

伊方発電所第 3 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
(ウラン燃料))

補足説明資料

令和 5 年 1 月 1 2 日

四国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は、
商業機密あるいは防護上の観点
から公開できません。

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

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 燃料体設計認可申請書と設計及び工事計画認可申請書の記載に関する補足説明資料

補足説明資料 4 基本設計方針の確認方法について

補足説明資料 5 強度に関する補足説明資料

補足説明資料 6 高燃焼度燃料における燃料被覆材に関する補足説明資料

補足説明資料 7 耐震性に関する説明書に関する補足説明資料

補足説明資料 8 基本設計方針と技術基準規則等の関係について

赤枠：今回抜粋し提出した箇所

補足説明資料 9 設計及び工事計画認可申請書の記載事項に関連する設置
変更許可について

補足説明資料 1

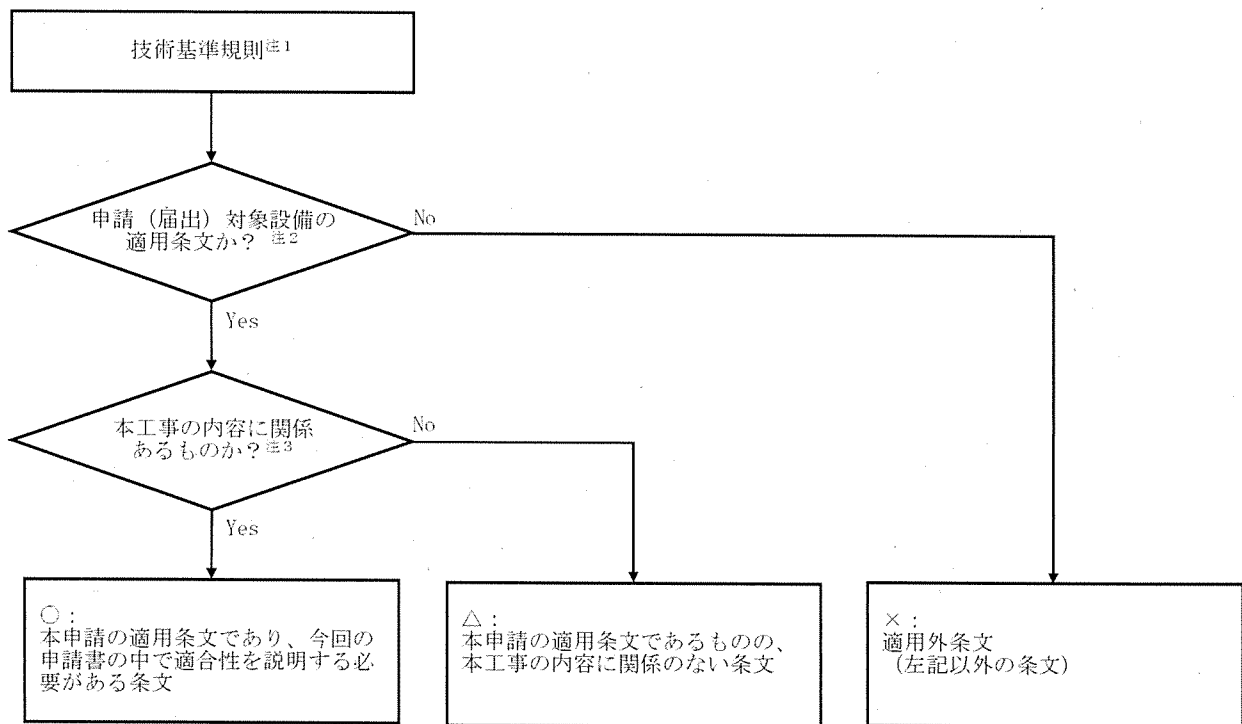
設計及び工事計画認可申請における
適用条文等の整理について

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、今回の申請書の中で適合性を説明する必要があ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条文整理フロー

設計及び工事計画認可申請における条文整理に当たっては、以下のフローに従い分類する。



注1：直接の技術要求ではない条文（第一条 適用範囲、第二条 定義、第三条 特殊な設計による発電用原子炉施設）は除く。

注2：申請（届出）対象設備が、技術基準規則の各条文の適用を受ける設備か否かで判断する。具体的には、対象設備が明確となっている条文において、明らかに申請（届出）対象設備と条文の対象設備が合致していない場合は「No」とし、それ以外は「Yes」とする。
ただし、第十条については、基本設計方針において、急傾斜地崩壊危険区域でない地域に設備を施設する方針としており、全ての設備においてこの適合性を確認する必要があることから、全ての申請（届出）対象設備において「Yes」とする。

注3：申請（届出）対象設備の適用条文となった条文のうち、以下の両方が該当する条文であるか否かで判断する。

- ・設計段階で確認する条文
- ・本申請（届出）内容が、過去の設計及び工事計画認可申請書（既工事計画認可申請書を含む）の基準適合性確認結果に影響を与える条文

ただし、上記に該当しない場合であっても、申請（届出）対象設備が、法令改正等により新たに要目表へ追加する設備である場合は、以下のどちらかに該当する条文であるか否かで判断する。

- ・申請（届出）対象設備の設計に関する条文
- ・申請（届出）対象設備が防護すべき対象となっている条文

3. 本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

以下に示す本設計及び工事の計画の申請対象について、2. の条文整理フローに従い整理した適用条文整理結果を第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 伊方3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)

技術基準規則	分類※	備考
(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」という設備区分として適合性が確認されている。(以下第五～九、十一～十五、十九、二十三条に同じ) 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。設備の設置位置および設備の取扱い場所を変更しないことから、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。
(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。具体的には、新規制基準適合性確認に関する工事計画認可申請書(原規規発第1603231号 2016年3月23日認可)および地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能要求が追加されたことに対する工事計画認可申請書(原規規発第1906103号 2019年6月10日認可)の添付資料「耐震性に関する説明書」において、既に確認している。 今回の申請は、既工事計画から設計内容に変更はないものの、本設備を新たに「燃料体」という設備区分で要目表に追加することから、本条文が燃料体の設計に関する条文であることを踏まえ、今回の申請書の中で適合性を説明する。
(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。具体的には、新規制基準適合性確認に関する工事計画認可申請書(原規規発第1603231号 2016年3月23日認可)の添付資料「耐震設計上重要な設備を設置する施設に関する説明書(自然現象への配慮に関する説明を含む。)」において、既に確認している。 今回の申請は、既工事計画から設計内容に変更はないものの、本設備を新たに「燃料体」という設備区分で要目表に追加することから、本設備が安全重要度分類クラス1機器であり防護対象設備に該当することを踏まえ、今回の申請書の中で適合性を説明する。
(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。具体的には、新規制基準適合性確認に関する工事計画認可申請書(原規規発第1603231号 2016年3月23日認可)の添付資料「耐震設計上重要な設備を設置する施設に関する説明書(自然現象への配慮に関する説明を含む。)」において、既に確認している。 今回の申請は、既工事計画から設計内容に変更はないものの、本設備を新たに「燃料体」という設備区分で要目表に追加することから、本設備が安全重要度分類クラス1機器であり防護対象設備に該当することを踏まえ、今回の申請書の中で適合性を説明する。
(第八条) 立入りの防止	△	立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。設備の設置位置および設備の取扱い場所を変更しないことから、立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。
(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。設備の設置位置および設備の取扱い場所を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。
(第十条) 急傾斜地の崩壊の防止	△	急傾斜地の崩壊の防止については、既工事計画において適合性が確認されている。伊方発電所は、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係る設計は工事の内容(本申請内容)に関係しない。
(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。具体的には、新規制基準適合性確認に関する工事計画認可申請書(原規規発第1603231号 2016年3月23日認可)の添付資料「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」において、既に確認している。 今回の申請は、既工事計画から設計内容に変更はないものの、本設備を新たに「燃料体」という設備区分で要目表に追加することから、本条文が燃料体の設計に関する条文であることを踏まえ、今回の申請書の中で適合性を説明する。
(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。設備の設置位置および設備の取扱い場所を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。
(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。設備の設置位置および設備の取扱い場所を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。
(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。具体的には、新規制基準適合性確認に関する工事計画認可申請書(原規規発第1603231号 2016年3月23日認可)の添付資料「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」において、既に確認している。 今回の申請は、既工事計画から設計内容に変更はないものの、本設備を新たに「燃料体」という設備区分で要目表に追加することから、本条文が燃料体の設計に関する条文であることを踏まえ、今回の申請書の中で適合性を説明する。
(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。具体的には、新規制基準適合性確認に関する工事計画認可申請書(原規規発第1603231号 2016年3月23日認可)の添付資料「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」において、既に確認している。 今回の申請は、既工事計画から設計内容に変更はないものの、本設備を新たに「燃料体」という設備区分で要目表に追加することから、本条文が燃料体の設計に関する条文であることを踏まえ、今回の申請書の中で適合性を説明する。
(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、適用条文とならない。
(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、適用条文とならない。
(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、適用条文とならない。

技術基準規則	分類※	備考
(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。具体的には、高燃焼度燃料導入時の工事計画認可申請書(平成15・12・26原第7号 2004年4月16日認可)の添付資料「耐震性に関する説明書」において、既に確認している。 今回の申請は、既工事計画から設計内容に変更はないものの、本設備を新たに「燃料体」という設備区分で要目表に追加することから、本条文が燃料体の設計に関する条文であることを踏まえ、今回の申請書の中で適合性を説明する。
(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、適用条文とならない。
(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、適用条文とならない。
(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、適用条文とならない。
(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の解釈」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、今回の申請書の中で適合性を説明する。
(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、適用条文とならない。
(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、適用条文とならない。
(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、適用条文とならない。
(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、適用条文とならない。
(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、適用条文とならない。
(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、適用条文とならない。
(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、適用条文とならない。
(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、適用条文とならない。
(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、適用条文とならない。
(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、適用条文とならない。
(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、適用条文とならない。
(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、適用条文とならない。
(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、適用条文とならない。
(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、適用条文とならない。
(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、適用条文とならない。
(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、適用条文とならない。
(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、適用条文とならない。
(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、適用条文とならない。
(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、適用条文とならない。
(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、適用条文とならない。
(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、適用条文とならない。

技術基準規則	分類 [※]	備考
(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、適用条文とならない。
(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、適用条文とならない。
(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、適用条文とならない。
(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、本設備は、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、適用条文とならない。

※：以下の考え方にに基づき記載する。

○：本申請の適用条文であり、今回の申請書の中で適合性を説明する必要がある条文

△：本申請の適用条文であるものの、本工事の内容に関係のない条文

×：適用外条文

第1表 伊方3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)

技術基準規則	分類 [※]	備考
(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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(第六十五条) 原子炉格納容器の過圧破壊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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(第六十七条) 水蒸気爆発による原子炉格納容器の破壊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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(第六十八条) 水蒸気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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。

技術基準規則	分類 [※]	備考
(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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。
(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、本設備は、重大事故等対処施設に該当しないため、適用条文とならない。

※：以下の考え方に基づき記載する。
○：本申請の適用条文であり、今回の申請書の中で適合性を説明する必要がある条文
△：本申請の適用条文であるものの、本工事の内容に関係のない条文
×：適用外条文

補足説明資料 5

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 強度評価に用いる解析コード	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	28
4. 燃料集合体の強度計算	48
4.1 燃料集合体の設計基準	48
4.2 燃料集合体強度評価方法	50
4.2.1 燃料輸送及び取扱い時における評価方法	50
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	54
4.3 強度評価結果	57
4.3.1 燃料輸送及び取扱い時における評価結果	57
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	59
5. 参考文献	61

1. はじめに

資料7「強度に関する説明書」は、「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」（以下「技術基準規則」という。）第23条及び「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解釈」に基づき、17行17列A型燃料集合体（ウラン燃料）（以下「燃料集合体」という。）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」という。）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	:	55,000	MWd/t
燃料棒最高	:	61,000	MWd/t
ペレット最高	:	71,000	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。

	<u>二酸化ウラン燃料棒</u>	<u>ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒</u>
通常運転時の		
最大線出力密度	: 41.1 kW/m	31.9 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	44.3 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」という。）ではガドリニアを6wt%又は10wt%添加したことに対し、U-235濃縮度を二酸化ウラン燃料棒の4.80wt%より1.60wt%低下させ3.20wt%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、第3-1表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）」、技術基準規則、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）」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、その他の考慮事項として、燃料棒曲がり評価、トータルギャップ評価、被覆管外面腐食及び水素吸収量評価、ペレット-被覆管相互作用の評価（PCI評価）、クリープコラプス評価及びフレット磨耗評価を実施する。

第3-1表 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
<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> <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>PNR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パー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。」によるものとする。</p> <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) 燃料棒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) 被覆管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) 被覆管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>	<p>(1) 燃料温度</p> <p>(2) 燃料棒内圧</p> <p>(3) 被覆管応力</p> <p>(4) 被覆管歪</p> <p>(5) 周期的な被覆管歪（累積損傷係数）</p>	<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「IPガス」という。）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> <p>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。</p>	<p>燃料中心最高温度は二酸化ウラン及びびガドリニア混合二酸化ウランそれぞれ溶融点未満であること。</p> <p>通常運転時において、被覆管の外向きのクリーパー変形により、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。</p>	<p>物理的溶融点（実測値の下限界）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℃/10,000wdhを適用している。</p> <p>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を考慮して設定している。</p> <p>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走めている。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。</p> <p>0' 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きられているが、設計基準では保守的に1%としている。この1%は塑性歪に対処するものであるが、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。</p> <p>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。</p>	<p>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。</p> <p>燃料棒設計計算コードにより得られた評価値に対し、燃料製造公差及びモデルの不確定性を考慮している。</p>
		<p>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。</p>			
		<p>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。</p>	<p>ASME Sec. IIIの概念による設計疲労寿命以下であること。</p>	<p>疲労損傷評価は、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（繰り返し回数を考慮しているが、実際の装置が受ける過渡条件は設計で考慮している繰り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。</p>	

(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パー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、更にIPガスが放出されて内圧が上昇し、その結果、更にギャップが広がる。

(注2) 0.2%の塑性変形を起こす応力という。

3.2 燃料棒の強度評価方法

強度評価は、3.1項で述べた設計基準に従って行うが、以下にこれら評価方法及び解析コードの概要を述べる。

また第3-1図に燃料棒強度評価フロー図を示す。

3.2.1 強度評価に用いる解析コード

燃料棒の強度評価には、燃料棒解析コード（高燃焼度用FINE^(*)コード⁽¹⁾）を用いる。高燃焼度用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

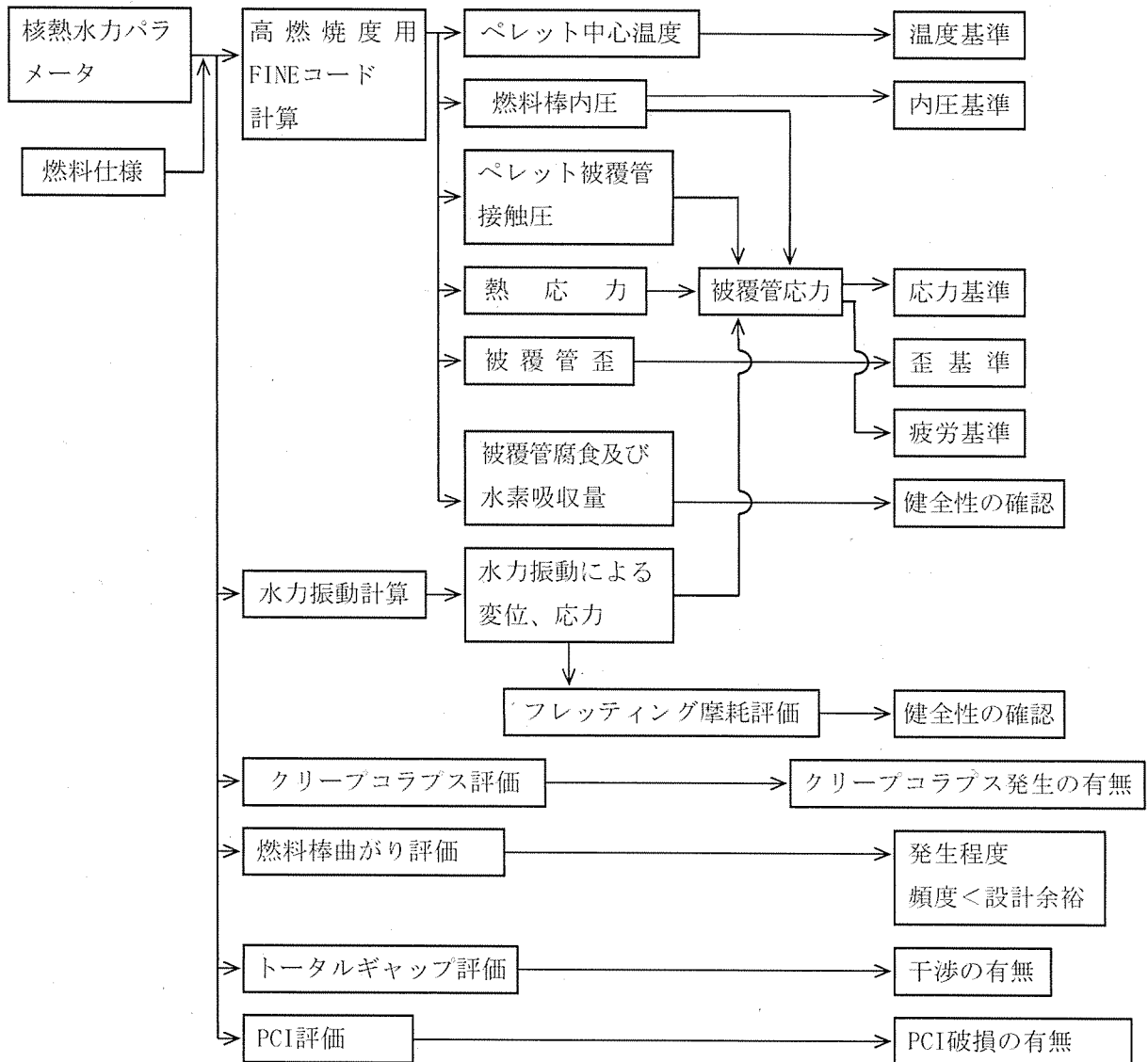
この解析コードの基本的計算機能は次のとおりである。

- 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、高燃焼度用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

燃料棒評価



第3-1図 燃料棒強度評価フロー図

3.3 強度評価結果

本項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61,000MWd/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次冷却材条件を第3-2表に示す。

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。選定の考え方を第3-3表にまとめるとともに、第3-4表に出力履歴を示す。

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。軸方向出力分布を第3-2図に示す。

第3-2表 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="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
	燃料有効長さ	3,648	3,648
	ペレット長さ	9.5	9.5
	ペレット直径	8.19	8.19
濃縮度 wt%	4.10又は4.80	3.20	
密 度 %T. D.	97.0	96.0	
ガドリニア濃度 wt%	—	10.00	
	初期ガス圧 MPa[abs]	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
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	

第3-3表 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)					

第3-4表 出力履歴

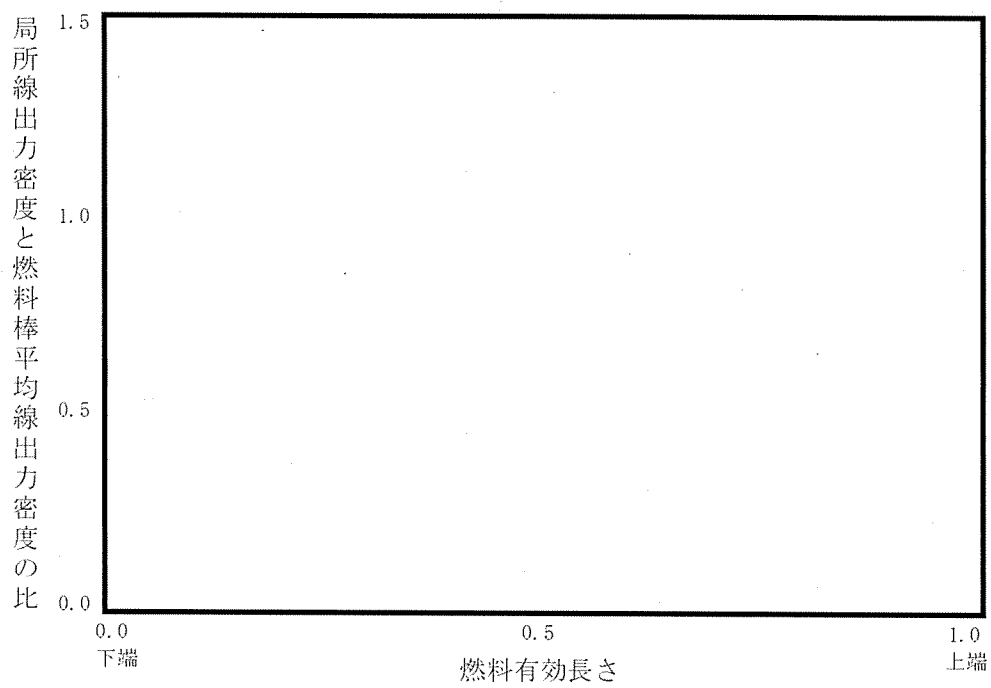
燃料	出力履歴名称 ^(注3)	比出力 ^(注1)				厳しくなる項目
		サイクル1 ^(注2)	サイクル2	サイクル3	サイクル4	
二酸化ウラン 燃料棒	1					
	2					
	3					
	4					
	5					
	6					
	7					内圧/応力/歪/疲労
	8					
ガドリニア入り 燃料棒	1					
	2					
	3					
	4					内圧/応力/歪/疲労
	5					

(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3)

(注4) サイクル初期/サイクル末期の値。

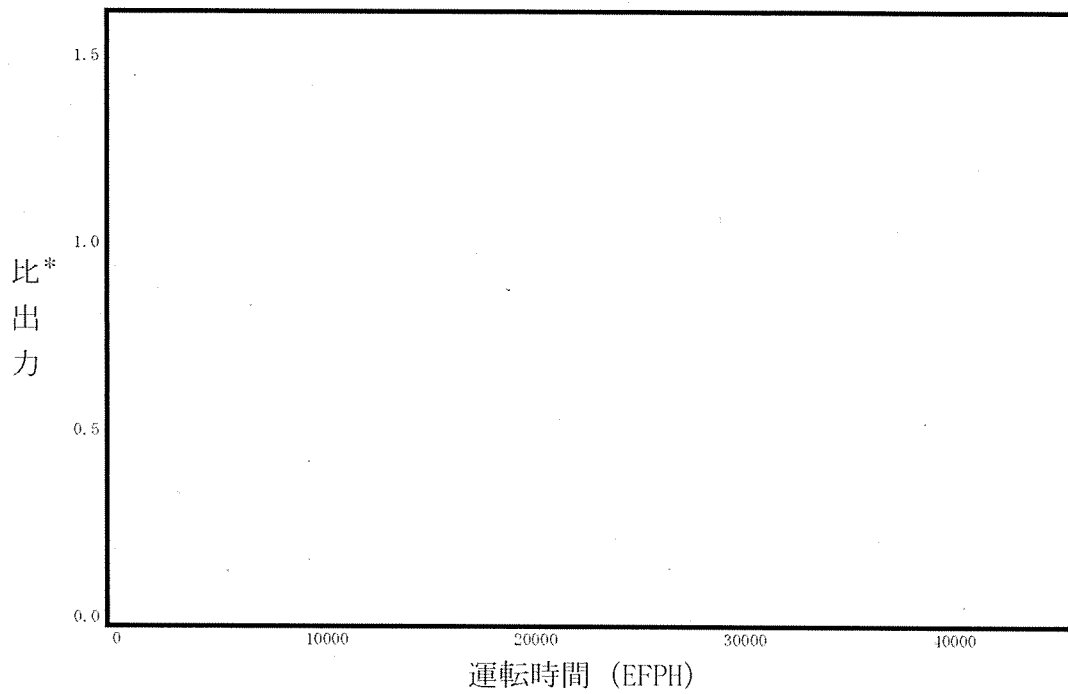


第3-2図 軸方向出力分布図

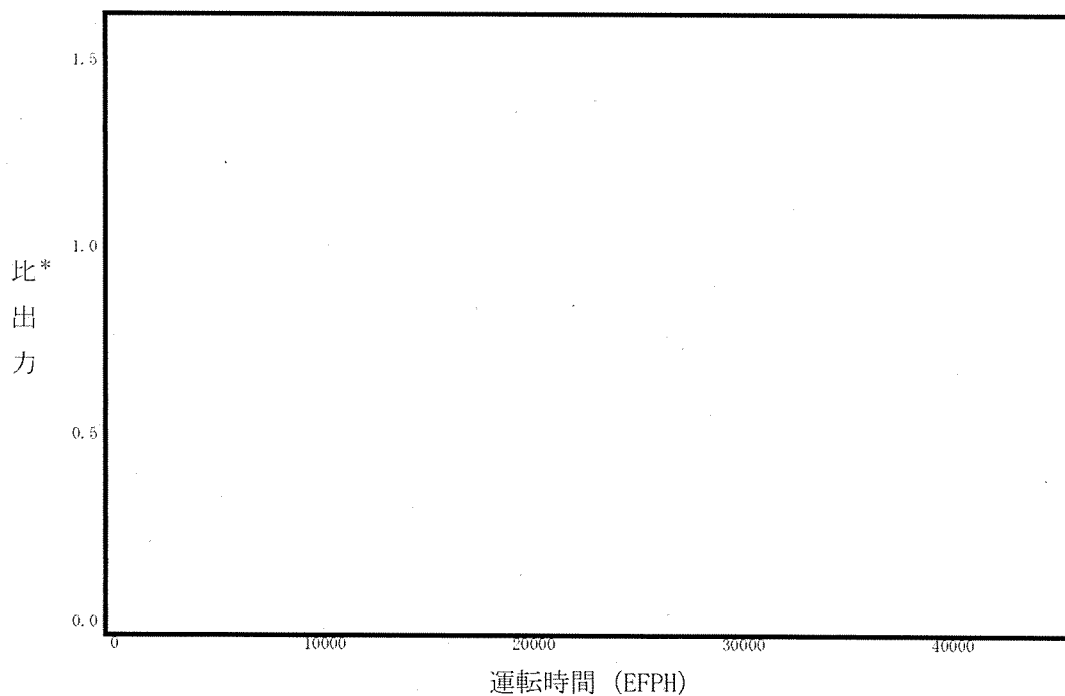
3.3.2 計算結果

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、第3-3図及び第3-4図に示す。

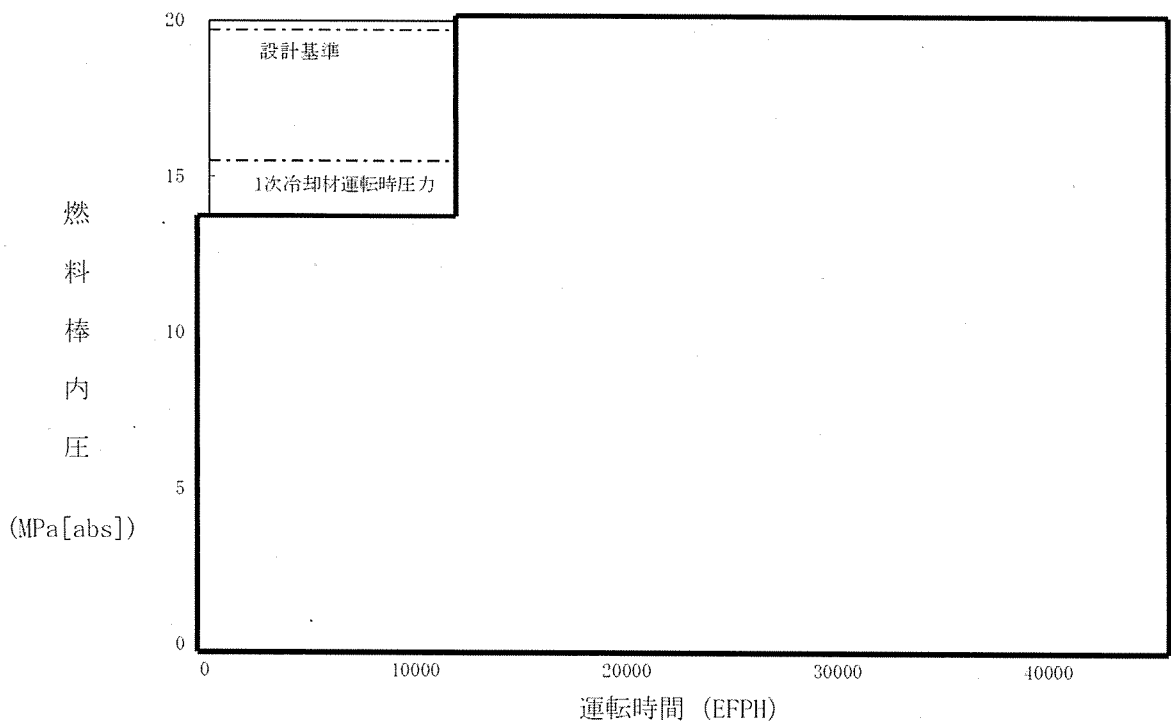
また、被覆管内径とペレット外径の変化について、第3-5図に示す。



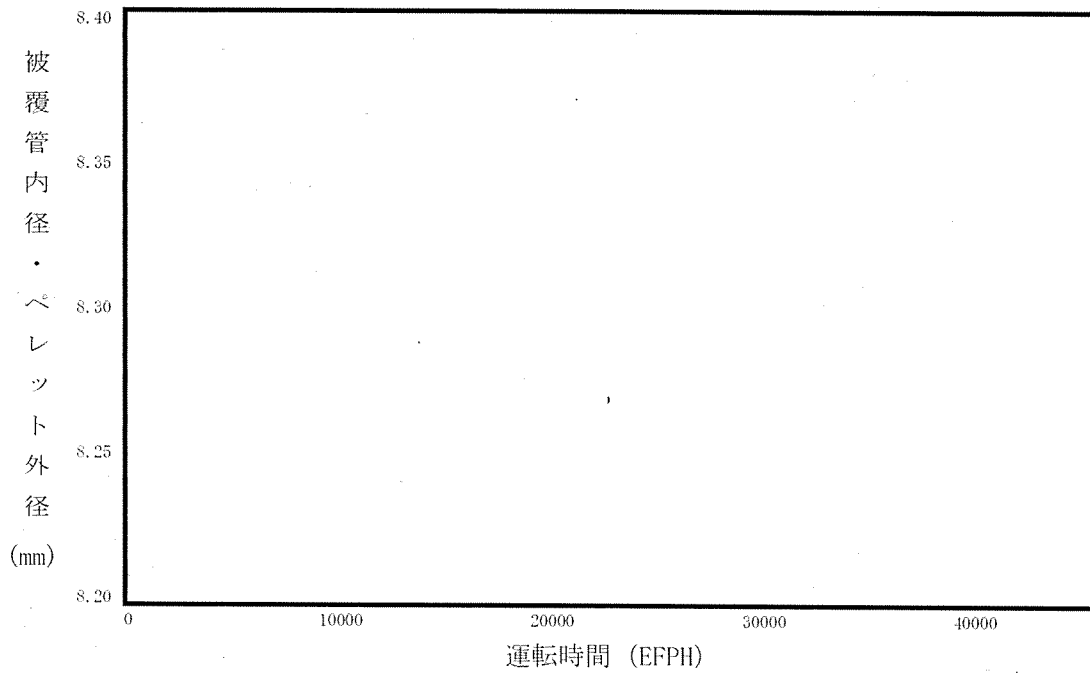
* : 比出力は燃料棒の平均出力を炉心平均線出力密度を1として規格化したもの
 第3-3図 (1) 各評価項目で最も厳しくなる燃料棒の出力履歴 (通常運転時)
 (二酸化ウラン燃料棒)



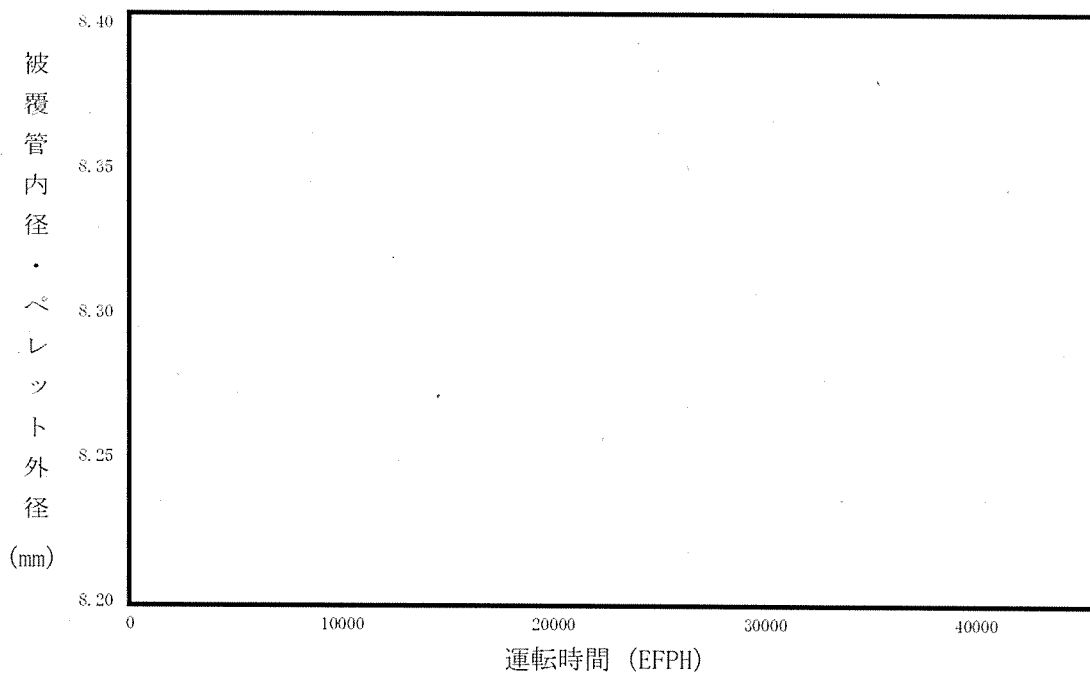
* : 比出力は燃料棒の平均出力を炉心平均線出力密度を1として規格化したもの
 第3-3図 (2) 各評価項目で最も厳しくなる燃料棒の出力履歴 (通常運転時)
 (ガドリニア入り燃料棒)



第3-4図 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)



第3-5図 (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)



第3-5図 (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、燃料スタックの不安定化あるいは、FPガスの過度な放出・移動、更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（燃料中心温度）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°C、またガドリニア混合二酸化ウランペレットでは2,700°C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燃料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220°C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220°Cを考慮し、2,580°Cとする。以降燃焼に伴い10,000MWd/tあたり32°C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220°Cを考慮し、2,480°Cとする。以降燃焼に伴い10,000MWd/tあたり32°C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、燃料中心温度が最高となり、かつ、燃料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第3-5表に示す。同表に示されるように、評価上最も厳しい燃料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二酸化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第3-5表に示すように制限値を十分に下回っている。

第3-5表 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)	0	約1,740	<	2,580
	運転時の異常な 過渡変化時 (59.1kW/m)		約2,220		
ガドリニア入 り燃料棒	通常運転時 (31.9kW/m)	10,000	約1,630	<	2,440
	運転時の異常な 過渡変化時 (44.3kW/m)		約2,040		

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、高燃焼度用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時点を探し、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行17列型燃料と14行14列型(及び15行15列型)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。

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

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第3-6表に示す。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第3-4図に示したとおりである。

第3-6表 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				15.4	≦19.7	0.78
ガドリニア入り燃料棒				12.5	≦19.7	0.64

(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に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コニウム基合金の耐力は、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材の耐力と、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設計基準は、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。設計基準の求め方を第3-6図に示す。

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第3-5図に示す。

被覆管応力評価では、内外圧差及び接触圧（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 $\pm 0.5\text{MPa}$ 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第3-7表に示す。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。

第3-7表 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

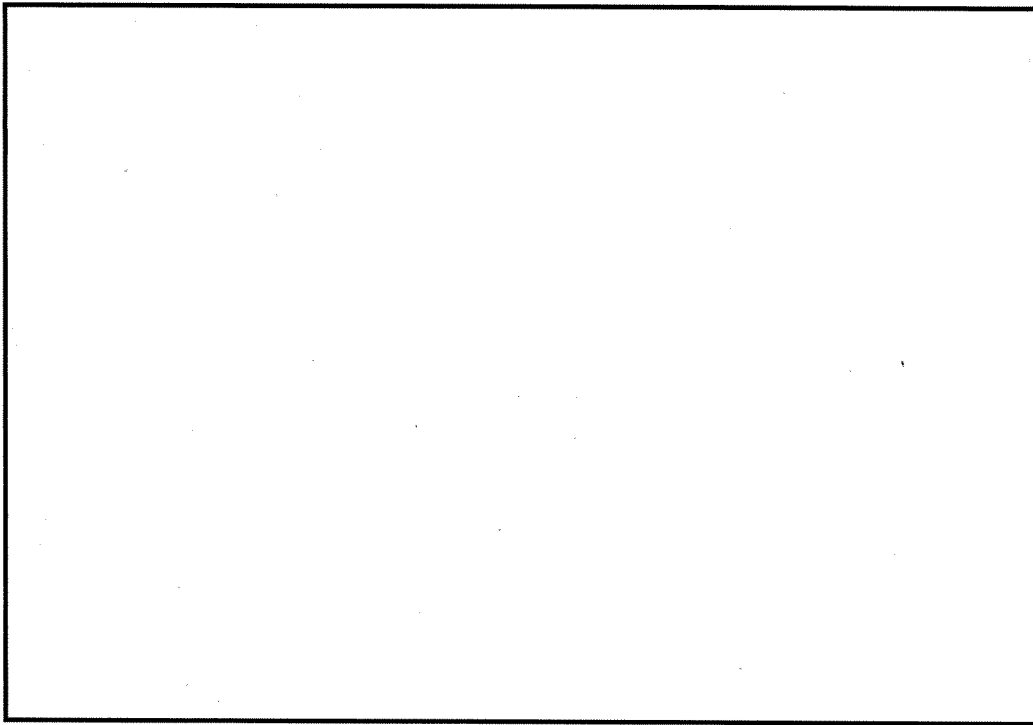
(単位：MPa)

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	±0.5	0	0	±0.5
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 ^{(*)、(**)}								0.92			0.80		
		0.92			0.80								

(*)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。

耐
力
(MPa)



温 度(°C)

第3-6図 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。(第3-5図参照)

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、第3-8表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。

第3-8表 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		0.46	≤1	0.46
ガドリニア入り 燃料棒		0.43	≤1	0.43

(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、1次系機器の設計過渡条件に基づいて3つに分類し、それぞれ [] 保守的に設定した第3-9表に示す年当たりの繰り返し回数に、原子炉内滞在期間を考慮して応力の繰り返し回数を設定し、第3-10表に示す評価手順により評価する（添付1）。

MDA及びZIRLO被覆管の設計疲労曲線としては疲労特性がジルカロイ-4被覆管と同等のため、第3-7図を用いる。

各事象に対する損傷係数を合計した結果を第3-11表及び第3-8図に示すが、両燃料棒とも設計基準100%を満足している。

第3-9表 疲労評価に用いる繰り返し回数

(単位：回)

過渡条件の分類	年当たりの繰り返し回数	サイクル長さ 箇月運転 ^(注3) 当たりの繰り返し回数
起動・停止 (低温停止 ↔ 高温停止)	[]	[] ^(注1)
負荷追従を含む運転時出力変化 (高温零出力 ↔ 高温全出力)		[]
異常な過渡変化における原子炉トリップ ^(注2) (高温零出力 ↔ 過渡変化)		[]

(注1) 燃料寿命中の繰り返し回数

(注2) 燃料棒の線出力密度が最も増大する2事象（出力運転中の制御棒の異常な引き抜き及び1次冷却材中のほう素の異常な希釈事象）を想定し、かつ2事象の初期線出力が零出力にあるものと仮定することにより、保守的な評価としている。

(注3) 評価上の想定運転期間

第3-10表 疲労評価手順

①第3-9表に示した過渡条件（出力条件）での応力を計算する。

出力条件	径方向応力	円周方向応力	軸方向応力
高温零出力 (起動)	σ_{r1}	$\sigma_{\theta 1}$	σ_{z1}
高温全出力 (停止)	σ_{r2}	$\sigma_{\theta 2}$	σ_{z2}

②応力の差を求め、最大の応力と最小の応力との応力変動に対する片振幅 S_{alt} を求める。

出力条件	径方向応力－ 円周方向応力	円周方向応力－ 軸方向応力	軸方向応力－ 径方向応力
高温零出力 (起動)	$\sigma_{r1} - \sigma_{\theta 1}$	$\sigma_{\theta 1} - \sigma_{z1}$	$\sigma_{z1} - \sigma_{r1}$
高温全出力 (停止)	$\sigma_{r2} - \sigma_{\theta 2}$	$\sigma_{\theta 2} - \sigma_{z2}$	$\sigma_{z2} - \sigma_{r2}$
最大の応力 S_{max}	$\sigma_{r1} - \sigma_{\theta 1}$ と $\sigma_{r2} - \sigma_{\theta 2}$ の うち大きい方	$\sigma_{\theta 1} - \sigma_{z1}$ と $\sigma_{\theta 2} - \sigma_{z2}$ の うち大きい方	$\sigma_{z1} - \sigma_{r1}$ と $\sigma_{z2} - \sigma_{r2}$ の うち大きい方
最小の応力 S_{min}	$\sigma_{r1} - \sigma_{\theta 1}$ と $\sigma_{r2} - \sigma_{\theta 2}$ の うち小さい方	$\sigma_{\theta 1} - \sigma_{z1}$ と $\sigma_{\theta 2} - \sigma_{z2}$ の うち小さい方	$\sigma_{z1} - \sigma_{r1}$ と $\sigma_{z2} - \sigma_{r2}$ の うち小さい方

$$S_{alt} = \frac{1}{2} (S_{max} - S_{min})$$

③第3-7図に示した設計疲労曲線よりある期間*i*における許容繰返し回数 N_i を求める。

④第3-9表に示した繰返し回数 n_i と上記の許容繰返し回数 N_i との比

$\left(\frac{n_i}{N_i}\right)$ を求め各過渡条件ごとに合計 $\left(\sum \frac{n_i}{N_i}\right)$ し、更にこれらの値の和（累積損傷係数）

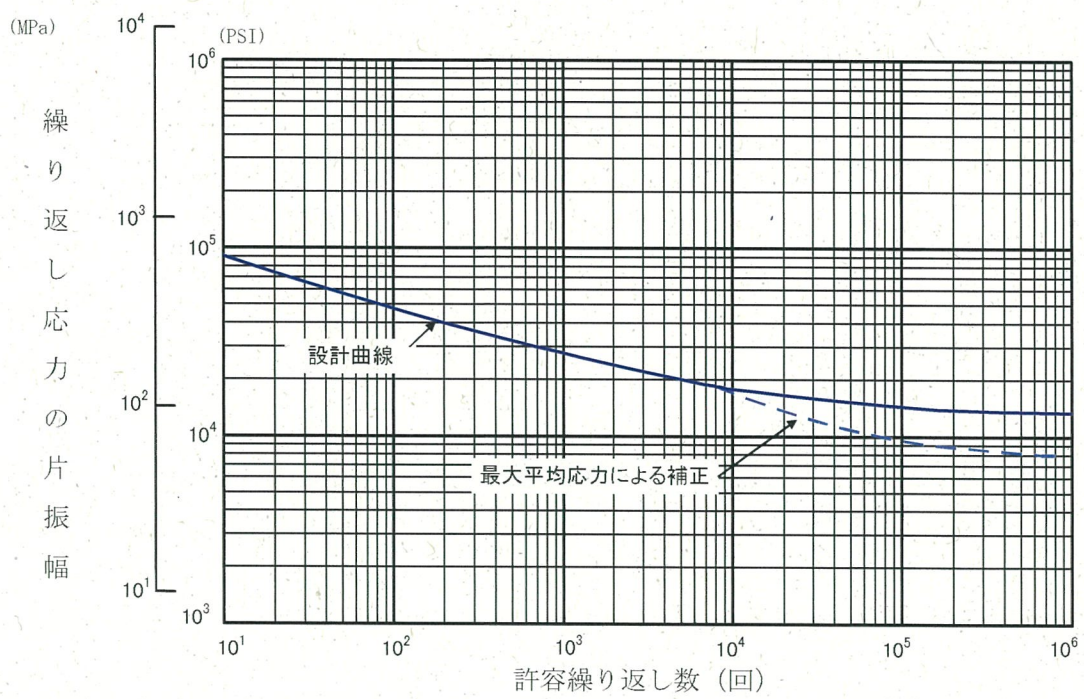
が設計基準を満足することを確認する。

第3-11表 被覆管の疲労評価結果

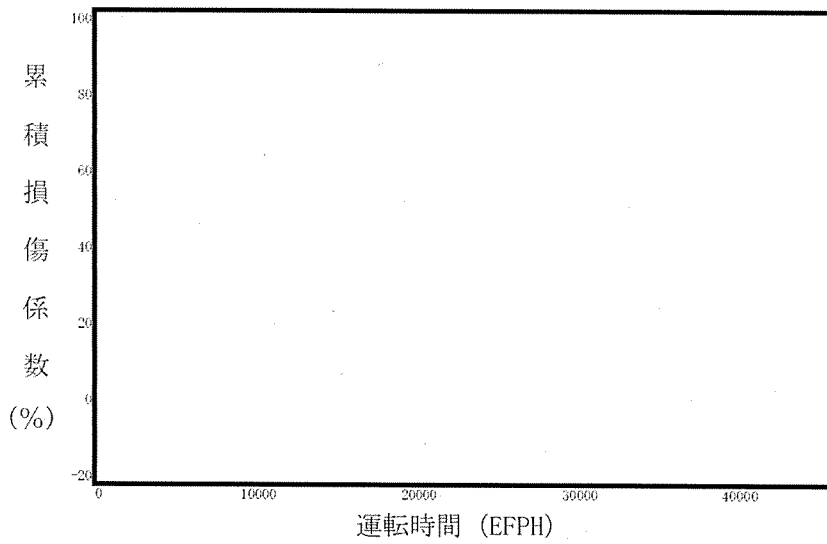
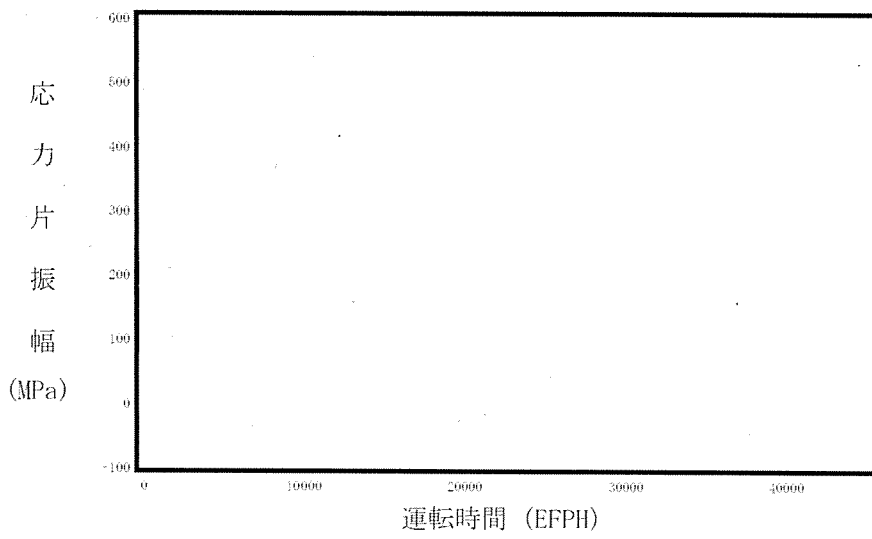
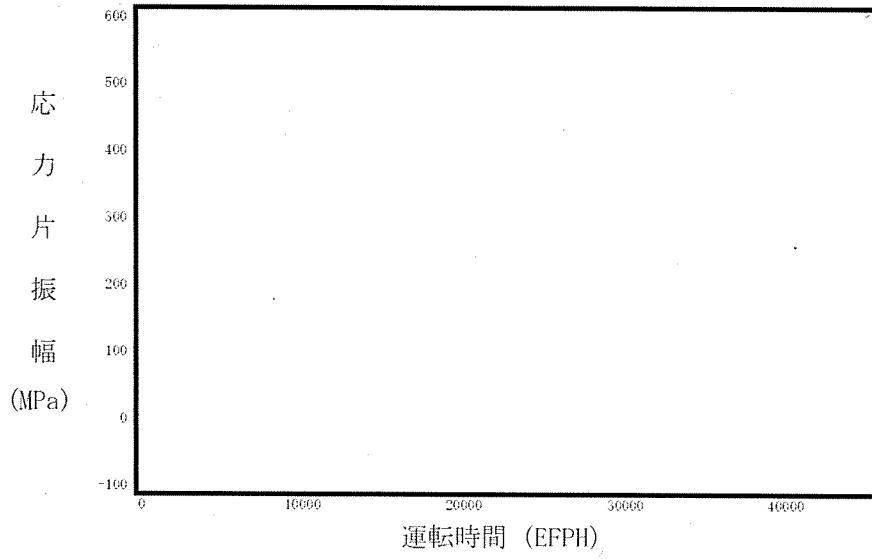
(単位：%)

種 類	累積損傷係数	設計基準	設計比 ^(注)
二酸化ウラン 燃料棒	38	≦100	0.38
ガドリニア入り 燃料棒	30	≦100	0.30

(注) 設計基準値に対する評価値の比である。



第3-7図 ジルカロイ-4被覆管の設計疲労曲線⁽²⁾



第3-8図 被覆管の疲労評価

3.4 その他の考慮事項

(1) 燃料棒曲がり評価⁽³⁾

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。

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ティ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。

第3-9図に燃料棒にかかる圧縮力と曲がりの関係を示す。燃料棒の曲がりモデルは、燃料棒と制御棒案内シンプルの照射成長の違い及び支持格子の燃料棒拘束力に依存して発生した軸圧縮力により、燃料棒曲がりが初期曲がりより拡大していくモデルとしている。

ここで、支持格子の燃料棒拘束力は照射によって緩和するため、上記圧縮力は燃焼とともに小さくなることを考慮している。拘束力の照射による緩和実績を第3-10図に示す。

なお、ジルカロイ-4支持格子の燃料棒拘束力の照射による緩和は析出硬化型ニッケル基合金（以下「718合金」という。なお、718合金のうち支持格子の材料は「インコネル-718」という。）支持格子のそれよりも大きいことから、燃料棒に作用する圧縮力は燃料寿命全般に渡ってインコネル-718支持格子燃料よりも小さくなり、燃料棒の曲がりも小さくなる方向であるが、モデルでは安全側の仮定を設け、インコネル-718支持格子燃料の実績を包含する曲がり予測を可能としている。

燃料集合体の燃料棒間隔の閉塞割合を第3-11図に示す。

本申請の燃料集合体は、照射成長が小さいMDA又はZIRLO被覆管を用いるため、燃料棒曲がりは更に小さくなると考えられるが、これは安全側に考慮しない。

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。

第3-12図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) 燃料棒同士のフレットング摩耗の検討

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ット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。

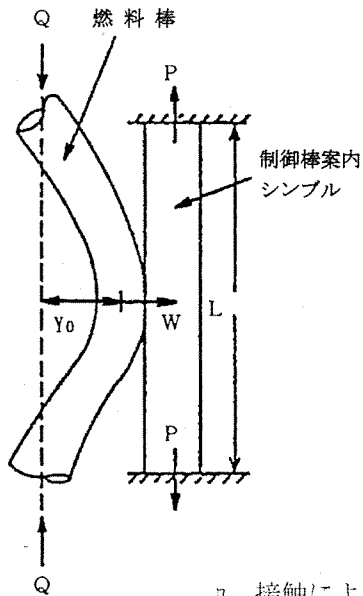
- ・燃料棒同士の接触の確率は小さい。
- ・フレットング摩耗の進行は緩慢で、ほかの原因による燃料破損と同様に、1次冷却材放射能レベルの監視が可能であり、必要な場合に適切な処置を取り得る時間的な余裕があること。

(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、通常運転時において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が加わった場合のスパン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 (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、第3-13図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、第3-11図は、曲がり最大になるクリティカルスパンでの0.3%タイル曲がり $Y_{0.3}$ ^(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。

$$\sigma_c = \frac{Y_{0.3}}{2.75} \dots\dots\dots (3-36)$$

これより、95%確率の投影クリアランス減少量 ΔC_{95} は、

$$\Delta C_{95} = 1.645 \sigma_c \text{ で与えられる。}$$

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

$$\delta_{95} = \frac{\Delta C_{95}}{0.85} \delta_{\text{pb},85} \dots\dots\dots (3-37)$$

で与えられ、また、0.85より大きい場合には

$$\delta_{95} = \delta_{\text{pb},85} + \frac{\Delta C_{95} - 0.85}{1 - 0.85} \times (\delta_{\text{contact}} - \delta_{\text{pb},85}) \dots\dots\dots (3-38)$$

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第3-12表に示す。

同表に示すように、燃料棒曲がりDNBペナルティ δ_{95} は、改良統計的熱設計手法における最小DNBRの許容限界値の中で、DNBペナルティのための余裕に考慮されている。

(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

第3-12表 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 は第3-11図より次のように求まる。

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

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、

$$\begin{aligned} \delta_{pl,85} &= \boxed{} \\ \delta_{95} &= \frac{\boxed{}}{0.85} \times \boxed{} = 0.038 \end{aligned}$$

となる。

[評価結果]

1. 燃料棒曲がりDNBペナルティ (δ_{95})	3.8%
2. 熱設計上考慮したDNB余裕 ^(注)	12.7%

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

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

ここで、

$$\text{DNBR}_{SL} = \frac{\text{DNBR}_{DL}}{F_{DNBR, Z}^M}$$

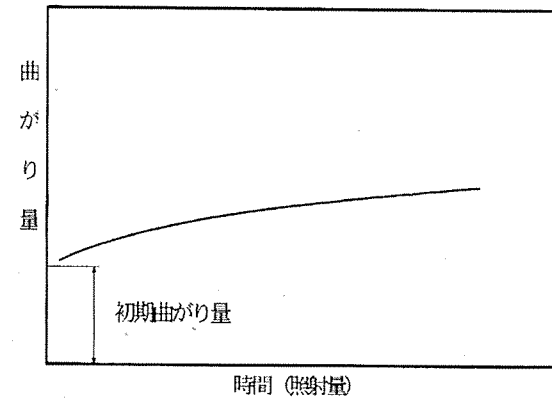
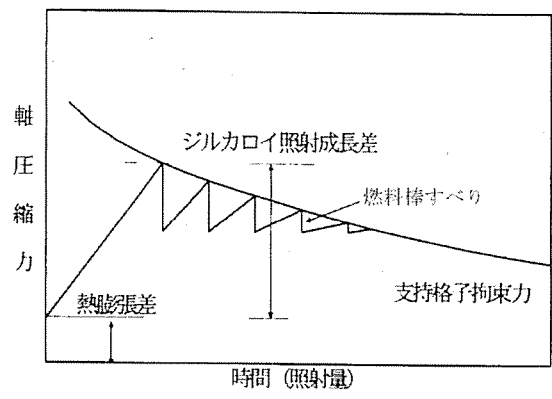
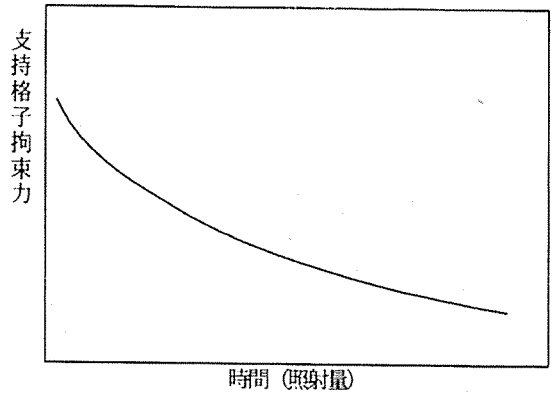
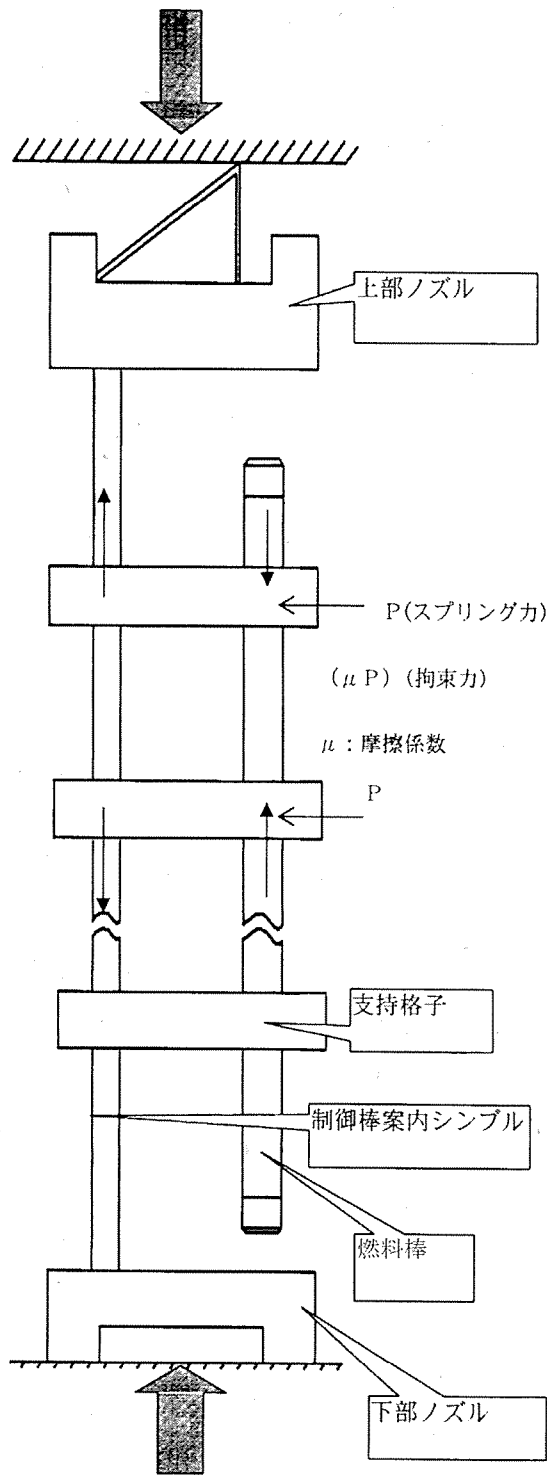
$$1.0 = \text{DNBR}_{DL} \times F_{DNBR, Z}^U$$

$F_{DNBR, Z}^M$: DNBペナルティのための余裕

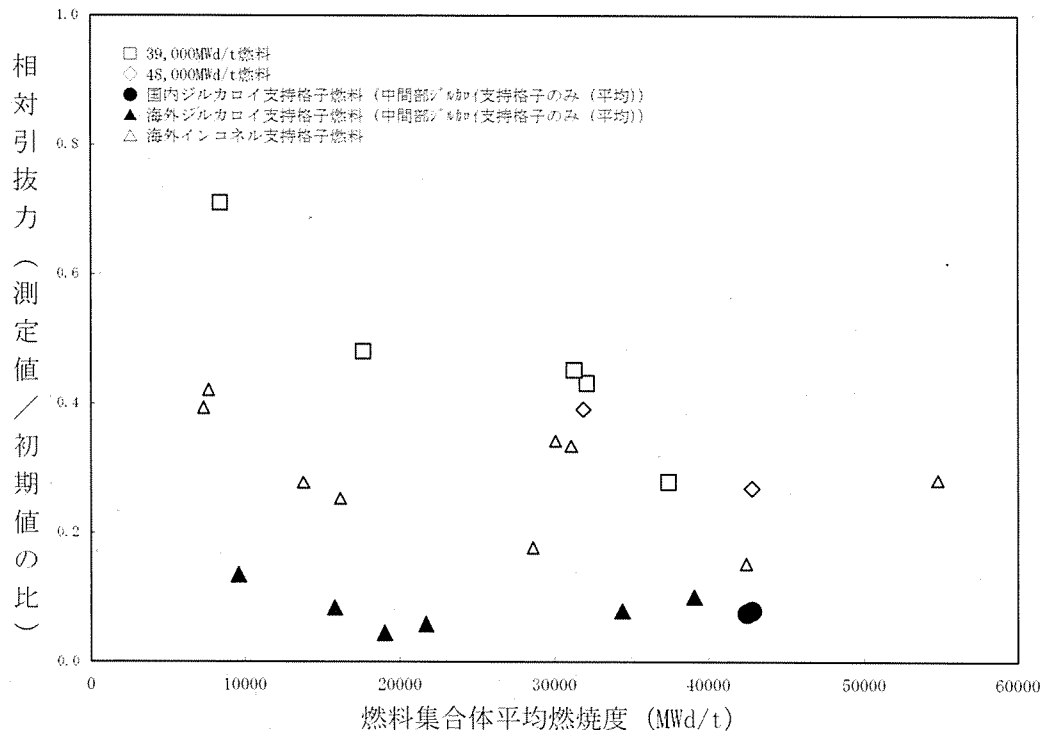
DNBR_{SL} : 最小DNBRの許容限界値

DNBR_{DL} : DNB設計限界値

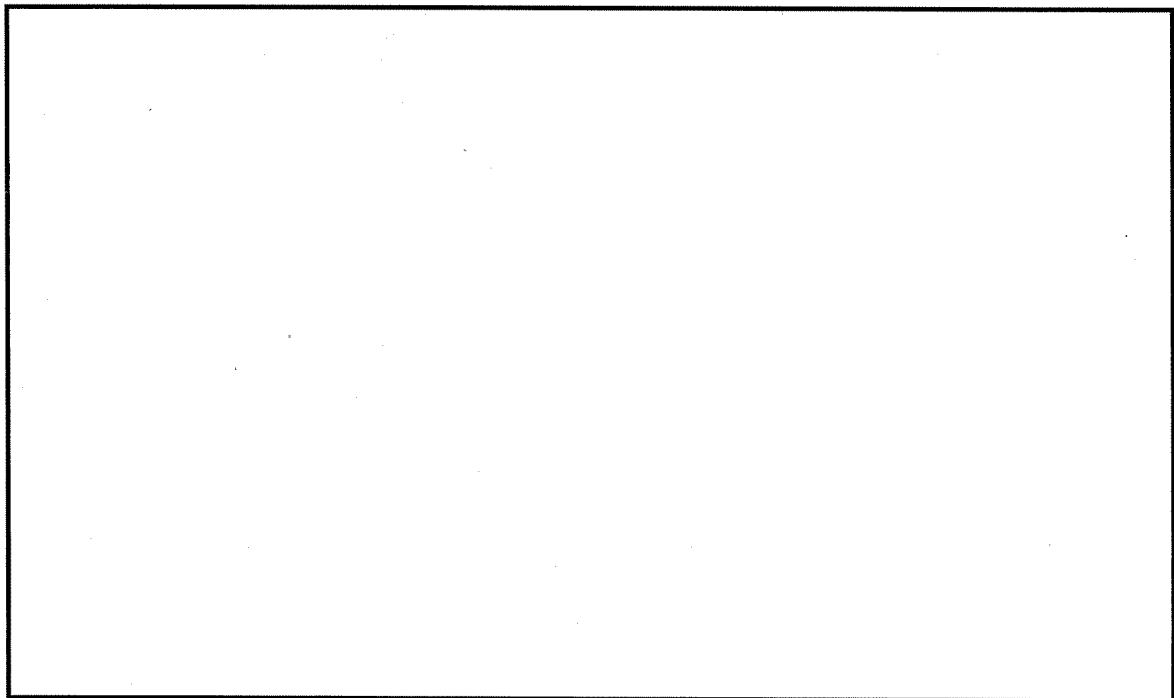
$F_{DNBR, Z}^U$: DNB相関式の不確定性を表す確率分布と入力パラメータの不確定性に基づく最小DNBRの確率分布を一括して統計的に取り扱った確率分布の不確定性因子



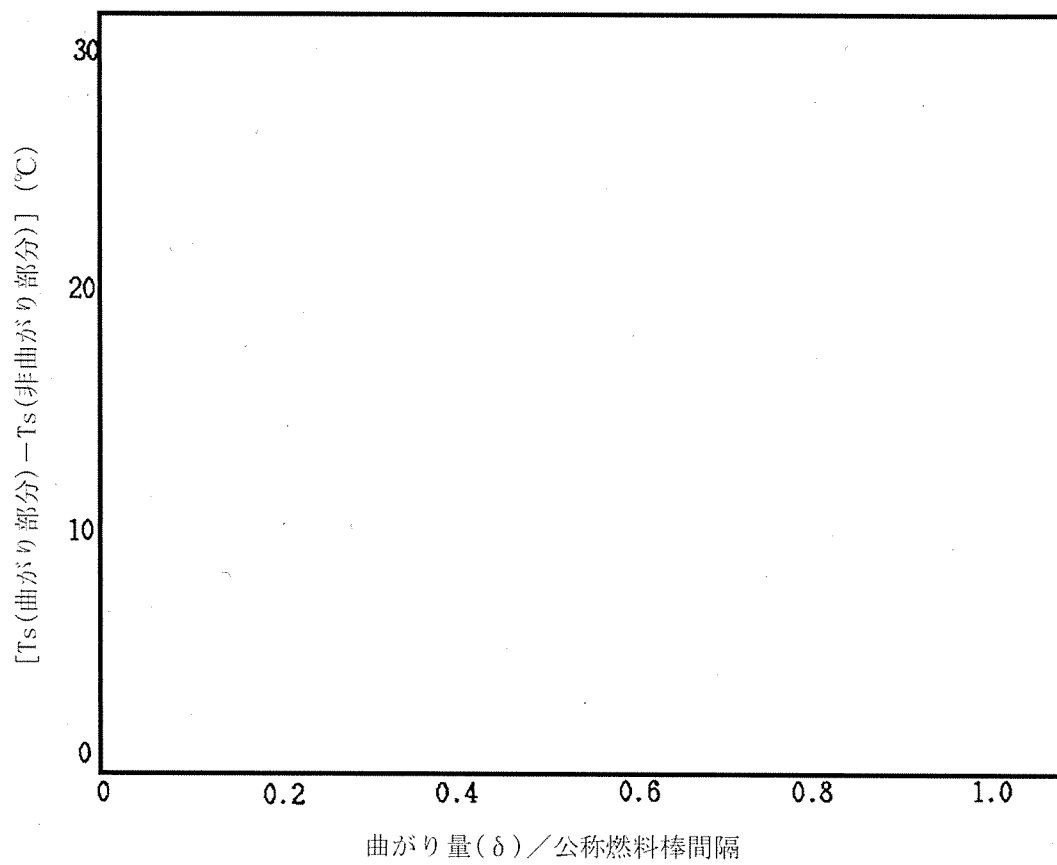
第3-9図 燃料棒にかかる圧縮力と曲がり



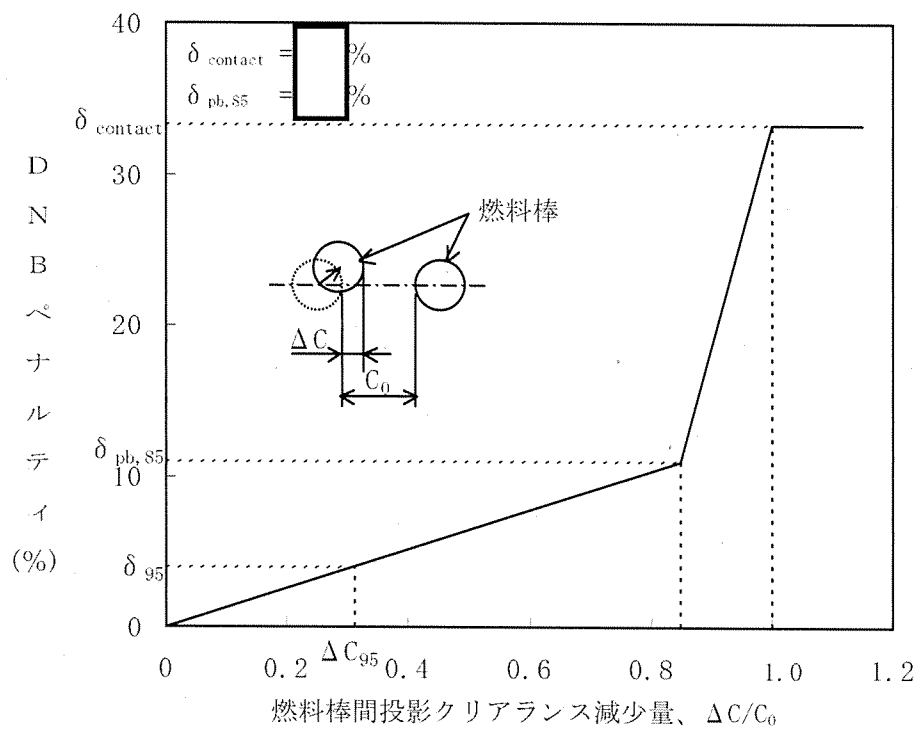
第3-10図 拘束力の照射による緩和実績



第3-11図 燃料棒 (17行17列、9支持格子) 間隔の閉塞割合 (4)、(5)



第3-12図 曲がり部分のDNB以前の被覆管表面温度



第3-13図 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

(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、制御棒案内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、国内外燃料の実績を第3-14図に示す。インコネル-718支持格子燃料に対し、照射に伴う燃料棒拘束力の緩和が大きいジルカロイ-4支持格子燃料では燃料集合体の伸びは比較的小さい傾向にあることが認められる。

設計においては、55,000MWd/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。ここで、55,000MWd/tまでの燃料集合体の伸びはインコネル-718支持格子燃料集合体の伸びの実績データに基づく最確評価にばらつきを考慮して評価している。

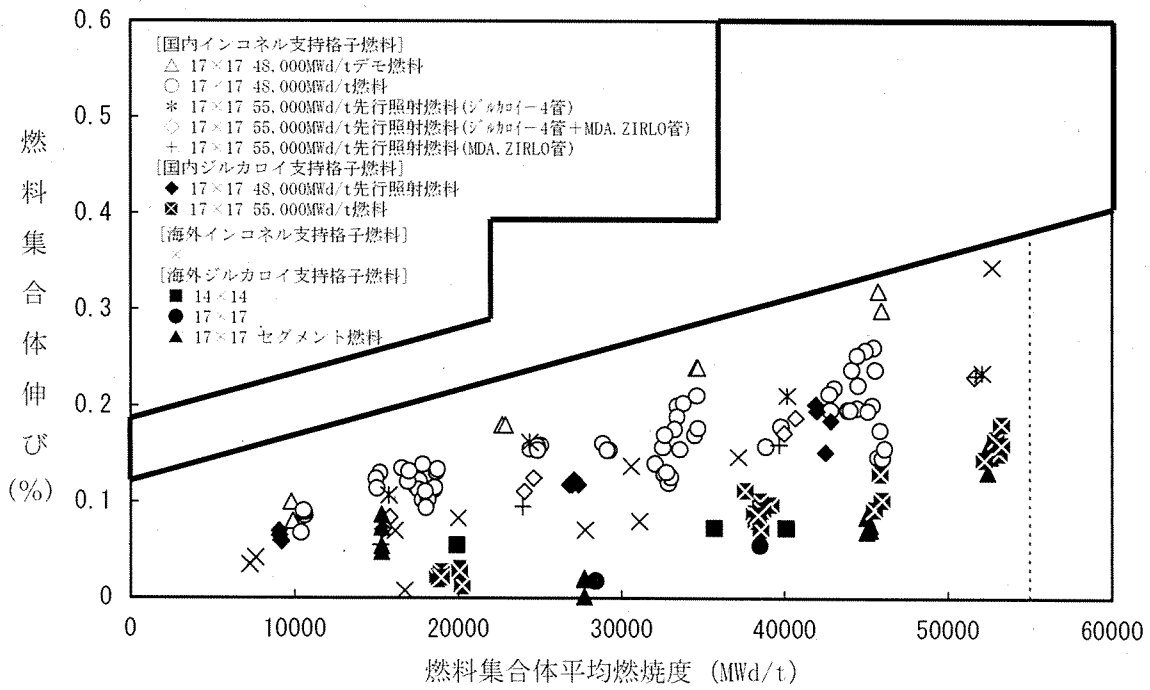
b. 燃料棒と上部及び下部ノズルの間隔

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」という。）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。

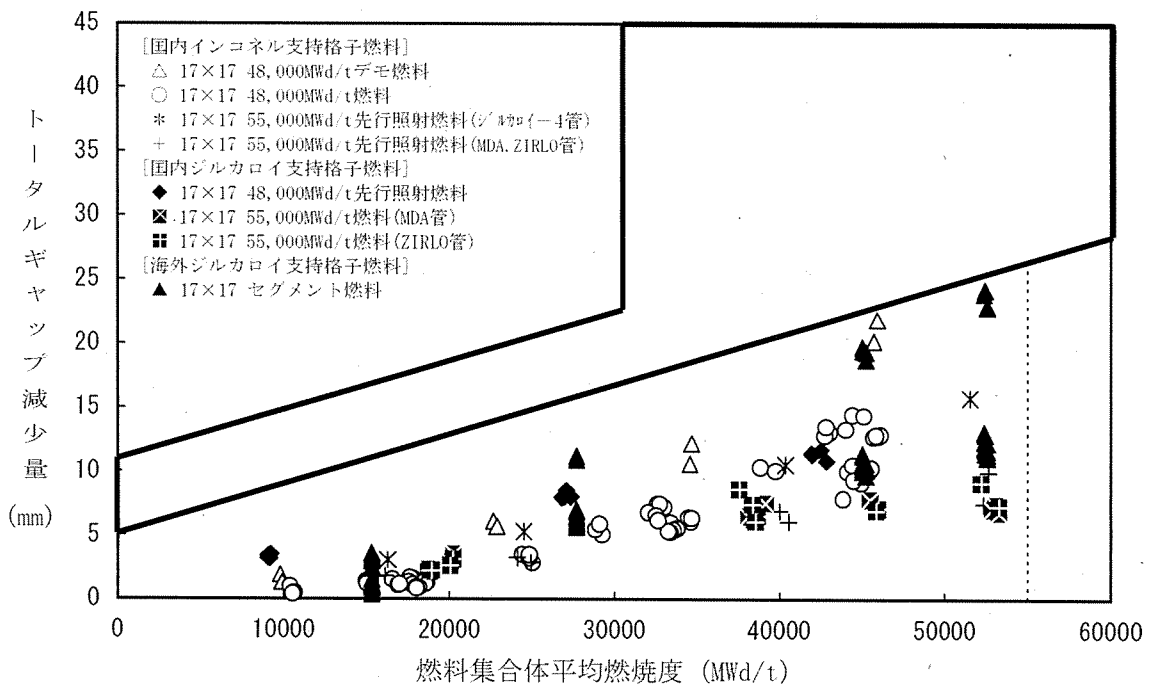
トータルギャップの減少量について、国内外燃料の実績を第3-15図に示す。照射成長がジルカロイ-4より小さいMDA及びZIRLO被覆管を採用する燃料集合体はジルカロイ-4被覆管を採用する燃料集合体と比べ、トータルギャップの減少量が小さくなることが認められる。

設計においては、61,000MWd/t（燃料集合体で55,000MWd/tに相当）までの燃料棒の伸びを考慮しても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。

ここで61,000MWd/tまでの燃料棒の伸びは、MDA及びZIRLO被覆管の照射成長の実績データに基づき、ばらつきを考慮して評価している。



第3-14図 燃料集合体の伸び (5) ~ (10)



第3-15図 トータルギャップ減少量 (5)、(6)

(3) 被覆管外面腐食及び水素吸収量評価

燃料の高燃焼度化に伴って、機械的健全性の観点から、被覆管外面腐食及び被覆管水素吸収量について考慮する必要がある。

MDA及びZIRLO被覆管の腐食メカニズムはジルカロイ-4被覆管と同様であり、したがって、MDA及びZIRLO被覆管の腐食モデル式は第3-13表に示すジルカロイ-4被覆管のモデル式と同様とする。ここでMDA及びZIRLO被覆管の腐食特性（原子炉外腐食試験 腐食速度比からジルカロイ-4に対して改良効果約30%⁽⁴⁾）を考慮した。MDA及びZIRLO被覆管の原子炉内腐食量について、実測値と予測値を第3-16図に比較した。第3-16図に示すとおり、被覆管腐食モデルは実測値を適切に予測していることから、高燃焼度用FINEコードによりMDA及びZIRLO被覆管の腐食量を適切に評価できる。

また、MDA及びZIRLO被覆管の原子炉内水素吸収量の実測値と予測値を第3-17図に示す。ここでは腐食量の予測値に対し、水素吸収率を約15%としてMDA及びZIRLO被覆管の水素吸収量を計算した。第3-17図に示すとおり、水素吸収モデルは実測値を適切に予測していることから、高燃焼度用FINEコードによりMDA及びZIRLO被覆管の水素吸収量を適切に評価できる。

以上より、原子炉内滞在中に生じる腐食による被覆管肉厚の最大減肉量を高燃焼度用FINEコードにより評価した結果、約7.6%となり、被覆管の機械的健全性の観点から目安としている10%減肉以下^(注)である。

また、被覆管の最大水素吸収量を高燃焼度用FINEコードにより評価した結果、約520ppmとなり、原子炉外試験及び照射試験により延性が確保されていることが確認できる約800ppm以下である。

(注) Vノッチ疵を有するジルカロイ被覆管の機械特性試験結果に基づき、被覆管肉厚の10%深さ程度までは機械的特性への影響がわずかであることを参考に設定。

第3-13表 腐食評価式

$$\begin{aligned}
 Z &= \left[A_1 \exp\left(-\frac{Q_1}{RT}\right) \cdot t \right]^{1/3} && (Z < Z_1) \\
 &= A_2 \exp\left(-\frac{Q_2}{RT}\right) (t - t_1) + Z_1 && (Z_1 \leq Z < Z_2) \\
 &= A_3 \exp\left(-\frac{Q_2}{RT}\right) (t - t_2) + Z_2 && (Z_2 \leq Z)
 \end{aligned}$$

ここで、

Z : 被覆管酸化膜厚さ

Z_1 : 被覆管酸化膜第1遷移点

Z_2 : 被覆管酸化膜第2遷移点

t : 時間

t_1 : 第1遷移点到達時間

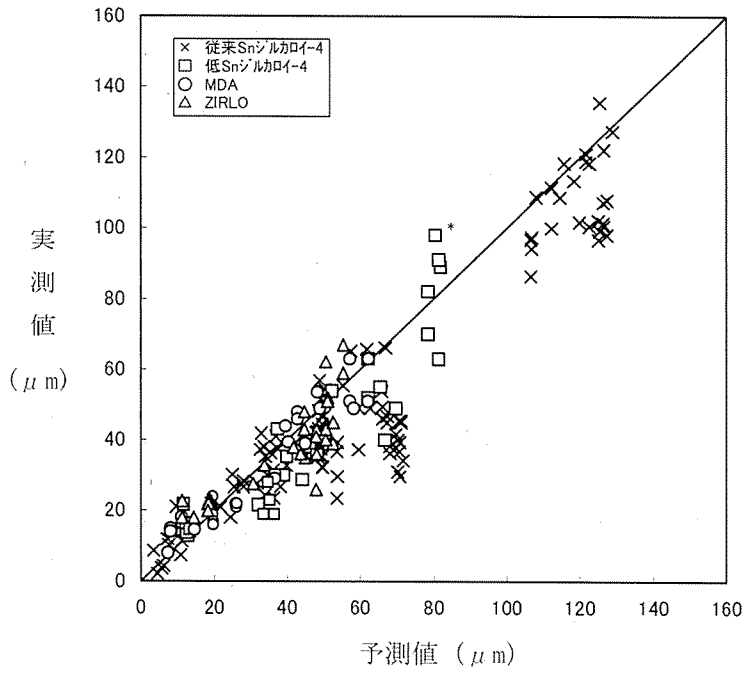
t_2 : 第2遷移点到達時間

Q_1, Q_2 : 第1遷移点前後の活性化エネルギー

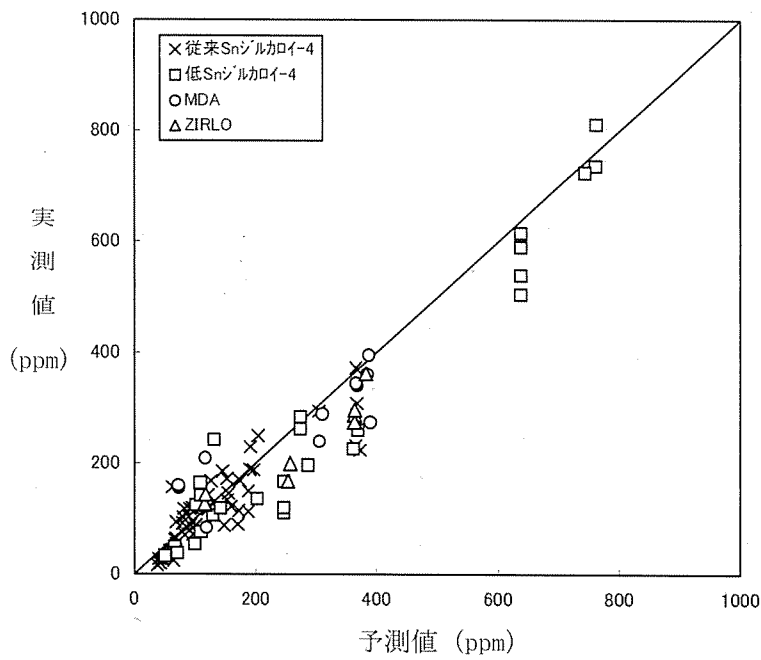
R : 気体定数

A_1, A_2, A_3 : 定数

T : 酸化膜-金属境界温度



第3-16図 被覆管腐食量（最大酸化膜厚）の実測値と予測値の比較⁽¹¹⁾、⁽¹²⁾



第3-17図 被覆管水素吸収量の実測値と予測値の比較⁽¹²⁾

(4) PCI評価

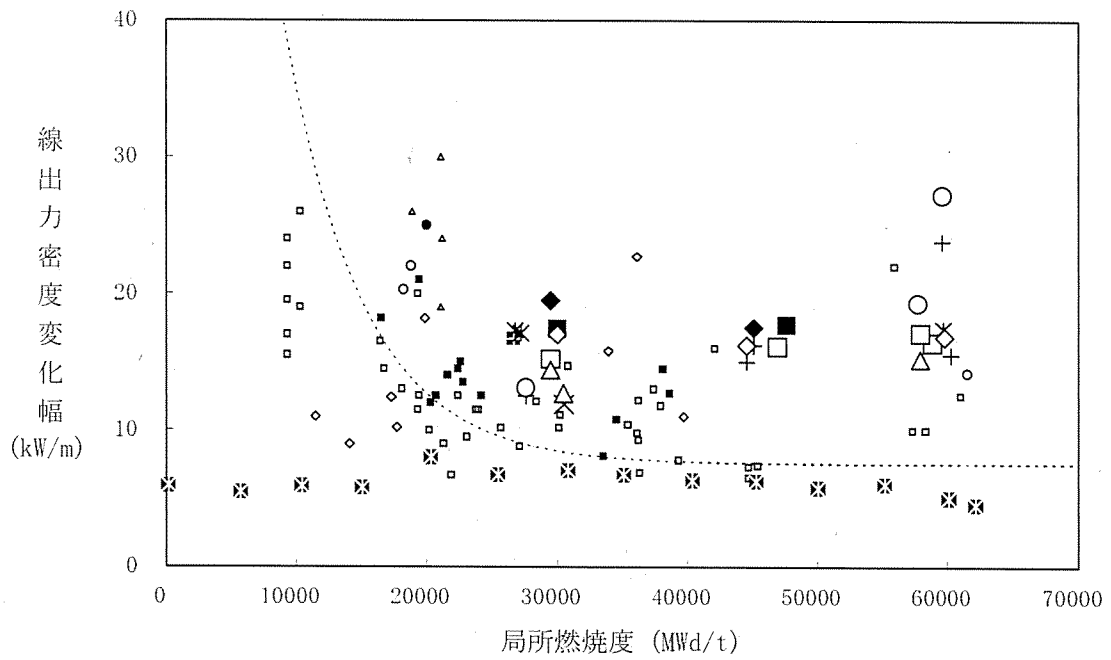
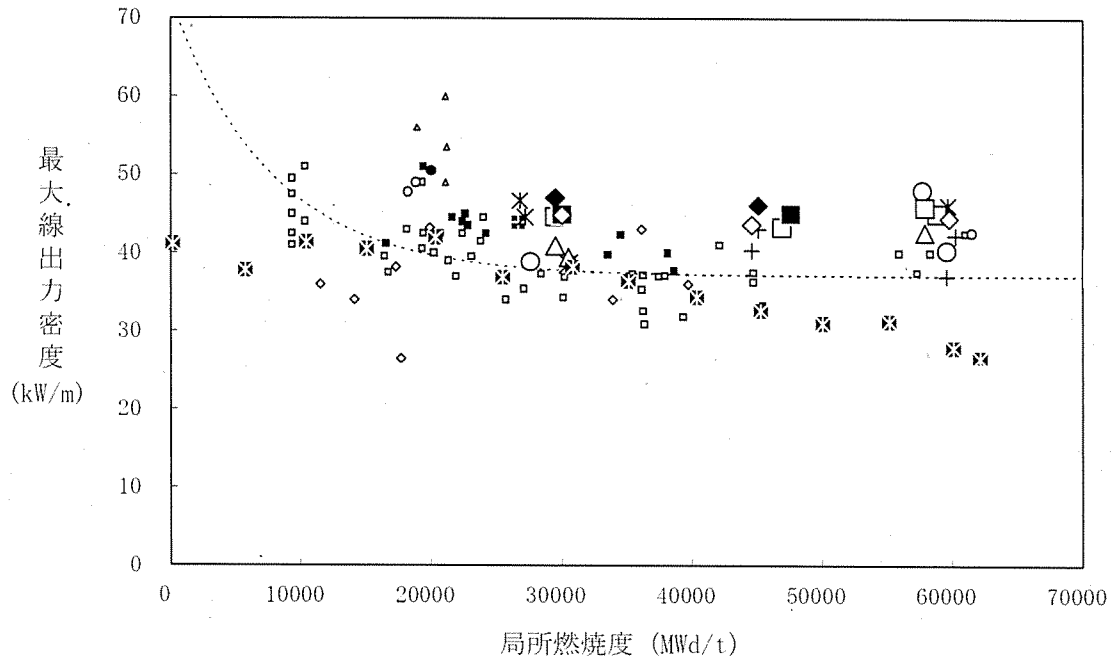
MDA及びZIRLO被覆管の出力ランプ試験データを第3-18図に示す。被覆管のPCI破損限界は、高燃焼度域までPCI破損しきい値以上であることが確認でき、MDA及びZIRLO被覆管に対して安全側にPCI破損しきい値が適用できる。

PCI破損は、最大線出力密度及び線出力密度変化幅について同時にPCI破損しきい値を超えた場合に起こることが経験的に知られている。

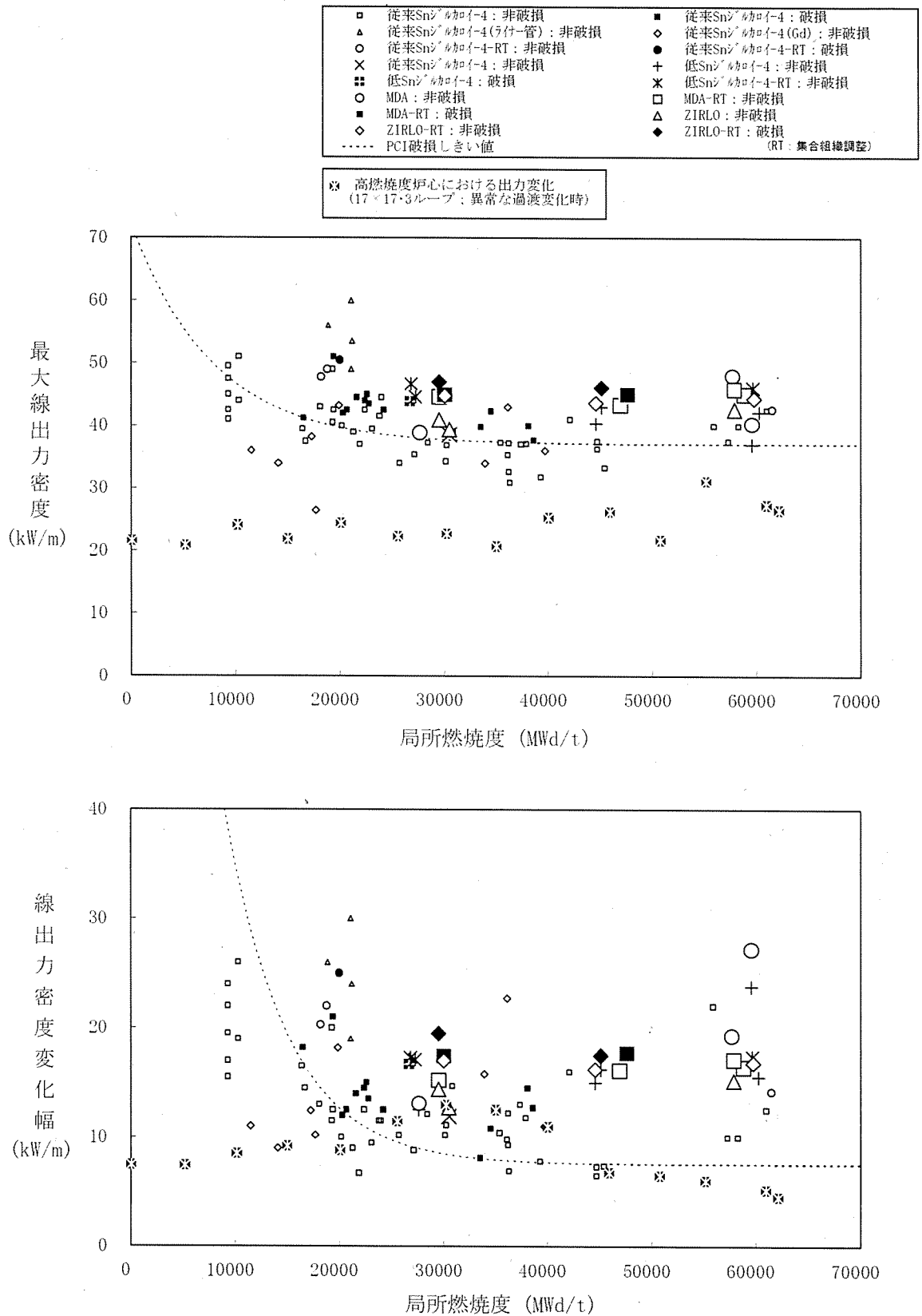
第3-18図に示したとおり運転時の異常な過渡変化時の出力は、PCI破損しきい値以下であり、PCI破損は発生しない。また、ガドリニア入り燃料棒では出力が高くないように、濃縮度を低下させているのでPCI破損は生じない。

- | | | | |
|---|------------------------------------|---|----------------------------------|
| □ | 従来Sn ²⁺ 燃料イ-4：非破損 | ■ | 従来Sn ²⁺ 燃料イ-4：破損 |
| △ | 従来Sn ²⁺ 燃料イ-4(ラバー管)：非破損 | ◇ | 従来Sn ²⁺ 燃料イ-4(Gd)：非破損 |
| ○ | 従来Sn ²⁺ 燃料イ-4-RT：非破損 | ● | 従来Sn ²⁺ 燃料イ-4-RT：破損 |
| × | 従来Sn ²⁺ 燃料イ-4：非破損 | + | 低Sn ²⁺ 燃料イ-4：非破損 |
| ⊠ | 低Sn ²⁺ 燃料イ-4：破損 | ⊗ | 低Sn ²⁺ 燃料イ-4-RT：非破損 |
| ○ | MDA：非破損 | □ | MDA-RT：非破損 |
| ■ | MDA-RT：破損 | △ | ZIRLO：非破損 |
| ◇ | ZIRLO-RT：非破損 | ◆ | ZIRLO-RT：破損 |
| ⋯ | PCI破損しきい値 | | (RT：集合組織調整) |

⊗ 高燃焼度炉心における出力変化
(17×17-3ループ：異常な過渡変化時)



第3-18図 (1) 被覆管の出力ランプ試験結果 (6)、(13) ~ (15)
(最大線出力密度が最大の場合の出力変化)



第3-18図 (2) 被覆管の出力ランプ試験結果^{(6)、(13)~(15)}
 (線出力密度変化幅が最大の場合の出力変化)

(5) 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。

高密度ペレットの照射中の焼きしまりは小さいこと、原子炉内クリープが小さいMDA又はZIRLO被覆管を採用していること、また、ヘリウム加圧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。

(6) 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。

燃料棒と支持格子の材料について、ジルカロイ-4、MDA、ZIRLOの3種の被覆管の材料と、インコネル-718、ジルカロイ-4の2種の支持格子とのそれぞれの組合せを設定し、摩耗試験を実施している。試験で計測された摩耗体積の比を、ジルカロイ-4被覆管を1.0として規格化して、第3-19図及び第3-20図に示す。MDA及びZIRLO被覆管の摩耗は、ジルカロイ-4被覆管の摩耗と同程度であり、摩耗特性は同等であると考えられる。

したがって、3種類の被覆管の摩耗特性が同等であることより、以下に示すジルカロイ-4被覆管に対して支持格子のばね力を変えて実施した摩耗試験に基づき評価する。

a. ジルカロイ-4被覆管とインコネル-718支持格子のフレッシング摩耗

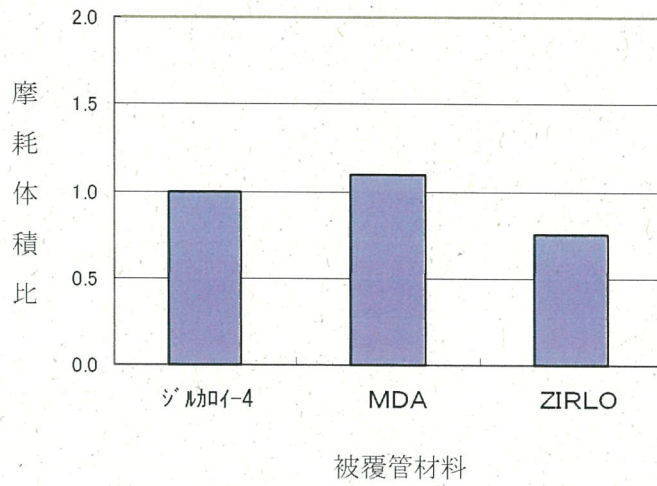
流水試験結果によると、ジルカロイ-4被覆管とインコネル-718支持格子の間でのフレッシング摩耗は、燃料寿命末期での支持格子ばね力においても発生しないが、それ以下あるいはばね力がない場合にはわずかながら発生していることを確認している。この試験結果を基に、全寿命を4サイクルとし、評価上はサイクル1のばね力を [] に、また、サイクル2、3、4のばね力を [] と安全側に仮定して被覆管の摩耗減肉量を求めると、約 [] mmであり被覆管肉厚の10%より小さいことから、被覆管の健全性は確保される。

なお、下部支持格子部におけるフレッシング摩耗については、本設計では寿命中下部支持格子が下部端栓を支持する設計となっており、摩耗が発生したとしても被覆管が貫通に至ることはなく問題ない。

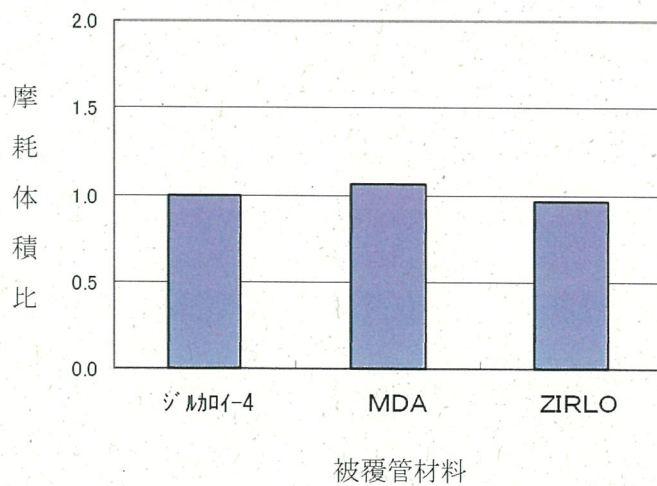
b. ジルカロイ-4被覆管とジルカロイ-4支持格子のフレッシング摩耗

流水試験によると、ジルカロイ-4被覆管とジルカロイ-4支持格子の間でのフレッシング摩耗は、上記と同様の結果であることを確認している。この試験結果を基に全寿命を4サイクルとし、評価上はサイクル1のばね力を [] に、また、サイクル2、3、4のばね力を [] と安全側に仮定して被覆管の摩耗減肉量を評価す

ると、mm以下と被覆管肉厚の10%より小さいことから、被覆管の健全性は確保される。



第3-19図 インコネル-718支持格子との組合せにおける被覆管材料の摩耗体積比の比較



第3-20図 ジルカロイ-4支持格子との組合せにおける被覆管材料の摩耗体積比の比較

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、燃料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第4-1表及び第4-2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）」、技術基準規則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。

(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。

第4-1表 燃料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	上部及び下部ノズルの応力評価を行う。	ステンレス鋼	$P_m + P_b$	1.5Sm
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、 拡管部、溶接部及び スリーブの強度評価 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。	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
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	Sm

第4-2表 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	$P_m + P_b$	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_m ^(注2)	Sm
	運転時荷重			
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 : 一次一般膜応力

P_b : 一次曲げ応力

Sm : 設計応力強さ (ASMEに従う。但し、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。

また第4-1図に燃料集合体強度評価フロー図を示す。

燃料集合体の強度評価においては、燃料輸送及び取扱い時に加わる6Gの設計荷重並びに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強度評価は、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第4-2図に示す。

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。但し6G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、有限要素法にて最大応力をABAQUSコードを用いて評価する。求められた応力をもとにASME Sec. IIIの考え方に則り、一次一般膜+一次曲げ応力強さ (P_m+P_b) を評価し、許容値 ($1.5S_m$) と比較して、塑性変形が生じないことを確認する。

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をABAQUSコードを用いて有限要素法にて評価する。求められた応力をもとに上部ノズルと同様に、一次一般膜+一次曲げ応力強さ (P_m+P_b) を評価し、許容値 ($1.5S_m$) と比較して、塑性変形が生じないことを確認する。

(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。上部ノズルー制御棒案内シンプル結合部は、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。

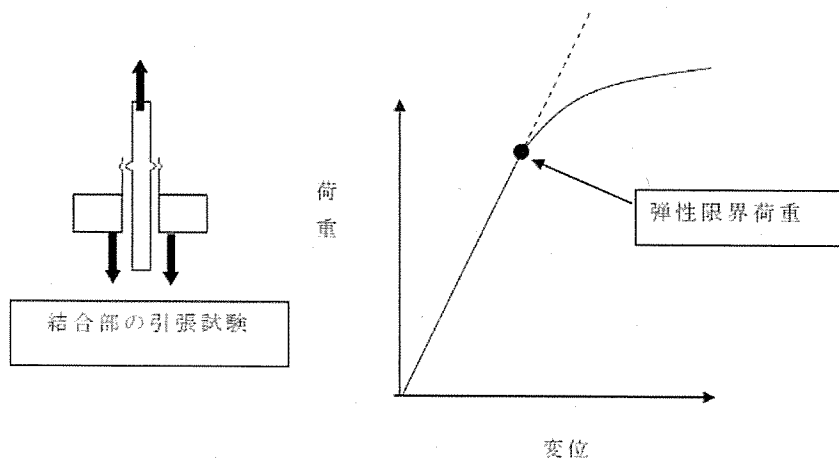
(3) 支持格子-制御棒案内シンプル結合部強度評価

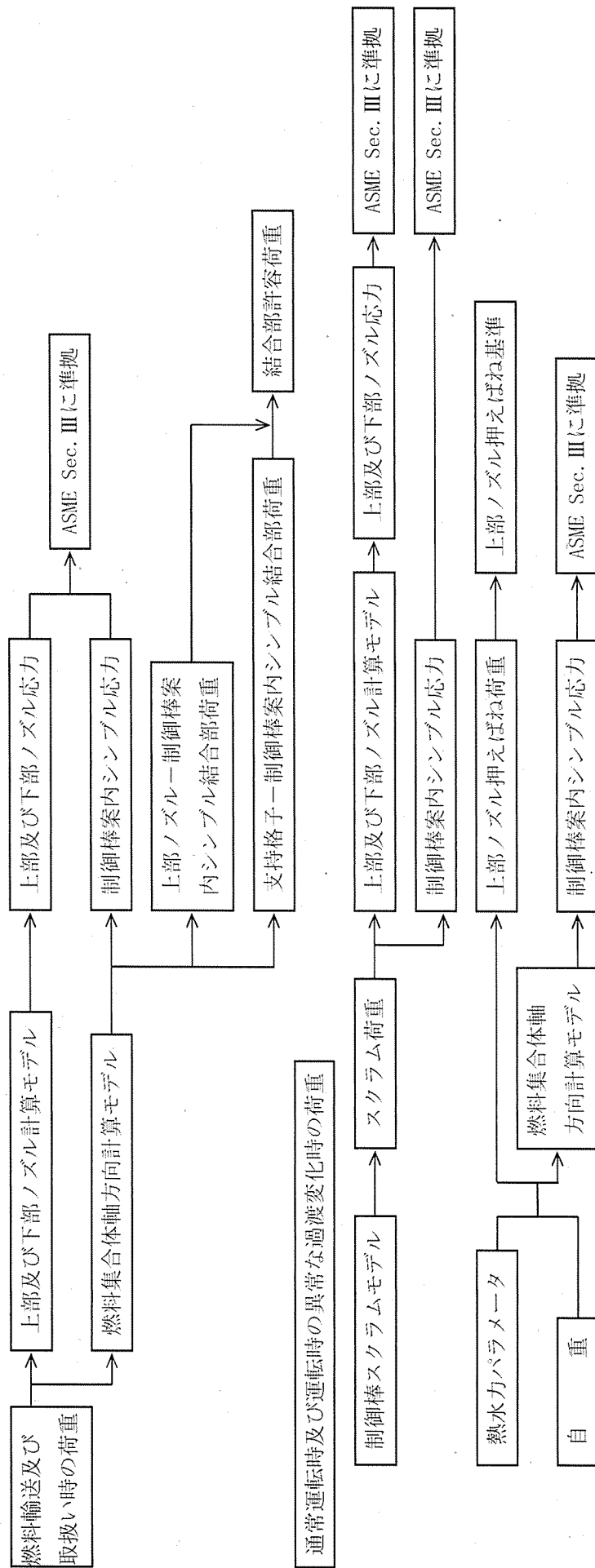
支持格子-制御棒案内シンプル結合部は、制御棒案内シンプルと燃料棒に荷重が分担されるが、保守的に支持格子-制御棒案内シンプル結合部がすべての荷重を受けた際の、1本あたりに作用する荷重を評価する。支持格子-制御棒案内シンプル結合部は、応力強さで評価することは困難であるため、試験により1本あたりの許容荷重^(注1)を求めており、この許容値と比較して弾性限界荷重を超えないことを確認する。

(4) 制御棒案内シンプル応力評価

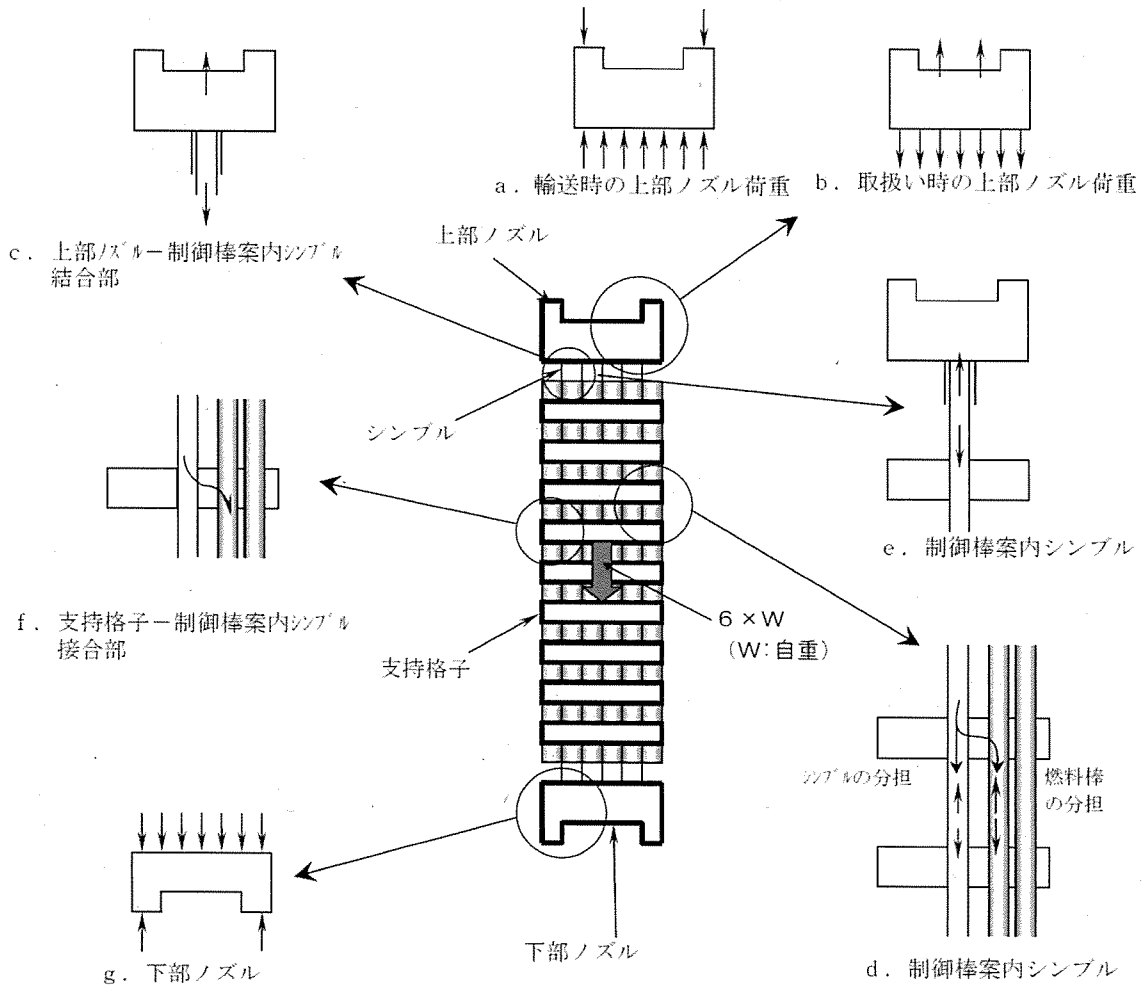
制御棒案内シンプルは、制御棒案内シンプルと燃料棒に荷重が分担されるが、上部ノズル直下の部分については、燃料棒の分担がなく、全荷重を受ける。したがって、6G荷重すべてを制御棒案内シンプルの断面積で割ったものが応力となる。このときに生じる制御棒案内シンプルの応力を評価する。

(注1) 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）。

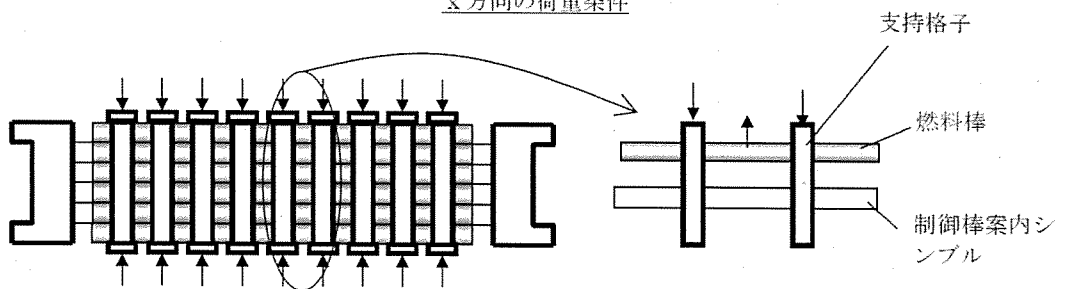




第4-1図 燃料集合体強度評価フロー図



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

第4-2図 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。第4-3図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、

- a. 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)
- 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応力評価を行う。第4-4図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。

なお、燃料寿命中にスクラムが \square 回^(注3)と設定しても累積疲労損傷係数は上部ノズルで \square %、下部ノズルで \square %、制御棒案内シムルで \square %程度であり、疲労に与える影響は小さい。

(注1) 制御棒案内シム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) 繰り返し回数は \square 回と設定している。

(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。

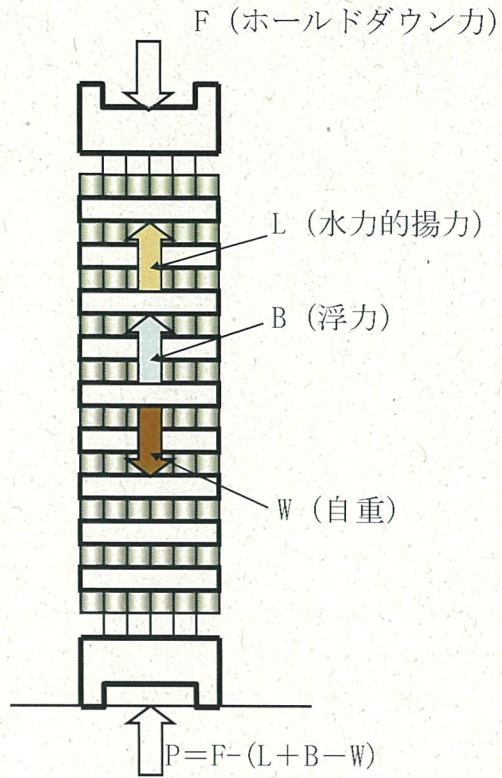
- a. 機械設計流量に対して、燃料集合体の浮き上がりを防止する。
- b. 運転時の異常な過渡変化時の事象であるポンプオーバースピード^(注1)条件で、上部ノズル押えばねの塑性変形は進行しない。

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。

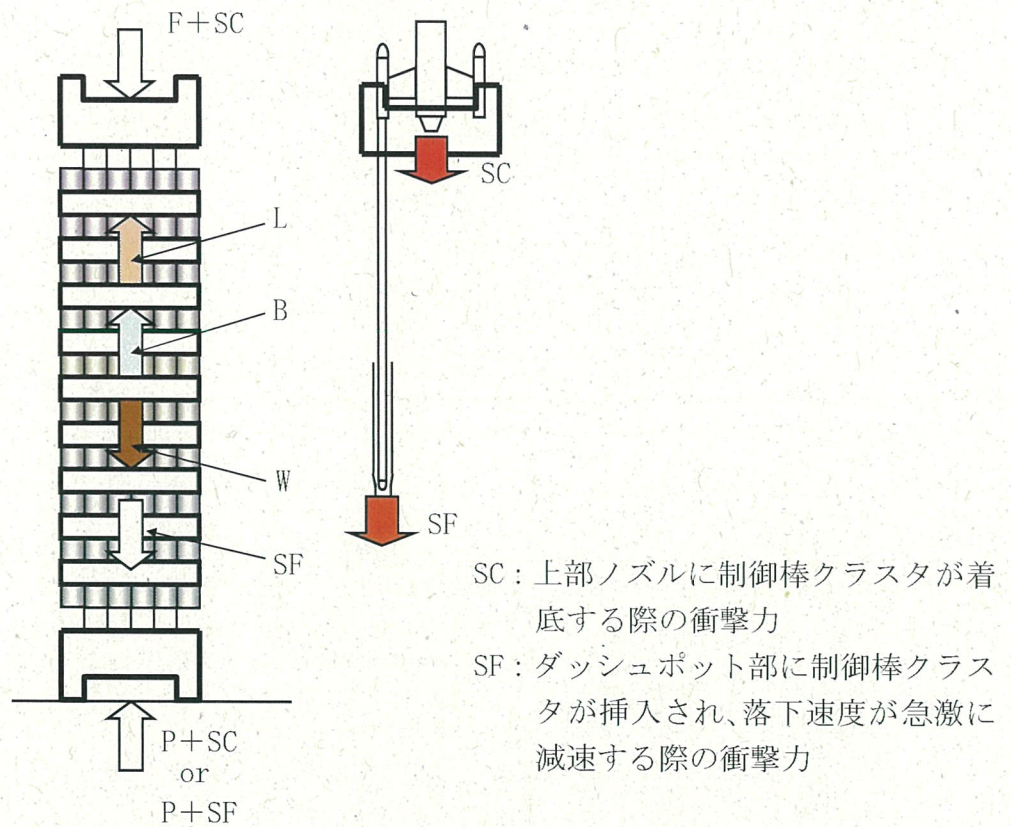
運転時の異常な過渡変化時の事象であるポンプオーバースピード条件下では、

の流量に対し、上部ノズル押えばねの健全性を評価する。

(注1) 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



第4-3図 通常運転時荷重



第4-4図 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

第4-3表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ノズル外周部で発生し、下部ノズルの最大応力は下部ノズルプレートの内側で発生するが、永久変形は生じない。

(2) 上部ノズル—制御棒案内シンプル結合部強度評価

第4-3表に結合部に生じる最大荷重と許容荷重を示す。最大荷重は外周コーナー位置にある上部ノズルスリーブで発生するが、永久変形は生じない。

(3) 支持格子—制御棒案内シンプル結合部強度評価

第4-3表に結合部に生じる最大荷重と許容荷重を示す。最大荷重は支持格子拘束力の大きいジルカロイ-4支持格子（中間部支持格子）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

第4-3表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。最大応力は外周コーナー位置にある上部ノズルスリーブと上部支持格子スリーブ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。

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する荷重は約 N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。

第4-3表 燃料輸送及び取扱い時の荷重における評価結果

(単位：MPa)

構 成 部 品	最大応力	許容応力	設計比 ^{*3}
上 部 ノ ズ ル	[]	[]	0.89
下 部 ノ ズ ル	[]	[]	0.90
上部ノズル-制御棒案内 内シンプル結合部	[] ^{*1}	[] ^{*2}	0.76 ^{*4}
支持格子-制御棒案内 シンプル結合部	[] ^{*1} (ジルコイ製)	[] ^{*2} (ジルコイ製)	0.48 ^{*4}
	[] ^{*1} (インコニ製)	[] ^{*2} (インコニ製)	0.45 ^{*4}
制御棒案内シンプル	[]	[]	0.85

*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第4-4表に示す。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第4-4表に示す。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第4-4表に示す。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。ダッシュポット部の応力評価結果を第4-4表に示す。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。

(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第4-5表に示す。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 でも、燃料集合体は浮き上がりせず、上部ノズル押えばねの機能は損なわれない。

種々の条件下における上部ノズル押えばねの挙動を添付2に示す。

第4-4表 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

(単位：MPa)

	最大応力	許容応力	設計比 ^(注1)
上部ノズル	[Redacted]	[Redacted]	0.45
下部ノズル ^(注2)			0.40
制御棒案内シンプル ^(注2) ダッシュポット部			0.46
制御棒案内シンプル ^(注3) ダッシュポット部			0.05

(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。

第4-5表 上部ノズル押えばね評価結果

(単位：N)

	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	[Redacted]	[Redacted]	浮き上がらない。	0.69
高温全出力時			浮き上がらない。	0.30
ポンプオーバー スピード時 (高温)			浮き上がらない。	0.98

*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。

5. 参考文献

- (1) 三菱原子燃料株式会社, “三菱PWR高燃焼度化ステップ2燃料の機械設計”, MNF-1001 改1, 平成23年3月
- (2) W. J. O’Donnell and B. F. Langer, “Fatigue Design Basis for Zircaloy Components” Nuclear Science and Engineering: 20, 1-12 (1964)
- (3) 三菱原子力工業(株), “燃料棒のわん曲(Bowing)について”, MAPI-1031 改3, 昭和63年5月
- (4) (財)原子力発電技術機構, 平成13年度 高燃焼度等燃料安全試験に関する報告書 (PWR高燃焼度燃料 総合評価編), 平成14年3月
- (5) 佐々木ら, “国内PWRにおける高燃焼度化ステップ2燃料(A型)の3サイクル照射後オンサイト検査結果”, 日本原子力学会「2009年秋の大会」, 2009年9月, 東北大学
- (6) (財)原子力発電技術機構, 平成11年度 軽水炉改良技術確証試験 (高燃焼度等燃料に関するもの)に関する報告書, 平成12年3月
- (7) H. W. Wilson et al., “Fuel Performance Characteristics at Extended Burnup”, ANS Topical Meeting on LWR Extended Burnup - Fuel Performance and Utilization, April 1982, Williamsburg, Virginia
- (8) R. S. Kaiser et al., “Westinghouse High Burnup Experience at Farley 1 and Point Beach 2”, ANS Topical Meeting on LWR Fuel Performance, April 1988, Williamsburg, Virginia
- (9) W. J. Leech et al., “Applications of Post-Irradiation Data from Light Water Reactor Fuel”, ANS Conference on Fast, Thermal and Fusion Reactor Experiments, 1982, Salt Lake City, Utah
- (10) 田原ら, “国内PWRにおける高燃焼度先行照射燃料 (A型) の3サイクル照射後オンサイト検査結果”, 日本原子力学会「2001年秋の大会」, 2001年9月, 北海道大学
- (11) 通商産業省 原子力発電技術顧問会 (基本設計) 高燃焼度化検討会, “加圧水型原子炉 高燃焼度化ステップ2 先行照射燃料 検討結果報告書”, 基0516-6, 平成5年4月
- (12) 原子力安全・保安部会 原子炉安全小委員会, “PWR燃料の高燃焼度化 (ステップ2) 及び燃料の高燃焼度化に係る安全研究の現状と課題について”, 平成13年12月7日

- (13) S. Doi et al., "Advanced Fuel Design and Performance for Burnup Extension", ANS 2000 International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, April 2000, Park City, Utah
- (14) (財)原子力発電技術機構, 平成12年度 高燃焼度等燃料確証試験に関する報告書, 平成13年6月
- (15) T. Takahashi et al., "Advanced Fuel Development for Burnup Extension", ANS 1997 International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, March 1997, Portland, Oregon

(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1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/年

これを安全側に 回/年を用いている。

⇒ 回/サイクル

⇒ 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

これを安全側に 回/年を用いている。

⇒ 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

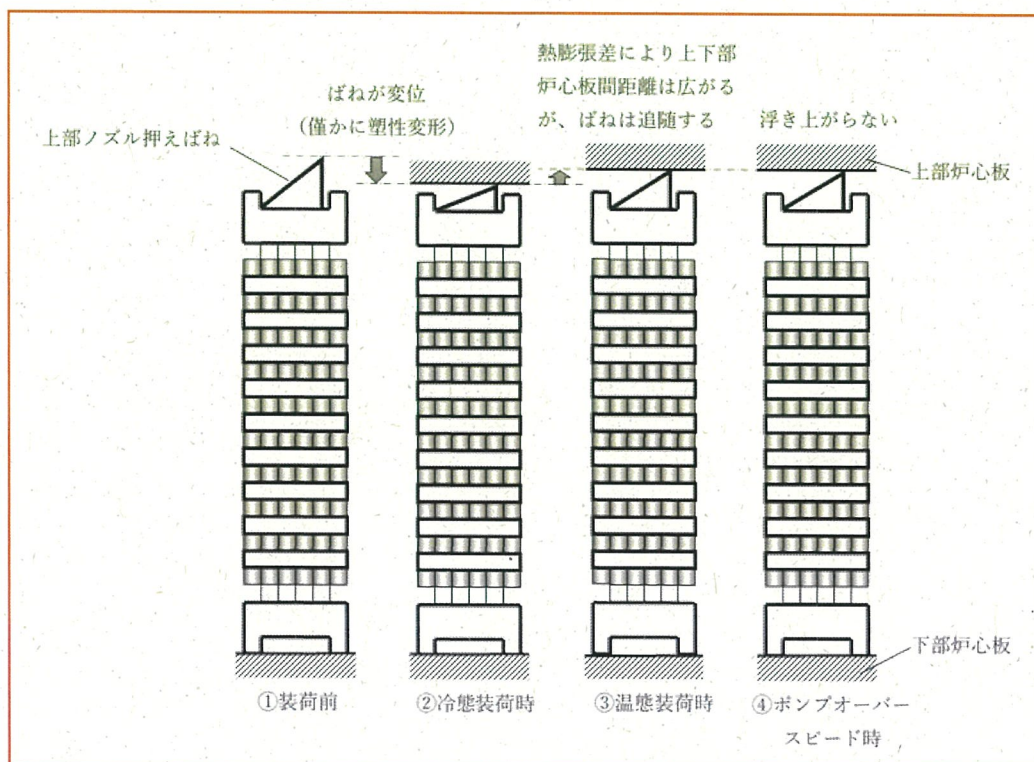
これを安全側に 回/年を用いている。

⇒ 回/サイクル

表1 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

上部ノズル押えばねの挙動について



装荷前の燃料は、上図①のとおり上下部炉心板間距離よりも長い。このため、冷態装荷時には上図②のように上部ノズル押えばねが上部炉心板に押しえつけられる。この状態で上部ノズル押えばねに掛かる荷重は弾性限界荷重を超えるため、上部ノズル押えばねには僅かに塑性変形が生じる。

ここから温態にすると、熱膨張差により上図③のとおり上下部炉心板間距離が広がる。この状態の燃料は、上部ノズル押えばねに塑性変形が残っているものの、なお上下部炉心板間距離よりも長い。このため、上部ノズル押えばねは上部炉心板に追従し、上部ノズル押えばねは上部炉心板に押しえつけられたままとなる。ただし、上下部炉心板間距離が広がっているため、上部ノズル押えばねの変位は上図②よりも小さく、塑性変形は進行しない。

ポンプオーバースピード時には上図④のとおり燃料は浮き上がらず、上部ノズル押えばねの変位は上図③と変わらないため、塑性変形は進行しない。