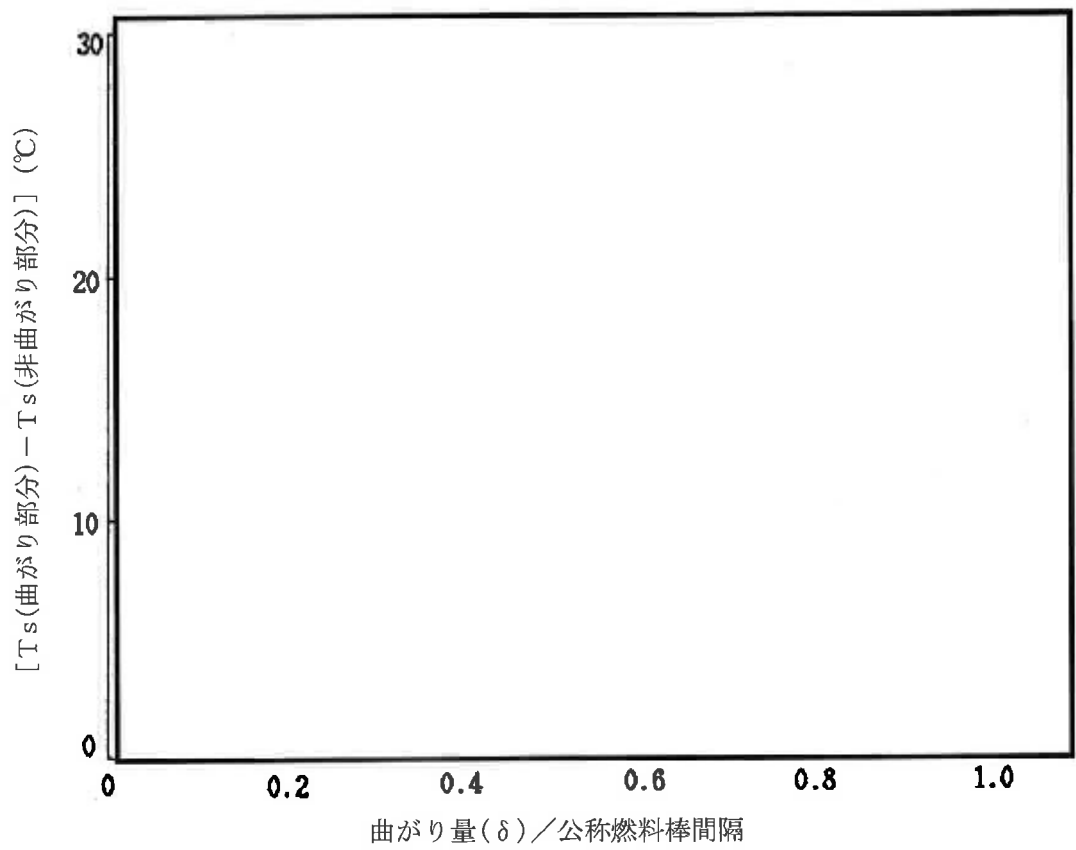


図3-11 曲がり部分のDNB以前の被覆管表面温度（三菱評価）

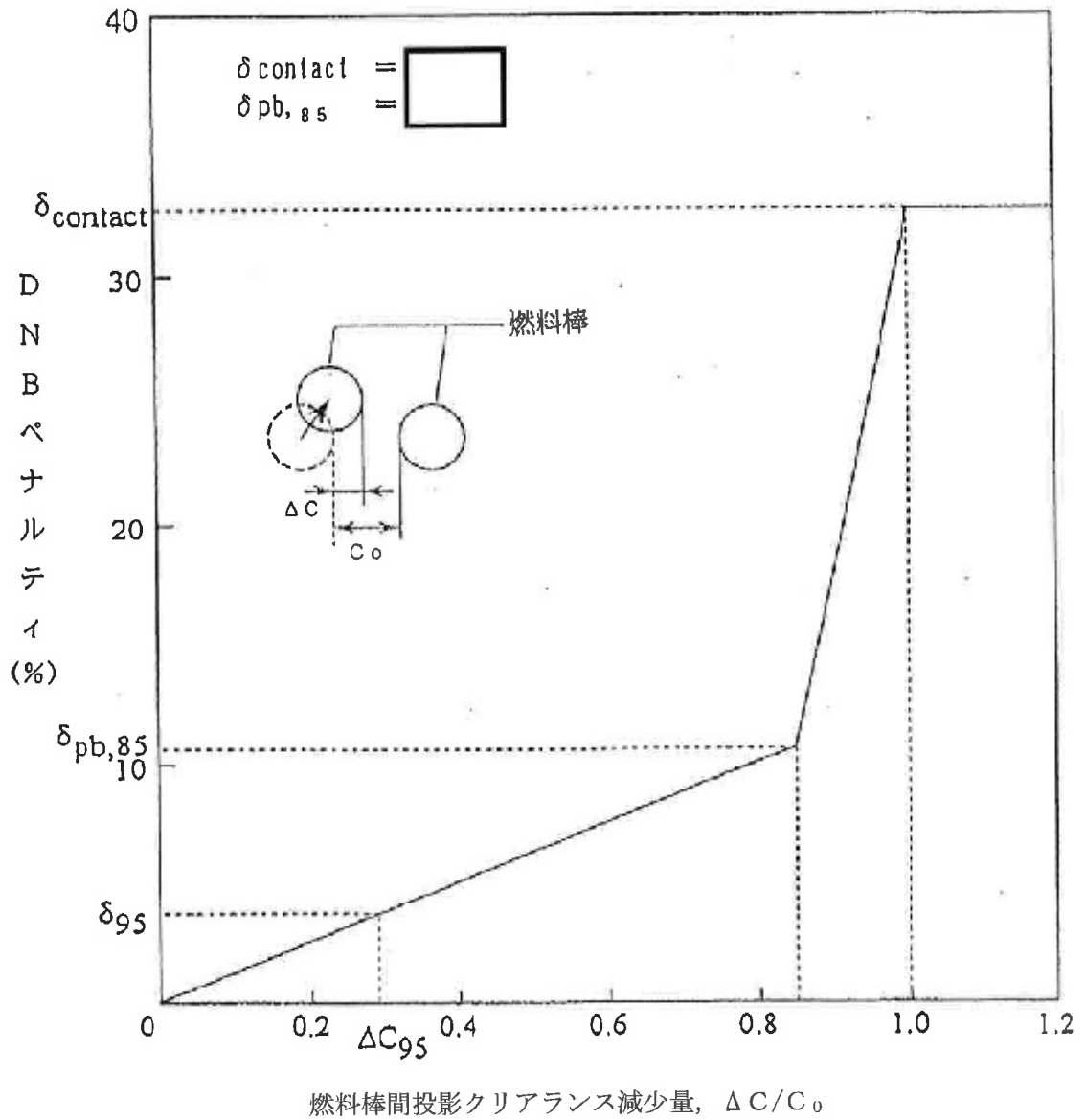


図3-12 DNBペナルティと燃料棒間投影クリアランス減少量の関係
 (発電用加圧水型原子炉の炉心熱設計評価指針(平成12年8月改訂)に基づく)

(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。

設計においては、48,000MWd/tまでの燃料集合体の伸びを考慮しても、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。

図3-13に燃料集合体伸びのデータ及び設計曲線を示す。同図より、燃料集合体燃焼度48,000MWd/tにおける燃料集合体の伸びは、炉心板との間隙量である制限値内に収まっている。

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。

設計においては、燃料集合体で48,000MWd/tまでトータルギャップが閉塞することのないように、製造時の燃料棒と上部及び下部ノズルとの軸方向ギャップを設定している。

図3-14にトータルギャップのデータ及び設計曲線を示す。同図より、燃料集合体燃焼度48,000MWd/tにおいて、トータルギャップの減少量は制限値内に収まっている。

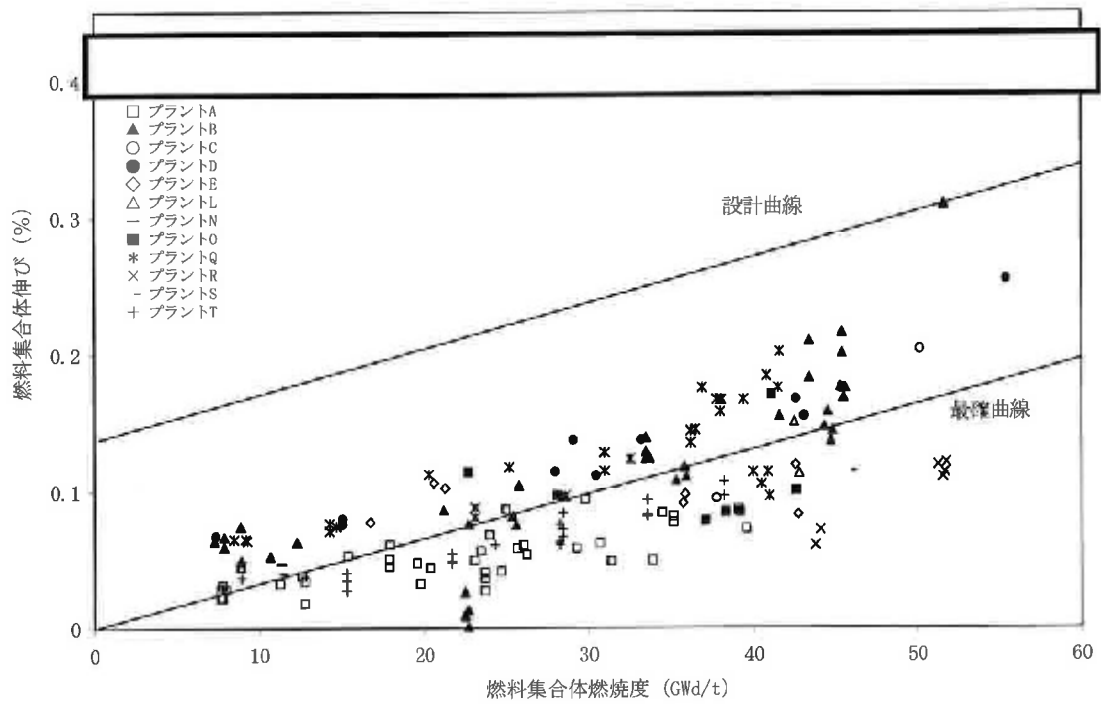


図3-13 燃料集合体伸び (Framatome Inc. 社データ)

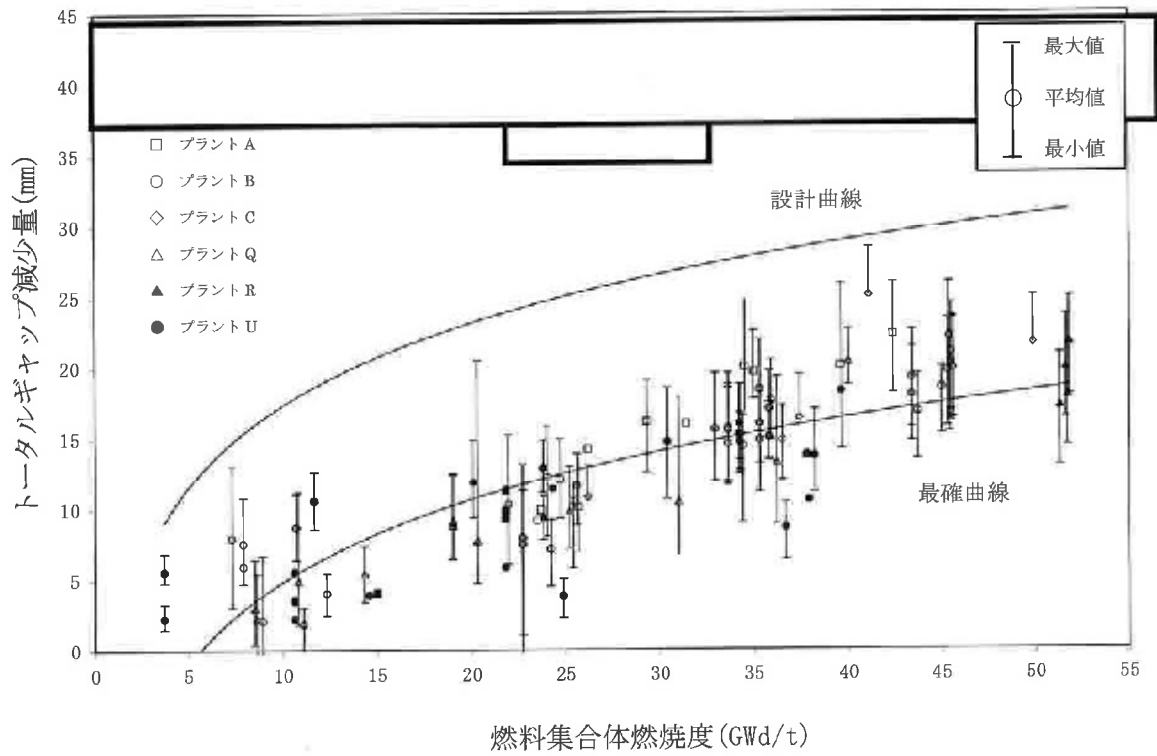


図3-14 トータルギャップの変化 (Framatome Inc.社データ)

* 制限値は、寸法を保守的に設定 (集合体=公差下限値、その他部材=公差上限値) し、低温から高温への影響を加味した値。

(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扁平化し、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。

現在の燃料設計においては、燃料棒内初期ヘリウム加圧量を高くし、焼きしまりの少ないペレットを採用していることから、クリープコラプスは発生しないと判断できる。

(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。

a. ジルカロイ-4被覆管とジルカロイ-4支持格子のフレッシング摩耗

17×17型8段支持格子燃料集合体（本申請の燃料集合体と比べ支持格子が1段少ない）を用いて、燃料棒の拘束条件をパラメータにフレッシング試験を行った結果、拘束条件、試験時間にかかわらず最大で mm の摩耗が観察された。^(注1)

また、保守的条件で実施された燃料棒1本の強制振動フレッシング試験の結果から、フレッシング摩耗が非常に早い段階で飽和することが確認された。^(注1)

これらの結果から、照射開始直後に支持格子の支持力がなくなると仮定しても、寿命末期の摩耗量評価値は mm となり、摩耗量は被覆管肉厚に対し十分小さく、燃料健全性上問題とならない。

b. ジルカロイ-4被覆管と718合金製支持格子のフレッシング摩耗

718合金製下部支持格子の基本形状はジルカロイ-4製の上部・中間部支持格子と同じであることから、フレッシング特性も同じ傾向を持つ。また、718合金製支持格子は、ジルカロイ-4製支持格子に比べばね力の緩和が少ないことから、拘束条件においてはジルカロイ-4製支持格子よりも優れている。

17×17型9段支持格子燃料集合体（本申請の燃料集合体）を用いて、燃料棒の拘束条件をパラメータに、ジルカロイ-4製及び718合金製支持格子にてフレッシング試験を行った。この結果、ジルカロイ-4製及び718合金製支持格子の最大摩耗量は拘束条件に関係なく同等^(注2)であったことから、寿命末期の摩耗量評価値は mm となり、摩耗量は被覆管肉厚に対し十分小さく、燃料健全性上問題とならない。

(注1) C. A. Brown, et al., "FUEL ROD VIBRATION AND FRETTING IMPACT ON RELIABILITY", ANS LWR Fuel Performance Conference, Park City, 2000.

(注2) Alexander N. Corsten, Proceedings of the Fifth International Topical Meeting on Nuclear Thermal Hydraulics, Operations and Safety (April 1997), "Siemens Advanced PWR High Thermal Performance Fuel Assemblies"

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。

- ・燃料輸送及び取扱い時の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。

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）」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、 $2/3S_y$ のかわりに $0.9S_y$ 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=6G)

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	上部ノズル及び下部ノズルの強度評価を行う。	ステンレス鋼 鋳鋼	—	ノズルの機能を阻害しない限界変形量
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（溶接及びスリーブ）の強度評価を行う。	ジルカロイ-4	—	結合部の強度試験に基づく弾性限界荷重
上部及び中間部支持格子ー制御棒案内シンプル接合部 下部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、接合部及び結合部の強度評価を行う。	ジルカロイ-4	—	接合部及び結合部の強度試験に基づく弾性限界荷重
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

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	—	強度試験に基づく弾性限界荷重
制御棒案内シンプル	スクラム時の衝撃力	ジルカロイ-4	—	弾性限界荷重
	運転時荷重		P_m ^(注2)	S_m
上部ノズル押えばね	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ばね力
	ポンプオーバー スピード時			上部ノズル押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 : 1次応力 (一般膜応力)

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) ASME Sec. III では 2 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6Gの設計荷重及び通常運転時並びに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、上部ノズル押えばね力は照射に伴い増加する。このため、上部ノズル押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。

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、6G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6Gを設定し評価している。ただし、6G以上の荷重があった場合には再評価を行う。

(1) 上部ノズル及び下部ノズルの強度評価

上部ノズル及び下部ノズルが6G荷重を受けた際の変形量を評価し、ノズルの機能を阻害しない限界変形量以下であることを確認する。

(2) 上部ノズルー制御棒案内シンプル結合部強度評価

上部ノズルー制御棒案内シンプル結合部が6G荷重を受けた際に、1本あたりに作用する荷重を評価する。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1)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。

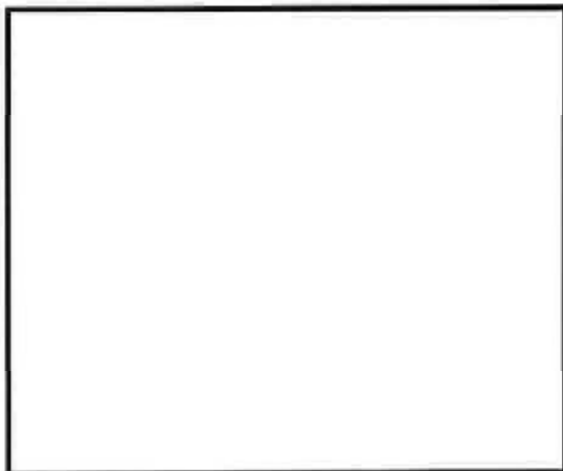
(3) 上部及び中間部支持格子ー制御棒案内シンプル接合部強度評価、下部支持格子ー制御棒案内シンプル結合部強度評価

支持格子ー制御棒案内シンプルの接合部及び結合部は、制御棒案内シンプルと燃料棒に荷重が分担されるが、保守的に支持格子ー制御棒案内シンプル接合部及び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評価する。接合部及び結合部は、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1)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。

(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、6G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評価する。

(注1) 接合部及び結合部の許容荷重は、強度試験により接合部及び結合部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）。



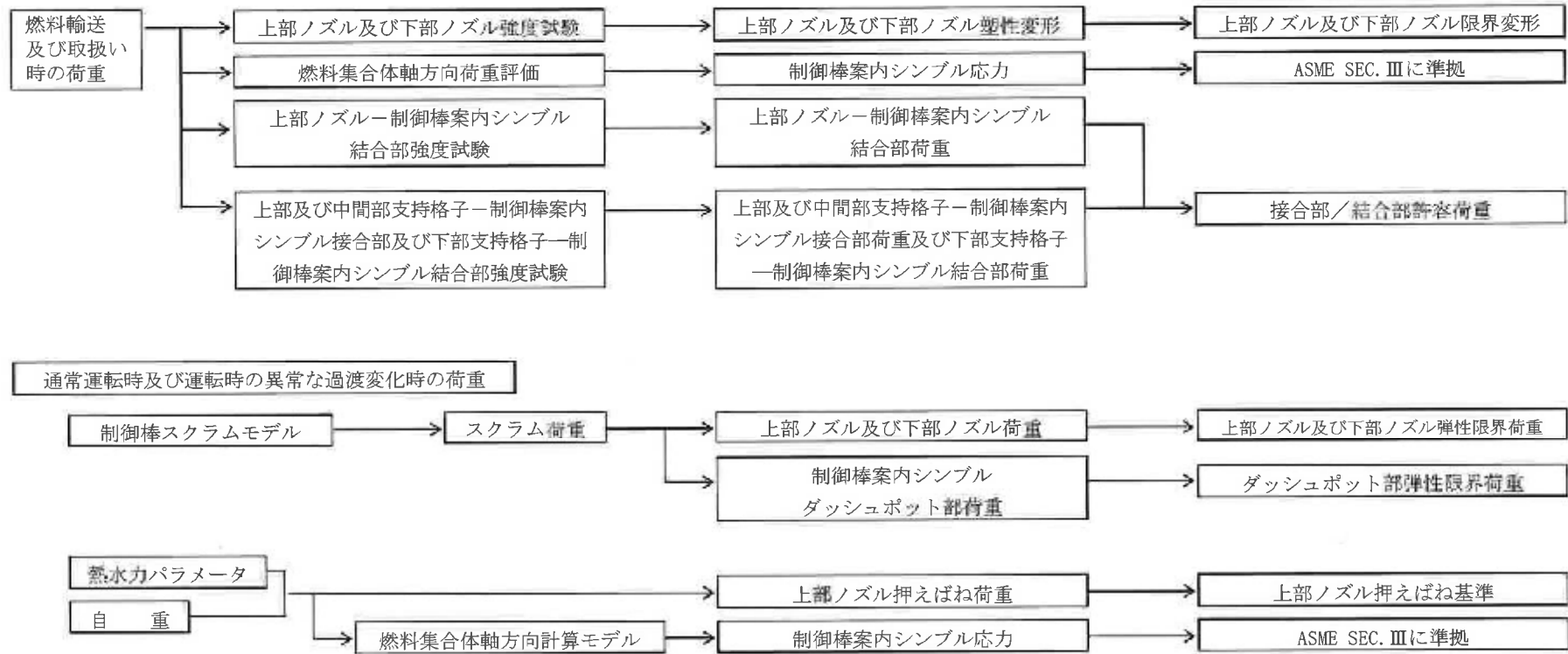
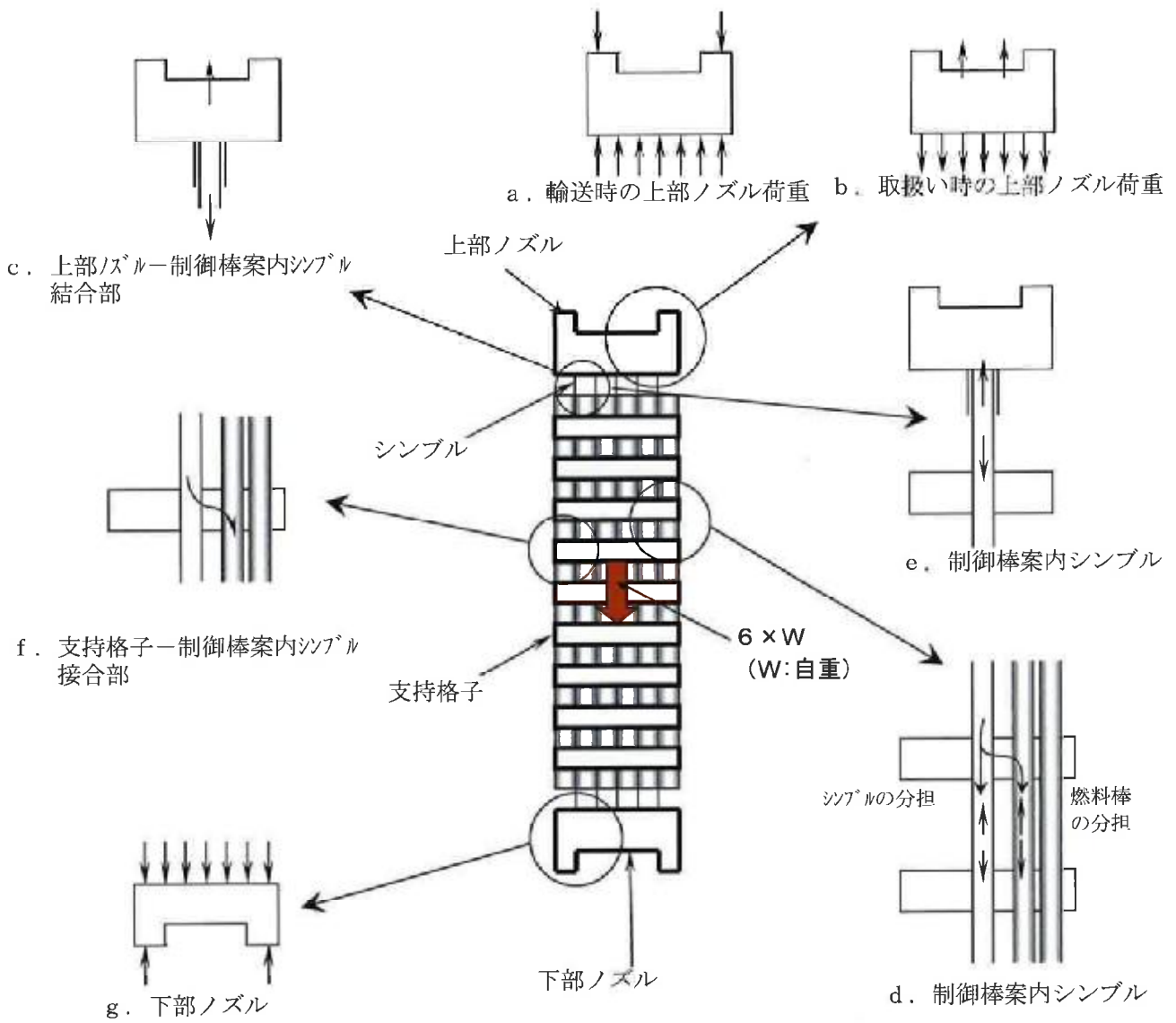
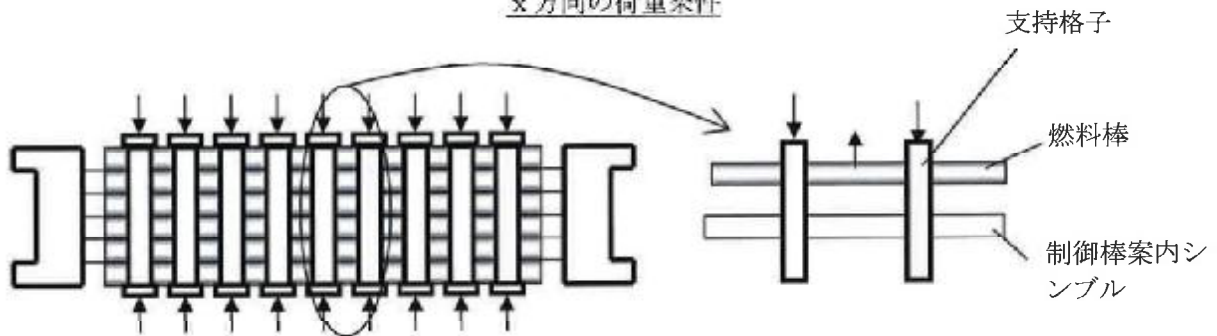


図 4-1 燃料集合体強度評価流れ図



x 方向の荷重条件



燃料棒には曲げが加わるが、制御棒案内シンプルには曲げはほとんど加わらない。

y 方向の荷重条件

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強度評価

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）を考慮して強度評価を行う。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、スクラムによる荷重を考慮して強度評価を行う。

また、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、これらの荷重が合成された結果として制御棒案内シンプルには引張応力が生じるが、これは照射初期で最大となる。スクラム時には圧縮荷重が加わるので引張応力は相殺される。したがって、制御棒案内シンプル応力評価の際にはスクラム荷重を考慮しないが、スクラム時に制御棒案内シンプルダッシュポット部^(注1)（以下、「ダッシュポット部」と称する。）に加わる衝撃力を求め、ダッシュポット部の強度を検討する。

スクラム時の荷重としては、

- a. ダッシュポット部に制御棒クラスタ^(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）
- b. 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。a. はダッシュポット部よりも下部に対して、b. は上部ノズルより下部に対して荷重が作用する。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b. を、ダッシュポット部及び下部ノズルに対してはa. 又はb. の大きい方を考慮して評価を行う。図4-4に運転時の異常な過渡変化時に作用する荷重を示す。

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、下部ノズル及び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) 上部ノズル押えばねの機能評価

上部ノズル押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、
流量に対し、上部ノズル押えばねの健全性を評価する。

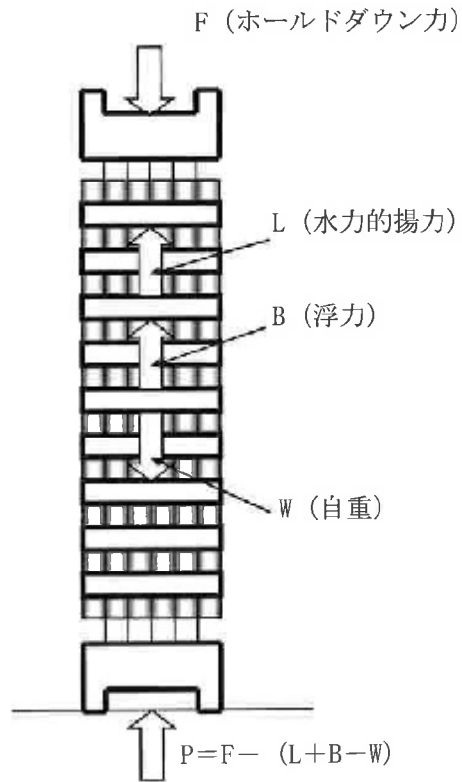


図 4-3 通常運転時荷重

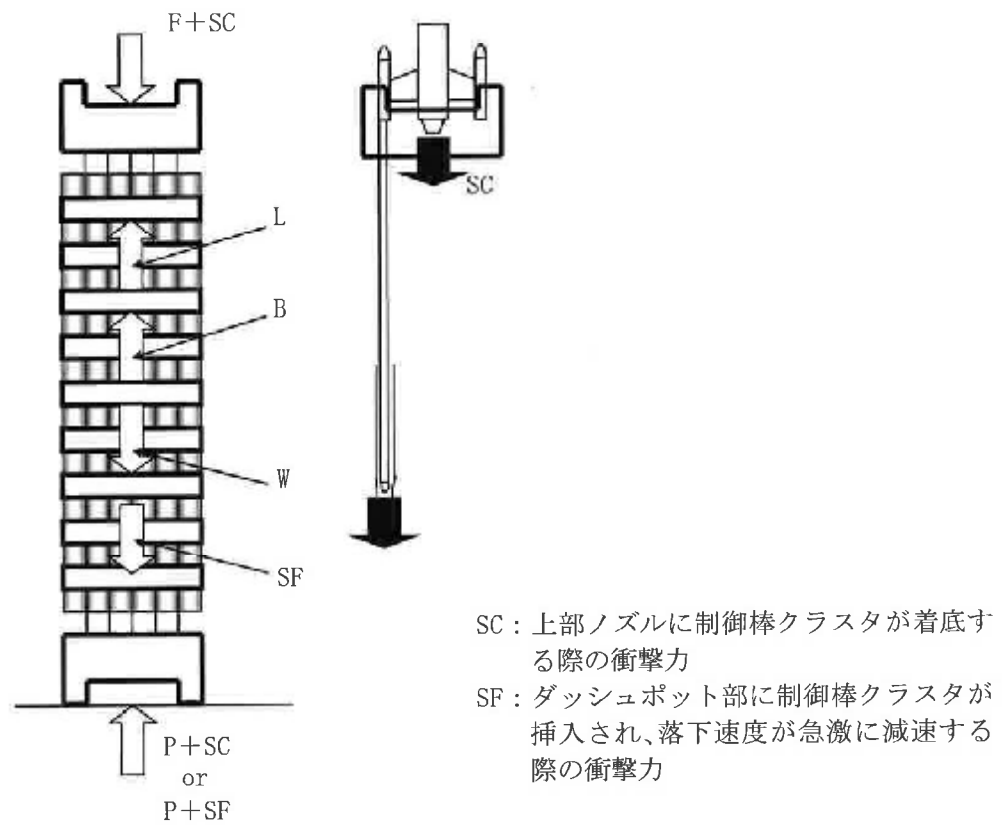


図 4-4 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時荷重

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) 上部ノズル及び下部ノズルの強度評価

表4-3に上部ノズル及び下部ノズルに生じる最大変位と許容値を示す。最大変位は中央部で発生するが、6Gの設計荷重で生じる最大変位は許容値を満足しており、ノズルの機能を害することはない。

(2) 上部ノズルー制御棒案内シンプル結合部強度評価

表4-3に結合部に生じる最大荷重と許容値を示す。最大荷重は外周位置で発生するが、6Gの設計荷重で許容値を満足しており、結合部の健全性を害するような変形は生じない。

(3) 上部及び中間部支持格子ー制御棒案内シンプル接合部強度評価、下部支持格子ー制御棒案内シンプル結合部強度評価

表4-3に接合部及び結合部に生じる最大荷重と許容値を示す。最大荷重は外周位置で発生するが、6Gの設計荷重で許容値を満足しており、接合部及び結合部の健全性を害するような変形は生じない。

(4) 制御棒案内シンプル応力評価

表4-3に制御棒案内シンプルに生じる最大応力と許容値を示す。最大応力は外周位置で発生するが、6Gの設計荷重で生じる最大応力は許容値を満足しており、制御棒案内シンプルに永久変形は生じない。

なお、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 MPaと耐力（約 MPa）に比べ十分小さい。また、支持格子のばねに作用する荷重は約 Nであるのに対し、支持格子のばねの塑性変形が進行しないことを支持格子ばね特性試験にて確認しており、保持機能は確保される。

表4-3 燃料輸送及び取扱い時の荷重における評価結果

構成部品	最大値	許容値	設計比 ^(注)
上部ノズル	<input type="text"/> mm	<input type="text"/> mm	0.29
下部ノズル	<input type="text"/> mm	<input type="text"/> mm	0.11
上部ノズルー制御棒案内シンプル結合部	<input type="text"/> N	<input type="text"/> N	0.68
上部及び中間部支持格子ー制御棒案内シンプル接合部、下部支持格子ー制御棒案内シンプル結合部	<input type="text"/> N	<input type="text"/> N	0.81
制御棒案内シンプル	<input type="text"/> MPa	<input type="text"/> MPa	0.87

(注) 許容値に対する最大値の比である。

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. 上部ノズル及び下部ノズル

運転中の荷重としてスクラム時の衝撃力を考慮すると、最大荷重は [] N となり、強度試験から弾性限界荷重は [] N より大きく、弾性限界荷重を下回っている。なお、4.3.1項で評価した6Gの荷重（約 [] N）に比べ小さく、上部ノズルの機能を阻害しない。

また、下部ノズルに働く最大衝撃力は、ダッシュポット部での衝撃力が伝達される場合で、最大荷重は [] N となり、強度試験から弾性限界荷重は [] N より大きく、弾性限界荷重を下回っている。なお、4.3.1項で評価した6Gの荷重（約 [] N）に比べ小さく、下部ノズルの機能を阻害しない。

b. 制御棒案内シンプル

表4-4に、通常運転時の制御棒案内シンプルの応力評価結果を示すが、許容値より小さい。

スクラム時には、制御棒クラスタリテーナ部が上部ノズルに衝突するまで制御棒が挿入されるが、この際ダッシュポット部における衝撃力は [] N となり、これは Sm に相当するダッシュポット部の荷重 [] N よりも小さく、弾性限界荷重を下回っている。

(2) 上部ノズル押えばねの機能評価

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 [] [] 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、上部ノズル押えばねの機能は損なわれない。

表 4-4 制御棒案内シンプル応力評価結果

(MPa)


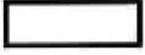

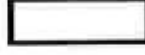


状 態	最大応力	許容応力	設計比 ^(注1)
通常運転時	 ^(注2)		0.08 (0.09) ^(注2)

(注1) 許容応力値に対する最大応力値の比である。

(注2) ()内数値はダッシュポット部の応力である。

表4-5 上部ノズル押えばね評価結果

(単位：N)

状 態	上部ノズル押えばねに要求される力 ^(*1)	上部ノズル押えばね力	評 価	設計比 ^(*2)
低温起動時			浮き上がらない。	0.83
高温全出力時			浮き上がらない。	0.38
ポンプオーバー スピード時 (高温)			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) 「上部ノズル押えばね力」に対する「上部ノズル押えばねに要求される力」の比である。

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 日間負荷変動を含む運転時出力変化(0%温態 ⇔ 100%温態): (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 異常な過渡変化における原子炉トリップ: (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

補足説明資料6

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。

A型輸入ウラン燃料 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(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)、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)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	申請書 検査	要目表 3 燃料体の名称、種類、主要寸法及び材料 T3- II -1-3-3 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) 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。	検査	—	材料検査
(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。	検査	—	a.寸法検査 b.材料検査 c.外観検査 d.外観検査
(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。	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	a.材料検査 b.材料検査
(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 添付図面 第1-1-2図	a.材料検査 b.材料検査 c.材料検査 d.材料検査
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。	—	—	—
(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、実用上差し支えないものであること。	—	—	—
(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。	—	—	—

A型輸入ウラン燃料 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
(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。	—	—	—
(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。	—	—	—
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3-3	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

A型輸入ウラン燃料 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
(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
(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。 a. 試験温度 室温 引張強さ: 415N/mm ² 以上 耐力: 240 N/mm ² 以上 伸び: 14%以上 b. 試験温度316°C 引張強さ: 215N/mm ² 以上 耐力: 105N/mm ² 以上 伸び: 24%以上	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
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。 (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

A型輸入ウラン燃料 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
(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。 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。 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。	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
燃料要素は、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) 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
(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