

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 B 型燃料集合体  
(ウラン燃料) )

補足説明資料

令和 5 年 2 月 2 0 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

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

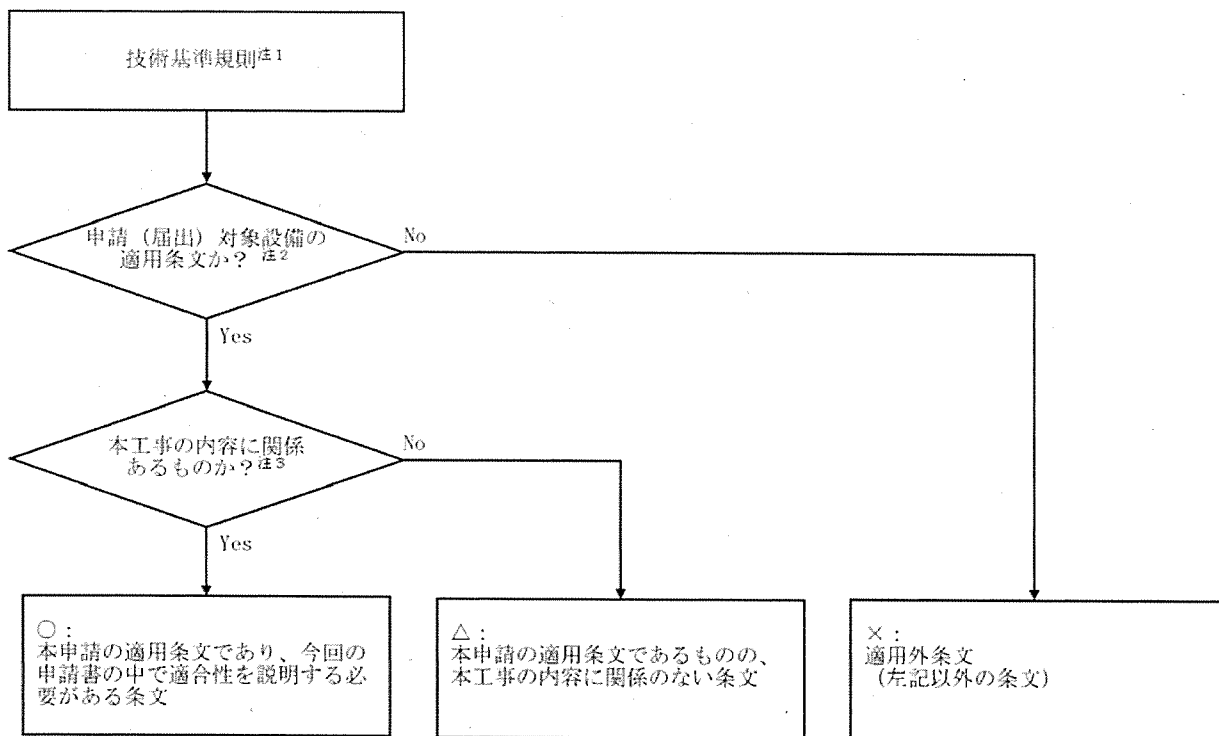
設計及び工事計画認可申請における  
適用条文等の整理について

## 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より適合していることが説明できない条文

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、基本設計方針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 <sup>※1</sup>	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、本設備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、本設備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、本設備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 <sup>*1</sup>	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 <sup>*2</sup> 。
(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 <sup>※1</sup>	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。

※1：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

※2：19条の温度変動に関する要求事項は、その解釈において、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」(JSME S017)に規定する手法を適用し、損傷の発生防止措置を講じることとされている。ここで想定される高サイクル熱疲労を引き起こす熱流動現象とは、「①高低温水合流で発生する温度揺らぎ現象」及び「②熱成層化現象(キャビティフロー型、運転操作型、弁グランドリーク型)」であり、燃料体は、温度差のある流体が混合する環境下におかれなため、高温水と低温水が合流して発生するような①と②の現象は発生しないことから、19条の温度変動に関する要求事項は考慮不要である。  
本設工認においては、燃料体の温度変動による損傷に関し、23条「炉心等」の解釈において燃料体が耐える荷重として「熱応力等の荷重を含むものとする」とあり、燃料強度評価で考慮されることから、「資料7 強度に関する説明書」で確認している。

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 <sup>※1</sup>	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、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) 水素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、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 <sup>※1</sup>	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。

※1：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 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

## 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、設計及び工事計画認可申請書に添付する書類について整理する。

## 2. 「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

設計及び工事計画認可申請書に添付すべき書類は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の別表第二の上欄に記載される種類に応じて、下欄に記載される添付書類を添付する必要があるが、別表第二では「認可の申請又は届出に係る工事の内容に関係あるものに限る。」との規定があるため、本申請範囲である「原子炉本体」に要求される添付書類の要否の検討を行った。検討結果を第1表に示す。

第1表 本申請における添付書類の要否の検討結果 (1/5)

実用発電用原子炉の設置、 運転等に関する規則 別表第二添付書類	添付の要否 (○・×)	理由
各発電用原子炉施設に共通		
送電関係一覧図	×	本申請内容は、送電設備に影響を与えないため不要。
急傾斜地崩壊危険区域内において行う制限工事に係る場合は、当該区域内の急傾斜地の崩壊の防止措置に関する説明	×	急傾斜地崩壊危険箇所の設定はないため対象外。
工場又は事業所の概要を明示した地形図	×	本申請内容は、地形図に影響を与えないため不要。
主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図	×	本申請内容は、主要設備の配置に影響を与えないため不要。
単線結線図（接地線（計測用変成器を除く。）については電線の種類、太さ及び接地の種類も併せて記載すること。）	×	本申請内容は、単線結線図に影響を与えないため不要。
新技術の内容を十分に説明した書類	×	本申請内容は、新技術に該当しないため不要。
発電用原子炉施設の熱精算図	×	本申請内容は、熱精算に影響を与えないため不要。
熱出力計算書	○	原子炉熱出力等に関する評価について、技術基準規則第15条及び第23条への適合性を示すため、添付する。なお、既に認可済みの工事計画 <sup>*1</sup> のとおり設計を行うことから、今回の申請にあたって、適合性の内容に変更はない。

※1 平成29年9月29日付け原規規発第1709291号で認可された工事計画

第1表 本申請における添付書類の要否の検討結果 (2/5)

実用発電用原子炉の設置、 運転等に関する規則 別表第二添付書類	添付の要否 (○・×)	理由
発電用原子炉の設置の許可 との整合性に関する説明書	○	許可された設置許可申請書との整合性を示す 必要があるため添付する。
排気中及び排水中の放射性 物質の濃度に関する説明書	×	本申請内容は、排気中及び排水中の放射性物 質の濃度に影響を与えないため不要。
人が常時勤務し、又は頻繁 に出入する工場又は事業所 内の場所における線量に関 する説明書	×	本申請内容は、遮蔽設計区分の設計基準等の 設定に影響を与えるものではないので不要。
発電用原子炉施設の自然現 象等による損傷の防止に関 する説明書	○	本申請設備（燃料体）の自然現象等による損 傷の防止について、技術基準規則第6条及び 7条への適合性を示すため、添付する。な お、既に認可済みの工事計画 <sup>※2</sup> のとおり設 計を行うことから、今回の申請にあたって、 適合性の内容に変更はない。
排水監視設備及び放射性物 質を含む排水を安全に処理 する設備の配置の概要を明 示した図面	×	本申請では該当する設備はないため不要。
取水口及び放水口に関する 説明書	×	本申請では該当する設備はないため不要。
設備別記載事項の設定根拠 に関する説明書	×	本申請では設定根拠に該当するものはないた め不要。

※2 平成28年3月23日付け原規規発第1603231号で認可された工事計画

第1表 本申請における添付書類の要否の検討結果 (3/5)

実用発電用原子炉の設置、 運転等に関する規則 別表第二添付書類	添付の要否 (○・×)	理由
環境測定装置（放射線管理 用計測装置に係るものを除 く。）の構造図及び取付箇所 を明示した図面	×	本申請では該当する設備はないため不要。
クラス1 機器及び炉心支持 構造物の応力腐食割れ対策 に関する説明書（クラス1 機器にあっては、支持構造 物を含めて記載すること。）	×	本申請では該当する設備はないため不要。
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	○	本申請設備（燃料体）が使用される条件の下 における健全性について、技術基準規則第1 4条及び15条への適合性を示すため、添付 する。なお、既に認可済みの工事計画 <sup>※3</sup> の とおり設計を行うことから、今回の申請にあ たって、適合性の内容に変更はない。
発電用原子炉施設の火災防 護に関する説明書	○	本申請設備（燃料体）の火災防護について、 技術基準規則第11条への適合性を示すた め、添付する。なお、既に認可済みの工事計 画 <sup>※3</sup> のとおり設計を行うことから、今回の 申請にあたって、適合性の内容に変更はな い。
発電用原子炉施設の溢水防 護に関する説明書	×	本申請内容は、溢水防護に関する設計に影響 を与えないため不要。

※3 平成28年3月23日付け原規規発第1603231号で認可された工事計画

第1表 本申請における添付書類の要否の検討結果 (4/5)

実用発電用原子炉の設置、 運転等に関する規則 別表第二添付書類	添付の要否 (○・×)	理由
発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書	×	本申請では該当する設備はないため不要。
通信連絡設備に関する説明書及び取付箇所を明示した図面	×	本申請では該当する設備はないため不要。
安全避難通路に関する説明書及び安全避難通路を明示した図面	×	本申請では該当する設備はないため不要。
非常用照明に関する説明書及び取付箇所を明示した図面	×	本申請では該当する設備はないため不要。

第1表 本申請における添付書類の要否の検討結果 (5/5)

実用発電用原子炉の設置、 運転等に関する規則 別表第二添付書類	添付の要否 (○・×)	理由
原子炉本体		
耐震性に関する説明書	○	本申請設備（燃料体）の耐震性について技術基準規則第5条への適合性を示すため、添付する。なお、既に認可済みの工事計画 <sup>※4</sup> のとおり設計を行うことから、今回の申請にあたって、適合性の内容に変更はない。
強度に関する説明書	○	本申請設備（燃料体）の強度について技術基準規則第23条への適合性を示すため、添付する。
構造図	○	本申請設備（燃料体）の構造図について技術基準規則第23条への適合性を示すため、添付する。
燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能に関する説明書	○	本申請設備（燃料体）の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能について技術基準規則第23条への適合性を示すため、添付する。
原子炉本体の基礎に関する説明書及びその基礎の状況を明示した図面	×	本申請では該当する設備はないため不要。
監視試験片の取付箇所を明示した図面	×	本申請では該当する設備はないため不要。
原子炉（圧力）容器の脆性破壊防止に関する説明書	×	本申請では該当する設備はないため不要。
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説明書	○	本申請における設計及び工事に係る品質マネジメントシステムについて説明するため、添付する。

※4 平成28年3月23日付け原規規発第1603231号及び令和元年6月10日付け原規規発第1906103号で認可された工事計画

## 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



## 1. 概要

本申請における燃料体は、改正前の法体系下において燃料体設計認可申請書（以下、「設認」）により認可を受けた設計に基づく燃料体検査の合格を取得し、現在供用中の燃料体と同一設計であり、燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能に係る説明、燃料体の強度に係る評価方法、評価結果等の内容について技術的新規性はない。

一方で、法令等改正に伴い、申請書の記載内容が一部変更になったことから、本資料では、旧法下の設認と本申請である設計及び工事計画認可申請書（以下、「設工認申請書」）の記載事項の関連を整理したものである。

## 2. 整理結果

### (1) 設認と設工認申請書の記載について

設認の記載事項と、設工認申請書の記載事項は下表のとおり差分がある。

(申請書本文)

設認	設工認申請書	記載事項の比較
一 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名	一 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名	
二 <u>核燃料物質の種類、初期濃縮度及び燃焼率</u>	二 工事計画 ・ <u>要目表（燃料体の名称、種類、主要寸法及び材料）</u>	下線部について、以下の事項に差分がある。 ・ 初期濃縮度及び燃焼率 ・ 燃料体の構造及び重量など
三 <u>燃料材及び燃料被覆材の種類、組成及び組織並びに燃料材及び燃料被覆材以外の部品の種類及び組成</u>		
四 <u>燃料体の構造及び重量</u>		
—	・ 基本設計方針、適用基準及び適用規格 ・ 工事の方法	(新規追加)
五 燃料体を使用する発電用原子炉を設置した工場又は事業所の名称及び所在地	—	使用前確認申請書において記載する事項
六 燃料体を使用する発電用原子炉に係る発電用原子炉施設の概要		
—	三 工事工程表 四 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム 五 変更の工事又は設計及び工事の計画の変更の場合にあっては、変更の理由	(新規追加)

(添付書類)

設認	設工認申請書	記載事項の比較
一 燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐腐食性その他の性能に関する説明書	八 燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能に関する説明書	
二 燃料体の強度計算書	七 強度に関する説明書	
三 燃料体の構造図	添付図面	
四 加工のフローシート	申請書本文 (二 工事計画「工事の方法」)	
五 品質保証に関する説明書	九 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説明書	
—	一 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書	(新規追加)

(2) 設認（本文）と設工認申請書（本文）の差分について

設認と設工認申請書の本文の差分について、設工認申請書における記載の考え方等を添付1に整理した（申請書本文の詳細な比較は添付2参照）。

設認の本文には記載していたが、設工認申請書本文に記載しないとした基本的な考え方は以下のとおり。

- ・ 既工認<sup>(注)</sup>の本文に記載がある事項
- ・ 設工認申請書における他の本文記載内容で代替可能な事項
- ・ 具体的な仕様を示さない事項

(注)「既工認」は、次のとおり。

	伊方発電所第3号機
既工認①：4.1wt%ステップ 2燃料の装荷時	平成29年9月29日付け原 規規発第1709291号にて認 可を受けた工事計画
既工認②：再稼働時	平成28年3月23日付け原 規規発第1603231号にて認 可を受けた工事計画
既工認③：ウラン・プルト ニウム混合酸化物燃料の 装荷時	平成21年7月15日付け平 成21・05・12原第17号に て認可を受けた工事計画
既工認④：高燃焼度燃料の 装荷時	平成16年4月16日付け平 成15・12・26原第7号にて 認可を受けた工事計画

なお、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 別表第二の記載事項が、既工認と今回の設工認申請書でどのように整理されているかについては、参考資料に示す。

### (3) 設認（添付書類）と設工認（添付資料）の関係について

設工認の資料7及び資料8については、体裁をA型設認に統一したことなどにより、B型設認と体裁が異なっている。資料7及び資料8の内容に技術的新規性がないことを示すため、以下の作成方針に基づき、設認添付書類一と設工認資料8の関係については添付3として、設認添付書類二と設工認資料7の関係については添付4として整理した。

#### (作成方針)

- ・構成は比較表形式とし、左欄から「設認 添付書類」「設工認 添付資料」及び「備考」を記載する。
- ・記載順は、「設認 添付書類」に記載する順とする。「設工認 添付資料」は「設認 添付書類」と関連が深い箇所を抽出し、当該設工認添付資料の文章、図表は全て記載する。
- ・「設認 添付書類」と「設工認 添付資料」の文章において、記載を変更した箇所については文章番号と墨付き括弧(【】)で明示することとし、体裁をA型設認に統一しただけであり記載内容が同等の箇所には、同じ文章番号を振ることで同等であることを明確にする。記載内容が同等でない箇所については、ハッチングで明示する。なお、軽微な記載変更箇所については明示していない。
- ・「設認 添付書類」と「設工認 添付資料」の図表において、記載内容が同等でない箇所については、図表番号(複数該当箇所ある場合のみ)と破線枠囲いで明示する。なお、図表を変更したものの体裁をA型設認に統一しただけであり記載内容が同等の箇所については明示していない。
- ・「備考」について、記載変更した理由を記載する。また、体裁をA型設認に統一した箇所については、A型設認の該当箇所も記載する。加えて、「設認 添付書類」と「設工認 添付資料」の記載内容が同等でない箇所については、補足説明も記載する。

以 上

## 設認と設工認申請書の本文記載事項の差分に係る整理

設認本文記載		設工認 記載箇所	既工認 本文	設工認申請書本文における 記載の考え方
初期 濃縮度	燃料体平均	—	—	燃料体平均および燃料要素平均の変更に当たっては、設工認本文記載のペレット初期濃縮度により必然的に決まる値であり、当該項目で審査可能なため、記載不要。
	燃料要素平均	—	—	
燃焼率	燃料体最高	添付 7	○	既工認①の要目表で記載済みのため、記載不要。
	燃料要素最高	添付 7	—	新検査制度適用後における炉心側の本文記載事項であり、今回申請の範囲外であることから、炉心側の申請時に記載の適正化を行う。
	ペレット最高	添付 7	—	
燃料材の組織		添付 8	○	既工認①の要目表で記載済みのため、記載不要。
燃料体の構造		添付 7	—	具体的な仕様を記載しているものではなく、概要記載のため、記載不要。
質量	燃料体総質量	添付図面	—	各々の質量の変更に当たっては、設工認本文の要目表記載の主要寸法と材料に依存して変更となることから、当該項目で審査可能なため、本文への記載不要。
	燃料材質量	—	—	
	主要部品	—	—	
その他	燃料要素の配置	添付図面	—	燃料要素の配列の変更に当たっては、設工認本文の要目表の名称に記載の 17 行 17 列が変更となることから、当該項目で審査可能なため、記載不要。
	被覆材の偏肉率	添付図面	—	偏肉率の変更に当たっては、設工認本文の要目表に記載の被覆材の外径、内径、肉厚、および基本設計方針に記載の「各部の寸法の偏差は、著しく大きくないこと」が変更となることから、当該項目で審査可能なため、記載不要。
	プレナム体積	添付図面	—	プレナム体積の変更に当たっては、設工認本文の要目表の寸法に記載のプレナム長さが変更となることから、当該項目で審査可能なため、記載不要。

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比較(B型ウラン燃料体)

燃料体設計認可申請書		設工認 本文	設工認 添付図面	備考	
核燃料物質の種類	二酸化ウラン				
	二酸化ウラン燃料体(タイプIまたはタイプII)				
	二酸化ウラン燃料体平均濃縮度	—	—	燃料体平均および燃料要素平均の変更に当たっては、設工認本文記載のペレット初期濃縮度により必然的に決まる値であり、当該項目で審査可能なため、記載不要	
	二酸化ウラン燃料要素濃縮度	—	—		
	二酸化ウラン焼結ペレット濃縮度	○	○		
	ガドリニア混合二酸化ウラン燃料体(タイプIまたはタイプII)				
	ガドリニア混合二酸化ウラン燃料体平均濃縮度	—	—	燃料体平均および燃料要素平均の変更に当たっては、設工認本文記載のペレット初期濃縮度により必然的に決まる値であり、当該項目で審査可能なため、記載不要	
	二酸化ウラン燃料要素濃縮度	—	—		
	ガドリニア入り二酸化ウラン燃料要素濃縮度	—	—		
	二酸化ウラン焼結ペレット濃縮度	○	○		
燃焼率	ガドリニア混合二酸化ウラン焼結ペレット濃縮度	○	○		
	燃料体最高	—	—	既工認①の要目表で記載済みのため、記載不要	
	燃料要素最高	—	—	新検査制度適用後における炉心側の本文記載事項であり、今回申請の範囲外であることから、炉心側の申請時に記載の適正化を行う。	
燃料材の種類、組成及び組織	二酸化ウラン焼結ペレット	(種類)二酸化ウラン焼結ペレット			
		密度	○	○	
		(組成)			
		酸素対ウラン比	○	—	
		ウラン	○	—	
		炭素	○	—	
		ふっ素	○	—	
		水素	○	—	
		窒素	○	—	
		(組織)			
	焼結により作られた単一相からなる二酸化ウラン多結晶組織	—	—	既工認①の要目表で焼結ペレットであることを記載し、添付8で組織を記載	
	タイプII燃料体におけるガドリニア混合二酸化ウラン焼結ペレット	(種類)ガドリニア混合二酸化ウラン焼結ペレット			
		密度	○	○	
		(組成)			
		酸素対ウラン比	○	—	
		ガドリニア重量百分率	○	—	
		ガドリニウム重量百分率	○	—	
		ウラン	○	—	
		炭素	○	—	
		ふっ素	○	—	
		水素	○	—	
	窒素	○	—		
	(組織)				
	焼結により作られた単一相からなるガドリニウム一部置換型二酸化ウラン多結晶組織	—	—	既工認①の要目表で焼結ペレットであることを記載し、添付8で組織を記載	
	タイプIII燃料体におけるガドリニア混合二酸化ウラン焼結ペレット	(種類)ガドリニア混合二酸化ウラン焼結ペレット			
		密度	○	○	
		(組成)			
		酸素対ウラン比	○	—	
		ガドリニア重量百分率	○	—	
		ガドリニウム重量百分率	○	—	
ウラン		○	—		
炭素		○	—		
ふっ素		○	—		
水素		○	—		
窒素	○	—			
(組織)					
焼結により作られた単一相からなるガドリニウム一部置換型二酸化ウラン多結晶組織	—	—	既工認①の要目表で焼結ペレットであることを記載し、添付8で組織を記載		
燃料被覆材の種類、組成及び組織	燃料被覆管	(種類)Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金			
		(組成)			
		寸寸			
		鉄	○	—	設工認の本文及び添付8で組成を記載。
		クロム			
		ニオブ			
		ニッケル			
		炭素			
		ジルコニウム			
		(組織)			
冷間加工応力除去焼きなまし組織	○	—	設工認の本文で材料の成分を記載し、添付7で処理を記載。		

燃料体設計認可申請書		設工認 本文	設工認 添付図面	備考	
燃料材料及び燃料 被覆材以外の部 品の種類及び組 成	燃料被覆材端栓	(種類)Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金			
		(組成)			
		すず			
		鉄			
	上部プレナムコ イルばね	クロム			
		鉄+クロム	○	—	設工認の本文で材料の規格を記載し、添付8で組成を記載。
		炭素			
		ジルコニウム			
	下部プレナムコ イルばね	(種類)耐食耐熱ニッケル合金			
		(組成)			
		ニッケル			
		クロム			
	押さえ板(下部プ レナムコイルば ね用部品)	(種類)ステンレス鋼			
		(組成)			
		ニッケル			
		クロム			
	連結棒(下部プ レナムコイルば ね用部品)	(種類)ステンレス鋼			
		(組成)			
		押さえ板材に同じ	○	—	設工認の本文で材料の規格を記載し、添付8で組成を記載。
		燃料被覆材端栓材に同じ	○	—	設工認の本文で材料の規格を記載し、添付8で組成を記載。
制御棒案内シン プル用下部端栓 及びカラー	(種類)Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金				
	(組成)				
	燃料被覆材端栓材に同じ	○	—	設工認の本文で材料の規格を記載し、添付8で組成を記載。	
	燃料被覆材端栓材に同じ	○	—	設工認の本文で材料の規格を記載し、添付8で組成を記載。	
最上部及び最下 部支持格子	(種類)耐食耐熱ニッケル基合金				
	(組成)				
	ニッケル				
	クロム				
	モリブデン				
	ニオブ				
	チタン				
	アルミニウム				
	炭素				
	マンガン				
	けい素				
	りん				
	いおう				
	コバルト				
ほう素					
銅					
タンタル					
鉄					
中間部支持格子	(種類)Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金				
	(組成)				
	燃料被覆材端栓材に同じ	○	—	設工認の本文で材料の規格を記載し、添付8で組成を記載。	

燃料体設計認可申請書		設工認 本文	設工認 添付図面	備考	
燃料材料及び燃料 被覆材以外の部 品の種類及び組 成	上部ノズル及び 下部ノズル(異物 フィルター付)	(種類)ステンレス鋼			
		(組成)			
		ニッケル	○	-	設工認の本文で材料の規格を記載し、添付8で組成を記載。
		クロム			
	炭素				
	鉄				
	上部ノズル押さえ ばね	(種類)耐食耐熱ニッケル合金			
		(組成)			
	クランプスク リュー	最上部及び最下部支持格子材に同じ	○	-	設工認の本文で材料の規格を記載し、添付8で組成を記載。
(種類)ニッケル・クロム・鉄合金					
(組成)					
ニッケル					
クロム					
上部リングナット・ シンプルスク リュー・ロッキング カップ	(種類)ステンレス鋼				
	(組成)				
	ニッケル	○	-	設工認の本文で材料の規格を記載し、添付8で組成を記載。	
	クロム				
炭素					
鉄					
スリーブ	(種類)ステンレス鋼				
	(組成)				
	ニッケル	○	-	設工認の本文で材料の規格を記載し、添付8で組成を記載。	
	クロム				
炭素					
鉄					
リベット	(種類)ステンレス鋼				
	(組成)				
	ニッケル	○	-	設工認の本文で材料の規格を記載し、添付8で組成を記載。	
	クロム				
炭素					
鉄					
ストッパー	(種類)Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金				
	(組成)				
	中間部支持格子に同じ	○	-	設工認の本文で材料の規格を記載し、添付8で組成を記載。	



燃料体設計認可申請書		設工認 本文	設工認 添付図面	備考
燃料体	1 燃料体構造の概要			
	文章	-	-	具体的な仕様を記載しているものではなく、概要記載のため、記載不要
	2 燃料体の質量、寸法			
	(1)質量			
	総質量	-	○	各々の質量の変更に当たっては、設工認本文の要目表記載の主要寸法と材料に依存して変更となることから、当該項目で審査可能なため、本文への記載不要
	燃料体質量(二酸化ウラン燃料体(タイプI、II)、 ガドリニア混合二酸化ウラン燃料体(タイプI、II))	-	-	同上
	(2)寸法			
	全長(下部ノズル下面より上部ノズル上部プレート上面 までの長さ)	○	○	-
	断面寸法(最大)	○	○	-
	燃料要素ピッチ	○	○	-
上部ノズル下面と燃料要素上端距離	○	○	-	
(3)燃料要素配列				
17行17列	-	○	燃料要素の配列の変更に当たっては、設工認本文の要目表の名称に記載の17行17列が変更となることから、当該項目で審査可能なため、記載不要	
燃料要素	3 各部品の質量、寸法、数量等			
	3.1燃料要素			
	(1)質量			
	総質量	-	-	各々の質量の変更に当たっては、設工認本文の要目表記載の主要寸法と材料に依存して変更となることから、当該項目で審査可能なため、本文への記載不要
	二酸化ウラン燃料	-	-	
	ガドリニア混合二酸化ウラン燃料	-	-	
	燃料体質量	-	-	
	二酸化ウラン燃料	-	-	
	ガドリニア混合二酸化ウラン燃料	-	-	
	ガドリニア混合二酸化ウラン燃料	-	-	各々の質量の変更に当たっては、設工認本文の要目表記載の主要寸法と材料に依存して変更となることから、当該項目で審査可能なため、本文への記載不要
	(2)寸法等			
	長さ	○	○	-
	有効長さ	○	○	-
	ペレット直径	○	○	-
	ペレット長さ	○	○	-
	燃料被覆材外径	○	○	-
	燃料被覆材内径	○	○	-
燃料被覆材肉厚	○	○	-	
偏肉率	-	○	偏肉率の変更に当たっては、設工認本文の要目表に記載の被覆材の外径、内径、肉厚、および基本設計方針に記載の「各部の寸法の偏差は、着しく大きくないこと」が変更となることから、当該項目で審査可能なため、記載不要	
プレナム体積	-	○	プレナム体積の変更に当たっては、設工認本文の要目表の寸法に記載のプレナム長さが変更となることから、当該項目で審査可能なため、記載不要	
初期ヘリウム圧力	○	○	設工認本文の基本設計方針に記載	
(3)数量				
二酸化ウラン燃料体(タイプI、II)	-	-		
ガドリニア混合二酸化ウラン燃料体(タイプI)	○	○	設工認本文の基本設計方針に「設置(変更)許可を受けた仕様となる構造及び設計とする」と記載されており、設置許可添八に数量が記載されている。	
ガドリニア混合二酸化ウラン燃料体(タイプII)	-	-		
燃料体内の配置	○	○		
上部ノズル(組立 体)及び下部ノズル	3.2上部ノズル及び下部ノズル(異物フィルター付)			
	(1)質量			
	上部ノズル/下部ノズル	-	-	各々の質量の変更に当たっては、設工認本文の要目表記載の主要寸法と材料に依存して変更となることから、当該項目で審査可能なため、本文への記載不要
	(2)寸法			
	上部ノズル:外寸法	○	○	-
	上部ノズル:高さ(下面からヘッド上端まで)	○	○	-
	下部ノズル:外寸法	○	○	-
	下部ノズル:高さ	○	○	-
	(3)数量			
	上部ノズル:燃料体あたり	○	-	設工認本文の要目表の注釈に記載
下部ノズル:燃料体あたり	○	-	同上	
制御棒案内シ ンブル	3.3制御棒案内シ ンブル			
	(1)質量	-	-	各々の質量の変更に当たっては、設工認本文の要目表記載の主要寸法と材料に依存して変更となることから、当該項目で審査可能なため、本文への記載不要
	(2)寸法			
	外径(太径部/細径部)	○	○	-
	肉厚(太径部/細径部)	○	○	-
(3)数量(燃料体あたり)	○	-	設工認本文の要目表の注釈に記載	
炉内計装用案内 シンブル	3.4炉内計装用案内 シンブル			
	(1)質量	-	-	各々の質量の変更に当たっては、設工認本文の要目表記載の主要寸法と材料に依存して変更となることから、当該項目で審査可能なため、本文への記載不要
	(2)寸法			
	外径	○	○	-
	肉厚	○	○	-
(3)数量(燃料体あたり)	○	-	設工認本文の要目表の注釈に記載	
支持格子	3.5支持格子			
	(1)質量			
	最上部/中間部/最下部	-	-	各々の質量の変更に当たっては、設工認本文の要目表記載の主要寸法と材料に依存して変更となることから、当該項目で審査可能なため、本文への記載不要
	(2)寸法			
	外寸法	○	○	-
	高さ(最上部及び最下部)	○	○	-
	高さ(中間部)	○	○	-
(3)数量(燃料体あたり)				
最上部	○	-	設工認本文の要目表の注釈に記載	
中間部	○	-	同上	
最下部	○	-	同上	
燃料体の構造及 び質量	3.6コイルばね			
	(1)質量			
	上部/下部	-	-	各々の質量の変更に当たっては、設工認本文の要目表記載の主要寸法と材料に依存して変更となることから、当該項目で審査可能なため、本文への記載不要
	(2)寸法等			
	コイル外径(上部/下部)	○	○	-
	ばね定数(上部/下部)	○	○	設工認本文の基本設計方針に記載
(3)数量				
上部:燃料体あたり	○	-	設工認本文の要目表の注釈に記載	
下部:燃料体あたり	○	-	同上	



設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8	備考																																																																																																																		
<p>添付書類一</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>①</p> <table border="1"> <tr><td>1. 概要</td><td>1-1</td></tr> <tr><td>2. 燃料体の耐熱性</td><td>1-12</td></tr> <tr><td>  2.1 二酸化ウラン</td><td>1-12</td></tr> <tr><td>  2.2 ガドリニア混合二酸化ウラン</td><td>1-12</td></tr> <tr><td>  2.3 Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金(ジルカロイ-4)</td><td>1-13</td></tr> <tr><td>  2.4 Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金(NDA)</td><td>1-14</td></tr> <tr><td>  2.5 耐食耐熱ニッケル基合金(718合金)</td><td>1-14</td></tr> <tr><td>  2.6 耐食耐熱ニッケル合金</td><td>1-15</td></tr> <tr><td>  2.7 ニッケル・クロム・鉄合金</td><td>1-15</td></tr> <tr><td>  2.8 ステンレス鋼</td><td>1-15</td></tr> <tr><td>3. 燃料体の耐放射線性</td><td>1-25</td></tr> <tr><td>  3.1 二酸化ウラン</td><td>1-26</td></tr> <tr><td>    3.1.1 スエリング</td><td>1-26</td></tr> <tr><td>    3.1.2 ベレットの焼きしまり</td><td>1-27</td></tr> <tr><td>    3.1.3 核分裂生成ガス放出</td><td>1-27</td></tr> <tr><td>    3.1.4 ベレットリム組織化</td><td>1-28</td></tr> <tr><td>  3.2 ガドリニア混合二酸化ウラン</td><td>1-29</td></tr> <tr><td>  3.3 Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金(ジルカロイ-4)</td><td>1-30</td></tr> <tr><td>  3.4 Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金(NDA)</td><td>1-30</td></tr> <tr><td>    3.4.1 機械的性質</td><td>1-30</td></tr> <tr><td>    3.4.2 クリーブ特性</td><td>1-31</td></tr> <tr><td>    3.4.3 疲労特性</td><td>1-31</td></tr> <tr><td>  3.5 耐食耐熱ニッケル基合金(718合金)</td><td>1-32</td></tr> <tr><td>  3.6 耐食耐熱ニッケル合金</td><td>1-32</td></tr> <tr><td>  3.7 ニッケル・クロム・鉄合金</td><td>1-32</td></tr> <tr><td>  3.8 ステンレス鋼</td><td>1-32</td></tr> <tr><td>4. 燃料体の耐腐食性</td><td>1-45</td></tr> <tr><td>  4.1 二酸化ウラン</td><td>1-45</td></tr> <tr><td>    4.1.1 二酸化ウランとNDAとの反応</td><td>1-45</td></tr> <tr><td>    4.1.2 二酸化ウランとヘリウムとの反応</td><td>1-45</td></tr> </table>	1. 概要	1-1	2. 燃料体の耐熱性	1-12	2.1 二酸化ウラン	1-12	2.2 ガドリニア混合二酸化ウラン	1-12	2.3 Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金(ジルカロイ-4)	1-13	2.4 Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金(NDA)	1-14	2.5 耐食耐熱ニッケル基合金(718合金)	1-14	2.6 耐食耐熱ニッケル合金	1-15	2.7 ニッケル・クロム・鉄合金	1-15	2.8 ステンレス鋼	1-15	3. 燃料体の耐放射線性	1-25	3.1 二酸化ウラン	1-26	3.1.1 スエリング	1-26	3.1.2 ベレットの焼きしまり	1-27	3.1.3 核分裂生成ガス放出	1-27	3.1.4 ベレットリム組織化	1-28	3.2 ガドリニア混合二酸化ウラン	1-29	3.3 Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金(ジルカロイ-4)	1-30	3.4 Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金(NDA)	1-30	3.4.1 機械的性質	1-30	3.4.2 クリーブ特性	1-31	3.4.3 疲労特性	1-31	3.5 耐食耐熱ニッケル基合金(718合金)	1-32	3.6 耐食耐熱ニッケル合金	1-32	3.7 ニッケル・クロム・鉄合金	1-32	3.8 ステンレス鋼	1-32	4. 燃料体の耐腐食性	1-45	4.1 二酸化ウラン	1-45	4.1.1 二酸化ウランとNDAとの反応	1-45	4.1.2 二酸化ウランとヘリウムとの反応	1-45	<p style="text-align: center;">目 次</p> <p style="text-align: right;">頁</p> <p>②</p> <table border="1"> <tr><td>1. 概要</td><td>資 8-1</td></tr> <tr><td>2. 構成材料の概要</td><td>資 8-2</td></tr> <tr><td>①</td><td></td></tr> <tr><td>3. 二酸化ウラン</td><td>資 8-11</td></tr> <tr><td>  3.1 耐熱性</td><td>資 8-11</td></tr> <tr><td>  3.2 耐放射線性</td><td>資 8-11</td></tr> <tr><td>    3.2.1 二酸化ウランベレットの照射焼きしまり</td><td>資 8-12</td></tr> <tr><td>    3.2.2 二酸化ウランベレットのスエリング</td><td>資 8-12</td></tr> <tr><td>    3.2.3 FPガスの放出挙動</td><td>資 8-13</td></tr> <tr><td>    3.2.4 ベレットリム組織化</td><td>資 8-14</td></tr> <tr><td>  3.3 耐食性</td><td>資 8-15</td></tr> <tr><td>    3.3.1 二酸化ウランベレットとジルコニウム基合金被覆管との反応</td><td>資 8-15</td></tr> <tr><td>    3.3.2 二酸化ウランベレットと充填ガスとの反応</td><td>資 8-16</td></tr> <tr><td>    3.3.3 二酸化ウランベレットと水との反応</td><td>資 8-16</td></tr> <tr><td>4. ガドリニア混合二酸化ウラン</td><td>資 8-21</td></tr> <tr><td>  4.1 耐熱性</td><td>資 8-21</td></tr> <tr><td>  4.2 耐放射線性</td><td>資 8-22</td></tr> <tr><td>  4.3 耐食性</td><td>資 8-22</td></tr> <tr><td>    4.3.1 ガドリニア混合二酸化ウランベレットとジルコニウム基合金被覆管との反応</td><td>資 8-22</td></tr> <tr><td>    4.3.2 ガドリニア混合二酸化ウランベレットと充填ガスとの反応</td><td>資 8-23</td></tr> <tr><td>    4.3.3 ガドリニア混合二酸化ウランベレットと水との反応</td><td>資 8-23</td></tr> <tr><td>5. ジルコニウム基合金</td><td>資 8-26</td></tr> <tr><td>  5.1 耐熱性</td><td>資 8-26</td></tr> <tr><td>  5.2 耐放射線性</td><td>資 8-26</td></tr> <tr><td>    5.2.1 機械的性質</td><td>資 8-27</td></tr> <tr><td>    5.2.2 疲労特性</td><td>資 8-28</td></tr> <tr><td>    5.2.3 クリーブ特性</td><td>資 8-28</td></tr> </table> <p style="text-align: center;">- 資 8-i -</p>	1. 概要	資 8-1	2. 構成材料の概要	資 8-2	①		3. 二酸化ウラン	資 8-11	3.1 耐熱性	資 8-11	3.2 耐放射線性	資 8-11	3.2.1 二酸化ウランベレットの照射焼きしまり	資 8-12	3.2.2 二酸化ウランベレットのスエリング	資 8-12	3.2.3 FPガスの放出挙動	資 8-13	3.2.4 ベレットリム組織化	資 8-14	3.3 耐食性	資 8-15	3.3.1 二酸化ウランベレットとジルコニウム基合金被覆管との反応	資 8-15	3.3.2 二酸化ウランベレットと充填ガスとの反応	資 8-16	3.3.3 二酸化ウランベレットと水との反応	資 8-16	4. ガドリニア混合二酸化ウラン	資 8-21	4.1 耐熱性	資 8-21	4.2 耐放射線性	資 8-22	4.3 耐食性	資 8-22	4.3.1 ガドリニア混合二酸化ウランベレットとジルコニウム基合金被覆管との反応	資 8-22	4.3.2 ガドリニア混合二酸化ウランベレットと充填ガスとの反応	資 8-23	4.3.3 ガドリニア混合二酸化ウランベレットと水との反応	資 8-23	5. ジルコニウム基合金	資 8-26	5.1 耐熱性	資 8-26	5.2 耐放射線性	資 8-26	5.2.1 機械的性質	資 8-27	5.2.2 疲労特性	資 8-28	5.2.3 クリーブ特性	資 8-28	<p>体裁をA型設認に統一</p> <p>① 資料構成の変更 設認では性能毎(耐熱性、耐放射線性、耐腐食性、その他の性能)に記載 設工認では部材毎に各性能を記載</p> <p>② 設認では1章に記載</p>
1. 概要	1-1																																																																																																																			
2. 燃料体の耐熱性	1-12																																																																																																																			
2.1 二酸化ウラン	1-12																																																																																																																			
2.2 ガドリニア混合二酸化ウラン	1-12																																																																																																																			
2.3 Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金(ジルカロイ-4)	1-13																																																																																																																			
2.4 Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金(NDA)	1-14																																																																																																																			
2.5 耐食耐熱ニッケル基合金(718合金)	1-14																																																																																																																			
2.6 耐食耐熱ニッケル合金	1-15																																																																																																																			
2.7 ニッケル・クロム・鉄合金	1-15																																																																																																																			
2.8 ステンレス鋼	1-15																																																																																																																			
3. 燃料体の耐放射線性	1-25																																																																																																																			
3.1 二酸化ウラン	1-26																																																																																																																			
3.1.1 スエリング	1-26																																																																																																																			
3.1.2 ベレットの焼きしまり	1-27																																																																																																																			
3.1.3 核分裂生成ガス放出	1-27																																																																																																																			
3.1.4 ベレットリム組織化	1-28																																																																																																																			
3.2 ガドリニア混合二酸化ウラン	1-29																																																																																																																			
3.3 Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金(ジルカロイ-4)	1-30																																																																																																																			
3.4 Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金(NDA)	1-30																																																																																																																			
3.4.1 機械的性質	1-30																																																																																																																			
3.4.2 クリーブ特性	1-31																																																																																																																			
3.4.3 疲労特性	1-31																																																																																																																			
3.5 耐食耐熱ニッケル基合金(718合金)	1-32																																																																																																																			
3.6 耐食耐熱ニッケル合金	1-32																																																																																																																			
3.7 ニッケル・クロム・鉄合金	1-32																																																																																																																			
3.8 ステンレス鋼	1-32																																																																																																																			
4. 燃料体の耐腐食性	1-45																																																																																																																			
4.1 二酸化ウラン	1-45																																																																																																																			
4.1.1 二酸化ウランとNDAとの反応	1-45																																																																																																																			
4.1.2 二酸化ウランとヘリウムとの反応	1-45																																																																																																																			
1. 概要	資 8-1																																																																																																																			
2. 構成材料の概要	資 8-2																																																																																																																			
①																																																																																																																				
3. 二酸化ウラン	資 8-11																																																																																																																			
3.1 耐熱性	資 8-11																																																																																																																			
3.2 耐放射線性	資 8-11																																																																																																																			
3.2.1 二酸化ウランベレットの照射焼きしまり	資 8-12																																																																																																																			
3.2.2 二酸化ウランベレットのスエリング	資 8-12																																																																																																																			
3.2.3 FPガスの放出挙動	資 8-13																																																																																																																			
3.2.4 ベレットリム組織化	資 8-14																																																																																																																			
3.3 耐食性	資 8-15																																																																																																																			
3.3.1 二酸化ウランベレットとジルコニウム基合金被覆管との反応	資 8-15																																																																																																																			
3.3.2 二酸化ウランベレットと充填ガスとの反応	資 8-16																																																																																																																			
3.3.3 二酸化ウランベレットと水との反応	資 8-16																																																																																																																			
4. ガドリニア混合二酸化ウラン	資 8-21																																																																																																																			
4.1 耐熱性	資 8-21																																																																																																																			
4.2 耐放射線性	資 8-22																																																																																																																			
4.3 耐食性	資 8-22																																																																																																																			
4.3.1 ガドリニア混合二酸化ウランベレットとジルコニウム基合金被覆管との反応	資 8-22																																																																																																																			
4.3.2 ガドリニア混合二酸化ウランベレットと充填ガスとの反応	資 8-23																																																																																																																			
4.3.3 ガドリニア混合二酸化ウランベレットと水との反応	資 8-23																																																																																																																			
5. ジルコニウム基合金	資 8-26																																																																																																																			
5.1 耐熱性	資 8-26																																																																																																																			
5.2 耐放射線性	資 8-26																																																																																																																			
5.2.1 機械的性質	資 8-27																																																																																																																			
5.2.2 疲労特性	資 8-28																																																																																																																			
5.2.3 クリーブ特性	資 8-28																																																																																																																			



設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8	備考
<p>①</p> <p>4.1.3 二酸化ウランと水との反応 .....1-16</p> <p>4.2 ガドリニア混合二酸化ウラン .....1-46</p> <p>4.2.1 ガドリニア混合二酸化ウランとNDAとの反応 .....1-46</p> <p>4.2.2 ガドリニア混合二酸化ウランとヘリウムとの反応 .....1-17</p> <p>4.2.3 ガドリニア混合二酸化ウランと水との反応 .....1-17</p> <p>4.3 Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金(ジルカロイ-4) .....1-47</p> <p>4.3.1 冷却水による腐食 .....1-48</p> <p>4.3.2 水素吸収 .....1-48</p> <p>4.4 Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム合金(NDA) .....1-19</p> <p>4.4.1 冷却水による腐食 .....1-19</p> <p>4.4.2 水素吸収 .....1-50</p> <p>4.5 耐食耐熱ニッケル基合金(718 合金) .....1-51</p> <p>4.5.1 718 合金と冷却水の反応 .....1-51</p> <p>4.6 ニッケル・クロム・鉄合金 [ ] .....1-51</p> <p>4.6.1 [ ] 冷却水との反応 .....1-51</p> <p>4.7 ステンレス鋼 .....1-52</p> <p>4.7.1 ステンレス鋼と冷却水との反応 .....1-52</p> <p>5. その他の性能 .....1-60</p> <p>5.1 耐摩耗性(フレッティング摩耗) .....1-60</p> <p>5.2 耐PCI性 .....1-61</p> <p>5.3 被覆管の高温特性 .....1-61</p> <p>5.4 放射線による変形 .....1-62</p> <p>5.4.1 燃料体の伸び .....1-62</p> <p>5.4.2 燃料集合体の伸び .....1-62</p> <p>5.4.3 上部ノズル燃料棒間げきの減少 .....1-63</p> <p>5.4.4 上部ノズル押しえばね力 .....1-64</p> <p>5.4.5 燃料棒曲がり .....1-64</p> <p>②</p> <p>5.5 ベレットとのボンディング .....1-65</p> <p>③</p> <p>5.6 核熱水力特性 .....1-65</p> <p>5.6.1 核熱水力設計の基本方針 .....1-65</p> <p>5.6.2 設計内容 .....1-66</p> <p>5.6.3 原子炉性能に関する主要データ .....1-70</p> <p>6. 参考文献 .....1-80</p>	<p>①</p> <p>5.2.4 照射成長 ..... 資 8-29</p> <p>5.3 耐食性 ..... 資 8-29</p> <p>5.3.1 酸化腐食による影響 ..... 資 8-29</p> <p>5.3.2 水素吸収による影響 ..... 資 8-30</p> <p>5.4 その他の性能 ..... 資 8-31</p> <p>5.4.1 耐PCI性 ..... 資 8-31</p> <p>5.4.2 耐摩耗性 ..... 資 8-31</p> <p>5.4.3 高温特性 ..... 資 8-31</p> <p>6. Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金(ジルカロイ-4) ..... 資 8-42</p> <p>6.1 耐熱性 ..... 資 8-42</p> <p>6.2 耐放射線性 ..... 資 8-42</p> <p>6.3 耐食性 ..... 資 8-42</p> <p>6.3.1 酸化腐食による影響 ..... 資 8-43</p> <p>6.3.2 水素吸収による影響 ..... 資 8-43</p> <p>7. 析出硬化型ニッケル基合金(718 合金, [ ]) ..... 資 8-47</p> <p>7.1 耐熱性 ..... 資 8-47</p> <p>7.2 耐放射線性 ..... 資 8-47</p> <p>7.3 耐食性 ..... 資 8-48</p> <p>8. ニッケル・クロム・鉄合金 [ ] ..... 資 8-52</p> <p>8.1 耐熱性 ..... 資 8-52</p> <p>8.2 耐放射線性 ..... 資 8-52</p> <p>8.3 耐食性 ..... 資 8-52</p> <p>9. オーステナイト系ステンレス鋼 ..... 資 8-53</p> <p>9.1 耐熱性 ..... 資 8-53</p> <p>9.2 耐放射線性 ..... 資 8-53</p> <p>9.3 耐食性 ..... 資 8-53</p> <p>10. 参考文献 ..... 資 8-58</p>	<p>体裁をA型設認に統一</p> <p>① 資料構成の変更 設認では性能毎(耐熱性、耐放射線性、耐腐食性、その他の性能)に記載 設工認では部材毎に各性能を記載</p> <p>② 本内容については資料7に記載</p> <p>③ 本内容については資料1に記載</p>

設認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 添付書類一	設工認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 資料8	備考
<p>1. 概要</p> <p>①【燃料体（以下、燃料集合体と称する）に使用する材料は、原子炉の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における環境を十分考慮して選択した。】②【構成部品とその使用材料は、第1-1表に示すとおりである。】①【また、各材料の化学成分について第1-2表に、機械特性について第1-3表に、】③【そして耐腐食性及び水素化物方向性係数について第1-4表に示した。】</p> <p>④【以下に燃料集合体を使用する各材料の耐熱性、耐放射線性及び耐腐食性について述べ、燃料集合体構成材料の健全性について説明する。】</p>	<p>1. 概要</p> <p>④【本資料は、「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」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B型燃料集合体（ウラン燃料）（以下「燃料集合体」という。）の各材料の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能を述べるものである。】</p> <p>2. 構成材料の概要</p> <p>①【燃料集合体の材料は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時を含むプラントの使用条件の下で、燃料寿命中その健全性が維持されるよう選定している。燃料集合体の主な構成部品の材料及び各材料の化学成分を第2-1表に示す。また、燃料集合体の主な構成部品の材料の機械的性質を第2-2表に示す。】</p>	<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 1章、2章</p> <p>② 本内容については要目表に記載</p> <p>③ 本内容については基本設計方針 II-1-8-3, 4ページに記載</p>

設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8	備考
第1-1表 構成部品及び構成材料(1/2)		
構成部品	使用材料	備考
二酸化ウラン焼結ペレット <sup>*)</sup>	低濃縮二酸化ウラン	
ガドリニア混合二酸化ウランペレット	低濃縮二酸化ウラン ガドリニア	
燃料被覆材 <sup>*)</sup>	Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系 ジルコニウム基合金(NDΔ)	
被覆管端栓	Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (ジルカロイ-4)	ASTM B351(2013)(2008 <sup>*)</sup> ) (2007)(2002)(2001)(1997) (1992) R60804 { JIS H4751 (1998) } { ZrTN 804D 相当 }
上部プレナムコイルばね	ステンレス鋼	JIS [ ] [ ]
下部プレナムコイルばね	耐食耐熱ニッケル合金 [ ]	AMS [ ] AMS [ ]
押さえ板	ステンレス鋼	JIS [ ] [ ] [ ]
連結棒	ステンレス鋼	JIS [ ] [ ]
制御棒案内シンプル及び 炉内計装用案内シンプル	Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (ジルカロイ-4)	ASTM B353(2012)(2007) (2002)(2001)(2000)(1995) R60804
制御棒案内シンプル用 下部端栓及び カラ	Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (ジルカロイ-4)	ASTM B351(2013)(2008 <sup>*)</sup> ) (2007)(2002)(2001)(1997) (1992) R60804
<sup>*)</sup> 以下、焼結ペレットを単にペレットと称する <sup>*)</sup> 以下、被覆管と称する		

体裁をA型設認に統一  
A型設認添付書類一  
2章  
本内容については要目表に記載

設認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 添付書類一	設工認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 資料8	備考
第1-1表 構成部品及び構成材料(2/2)		
構成部品	使用材料	備考
最上部支持格子、 最下部支持格子 及び 上部ノズル押さえばね	耐食耐熱ニッケル基合金 (718合金)	AMS 5596I(2016) AMS 5596K(2007) AMS 5596J(1999) AMS 5596H(1996) AMS 5596G(1987) AMS 5596C(1968)
中間部支持格子 及び ストッパ	Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (ジルカロイ-4)	ASTM B352(2011)(2002) (2001)(1997)(1992) R60804
上部ノズル 及び 下部ノズル	ステンレス鋼	ASTM <input type="text"/> <input type="text"/>
クランプスクリュー	ニッケル・クロム・鉄合金 <input type="text"/>	ASTM <input type="text"/> <input type="text"/>
上部リングナット、 シンブルスクリュー 及び ロッキングカップ	ステンレス鋼	JIS <input type="text"/> <input type="text"/>
スリーブ	ステンレス鋼	JIS <input type="text"/> <input type="text"/> 及びJIS <input type="text"/> <input type="text"/>
リベット	ステンレス鋼	JIS <input type="text"/> <input type="text"/>
体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 2章  本内容については要目表に記載		







設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8

備考

第1-2表 燃料集合体主材料の化学成分(2/6)

第2-1表 燃料集合体の主な構成部品の材料及び各材料の化学成分 (続き)

構成部品	材料	主成分 (wt%)		不純物 (ppm)																	
		Sn	Fe	Al	B	C	Si	Ni	Mo	W	U	その他									
① 被覆管	Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金 (NDA)	Sn	0.90/1.15																		
		Fe	0.24/0.30																		
		Cr	0.13/0.19																		
		Nb	0.08/0.14																		
		Ni	0.007/0.014																		
		O																			
② 被覆管端栓	Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (シロ知(一)) ASTM B351 (2013) (2008*) C2007(2002) R60804 JIS H4751 (1998) ZrTN 804D相当)	Sn	1.20/1.70	Al	≦ 75	B	≦ 0.5	C	≦ 270												
		Fe	0.18/0.24	Cd	≦ 30	Cd	≦ 0.5	Co	≦ 20												
		Cr	0.07/0.13	Cu	≦ 50	H	≦ 25	Hf	≦ 100												
		Fe+Cr	0.28/0.37	Mg	≦ 20	Mn	≦ 50	Mo	≦ 50												
		Zr	残り	N	≦ 80	Nb	≦ 100	Ni	≦ 70												
				Si	≦ 120	Ti	≦ 50	U	≦ 3.5												
	Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (シロ知(一)) ASTM B351 (2001)(1997) R60804 JIS H4751 (1998) ZrTN 804D相当)	Sn	1.20/1.70	Al	≦ 75	B	≦ 0.5	C	≦ 270												
		Fe	0.18/0.24	Cd	≦ 0.5	Co	≦ 20	Cu	≦ 50												
		Cr	0.07/0.13	H	≦ 25	Hf	≦ 100	Mg	≦ 20												
		Fe+Cr	0.28/0.37	Mn	≦ 50	Mo	≦ 50	N	≦ 80												
		O		Ni	≦ 70	Si	≦ 120	Ti	≦ 50												
		Zr	残り	U	≦ 3.5	W	≦ 100														
Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (シロ知(一)) ASTM B351 (1992)R60804 JIS H4751 (1998) ZrTN 804D相当)	Sn	1.20/1.70	Al	≦ 75	B	≦ 0.5	C	≦ 270													
	Fe	0.18/0.24	Cd	≦ 0.5	Co	≦ 20	Cu	≦ 50													
	Cr	0.07/0.13	H	≦ 25	Hf	≦ 100	Mg	≦ 20													
	Fe+Cr	0.28/0.37	Mn	≦ 50	Mo	≦ 50	N	≦ 80													
	O		Ni	≦ 70	Si	≦ 120	U	≦ 3.5													
	Zr	残り	W	≦ 100																	

構成部品	材料	成分 (wt%)												
		Ni	Cr	Fe	Al	B	C	Si	Ni	Mo	W			
上部フレナムコイルばね	ステンレス鋼													
	JIS													
下部フレナムコイルばね	耐食耐熱ニッケル合金													
	AMS													

構成部品	材料の種類	主成分 (wt%)		不純物 (ppm)																
		Sn	Fe	Al	B	C	Si	Ni	Mo	W	U	その他								
① 燃料被覆材	Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金 (注6)	Sn	0.90/1.15																	
		Fe	0.24/0.30																	
		Cr	0.13/0.19																	
		Nb	0.08/0.14																	
		Ni	0.007/0.014																	
		O																		
		Zr	残部																	
燃料被覆材端栓	Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (注7) ASTM B351 (注4) Grade R60804 (JIS H4751) ZrTN 804D相当)	Sn	1.20/1.70	Al	≦ 75	B	≦ 0.5	C	≦ 270											
		Fe	0.18/0.24	Cd	≦ 0.5	Co	≦ 20	Cu	≦ 50											
		Cr	0.07/0.13	Hf	≦ 25	Hf	≦ 100	Mg	≦ 20											
		Fe+Cr	0.28/0.37	Mn	≦ 50	Mo	≦ 50	N	≦ 80											
		O		Ni	≦ 70	Si	≦ 120	Ti	≦ 50											
		Zr	残部	U	≦ 3.5	W	≦ 100													
制御棒案内シムプル	Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (注7)	Sn	1.20/1.70	Al	≦ 75	B	≦ 0.5	C	≦ 270											
		Fe	0.18/0.24	Cd	≦ 0.5	Co	≦ 20	Cu	≦ 50											
		Cr	0.07/0.13	H	≦ 25	Hf	≦ 100	Mg	≦ 20											
		Fe+Cr	0.28/0.37	Mn	≦ 50	Mo	≦ 50	N	≦ 80											
炉内計装用案内シムプル	ASTM B353 (注4) Grade R60804	O		Ni	≦ 70	Si	≦ 120	Ti	≦ 50											
		Zr	残部	U	≦ 3.5	W	≦ 100													
制御棒案内シムプル用下部端栓	Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (注7)	Sn	1.20/1.70	Al	≦ 75	B	≦ 0.5	C	≦ 270											
		Fe	0.18/0.24	Cd	≦ 0.5	Co	≦ 20	Cu	≦ 50											
		Cr	0.07/0.13	Hf	≦ 25	Hf	≦ 100	Mg	≦ 20											
		Fe+Cr	0.28/0.37	Mn	≦ 50	Mo	≦ 50	N	≦ 80											
カラー	ASTM B351 (注4) Grade R60804	O		Ni	≦ 70	Si	≦ 120	Ti	≦ 50											
		Zr	残部	U	≦ 3.5	W	≦ 100													

体裁をA型設認に統一  
A型設認添付書類一 表2-1  
(p8~p12の図表番号は共通)  
(同一頁に設認の該当箇所がない設工認側の構成部品については、該当ページを補足追加)

① 設認では複数年版の規格を記載していたものの、設工認では年版を記載せず適用される規格のみの記載とし、その規格に示される主成分、不純物を記載することとしている

② 設認では複数年版の規格を記載していたものの、設工認では年版を記載せず適用される規格のみの記載とし、その規格に示される成分を記載することとしている

③ Fe: 規格に記載がないため削除するもの

④ O: 規格では含有量は記載されていないものの管理項目となっていることから、自主管理値を記載



設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8

備考

① 第1-2表 燃料集合体主材料の化学成分(3/6)

② 第2-1表 燃料集合体の主な構成部品の材料及び各材料の化学成分 (続き)

構成部品	材料	主成分 (wt%)		不純物 (ppm)																				
		Sn	Fe	Al	B	C	Ca	Cd	Co	Cu	Hf	Ni	Nb	N	Si	Ti	U	W						
制御機案内 シンプル 及び 案内計装用 案内シンプル	Sn-Fe-Cr系 シニコウム合金 (シル加付=1)	Sn	1.20/1.70	Al	≦ 75	B	≦ 0.5	C	≦ 270	Ca	≦ 30	Cd	≦ 0.5	Co	≦ 20	Cu	≦ 50	Hf	≦ 25	Hr	≦ 100			
		Fe	0.18/0.24	Cr	0.07/0.13	Mg	≦ 20	Mn	≦ 50	Mo	≦ 50	Ni	≦ 70	Nb	≦ 100	N	≦ 80	Si	≦ 120	Ti	≦ 50	U	≦ 3.5	
		Cr	0.07/0.13	Zr	残り	W	≦ 100																	
		Fe-Cr	0.28/0.37																					
	ASTM B353 (2012)(2007) (2002)(2001) R60801	Sn	1.20/1.70	Al	≦ 75	B	≦ 0.5	C	≦ 270	Ca	≦ 30	Cd	≦ 0.5	Co	≦ 20	Cu	≦ 50	Hf	≦ 25	Hr	≦ 100			
		Fe	0.18/0.24	Cr	0.07/0.13	Mg	≦ 20	Mn	≦ 50	Mo	≦ 50	Ni	≦ 70	Nb	≦ 100	N	≦ 80	Si	≦ 120	Ti	≦ 50	U	≦ 3.5	
		Cr	0.07/0.13	Zr	残り	W	≦ 100																	
		Fe-Cr	0.28/0.37																					
	制御機案内 シンプル 及び 案内計装用 案内シンプル	Sn-Fe-Cr系 シニコウム合金 (シル加付=1)	Sn	1.20/1.70	Al	≦ 75	B	≦ 0.5	C	≦ 270	Ca	≦ 30	Cd	≦ 0.5	Co	≦ 20	Cu	≦ 50	Hf	≦ 25	Hr	≦ 100		
			Fe	0.18/0.24	Cr	0.07/0.13	Mg	≦ 20	Mn	≦ 50	Mo	≦ 50	Ni	≦ 70	Nb	≦ 100	N	≦ 80	Si	≦ 120	Ti	≦ 50	U	≦ 3.5
			Cr	0.07/0.13	Zr	残り	W	≦ 100																
			Fe-Cr	0.28/0.37																				
ASTM B353 (2000)(1995) R60804		Sn	1.20/1.70	Al	≦ 75	B	≦ 0.5	C	≦ 270	Ca	≦ 30	Cd	≦ 0.5	Co	≦ 20	Cu	≦ 50	Hf	≦ 25	Hr	≦ 100			
		Fe	0.18/0.24	Cr	0.07/0.13	Mg	≦ 20	Mn	≦ 50	Mo	≦ 50	Ni	≦ 70	Nb	≦ 100	N	≦ 80	Si	≦ 120	Ti	≦ 50	U	≦ 3.5	
		Cr	0.07/0.13	Zr	残り	W	≦ 100																	
		Fe-Cr	0.28/0.37																					
制御機案内 シンプル 及び 下部端検 カ		Sn-Fe-Cr系 シニコウム合金 (シル加付=1)	Sn	1.20/1.70	Al	≦ 75	B	≦ 0.5	C	≦ 270	Ca	≦ 30	Cd	≦ 0.5	Co	≦ 20	Cu	≦ 50	Hf	≦ 25	Hr	≦ 100		
			Fe	0.18/0.24	Cr	0.07/0.13	Mg	≦ 20	Mn	≦ 50	Mo	≦ 50	Ni	≦ 70	Nb	≦ 100	N	≦ 80	Si	≦ 120	Ti	≦ 50	U	≦ 3.5
			Cr	0.07/0.13	Zr	残り	W	≦ 100																
			Fe-Cr	0.28/0.37																				
	ASTM B351 (2001)(1997) R60804	Sn	1.20/1.70	Al	≦ 75	B	≦ 0.5	C	≦ 270	Ca	≦ 30	Cd	≦ 0.5	Co	≦ 20	Cu	≦ 50	Hf	≦ 25	Hr	≦ 100			
		Fe	0.18/0.24	Cr	0.07/0.13	Mg	≦ 20	Mn	≦ 50	Mo	≦ 50	Ni	≦ 70	Nb	≦ 100	N	≦ 80	Si	≦ 120	Ti	≦ 50	U	≦ 3.5	
		Cr	0.07/0.13	Zr	残り	W	≦ 100																	
		Fe-Cr	0.28/0.37																					
	ASTM B351 (1992) R60801	Sn	1.20/1.70	Al	≦ 75	B	≦ 0.5	C	≦ 270	Ca	≦ 30	Cd	≦ 0.5	Co	≦ 20	Cu	≦ 50	Hf	≦ 25	Hr	≦ 100			
		Fe	0.18/0.24	Cr	0.07/0.13	Mg	≦ 20	Mn	≦ 50	Mo	≦ 50	Ni	≦ 70	Nb	≦ 100	N	≦ 80	Si	≦ 120	Ti	≦ 50	U	≦ 3.5	
		Cr	0.07/0.13	Zr	残り	W	≦ 100																	
		Fe-Cr	0.28/0.37																					

構成部品	材料の種類	化学成分 (wt%)							
		Ni	Cr	Mo	C	Nb	Ti	Al	Fe
最上部支持格子	設認p11に記載	50.00/55.00	17.00/21.00	2.80/3.30					
最下部支持格子	析出硬化型 ニッケル合金	4.75/5.50	0.65/1.15	0.20/0.80					
		≦ 0.08	≦ 0.35	≦ 0.35					
		≦ 0.015	≦ 0.015	≦ 1.00					
		≦ 0.006	≦ 0.30	≦ 0.05					
上部ノズル 押さえばね	AMS 5596	残部							
下部プレナム コイルばね	析出硬化型 ニッケル合金	AMS							
クランプスクリュー	ニッケル・クロ ム・鉄合金								
		ASTM							
上部プレナム コイルばね	オーステナイト 系ステンレス鋼	JIS							
上部ノズル 下部ノズル	オーステナイト 系ステンレ ス鋼 鋼	ASTM							

体裁をA型設認に統一  
A型設認添付書類一 表2-1  
(p8~p12の図表番号は共通)  
(同一頁に設認の該当箇所がない  
設工認側の構成部品について  
は、該当ページを補足追加)

①  
設認では複数年版の規格を記載  
していたものの、設工認では年版  
を記載せず適用される規格のみ  
の記載とし、その規格に示される  
主成分、不純物を記載することと  
している

②  
設認では複数年版の規格を記載  
していたものの、設工認では年版  
を記載せず適用される規格のみ  
の記載とし、その規格に示される  
成分を記載することとしている

設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8

備考

① 第1-2表 燃料集合体主材料の化学成分(4/6)

構成部品	材料	主成分 (wt%)		不純物 (ppm)									
				Al	≤	75	B	≤	0.5	C	≤	270	
中間部 支持格子 及び ストッパー	Sn-Fe-Cr系 ジルコニウム合金 (ジルコイ-D)  ASTM B352 (2011)(2002) R60801	Sn	1.20/1.70	Al	≤	75	B	≤	0.5	C	≤	270	
		Fe	0.18/0.24	Cd	≤	0.5	Co	≤	20	Cu	≤	50	
		Cr	0.07/0.13	Hf	≤	25	Hf	≤	100	Mg	≤	20	
		Fe+Cr	0.28/0.37	Mn	≤	50	Mo	≤	50	N	≤	80	
		Zr	残り	Ni	≤	70	Si	≤	120	Ti	≤	50	
	Sn-Fe-Cr系 ジルコニウム合金 (ジルコイ-D)  ASTM B352 (2001)(1997) R60801				U	≤	3.5	W	≤	100	Ca	≤	30
					Nb	≤	100						
		Sn	1.20/1.70	Al	≤	75	B	≤	0.5	C	≤	270	
		Fe	0.18/0.24	Cd	≤	0.5	Co	≤	20	Cu	≤	50	
		Cr	0.07/0.13	Hf	≤	25	Hf	≤	100	Mg	≤	20	
Sn-Fe-Cr系 ジルコニウム合金 (ジルコイ-D)  ASTM B352 (1992) R60801	Fe+Cr	0.28/0.37	Mn	≤	50	Mo	≤	50	N	≤	80		
	O	□	Ni	≤	70	Si	≤	120	Ti	≤	50		
	Zr	残り	U	≤	3.5	W	≤	100					
	Sn	1.20/1.70	Al	≤	75	B	≤	0.5	C	≤	270		
	Fe	0.18/0.24	Cd	≤	0.5	Co	≤	20	Cu	≤	50		

① 第2-1表 燃料集合体の主な構成部品の材料及び各材料の化学成分 (続き)

構成部品	材料の種類	主成分 (wt%)		不純物 (ppm)								
				Al	≤	75	B	≤	0.5	C	≤	270
中間部 支持格子	Sn-Fe-Cr系 ジルコニウム 合金 (注7)	Sn	1.20/1.70	Al	≤	75	B	≤	0.5	C	≤	270
		Fe	0.18/0.24	Cd	≤	0.5	Co	≤	20	Cu	≤	50
		Cr	0.07/0.13	Hf	≤	25	Hf	≤	100	Mg	≤	20
ストッパー	ASTM B352 Grade R60804	Fe+Cr	0.28/0.37	Mn	≤	50	Mo	≤	50	N	≤	80
		O	□	Ni	≤	70	Si	≤	120	Ti	≤	50
		Zr	残部	U	≤	3.5	W	≤	100			

体裁をA型設認に統一  
A型設認添付書類一 表2-1  
(p8~p12の図表番号は共通)

① 設認では複数年版の規格を記載していたものの、設工認では年版を記載せず適用される規格のみの記載とし、その規格に示される主成分、不純物を記載することとしている

④ 0: 規格では含有量は記載されていないものの管理項目となっていることから、自主管理値を記載



設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8

備考

②

第1-2表 燃料集合体主材料の化学成分(5/6)

構成部品	材料	成分(wt%)					
上部ノズル 及び 下部ノズル	ステンレス鋼鋳鋼 ASTM	Ni		Cr			
						C	
最上 部 支 持 格 子、 最 下 部 支 持 格 子 及 び 上 部 ノ ズ ル 押 さ え ば ね	耐食耐熱 ニッケル基合金 (718合金)  AMS 5596L(2016) AMS 5596K(2007) AMS 5596J(1999) AMS 5596H(1996)	Ni	50.00/55.00	Cr	17.00/21.00	Mo	2.80/3.30
		Nb	4.75/5.50	Ti	0.65/1.15	Al	0.20/0.80
		C	≦ 0.08	Mn	≦ 0.35	Si	≦ 0.35
		P	≦ 0.015	S	≦ 0.015	Co	≦ 1.00
		B	≦ 0.006	Cu	≦ 0.30	Ta	≦ 0.05
	Fe	残り					
	耐食耐熱 ニッケル基合金 (718合金)  AMS 5596G(1987)	Ni	50.00/55.00	Cr	17.00/21.00	Mo	2.80/3.30
		Nb+Ta	4.75/5.50	Ti	0.65/1.15	Al	0.20/0.80
		C	≦ 0.08	Mn	≦ 0.35	Si	≦ 0.35
		P	≦ 0.015	S	≦ 0.015	Co	≦ 1.00
B		≦ 0.006	Cu	≦ 0.30	Fe	残り	
耐食耐熱 ニッケル基合金 (718合金)  AMS 5596C(1968)	Ni+Co	50.00/55.00	Cr	17.00/21.00	Mo	2.80/3.30	
	Nb+Ta	4.75/5.50	Ti	0.65/1.15	Al	0.20/0.80	
	C	≦ 0.08	Mn	≦ 0.35	Si	≦ 0.35	
	P	≦ 0.015	S	≦ 0.015	Co	≦ 1.00	
	B	≦ 0.006	Cu	≦ 0.30	Fe	残り	
クラック スクリーン	ニッケル・クロム 鉄合金 ASTM	Ni		Cr		Fe	

②

第2-1表 燃料集合体の主な構成部品の材料及び各材料の化学成分(続き)

構成部品	材料の種類	化学成分(wt%)					
押さえ板  設認はp12に記載	オーステナイト 系ステンレス鋼 JIS	Ni		Cr			
						C	
連結棒  設認はp12に記載	オーステナイト 系ステンレス鋼 JIS	Ni		Cr			
						C	
スリーブ  設認はp12に記載	オーステナイト 系ステンレス鋼 JIS	Ni		Cr			
	又は JIS					C	
リベット  設認はp12に記載	オーステナイト 系ステンレス鋼 JIS	Ni		Cr			
						C	
上部リングナット ・ シンプル スクリュー ・ ロッキングカップ  設認はp12に記載	オーステナイト 系ステンレス鋼 JIS	Ni		Cr			
						C	

(注1) 以下「二酸化ウランペレット」という。

(注2) タイプAはウラン235濃縮度4.8wt%を示す。タイプBはウラン235濃縮度4.1wt%を示す。

(注3) 以下「ガドリニア混合二酸化ウランペレット」という。

(注4) タイプCはガドリニア濃度10wt%を示す。タイプDはガドリニア濃度6wt%を示す。

(注5) 不純物の総中性子吸収をBoron量で換算したもの。

体裁をA型設認に統一  
A型設認添付書類一 表2-1  
(p8~p12の図表番号は共通)  
(同一頁に設認の該当箇所がない  
設工認側の構成部品につい  
ては、該当ページを補足追加)

②  
設認では複数年版の規格を記載  
していたものの、設工認では年版  
を記載せず適用される規格のみ  
の記載とし、その規格に示される  
成分を記載することとしている

③  
Fe:規格に記載がないため削除す  
るもの

設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8

備考

第1-2表 燃料集合体主材料の化学成分(6/6)

(注6) 豊富な照射実績を持つジルカロイ-4をベースに、耐食性向上のためにSn含有量を低下させるとともにNb及びNiを微量添加し、さらに、機械的強度を補償するためにFe及びCr含有量を若干増やしたSn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金。以下「NDA」という。

(注7) 以下「ジルカロイ-4」という。なお、燃料被覆材端栓の材料は、JIS H4751 ZrTN 804Dの規定からNb及びCaの化学成分を除外して、JIS H4751 ZrTN 804D相当と記載している。

(注8) 以下「718合金」という。

(注9) 以下「」という。

(注10) 以下「」という。

体裁をA型設認に統一  
A型設認添付書類一 表2-1  
(p8~p12の図表番号は共通)  
(同一頁に設認の該当箇所がない設工認側の構成部品については、該当ページを補足追加)

②  
設認では複数年版の規格を記載していたものの、設工認では年版を記載せず適用される規格のみの記載とし、その規格に示される成分を記載することとしている

③  
Fe: 規格に記載がないため削除するもの

構成部品	材料	成分(wt%)					
		Ni	<input type="text"/>	Cr	<input type="text"/>	C	<input type="text"/>
押さえ板	ステンレス鋼 JIS <input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
連結棒	ステンレス鋼 JIS <input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
スリーブ	ステンレス鋼 JIS <input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
リベット	ステンレス鋼 JIS <input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
上部リンクナット、 シフトスクリュー 及び ロッキングカフ	ステンレス鋼 JIS <input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>



設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 8

備考

第 1-3 表 燃料集合体主材料の機械特性

第 2-2 表 燃料集合体の主な構成部品の材料の機械的性質

体裁を A 型設認に統一  
A 型設認添付書類一 表 2-2

構成部品	測定温度	基準値	
被覆管 (NDA 材)	高温 (385°C)	引張強さ	310MPa 以上
		耐力 伸び	以上
被覆管端栓	室温	引張強さ	以上
		耐力 伸び	以上
	高温 (316°C)	引張強さ	以上
		耐力 伸び	以上
最上部及び最下部 支持格子	室温	引張強さ	以上
		耐力 伸び	以上
		圧延方向 引張強さ	以上
中間部支持格子	室温	耐力 伸び	以上
		圧延方向に対し 直角方向	以上
		引張強さ	以上
		耐力 伸び	以上
制御棒案内シンプル	室温	引張強さ	以上
		耐力 伸び	以上
		引張強さ	以上
上部ノズル 及び 下部ノズル	室温	耐力 伸び	以上
		引張強さ	以上
		耐力 伸び	以上

構成部品	材料の種類	項目	規定値
・燃料被覆材	NDA	(高温引張試験: 385°C)	引張強さ  MPa
		耐力	$\geq 310$ MPa
		伸び	$\geq 10$ %
・燃料被覆材端栓	ジルカロイ-4	(常温引張試験: 室温 <sup>(注1)</sup> )	引張強さ  MPa
		耐力	$\geq 310$ MPa
		伸び	$\geq 10$ %
		(高温引張試験: 316°C)	引張強さ  MPa
		耐力	$\geq 310$ MPa
		伸び	$\geq 10$ %
・制御棒案内 シンプル	ジルカロイ-4	(常温引張試験: 室温 <sup>(注2)</sup> )	引張強さ  MPa
		耐力	$\geq 310$ MPa
		伸び	$\geq 10$ %
・中間部支持格子	ジルカロイ-4	(常温引張試験: 室温 <sup>(注2)</sup> )	圧延方向 引張強さ  MPa
		耐力	$\geq 310$ MPa
		伸び	$\geq 10$ %
		圧延方向に対して直角方向	引張強さ  MPa
		耐力	$\geq 310$ MPa
		伸び	$\geq 10$ %
・最上部支持格子 ・最下部支持格子	718 合金	(常温引張試験: 室温 <sup>(注2)</sup> )	引張強さ  MPa
		耐力	$\geq 310$ MPa
		伸び	$\geq 10$ %

第 2-2 表 燃料集合体の主な構成部品の材料の機械的性質 (続き)

構成部品	材料の種類	項目	規定値
・上部ノズル ・下部ノズル	オーステナイト 系ステンレス 鋼鋳鋼	(常温引張試験: 室温 <sup>(注2)</sup> )	引張強さ  MPa
		耐力	$\geq 310$ MPa
		伸び	$\geq 10$ %

注: 端栓の引張試験は室温もしくは高温のいずれかで実施する。

室温の定義は適用する引張試験規格で異なる。ASTM E8 を適用する場合には 10°C~38°C、JIS Z2241 を適用する場合には 10°C~35°Cである。

(注 1) 端栓の引張試験は室温又は高温のいずれかで実施する。

(注 2) 室温の定義は適用する引張試験規格で異なる。ASTM E8 を適用する場合には 10~38°C、JIS Z2241 を適用する場合には 10~35°Cである。

設認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 添付書類一	設工認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 資料8	備考												
<p style="text-align: center;">第1-4表 燃料集合体主材料の耐腐食性及び水素化物方向性係数</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2" style="width: 15%;">項目</th> <th colspan="2" style="text-align: center;">基準値</th> </tr> <tr> <th style="width: 35%;">水素化物方向性係数</th> <th style="width: 50%;">耐腐食性</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">被覆管 (NDA 材)</td> <td>JIS H4751「ジルコニウム合金管」の「附属書三 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 <input type="text"/> を超えないこと。</td> <td>JIS H4751「ジルコニウム合金管」の「附属書二 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 <input type="text"/> 日間で <input type="text"/> mg/dm<sup>2</sup> 以下又は <input type="text"/> 日間で <input type="text"/> mg/dm<sup>2</sup> 以下であること。</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">被覆管端栓</td> <td></td> <td>JIS H4751「ジルコニウム合金管」の「附属書二 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 <input type="text"/> 日間で <input type="text"/> mg/dm<sup>2</sup> 以下又は <input type="text"/> 日間で <input type="text"/> mg/dm<sup>2</sup> 以下であること。</td> </tr> </tbody> </table>		項目	基準値		水素化物方向性係数	耐腐食性	被覆管 (NDA 材)	JIS H4751「ジルコニウム合金管」の「附属書三 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 <input type="text"/> を超えないこと。	JIS H4751「ジルコニウム合金管」の「附属書二 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 <input type="text"/> 日間で <input type="text"/> mg/dm <sup>2</sup> 以下又は <input type="text"/> 日間で <input type="text"/> mg/dm <sup>2</sup> 以下であること。	被覆管端栓		JIS H4751「ジルコニウム合金管」の「附属書二 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 <input type="text"/> 日間で <input type="text"/> mg/dm <sup>2</sup> 以下又は <input type="text"/> 日間で <input type="text"/> mg/dm <sup>2</sup> 以下であること。		<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 2章</p> <p>本内容については基本設計方針 II-1-8-3、4ページに記載</p>
項目	基準値													
	水素化物方向性係数	耐腐食性												
被覆管 (NDA 材)	JIS H4751「ジルコニウム合金管」の「附属書三 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 <input type="text"/> を超えないこと。	JIS H4751「ジルコニウム合金管」の「附属書二 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 <input type="text"/> 日間で <input type="text"/> mg/dm <sup>2</sup> 以下又は <input type="text"/> 日間で <input type="text"/> mg/dm <sup>2</sup> 以下であること。												
被覆管端栓		JIS H4751「ジルコニウム合金管」の「附属書二 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 <input type="text"/> 日間で <input type="text"/> mg/dm <sup>2</sup> 以下又は <input type="text"/> 日間で <input type="text"/> mg/dm <sup>2</sup> 以下であること。												

設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8	備考
<p>2. 燃料体の耐熱性</p> <p>2.1 二酸化ウラン</p> <p>①【二酸化ウランの溶融点は、未照射のもので約2,800℃といわれている。また、溶融点は第1-1図に示すように、核分裂生成物の蓄積により低下するといわれている。[1] [2] [3]】②【燃料温度評価を安全側とするため、データの下限をとり燃焼に伴う溶融点の変化を燃焼率（以下、燃焼度と称する）10,000Mwd/tあたり約32℃低下とする。】</p> <p>③【さらに二酸化ウランは未照射、照射を問わず溶融点まで金相学的に安定で、相変化を起こすことはない。】④【55,000Mwd/t燃料集合体では48,000Mwd/t燃料集合体で採用している二酸化ウランペレットのペレット密度（約95%T.D.<sup>*)</sup>）をより高くした高密度ペレットを採用しているが、ペレット密度が増加しても気孔率が低下するだけで結晶構造は変わらないため、溶融点への影響はない。】</p> <p>②【以上のことから、設計上の溶融点は未照射ペレットで2,800℃、局所燃焼度10,000Mwd/tあたり32℃低下するものとする。】⑤【なお、強度計算における燃料中心温度評価時には、計算モデルの不確定性、製造時のばらつきを考慮し、上記溶融点から220℃の余裕をみたまものを設計基準値とする。（添付書類二 3.4.2項参照）】</p> <p>⑥【原子炉内での二酸化ウランペレットは出力上昇に伴う熱応力によりペレットに割れが生じるが、被覆管に挿入されているため、円柱形状が維持される。そのため、強度計算においてはペレットを円柱として取り扱う。】</p> <p>⑦【二酸化ウランペレットは、約1,600℃以上では容易にクリープ変形<sup>**</sup>するといわれているが[4]、ペレット熱膨張による被覆管の応力は、周方向が最大となり、二酸化ウランペレットのクリープ変形による軸方向への逃げがないとした場合の方が厳しい評価となるため、強度計算においては安全側にクリープ変形は考慮しない。】</p> <p>②【<sup>*)</sup> 理論密度 (Theoretical Density) の略。ペレットの様々な特性は理論密度比に依存することからペレット密度は理論密度比 (%T.D.) で表される。】</p> <p>⑦【<sup>**</sup> 応力負荷のもとで非弾性変形が時間とともに増加する現象。クリープは弾性変形範囲内の応力でも発生し、高温になるほど変形は速くなる。】</p>	<p>3. 二酸化ウラン</p> <p>3.1 耐熱性</p> <p>①【二酸化ウランは蛍石 (CaF<sub>2</sub>) 型面心立方の結晶構造を持ち、溶融点は未照射時において約2,800~2,860℃といわれている。第3-1図に示すとおり、二酸化ウランの溶融点は核分裂生成物の蓄積により低下するといわれている。一方、燃焼率（以下「燃焼度」という。）約30,000Mwd/t程度までは、溶融点の燃焼による低下は小さいという結果も得られている<sup>(1)</sup>。】②【ここでは、燃料温度評価を安全側とするため、データの下限をとり燃焼に伴う溶融点の変化を10,000Mwd/tあたり32℃の低下とする。】③【未照射で2,800℃とすると71,000Mwd/tで約2,570℃となるが、この溶融点まで金相学的に安定な単一相として存在する。】</p> <p>④【なお、55,000Mwd/t燃料集合体では48,000Mwd/t燃料集合体で採用している二酸化ウランペレットのペレット密度<sup>(註1)</sup>（約95%T.D.）をより高くした高密度ペレットを採用しているが、ペレット密度が増加してもペレット内気孔率が低下するだけで結晶構造は変わらないため、溶融点への影響はない。】</p> <p>⑧【燃料要素（以下「燃料棒」という。）の設計及び炉心の熱水力設計に当たっては燃料中心最高温度が、二酸化ウランの溶融点未満となるようにする。】</p> <p>⑦【二酸化ウランペレットは、1,600℃以上で容易に塑性変形するといわれている<sup>(2)</sup>が、ペレット熱膨張による燃料被覆材（以下「被覆管」という。）の応力は、周方向が最大となり、二酸化ウランペレットの塑性変形による軸方向への逃げがないとした場合の方が厳しい評価となるため、燃料棒の設計に当たっては、安全側に塑性変形を考慮しないとした上で、被覆管応力等が設計基準を満足するようにする。】</p> <p>②【（注1）ペレットは二酸化ウラン粉末の焼結体であり、ペレット焼結時に気孔が生じる。そのため、ペレット密度は二酸化ウランの理論密度（気孔がない場合の密度。Theoretical density : T.D. 二酸化ウランでは10.96g/cm<sup>3</sup>）より小さくなり、理論密度に対する比として定める。】</p>	<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 3.1項</p> <p>⑤ 本内容については資料7に記載 3.3.3項</p> <p>⑥ 本内容については資料7に記載 3.2.2項</p> <p>⑧ 本内容については資料7の記載を引用 第3-1表</p>



<p>設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一</p>	<p>設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8</p>	<p>備考</p>
<p>2.2 ガドリニア混合二酸化ウラン</p> <p>①【ガドリニア<sup>147</sup>混合二酸化ウランの融融点は、ガドリニアの濃度が増加するほど低下することが報告されている。[5] [6] [7]】</p> <p>②【原燃工の実施した実験では、第1-2図に示すように、Wadaらのデータに近い融融点を示している。[8]これら実験結果を考慮し、未照射ガドリニア混合二酸化ウラン (ガドリニア濃度10wt%以下) の設計上の融融点はWadaらのデータの下限值を基に2,700℃を使用する。】③【また、中性子照射による融融点の低下は、核分裂生成物の効果によるものであり、ガドリニウムが中性子照射を受けてもほかのガドリニウム同位体に変化するだけで他元素への変換はなく、結晶構造は変わらないため、ガドリニア混合二酸化ウランの融融点の燃焼度依存性は、二酸化ウランと同じ傾向を示すと考えられる。したがって、設計上の燃焼に伴う融融点の低下は二酸化ウランと同様に局所燃焼度10,000MWd/tあたり32℃低下とする。】</p> <p>④【さらにガドリニア混合二酸化ウランは未照射、照射を問わず融融点まで金相学的に安定で、相変化を起こすことはない。】</p> <p>⑤【以上のように、設計上の融融点は未照射ペレットで2,700℃、局所燃焼度10,000MWd/tあたり32℃低下するものとする。】⑥【なお、強度計算における燃料中心温度評価時には、計算モデルの不確定性、製造時のばらつきを考慮し、上記融融点から220℃の余裕をみたものを設計基準値とする。(添付書類二 3.4.2項参照)】</p> <p>⑦【ガドリニア混合二酸化ウランは二酸化ウランペレットと同様に、強度計算においてはペレットを円柱として取扱う。また、安全側にクリープ変形は考慮しない。】</p> <p>①【<sup>147</sup>酸化ガドリニウム (Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>) のこと。ガドリニウム (Gd) は中性子吸収能力が高く、出力分布の調整やサイクル初期反応度の抑制に用いられる。】</p>	<p>4. ガドリニア混合二酸化ウラン</p> <p>4.1耐熱性</p> <p>④【ガドリニア (Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>) は、常温では二酸化ウランと異なる体心立方型の結晶構造を有しているが、二酸化ウランと混合し還元雰囲気中で焼結することによりウラン (U) 原子とガドリニウム (Gd) 原子が置き換わった置換型の固溶体を形成する。この固溶体は、二酸化ウランと同じ螢石 (CaF<sub>2</sub>) 型面心立方の結晶構造であり、融融点までは熱的に安定な相を形成する。】</p> <p>①【ガドリニア混合二酸化ウランの未照射時の融融点は、ガドリニアの濃度が増加するに従って二酸化ウランの融融点より低下することが報告されている<sup>(23) (24) (25)</sup>。】</p> <p>②【原子燃料工業の実施した実験では、第4-1図に示すように、Wadaらのデータに近い融融点を示している<sup>(26)</sup>。これら実験結果を考慮し、未照射ガドリニア混合二酸化ウラン (ガドリニア濃度10wt%以下) の設計上の融融点はWadaらのデータの下限値を基に2,700℃とする。】</p> <p>③【また、燃焼による融融点の低下に関しては、ガドリニア濃度が2wt%までの領域では、U原子とGd原子が置き換った置換型の固溶体であるガドリニア混合二酸化ウランと二酸化ウランは同じ挙動を示している<sup>(1)</sup>。さらに、ガドリニア濃度が2wt%を超える領域において、ガドリニウムは中性子照射を受けてもほかのガドリニウムの同位体に変化するだけで他元素への変換はなく、結晶構造は変わらないため、ガドリニア混合二酸化ウランの融融点の燃焼度依存性は、前記第3-1図に示したとおり、二酸化ウランの場合と同じ傾向を示すと考えられる。】</p> <p>⑤【したがって、燃料温度評価においては二酸化ウランと同様に燃焼に伴う融融点の変化を10,000MWd/t当たり32℃の低下とする。</p> <p>ガドリニア混合二酸化ウランペレットでは、燃料寿命初期においてガドリニウムの中性子吸収効果により出力は低く、その後ガドリニウムの燃焼に伴い出力は高くなり、約10,000MWd/tにおいて最大出力となる。このときの融融点は約2,660℃となる。】</p> <p>⑧【なお、3.1 項で述べたとおり、ペレット密度が増加した場合の融融点への影響はない。</p> <p>燃料棒の設計及び炉心の熱水力設計に当たっては燃料中心最高温度が、ガドリニア混合二酸化ウランの融融点未満となるようにする。】</p>	<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 4.1項</p> <p>⑥ 本内容については資料7に記載 3.3.3項</p> <p>⑦ 本内容については資料7に記載 3.2.2項</p> <p>⑧ 本内容については資料7の記載を引用 第3-1表</p>

設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8	備考
<p>2.3 Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (ジルカロイ-4)</p> <p>①【Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (以下、ジルカロイ-4と称する) の溶融点は約1,780℃であり、ジルコニウムの溶融点約1,850℃と大差ない。[8] [9]</p> <p>ジルカロイ-4は、約820℃で<math>\alpha</math>相から<math>(\alpha+\beta)</math>相へ、また、約960℃で<math>(\alpha+\beta)</math>相から<math>\beta</math>相に変態し、その温度前後で腐食速度や機械的強度が変化する。】②【ジルカロイ-4は、原子炉では端栓、カラー、制御棒案内シムプル、炉内計装用案内シムプル、中間部支持格子及びストッパーとして使用している。これら部材は、照射成長を小さくするため冷間加工再結晶焼きなまし材としている。ジルカロイ-4の原子炉での最高温度は、約350℃に達するが、上記相変態温度より十分低い温度であるため、強度計算において溶融あるいは相変態の影響は考慮しない。】</p> <p>③【ジルカロイ-4の機械的性質は、温度が上昇すると強度が低下し、伸びが増加する。例として、制御棒案内シムプルの機械的性質の温度による変化を第1-3図に示す。[10]】④【強度計算においては、機械的性質の温度による影響を考慮する。(添付書類二 5.4節参照)】</p>	<p>5. ジルコニウム基合金</p> <p>5.1 耐熱性</p> <p>①【ジルカロイ-4の溶融点は1,782℃であり、結晶構造が820℃で<math>\alpha</math>相から<math>(\alpha+\beta)</math>相へ、また、958℃で<math>(\alpha+\beta)</math>相から<math>\beta</math>相に変態する<sup>(20)</sup>。】</p> <p>6. Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (ジルカロイ-4)</p> <p>6.1 耐熱性</p> <p>②【燃料被覆材端栓、制御棒案内シムプル、炉内計装用案内シムプル (以下制御棒案内シムプルと炉内計装用案内シムプルをまとめて「案内シムプル」という。)、制御棒案内シムプル用下部端栓、カラー、中間部支持格子及びストッパーには再結晶焼鈍されたジルカロイ-4が使用されているが、原子炉内での使用温度は最大約350℃であるため、前記第5-1表及び第5-2表に示した溶融点及び相変態温度よりかなり低いので、プラントの使用条件の下で溶融あるいは相変態が生じることはない。】</p>	<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 5.1, 6.1項</p> <p>③ ジルカロイ-4の機械的性質は耐放射線性 (6.2項) と併せて記載</p> <p>④ 設認添付書類二5.4項の地震時強度計算における機械的性質の温度による影響については、資料6に記載</p>

<p>設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一</p>	<p>設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8</p>	<p>備考</p>
<p>2.4 Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金 (NDA)</p> <p>①【Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金被覆管(以下、NDA被覆管と称する)は、これまで加圧水型燃料の被覆管として採用されてきたジルカロイ-4被覆管を基に、耐食性を向上させるためにSn含有量を低下させるとともに、Nb及びNiを微量添加し、さらに、機械的強度を補償するためにFe及びCr含有量を若干増やした被覆管である。なお、NDA被覆管は、機械的性質を重視して冷間加工応力除去焼きなまし材とし、加工方法はジルカロイ-4被覆管と同等である。】</p> <p>②【NDA被覆管はジルカロイ-4被覆管と同様、約98%のジルコニウムを主成分とするため、融点及び相変態温度はジルカロイ-4被覆管と同等である。】</p> <p>③【添付書類一中に示すNDA被覆管の照射挙動データには、NDAとNDA-RTの2種類のデータがあり、前者は通常組織管、後者は集合組織調整管を指している。集合組織調整管は、被覆管の圧延工程を調整することによって、ジルコニウムの稠密六方晶C軸の径方向への配向割合を、通常組織管よりも僅かに高めた被覆管である。なお、組成や熱処理温度等のその他の製造条件は同一であり、集合組織の差も限定的であるため、被覆管の各特性は同等である。そのため、本申請においては両者を区別しない。】</p> <p>④【NDA被覆管の融点は約1,800℃であり、約800℃でα相から(α+β)相へ、また、約940℃で(α+β)相からβ相に変態し、その温度前後で腐食速度や機械的性質が変化する。融点及び相変態温度の測定結果を第1-5表及び第1-6表に示す。NDA被覆管の融点及び相変態温度はジルカロイ-4被覆管と同等である。[8] 異常な過渡変化時のNDA被覆管の最高温度は約□℃以下であり、いずれの相変態温度よりも低いので、強度計算において溶融あるいは相変態の影響を考慮しない。】</p> <p>⑤【NDA被覆管の機械的性質は、温度が上昇すると強度が低下し、伸びが増加する。例えば、常温での耐力が約580N/mm<sup>2</sup>のNDA被覆管は、運転時の異常な過渡変化における最高の被覆管平均温度である約385℃では約350N/mm<sup>2</sup>となる。代表的なNDA被覆管の耐力の温度による変化を第1-4図に示す。】⑥【強度計算においては、機械的性質の温度による影響を考慮する。(添付書類二 3.4.5項参照)】</p> <p>③【*稠密六方晶の底面にあたる(0002)面を垂直に通る軸のこと。】</p>	<p>5. ジルコニウム基合金</p> <p>⑦【NDA被覆管は「実用発電用原子炉に使用する燃料体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7号)」(以下「原子力規制委員会規則第7号」という。)第8条に規定されていない材料であったことから、原子力規制委員会規則第7号第3条の規定に基づき、特殊加工認可を取得している(平成15・10・20原第14号)。NDA被覆管を本申請の燃料集合体に使用する場合には、以下に示すこれらの特性を適切に反映して燃料集合体の設計を行う必要がある。】</p> <p>5.1 耐熱性</p> <p>②【NDAは、ジルカロイ-4同様、約98wt%のジルコニウム(Zr)を主成分としているため、それらの材料物性はジルカロイ-4とほぼ同等である。】</p> <p>5. ジルコニウム基合金</p> <p>③【なお、本資料中に示すNDA被覆管の照射挙動データには、NDAとNDA-RTの2種類のデータがあり、前者は通常組織管、後者は集合組織調整管を指している。集合組織調整管は、被覆管の圧延工程を調整することによって、ジルコニウムの稠密六方晶C軸<sup>(注1)</sup>の径方向への配向割合を、通常組織管よりも僅かに高めた被覆管であるが、本章で示す被覆管の各特性は同等である。そのため、本申請においては両者を区別しない。】</p> <p>③【(注1) 稠密六方晶に垂直な軸】</p> <p>5.1 耐熱性</p> <p>④【NDAの溶融点及び相変態温度の測定結果を第5-1表及び第5-2表に示すように、NDAの溶融点は1,796℃、α相から(α+β)相及び(α+β)相からβ相への相変態温度はそれぞれ802℃及び937℃であり、いずれも被覆管の異常な過渡変化時の最高温度(約□℃以下)よりもかなり高いので、プラントの使用条件の下で溶融あるいは相変態が生じることはない。したがって、プラントの使用条件の下で溶融あるいは相変態が生じることはないので、当該の挙動を設計評価では考慮していない。】</p>	<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 5章、5.1項</p> <p>① 本内容については同等の内容を特殊加工認可申請書(平成15・10・20原第14号)に記載</p> <p>⑤ NDAの機械的性質は耐放射線性(5.2.1項)と併せて記載</p> <p>⑥ 本内容については資料7に記載 3.3.5項</p> <p>⑦ 特殊加工認可に関する説明を追加</p>

設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 8	備考
<p>2.5 耐食耐熱ニッケル基合金 (718 合金)</p> <p>①【耐食耐熱ニッケル基合金 (以下、718 合金と称する) は、析出硬化型のニッケル-クロム-鉄合金で、Nb 及び Mo、並びに少量の Al 及び Ti が添加されている。718 合金は約 1,260℃ 以上の溶融点を有し、[11] 高温で安定な上に強度及び耐腐食性に優れ、ばね材及び高温構造材として優れた性質を有している。718 合金は、次に述べる [ ] と類似の性質を有しているが、溶接性に優れているとされている。718 合金は、燃料集合体の最上部及び最下部支持格子、並びに上部ノズル押さえばねに使用されるが、これら構成部品の原子炉での最高温度は、被覆管外面の温度と同一と仮定しても約 350℃ である。この程度の温度では機械的性質の変化はわずかであることが第 1-5 図より分かる。[12]</p> <p>したがって、使用条件の下で溶融が生じることがないので、当該の挙動を強度計算では考慮していない。】</p> <p>2.6 耐食耐熱ニッケル合金 [ ]</p> <p>②【耐食耐熱ニッケル合金 (以下、[ ] と称する) は、析出硬化型のニッケル-クロム-鉄合金で、[ ]、並びに少量の [ ] 及び [ ] が添加されている。1,390℃ 以上の溶融点を有し、[13] 高温で安定な上に強度及び耐腐食性に優れ、718 合金と同じく、ばね材及び高温構造材として優れた性質を有している。[ ] は、燃料要素 (以下、燃料棒と称する) の中にある下部プレナムコイルばねとして使用される。下部プレナムコイルばねの原子炉での最高温度は、被覆管外面の温度と同一と仮定しても約 350℃ である。この程度の温度では機械的性質の変化はわずかであることが第 1-5 図より分かる。[12]</p> <p>したがって、使用条件の下で溶融が生じることがないので、当該の挙動を強度計算では考慮していない。】</p>	<p>7. 析出硬化型ニッケル基合金 (注 1) (718 合金、[ ])</p> <p>7.1 耐熱性</p> <p>①【718 合金の溶融点は約 1,260℃ である<sup>(93)</sup>。718 合金は最上部支持格子、最下部支持格子及び上部ノズル押さえばねに使用されるが、原子炉内での使用温度は最大約 350℃ であるため、プラントの使用条件の下で溶融は生じない。また、この使用温度では材質変化も生じない。したがって、プラントの使用条件の下で溶融が生じることはないので、当該の挙動を設計評価では考慮していない。】</p> <p>② [ ] は、約 1,390℃ 以上の溶融点を有し、高温で安定な上に強度、耐食性に優れ、718 合金と同じく、ばね材及び高温構造材として優れた性質を有している。[ ] は、下部プレナムコイルばねとして使用されるが、この構成部品の原子炉内での最高温度は約 350℃ である。この程度の温度では機械的強度の低下はわずかであることが第 7-1 図<sup>(94)</sup>より分かる。したがって、プラントの使用条件の下で溶融が生じることがないので、当該の挙動を設計評価では考慮していない。】</p> <p>①②【なお、718 合金及び [ ] は析出硬化型の合金であり、約 1,000℃ 以上の使用温度では析出相が再固溶し、強度が低下することが考えられるが、上述の通りプラントの使用条件の下ではその影響はない。】</p> <p>①②【(注 1) 析出硬化型ニッケル基合金 一般に析出硬化型合金は、急冷によって過飽和に固溶されていた化合物が、その後の時効によって微細析出することによって硬化する合金をいう。718 合金及び [ ] の場合には、時効処理によって生地である γ 相の中に Ni を主成分とした γ' 相 (Ni<sub>3</sub>(Al, Nb, Ti)) が析出、分散されることにより硬化される。】</p>	<p>体裁を A 型設認に統一 A 型設認添付書類一 7.1 項</p>

設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8	備考
<p>2.7 ニッケル・クロム・鉄合金 [ ]</p> <p>①【ニッケル・クロム・鉄合金 (以下、[ ]と称する) は、クロムを [ ]~[ ]%含有するニッケル・クロム・鉄合金である。1,350℃以上の融点を有し、[14]高温で安定な上に強度及び耐腐食性に優れ、高温構造材として優れた性質を有している。[ ]は、クランプスクリューとして使用されるが、この構成部品の原子炉での最高温度は、被覆管外面の温度と同一と仮定しても約350℃である。この程度の温度では、機械的性質は緩やかに変化することが第1-5図より分かる。[4]したがって、使用条件の下で溶融が生じることがないので、当該の挙動を強度計算では考慮していない。】</p> <p>2.8 ステンレス鋼</p> <p>②【使用しているステンレス鋼は、耐熱性に優れたSUS [ ]に代表される [ ]系の鋼であり、1,400℃以上の融点を有している。[15]その他に使用しているステンレス鋼は、SUS [ ]、SUS [ ]及び [ ]があり、いずれも [ ]系の鋼であるため、基本的な材料特性は同等である。[15]</p> <p>これらステンレス鋼の差異は、次のとおりである。SUS [ ]は、粒界腐食に対する抵抗を増すために炭素量を [ ]%以下にした鋼である。SUS [ ]は、主要成分及び機械的性質もSUS [ ]と同じである線材用の鋼である。[ ]は、鋳物用の鋼であり、鋳造時の溶湯としての流動性を増すために、[ ]が添加されている鋼である。</p> <p>SUS [ ]がリベット、押さえ板及び連結棒用、SUS [ ]がスリーブ、上部リングナット、シンプルスクリュー及びロッキングカップ用、SUS [ ]が上部プレナムコイルばね用、[ ]が上部及び下部ノズル用として使用される。】③【これら構成部品の原子炉での最高温度は、被覆管外面の温度と同一と仮定しても約350℃である。この程度の温度では機械的性質は緩やかに変化することが第1-6図より分かる。[16]したがって、使用条件の下で溶融が生じることがないので、当該の挙動を強度計算では考慮していない。】</p>	<p>8. ニッケル・クロム・鉄合金 ([ ])</p> <p>8.1 耐熱性</p> <p>① [ ]の融点は約1,350℃である<sup>(49)</sup>。[ ]はクランプスクリューに使用されるが、原子炉内での使用温度は最大約350℃であるため、プラントの使用条件の下で溶融は生じない。また、この使用温度では材質変化も生じない。したがって、プラントの使用条件の下で溶融が生じることがないので、当該の挙動を設計評価では考慮していない。】</p> <p>9. オーステナイト系ステンレス鋼</p> <p>②【上部ノズル、下部ノズルはステンレス鋼鋳鋼製であり、上部プレナムコイルばね、押さえ板、連結棒、スリーブ、リベット、上部リングナット、シンプルスクリュー及びロッキングカップはオーステナイト系ステンレス鋼製である。ステンレス鋼鋳鋼の化学成分、機械的特性はオーステナイト系ステンレス鋼と同等であり、耐熱性、耐放射線性及び耐食性は同等と考えられる。このため、以下ではオーステナイト系ステンレス鋼について特性を述べる。】</p> <p>9.1 耐熱性</p> <p>③【オーステナイト系ステンレス鋼 (以下「ステンレス鋼」という。) の融点は約1,400℃以上である<sup>(6)</sup>。ステンレス鋼の原子炉内での使用温度は最大約350℃であり、溶融は生じない。また、この使用温度では材質変化も生じない。したがって、プラントの使用条件の下で溶融や材質変化が生じることがないので、当該の挙動を設計評価では考慮していない。】</p>	<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 8.1項、9章、9.1項</p>

設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 8

備考

第 1-5 表 被覆管の溶融点[8]

種 類	溶融点
NDA 被覆管	1,796
(参考)ジルカロイ-4 被覆管	1,782

単位:℃

第 1-6 表 被覆管の相変態温度[8]

種 類	相変態開始温度	相変態終了温度
NDA 被覆管	802	937
(参考)ジルカロイ-4 被覆管	820	958

単位:℃

第 5-1 表 NDA の溶融点測定結果<sup>(20)</sup>

(単位:℃)

種類	溶融点測定結果
NDA	1,796
ジルカロイ-4 (参考)	1,782

第 5-2 表 NDA の相変態温度測定結果<sup>(20)</sup>

(単位:℃)

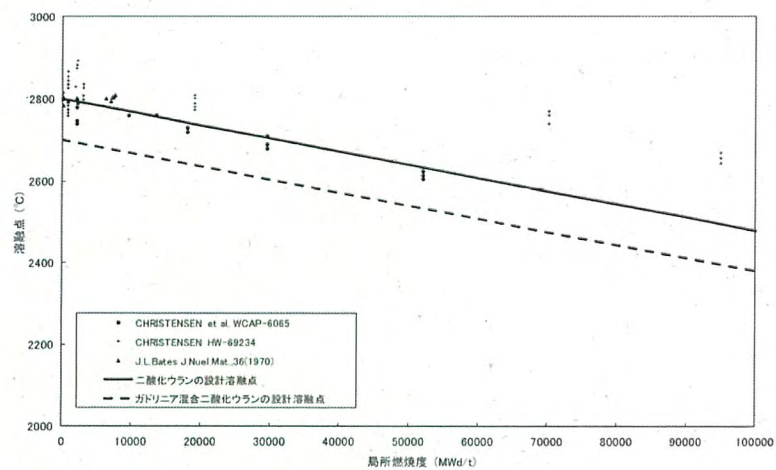
種類	$\alpha \rightarrow \alpha + \beta$	$\alpha + \beta \rightarrow \beta$
NDA	802	937
ジルカロイ-4 (参考)	820	958

体裁をA型設認に統一  
A型設認添付書類一  
表5-1、表5-2

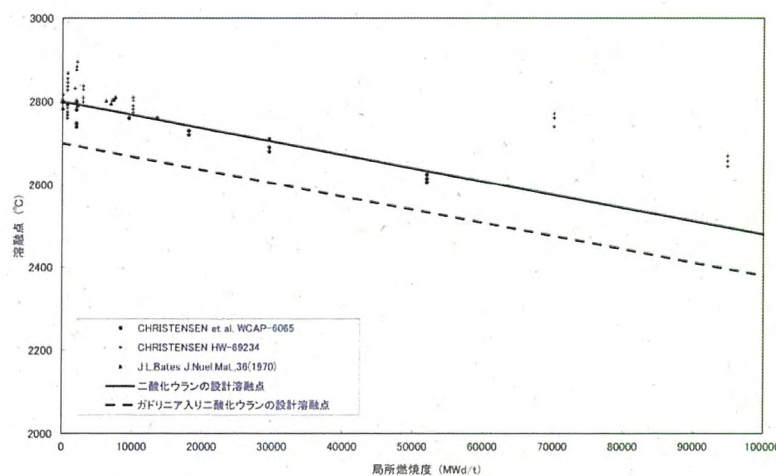
設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 8

備考



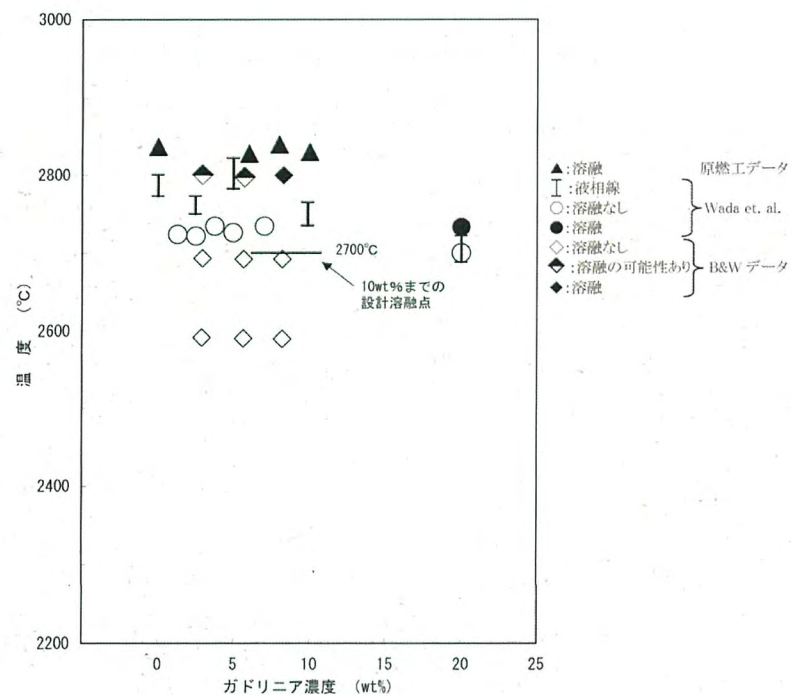
第 1-1 図 二酸化ウランの溶融点[1][2][3]



第 3-1 図 二酸化ウラン及びガドリニア混合二酸化ウランの溶融点<sup>(17)</sup> (18) (19)

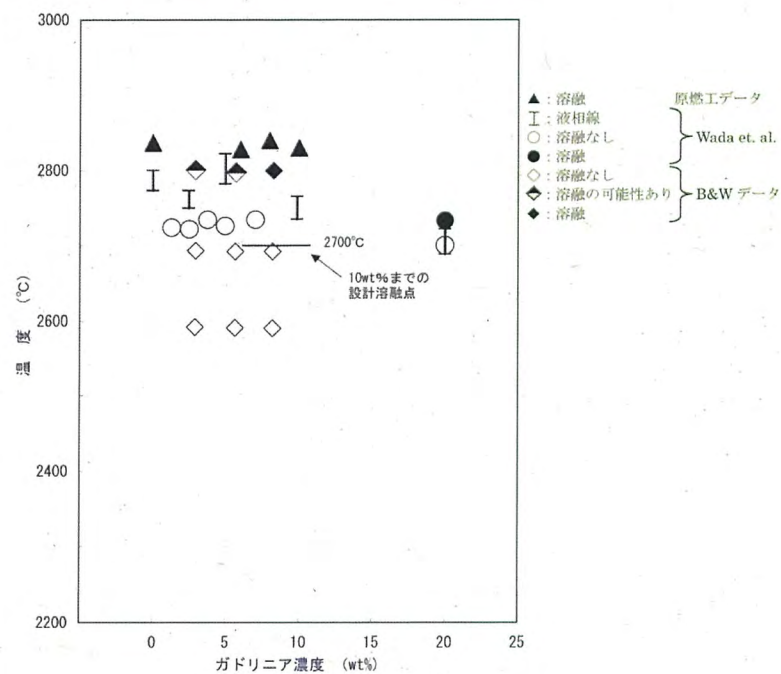


設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一



第1-2図 ガドリニア混合二酸化ウランの溶融点[8]

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8

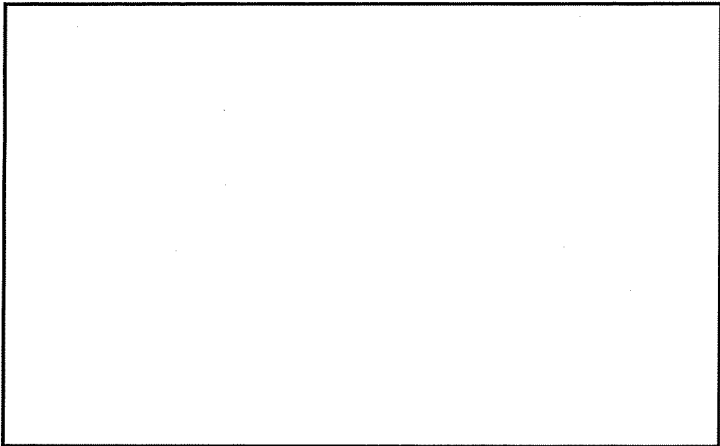
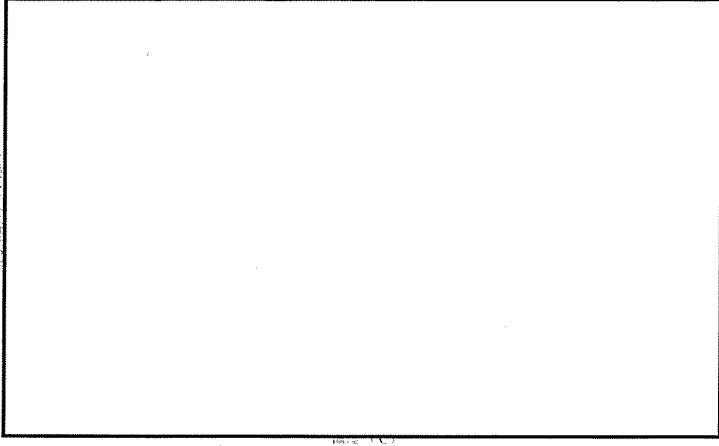


第4-1図 ガドリニア混合二酸化ウランペレットの溶融点<sup>(20)</sup>

備考



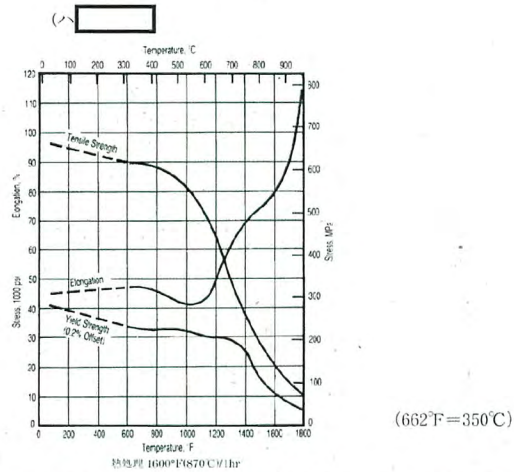
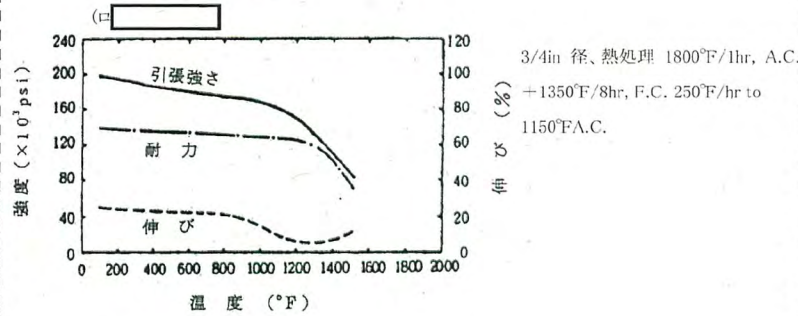
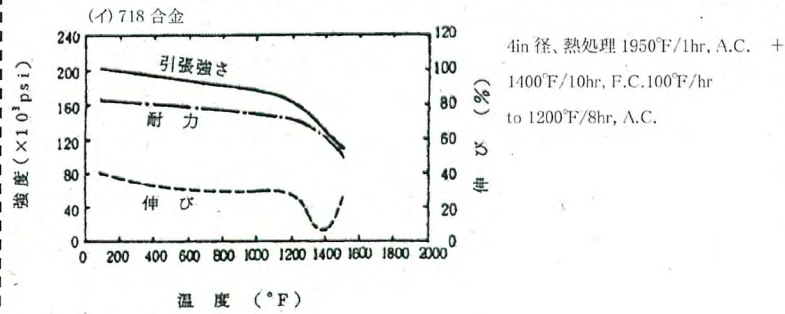
設認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 添付書類一	設工認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 資料8	備考
<div style="border: 1px dashed black; padding: 10px;"> <div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%; margin-bottom: 10px;"></div> <p style="text-align: center;">試験温度 (°C)</p> <p style="text-align: center;">第1-3 図(a) ジルカロイ-4 制御棒案内シンプル管の機械的性質 (耐力と温度の関係)[10]</p> <div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%; margin-bottom: 10px;"></div> <p style="text-align: center;">試験温度 (°C)</p> <p style="text-align: center;">第1-3 図(b) ジルカロイ-4 制御棒案内シンプル管の機械的性質 (引張強度と温度の関係)[10]</p> </div>		<p>体裁をA型設認に統一</p> <p>ジルカロイ-4の機械的性質は耐放射線性（6.2項）と併せて記載</p>

設認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 添付書類一	設工認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 資料8	備考
<div style="border: 1px dashed black; padding: 10px;">  <p style="text-align: center;">試験温度 (°C)</p> <p>第1-3 図(c) ジルカロイ-4 制御棒案内シンプル管の機械的性質 (伸びと温度の関係) [10]</p>  <p style="text-align: center;">試験温度 (°C)</p> <p>第1-4 図 NDA 被覆管の機械的性質 (原燃工の実施した引張試験結果)</p> </div>		<p>体裁をA型設認に統一</p> <p>ジルカロイ-4及びNDAの機械的性質は耐放射線性(6.2項、5.2.1項)と併せて記載</p>

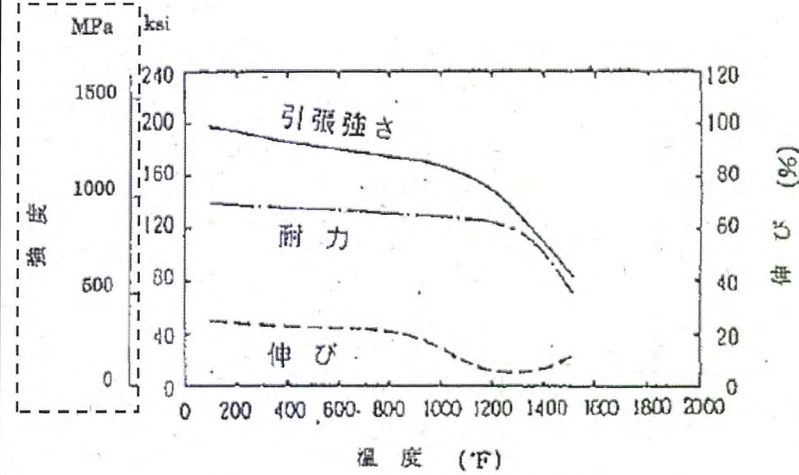
設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8

備考



第1-5図 718 合金、[ ] 及び [ ] の機械的性質 [12] [14]



第7-1図 [ ] の温度による機械的性質の変化<sup>(34)</sup>

体裁をA型設認に統一

718合金の機械的性質は耐放射線性 (7.2項) と併せて記載

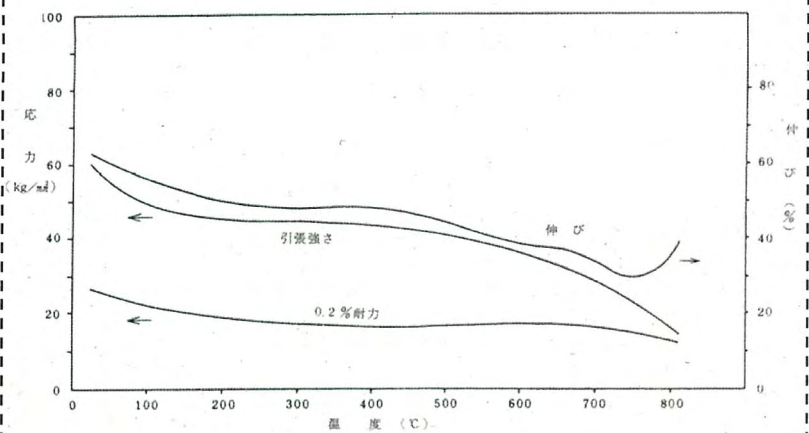
[ ] の機械的性質は設計評価で使用するMPaを併記

[ ] の機械的性質はステンレス鋼と同等とし、ステンレス鋼の機械的性質は耐放射線性 (9.2項) と併せて記載

設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8

備考



第1-6図 ステンレス鋼(SUS 304)の機械的性質[16]

体裁をA型設認に統一  
 ステンレス鋼の機械的性質は耐放射線性(9.2項)と併せて記載

設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8	備考
<p>3. 燃料体の耐放射線性</p> <p>①【材料が放射線の照射を受け損傷することを放射線損傷といい、原子炉中では主に中性子により生じる。中性子線の主要な効果には、二酸化ウランペレットについては核分裂があり、その他の材料については原子のはじき出しがある。</p> <p>核分裂は、二酸化ウランペレット中の核分裂性ウランやプルトニウムに中性子が衝突することにより起こる。核分裂反応は、熱中性子に対する反応断面積が大きく、核分裂に大きく寄与するのは熱中性子である。】</p> <p>②【次に原子のはじき出しについて、中性子は電荷を持たないため、材料中で電気的な相互作用によってエネルギーを失うことがなく、主として原子核との弾性衝突によって多数の原子を格子位置からはじき出す。このはじき出された原子は更にほかの原子をはじき出し、金属中に多数の格子欠陥を作り出す。格子欠陥の濃度は中性子のエネルギーに比例するため、原子のはじき出しに大きく寄与するのは高速中性子である。】</p> <p>③【以上のことから、二酸化ウランペレットについては熱中性子を、その他の材料については高速中性子を考慮する。】</p> <p>④【以下に材料ごとに、放射線の効果を説明する。】</p>	<p>3. 二酸化ウラン</p> <p>3.2 耐放射線性</p> <p>①【二酸化ウラン中のU-235は原子炉運転時に熱中性子を吸収し、核分裂する。】</p> <p>5. ジルコニウム基合金</p> <p>5.2 耐放射線性</p> <p>②【NDA被覆管は、二酸化ウラン燃料と接触して原子炉内に置かれるので、<math>\alpha</math>線、<math>\beta</math>線、<math>\gamma</math>線、核分裂片及び中性子の影響を受ける。</p> <p><math>\alpha</math>線及び<math>\beta</math>線のような荷電粒子は、金属中を通り抜けるとき、電気的な相互作用によって原子の軌道電子を引き離すイオン化作用を起こす。また、<math>\gamma</math>線も軌道電子を原子から引き離す作用を起こす。このように<math>\alpha</math>線、<math>\beta</math>線、<math>\gamma</math>線は、主に金属原子の軌道電子と作用してエネルギーを消失していくので、NDA被覆管の照射損傷に与える影響は軽微である。</p> <p>核分裂片は、その飛程が限定された近距離にしか及ばないため、二酸化ウラン燃料の表面で起こった核分裂だけが被覆管の内表面にしか作用せず、事実上の照射損傷を与えない。</p> <p>中性子は電荷を持たないので、金属中での電気的な相互作用によってエネルギーを失うことがなく、そのエネルギーは主として原子核との弾性衝突により多数の原子を格子位置からはじき出す作用によって消失される。この結果、金属の結晶格子内あるいは結晶粒界などに空孔あるいは格子間原子の存在が認められるようになり、この微視的欠陥が材料の巨視的な物性値に変化をもたらすことになる。中性子が金属中を通り抜けるときに形成される格子欠陥の濃度は、中性子のエネルギーに比例するため、NDA被覆管の照射損傷に最も大きな寄与をするのは高速中性子である。】</p> <p>③【したがって、NDA被覆管の照射損傷の影響を受ける以下の特性においては、高速中性子の影響に着目すればよい。】</p>	<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 3.2項、5.2項</p> <p>④ 設工認では材料ごとに個別に記載しているため本記載がない</p>

設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8	備考
<p>3.1 二酸化ウラン</p> <p>3.1.1 スエリング</p> <p>①【二酸化ウラン中の<sup>235</sup>Uは原子炉運転時、熱中性子を吸収し核分裂することにより炉心内の熱源となる。この核分裂により二酸化ウランペレットの中に固体状核分裂生成物とガス状核分裂生成物が生成する。燃焼によるペレット密度の変化を第1-7図に示す。】</p> <p>②【固体状核分裂生成物は、ペレット内に析出あるいは固溶することにより、ペレットの体積膨張をもたらす。これを固体スエリングと称している。核分裂あたりの固体スエリング速度は、Anselin[17]、Bellamy[18]、Nichols[19]、Skavdahl[20]らによって0.2~0.5% (<math>\Delta V/V</math>)/<math>10^{20}</math>cm<sup>-3</sup>であることが報告されている。固体スエリングによる体積増加は、核分裂による原子数増加に起因するものである。】③【そのため、強度計算において、固体スエリングによる体積増加は、燃焼度に対し線形増加するモデルとする。(添付書類二 3.3.3項参照)】</p> <p>④【一方、ガス状核分裂生成物の一部は高温下では拡散によりペレットから燃料棒の空き部に放出されるが、残りはペレット内に滞留する。ガス状核分裂生成物は、温度が低い場合には粒内気泡として二酸化ウランペレットの結晶粒内に析出し、固体状核分裂生成物と同様の振る舞いをするが、温度が上昇するに従い粒界に移動し粒界気泡として析出する。これら気泡は、気泡同士の結合や成長によりスエリングをもたらす。ガス状核分裂生成物によるスエリングは温度の依存性が大きく[19][21]、温度が上昇するにつれて大きくなるが、結晶粒界に集積したガス状核分裂生成物が放出されるとスエリング速度は減少する。】</p> <p>③【ガス状核分裂生成物によるスエリングはペレットに加わる外部拘束力により影響を受け、気泡の成長が抑制される。被覆管が強くペレットを拘束する状態では、ペレットの半径方向のスエリングがペレット中の気孔、ディッシュ、クラックに吸収される。[22]以上から、強度計算において、ガススエリングによる体積増加は温度、ペレットに加わる拘束力に依存するモデルとする。(添付書類二 3.3.3項参照)】</p> <p>⑤【なお、スエリングに及ぼすペレット初期密度の影響については、スエリングの支配的因子である固体スエリングが核分裂生成物の蓄積によるものであることから、ペレット初期密度に依存しないと考えられる。実際、第1-7図に示すように、ペレット密度変化の初期密度による明確な差は認められていない。以上から、強度計算において、スエリングのペレット初期密度による影響は考慮しない。】</p>	<p>3. 二酸化ウラン</p> <p>3.2 耐放射線性</p> <p>①【二酸化ウランペレットには照射により焼結時の気孔が一部消滅することによって焼きしまり現象が発生し、その体積が収縮する。また、一回の核分裂により、約0.3個の気体状核分裂生成物(以下「FPガス」という。)と約1.7個の固体状核分裂生成物が生じ、これらが二酸化ウランペレット中に蓄積することによって体積増大すなわちスエリングが発生する。その結果、原子炉運転中二酸化ウランペレットには焼きしまりによる体積減少とスエリングによる体積増大が重畳し、その体積(すなわち寸法)が変化する。】</p> <p>3.2.2 二酸化ウランペレットのスエリング</p> <p>①【スエリングは核分裂生成物の二酸化ウランペレット内への蓄積に起因する現象であり、前記第3-2図に示したとおり、燃焼に伴い密度が減少する(あるいは、体積が増加する)現象である。】</p> <p>②【燃焼とともに蓄積する固体状核分裂生成物により起こる固体スエリングは燃焼度に比例して一定の割合で進行すると考えられている<sup>(6)</sup>。】</p> <p>④【またFPガス(Xe, Kr等)は、二酸化ウランペレット中での溶解度が小さく、低燃焼度において飽和するので、結晶粒界、転位等に捕捉され集積することにより気泡として析出する。ガスバブルスエリングは、これらの気泡の移動→集積→成長により起こるといわれている。</p> <p>低温度領域においては、ガス原子あるいは気泡の移動量が小さく、したがってガス原子の集積に伴うガスバブルスエリングは小さい。高温領域においては、気泡の移動→集積→成長が起こりやすく、ガスバブルスエリングは大きくなる。更に高温になるとガス原子のペレット外への放出(いわゆるFPガス放出)によりガスバブルスエリングは小さくなる傾向にある<sup>(6)</sup>。】</p> <p>⑤【また、前記第3-2図には、93~97%T. D. ペレットの照射に伴う密度変化とともに、NFIR(Nuclear Fuel Industry Research)プログラム<sup>(注1)</sup>にてハルデン炉<sup>(注2)</sup>で照射された97%T. D. ディスク状高密度燃料の密度変化を示している。これからも、高密度ペレット燃料が局所燃焼度約80,000Mwd/tまで95%T. D. ペレットと同様な密度変化を示していることが分かる。</p> <p>以上から、高密度ペレットのスエリング率は約95%T. D. ペレットと同じとする。】</p> <p>⑤【(注1) 米国電力研究所(EPRI)主催の国際プログラムであり、軽水炉燃料に関する研究を行っている。</p> <p>(注2) ノルウェーにある重水減速/冷却型試験炉】</p>	<p>体裁をA型設認に統一</p> <p>A型設認添付書類一 3.2.2項</p> <p>③</p> <p>本内容については資料7に記載</p> <p>3.2.2項</p>

設認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 添付書類一	設工認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 資料8	備考
<p>3.1.2 ペレットの焼きしまり</p> <p>①【製造時にペレットに生じた気孔が原子炉運転時に収縮、消滅することで、ペレット体積が減少する。この現象を焼きしまりと称している。焼きしまりの原因となる気孔の消滅は、空孔の移動機構及び空孔の固溶機構の二つによると考えられている。空孔の移動機構は、空孔が拡散により移動し消滅するものである。一方、空孔の固溶機構とは、核分裂によってペレットのごく微少な部分が高温になり、空孔がこの部分に溶解して消滅する機構である。焼きしまり量は製造時の空孔量に依存するため、焼きしまりはペレット初期密度が高いほど、その量が小さくなる。】</p> <p>②【第1-7図に燃焼に伴う密度変化を示す。密度変化はスエリングによる低下と焼きしまりによる増加がある。照射による密度低下の傾向から燃焼度OMWd/t時点の密度を求めると製造時密度を上回っており、燃焼初期に密度がいったん増加し、焼きしまりが生じているといえる。また、焼きしまりによる密度増加は比較的低温で生じ、飽和する。燃料集合体に使用するペレットは、製造時のペレット密度や焼結条件が管理されており、照射中の焼きしまりによる寸法変化が小さいペレットとなっている。</p> <p>以上から、強度計算においてはペレットの焼きしまりは初期密度が高いほど小さくなり、比較的低温で生じ飽和するモデルとする。(添付書類二 3.3.3項参照)】</p> <p>③【なお、過去には燃料棒が非加圧であり燃料棒の内外圧差が大きかったこと、並びにペレット焼きしまり現象と結びついて被覆管のつぶれ（クリープコラプス）を起こした事例がある。これを防ぐために、照射中の焼きしまりによる寸法変化の小さいペレットを採用するとともに、燃料棒内部をHe加圧している。】</p>	<p>3.2.1 二酸化ウランペレットの照射焼きしまり</p> <p>①【二酸化ウランペレットの焼きしまり現象は、二酸化ウランペレット内に焼結時形成される微細な気孔が照射中に消滅することによって発生する。この現象は、照射により二酸化ウランペレット中の原子が移動しやすくなることによる気孔の消滅の加速<sup>②</sup>、あるいは核分裂片の気孔への衝突による気孔の収縮<sup>③</sup>によると考えられている。】</p> <p>②【ペレット照射に伴う密度変化データを第3-2図に示すが、高燃焼度域では高密度ペレットと約95%T.D.ペレットの密度は同等となり、高密度ペレットの燃料寿命初期での焼きしまりは小さいと考えられる。このため、高密度ペレットの焼きしまりが約95%T.D.ペレットに比較して小さいことを計算モデルに組み込んで（資料7「強度に関する説明書」の3.2.2項(2)c.に示す。）設計評価に反映している。】</p>	<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 3.2.1項 ③ 本内容については資料7に記載 3.4項</p>



設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料 8	備考
<p>3.1.3 核分裂生成ガス放出</p> <p>①【核分裂により生成された核分裂生成ガス (Xe, Kr) の一部は、ペレット外部に放出される。核分裂生成ガスは、主にリコイル・ノックアウトによる放出及び高温で顕著となる拡散による放出とに分けることができる。</p> <p>リコイル・ノックアウトによる放出とは、核分裂生成ガスが直接ペレット外へ放出、あるいは、核分裂生成物がペレット表面近傍の核分裂生成元素をペレット外へはじき出す現象である。また、拡散による核分裂生成ガス放出とは、結晶粒内において発生した核分裂生成ガス (Xe, Kr) が拡散により結晶粒界へと移動し、粒界からペレット外へと放出される機構である。この拡散による核分裂生成ガス放出は、主にペレット温度や燃焼度に依存する。】</p> <p>②【商業炉照射による核分裂生成ガス放出率の燃焼による変化を第1-8図に示す。第1-8(a)図、第1-8(b)図に示す核分裂生成ガス放出率は、燃料棒燃焼度約50,000Mwd/tでも高々約4%である。また、第1-8(c)図に示す核分裂生成ガス放出率は、照射前半の線出力密度が高くなっているため、第1-8(a)図、第1-8(b)図に示す核分裂生成ガス放出率と比較して大きめとなっているが、燃料棒設計燃焼度61,000Mwd/tまで、燃焼に伴う核分裂生成ガス放出率の加速的な増加は認められない。このことから、核分裂生成ガス放出率は燃焼に伴う過大な増加を示さない。】</p> <p>③【以上から、強度計算においては、FPガス放出モデルは燃焼度、温度に依存するモデルとする。(添付書類二 3.3.5項参照)】</p> <p>④【第1-8図に示すように、初期密度による核分裂生成ガス放出率の明確な差は認められていない。このため、強度計算においては、高密度ペレットの核分裂生成ガス放出モデルは、約95%T. D. ペレットと同じとする。核分裂生成ガス放出に及ぼすペレット初期密度の影響については、次の通りと考えられる。</p> <p>リコイル・ノックアウトによる核分裂生成ガス放出については、ペレット初期密度が増加すると開気孔率が低下し、比表面積が減少することから、小さくなる。ただし、リコイル・ノックアウトによる核分裂生成ガスによる放出率そのものが小さいので[23]、ペレット初期密度増加の影響は小さい。また、拡散による核分裂生成ガスの放出については、ペレット初期密度が増加することにより、核分裂生成ガス放出率が増加する効果と減少する効果とがある。前者としては、結晶粒内の核分裂生成ガスを捕獲する製造時気孔が減少することがある。後者としては、ペレット熱伝導率が向上しペレット温度が低下すること、並びに比表面積が減少し核分裂生成ガスのペレット内からペレット外への放出経路が減少することがある。】</p> <p>④【* ペレットに存在する気孔の中で、表面まで通じている気孔のことを開気孔という。開気孔率はペレットの外形容積に対する開気孔部分の割合を指す。】</p>	<p>3.2.3 FPガスの放出挙動</p> <p>①【FPガスの放出挙動は、リコイル・ノックアウト<sup>(注3)</sup>による放出及び高温で顕著となる拡散による放出に分けられる。】</p> <p>②【ウランの核分裂の結果、FPガスがペレット中に生成される。そのほとんどがペレット中に捕獲されているが、一部がペレット外に放出される。第3-3図に示した二酸化ウランペレット及びガドリニア混合二酸化ウランペレットのFPガス放出率データから、高燃焼度域まで高出力で運転された試験燃料棒はFPガス放出率が高いが、同じく同図に示したように通常レベルで運転された商業炉での燃料棒では、放出率は高燃焼度領域においても高々約4%程度であり、燃焼に伴うFPガス放出率の顕著な増大はない。】</p> <p>3.2 耐放射線性</p> <p>③【また、FPガスのほとんどがペレット中に捕獲されているが、その一部がペレット外へ放出される。これらの挙動を計算モデルに組み込んで(資料7「強度に関する説明書」の3.2.2項(4)に示す。)設計評価に反映している。】</p> <p>3.2.3 FPガスの放出挙動</p> <p>④【なお、ペレット密度が増加するとペレット外に通じる開気孔<sup>(注4)</sup>の割合が低下し、比表面積が低下するため、リコイル・ノックアウトによるFPガス放出率は低下する。また、比表面積の低下に伴い、放出経路が少なくなることから、拡散によるFPガス放出率は低下するが、ペレット密度が増加するとFPガスを捕獲する焼結時の気孔が少なくなることから、結晶粒界への移動が増加し、拡散によるFPガス放出率は増加する。これらより、それぞれの因子に応じた影響が考えられるが、前述の第3-3図より、ペレット初期密度が違っていてもFPガス放出率に有意な差は見られない。これより、ペレット初期密度を増加させた場合のFPガス放出率の影響は無視できる程度と考えられるため高密度ペレットのFPガス放出モデルは、約95%T. D. ペレットと同じとする。】</p> <p>⑤【なお、燃料棒の設計に当たっては、上記の耐放射線性に関する事項を考慮した上で、強度評価を行う各項目がすべて設計基準を満足するようにする。】</p> <p>①【(注3) リコイル (反跳) 放出は、ペレットの表面近くで生成したFPガスが反跳エネルギーによって直接ペレットから燃料棒内に放出されることをいう。また、ノックアウト (はじき出し) 放出は、ペレット表面近くにあるFPガスが、核分裂片による衝突等により放出されることをいう。】</p> <p>④【(注4) ペレット表面に開口した気孔】</p>	<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 3.2.3項、3.2項</p> <p>⑤ 設認では添付書類二 3章に記載</p>



設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8	備考
<p>3.1.4 ペレットリム組織化</p> <p>①【ペレットの周辺部では、<math>^{238}\text{U}</math>の共鳴吸収によって生じた<math>^{239}\text{Pu}</math>が核分裂することから、ペレットの燃焼度が約40,000MWd/tを超えると、製造時と比較して結晶粒径が小さくなるとともに、その部分で多数の気泡が認められるようになる。これをリム組織と称している。】</p> <p>②【このリム組織は、核分裂片によりペレット内に生成した照射欠陥に起因して生成されると考えられ、温度が1,100°C以下、ペレット外周部の燃焼度が45,000MWd/tを超えると生成することが報告されている。[24]また、リム組織の幅は、燃焼とともに大きくなる。第1-9図に、燃焼によるリム組織幅及び気孔率の変化を示す。[25]</p> <p>リム組織化の影響として、粗大化気泡の形成にともない、ペレット熱伝導率の低下及び核分裂生成ガス放出量が増加する可能性が考えられる。しかし現時点で得られている知見では、熱伝導率については組織変化で熱拡散率が大きく変化しないことが照射試験結果に基づき報告されている。[26]第1-10図に、ペレット径方向<math>r/r_0</math> * <math>\geq 0.7</math>での核分裂生成ガス (Xe) 濃度のペレット局所燃焼度による変化を示す。この報告から、ペレット局所燃焼度約75,000MWd/tまでペレット周辺部でのXe濃度は生成量とほぼ一致しており、リム組織から過剰な核分裂生成ガス放出が生じていないと推定される。したがって、リム組織からの核分裂生成ガスは、過度な燃料棒内圧増加をもたらさないと考えられる。】</p> <p>③【以上のように、リム組織の形成による燃料照射挙動への定量的に顕著な影響が確認できていないため、強度計算においては、リム組織形成によるペレット物性への影響を各モデルに取り込まない。】</p> <p>②【* <math>r_0</math> : ペレット外径、<math>r</math> : 任意の径 (測定点の径)】</p>	<p>3.2 耐放射線性</p> <p>①【さらに、高燃焼度域まで照射されたペレット外周部には高気孔率組織 (リム組織) が形成される。】</p> <p>3.2.4 ペレットリム組織化</p> <p>①【二酸化ウランペレットの外周部 (リム部) では燃焼の進行に伴うプルトニウム (Pu) の生成及びFPガスの蓄積により、第3-4図に示したようなFPガス気泡の析出と結晶粒界が不明瞭となる微細組織変化が観察されている (以下「リム組織」という。)。このようなリム組織、すなわち気孔率の増加した組織は、ある燃焼度を超えると形成される。】</p> <p>②【(財) 電力中央研究所主催の国際共同研究プログラム (リムプロジェクト<sup>(注1)</sup>) でディスク状ペレットの照射試験により得られた、リム組織形成に対する照射温度及び燃焼度の条件を示すデータを第3-5図に示すが、リム組織は50~55MWd/kgU以上の燃焼度及び1,100°C以下の温度条件で形成されている (但し、非拘束条件の下、一定温度で照射されたディスク状ペレットでの結果であり、拘束条件下では異なる可能性がある)。</p> <p>このリム組織では高気孔率となることから、熱伝導率及びFPガス放出挙動にその影響が及ぶ可能性が考えられる。しかし現時点で得られている知見では、熱伝導率については組織変化の前後で熱拡散率が大きく変化しないことが上述のディスク状ペレットによる照射試験結果に基づき報告されており<sup>(9)</sup>、またリム組織においてFPガスが保持されていることが商業炉で高燃焼度まで照射されたペレットの蛍光X線分析 (XRF) の結果<sup>(7)</sup>から確認されている。】</p> <p>③【以上のように、通常のペレットでは、ディスク状ペレットよりも表面積が小さいため、高燃焼度域でリム組織は顕著でないと考えられるため、強度計算においては、リム組織形成によるペレット物性への影響を各モデルに組み込まない。】</p> <p>②【(注1) 電力中央研究所の主催のもと、国内電力会社、燃料メーカ (三菱重工業、原子燃料工業、日本核燃料開発) 並びに国外からEDF (仏)、EPRI (米)、スウェーデン電力SKI、超ウラン元素研究所 [ITU] (独)、IFE (ノルウェー) の参加・協力を得て実施された国際共同研究である。】</p>	<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 3.2.4項</p>

設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料 8	備考
<p>3.2 ガドリニア混合二酸化ウラン</p> <p>①【第1-7図にガドリニア混合二酸化ウランペレットの燃焼に伴う密度変化を二酸化ウラン燃料と合わせて示す。ガドリニア混合二酸化ウランペレットの密度変化は二酸化ウランペレットと同等である。】</p> <p>②【第1-8図にガドリニア混合二酸化ウランペレットの核分裂生成ガス放出率を示す。ガドリニア混合二酸化ウランペレットの核分裂生成ガス放出特性は、二酸化ウランペレットと同等である。】</p> <p>③【これらの結果から、強度計算において、ガドリニア混合二酸化ウランペレットのスエリング及び焼きしまり、核分裂生成ガス放出特性は、二酸化ウランペレットと同じとする。(添付書類二 3.3.3, 3.3.5項参照)】</p> <p>3.3 Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (ジルカロイ-4)</p> <p>④【一般的にジルカロイ-4は高速中性子の照射とともに耐力及び引張強さが増加する。例として、制御棒案内シンプルの照射による機械的性質の変化を第1-11図に示す。[27] 高速中性子の照射とともに制御棒案内シンプルの耐力及び引張強さは増加し、その後は照射量の増加に伴う大きな変化は見られない。伸びは、高速中性子の照射とともに減少するが、その後は照射量の増加に伴う大きな変化は見られない。】</p> <p>⑤【地震時の強度計算においては、ジルカロイ-4の高速中性子照射による影響を考慮し、照射材の引張強さ及び耐力は未照射材より高いものを使用する。(添付書類二 5.4節参照)】⑥【また、照射による伸びの減少は小さいため、強度計算においては照射による伸びの変化を考慮しない。】</p>	<p>4. ガドリニア混合二酸化ウラン</p> <p>4.2 耐放射線性</p> <p>①【ガドリニア混合二酸化ウランペレットの照射に伴う密度変化を二酸化ウランペレットの密度変化と併せて前記第3-2図に示す。約10wt%のガドリニアの添加によってもペレット焼きしまり及びスエリング挙動に大差なく、二酸化ウランペレットと同等な照射挙動である。】</p> <p>②【また、高出力で高燃焼度まで運転されたBR3炉<sup>(注1)</sup>及びZORITA炉<sup>(注2)</sup>での試験燃料棒、及び商業炉において通常レベルで運転された燃料棒等のFPガス放出率を前記第3-3図(1)に示す。ガドリニア混合二酸化ウランペレットでは、ガドリニア添加によるペレット熱伝導率低下からペレット温度上昇等がFPガス放出挙動に影響すると考えられるが、ガドリニア添加によりFPガス放出率が過大とはなっていない。さらに、同図で10wt%ガドリニア混合二酸化ウランペレットに関しては放出率が大きめであるが、照射中に経験した最大線出力密度で整理した前記第3-3図(2)に示すように、この当該ペレットは二酸化ウラン燃料棒のFPガス放出率が増加している出力を経験していることから出力の影響と判断できる。なお、3.2項で述べたとおり、ペレット密度が増加した場合に、焼きしまりは小さくなるが、スエリング率への影響はなく、FPガス放出への影響も無視できる程度と考えられる。】③【以上より、高密度ペレットにおいてはスエリング率及びFPガス放出モデルは約95%T.D.ペレットと同じとし、焼きしまりが小さいことを計算モデルに組み込んで(資料7「強度に関する説明書」の3.2.2項(2)c.に示す。)設計評価に反映している。】</p> <p>②【(注1) ベルギーにある3ループ型PWR商業炉 (注2) スペインにある1ループ型PWR商業炉】</p> <p>6. Sn-Fe-Cr系ジルコニウム基合金 (ジルカロイ-4)</p> <p>6.2 耐放射線性</p> <p>④【高速中性子の照射によりジルカロイ-4材料内には格子欠陥が生じる。材料の機械的特性は金属内の転位の運動と関係するため、照射により生じた欠陥の影響を受ける。一般に、欠陥が転位の運動を妨げるため、強度が増加し、延性が低下すると考えられている。】</p> <p>ジルカロイ-4材の案内シンプルの高速中性子により照射されたときの機械特性に関するデータを第6-1図に示す。これより、引張強さ、耐力は、高速中性子照射によって照射初期に増加するが、照射量の増加とともに著しい変化がなくなる傾向にある。また、破断伸びは、高速中性子照射により減少するが、その後は著しい変化がなくなる傾向にある。また、弾性率やポアソン比は格子欠陥の影響をあまり受けないため、照射によりほとんど変化しない。】</p> <p>⑦【なお、燃料被覆材端栓、制御棒案内シンプル用下部端栓、カラー、中間部支持格子及びストッパーは案内シンプルと同じジルカロイ-4材で構成され、高速中性子照射量は案内シンプルと同等であり、放射線照射の影響も同等と考えられる。】</p>	<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 4.2項、6.2項</p> <p>⑤ 設認添付書類二5.4項の地震時強度計算における照射の影響については、資料6に記載</p> <p>⑥ 本内容については資料7に記載 4.2項</p> <p>⑦ 設工認では案内シンプルを代表としてジルカロイ-4の性質を説明しているため、その他のジルカロイ-4を用いる部材についての耐放射線性も同等である旨記載</p>

設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 8	備考
<p>3.4 Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金 (NDA)</p> <p>3.4.1 機械的性質</p> <p>①【NDA被覆管の照射による機械的性質の変化を第1-12図に示す。[8] ジルカロイ-4被覆管と同様、高速中性子の照射とともに比較的早い時期にNDA被覆管の引張強さ及び耐力は増加し、その後は照射量の増加に伴う大きな変化は見られない。伸びは、ジルカロイ-4被覆管と同様、高速中性子の照射とともに比較的早い時期に減少するが、その後は照射量の増加に伴う大きな変化は見られず、高照射量時においても原子炉内での使用温度における伸びの減少は小さい。高速中性子照射による機械的性質の変化は照射欠陥の蓄積によるものであるが、照射欠陥の生成と、照射欠陥濃度及び温度に依存する照射欠陥の回復とが平衡状態となることから、想定する照射量の範囲においてNDA被覆管の機械的性質の大きな変化はないと考えられる。これに関しては、PWRにおけるジルカロイ-2板材の材料照射試験 (高速中性子照射量 <math>27\sim 32\times 10^{25}\text{m}^{-2}</math> (<math>E&gt;1\text{MeV}</math>)) において、機械的性質が大きく変化しないとの報告がある。[28]】</p> <p>②【したがって、強度計算において、照射材の被覆管耐力は、未照射材よりも大きくなることを考慮する。(添付書類二 3.4.5項参照) また、照射による伸びの減少は小さいため、強度計算においては照射による伸びの変化を考慮しない。】</p>	<p>5. ジルコニウム基合金</p> <p>5.2.1 機械的性質</p> <p>①【機械特性への影響因子としては、照射脆化と水素脆化が考えられる。照射脆化は照射欠陥の蓄積 (濃度) によるが、これは高速中性子束、被覆管温度及び時間に依存する。実機原子炉内照射では高速中性子束と被覆管温度は通常運転状態ではほぼ一定であり、欠陥の蓄積と温度による回復が平衡状態になるため、ある照射量以上では照射脆化の著しい変化はないと考えられる。NDA被覆管の引張試験結果を第5-1図に示す。引張強さ及び耐力<sup>(註1)</sup>は、照射初期において増加した後、照射量によらず著しい変化が見られず、ジルカロイ-4被覆管と同等である。また、破断伸びは、照射初期に低下した後照射量によらず著しい変化がなく、ジルカロイ-4被覆管と同等である。その他の材料物性においても、原子炉安全小委員会においてジルカロイ-4被覆管と同等<sup>(註2)</sup>であることが確認されている。</p> <p>なお、ジルカロイ-2材ではあるが、高速中性子照射量 <math>27\sim 32\times 10^{25}\text{n/m}^2</math> (<math>E&gt;1\text{MeV}</math>) まで十分な延性が確保されているとの報告例もある<sup>(註3)</sup>。</p> <p>また、水素脆化については、水素を吸収させた未照射材での引張試験結果を第5-2図に示すが、ジルカロイ-4被覆管と同様に水素吸収量が少なくとも約800ppmまでNDA被覆管の機械特性は変わらない。照射材については、第5-3図に示すとおりジルカロイ-4被覆管で約800ppmまでは破断伸びが1%以上あり、延性が確保されていること、NDA被覆管は上述のとおり、未照射材で水素吸収による機械特性への影響がジルカロイ-4被覆管と同等であることから、照射材についてもジルカロイ-4被覆管と同様に本申請の燃料集合体の使用範囲まで機械特性は変わらない。】②【以上より、NDA被覆管の応力及びひずみに対する設計基準や材料物性はジルカロイ-4被覆管と同じとして設計評価する。】</p> <p>①【(注1) 0.2%の塑性変形を起こす応力をいう。】</p>	<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 5.2.1項</p>

設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8	備考
<p>3.4.2 クリープ特性</p> <p>①【被覆管はクリープにより外径寸法が変化する。Halden炉<sup>41</sup>において照射された燃料棒の外径測定結果を第1-13図に示す。燃料棒の外径変化は、ペレットと被覆管が接触するまでは被覆管のクリープ変形により、接触後は燃料棒のスエリングにより支配される。そのため、低燃焼度域における燃料棒外径変化から、被覆管のクリープ特性を確認することができる。NDA被覆管を採用した燃料棒の照射による外径変化は、低Snジルカロイ-4被覆管<sup>42</sup>を採用した燃料棒のそれと同等となっている。被覆管クリープは、転位(材料中の結晶格子のずれ)の移動によるものであるが、ジルコニウム中に固溶しているSn、Nbは転位を捕獲し、その動きを抑制する。NDA被覆管と低Snジルカロイ-4被覆管のクリープ特性が同等であることは、NDA被覆管中の固溶Sn及び固溶Nbによるクリープを抑制する効果が、低Snジルカロイ-4被覆管の固溶Snによるそれと同程度の効果であることを示している。[8]</p> <p>以上のことから、強度計算においては、クリープ速度は低Snジルカロイ-4被覆管と同一とする。(添付書類二 3.3.4項参照)</p> <p>①<sup>41</sup> ノルウェー国のハルデンに建設された重水沸騰水型の試験研究炉。</p> <p><sup>42</sup> 耐腐食性向上をねらって、規格の範囲内(1.20wt%~1.70wt%)でSn含有量を低下させ、含有量を1.3wt%近傍としたジルカロイ-4被覆管。】</p> <p>3.4.3 疲労特性</p> <p>②【未照射及び照射されたNDA被覆管の疲労試験結果を第1-14図に示す。NDA被覆管の疲労特性は、ジルカロイ-4被覆管のそれと同等であり、Langer and O' Donnellの疲労曲線と良く一致している。[8]照射による疲労特性の変化についても、3.4.1項で示した機械的性質同様、高速中性子照射による照射欠陥の蓄積によるものであり、照射欠陥の生成と、照射欠陥濃度及び温度に依存する照射欠陥の回復とが平衡状態になることから、想定する照射量の範囲において、NDA被覆管の疲労特性の大きな変化はないと考えられる。したがって、NDA被覆管の設計疲労曲線はジルカロイ-4被覆管と同様に第1-14図に示すLanger and O' Donnellの疲労曲線に安全率を乗じたものを用いる。(添付書類二 3.4.6項参照)】</p>	<p>5.2.3 クリープ<sup>(注1)</sup>特性</p> <p>①【被覆管は内外圧差に基づくクリープによって外径が減少していくが、ペレットと被覆管が接触した後は、ペレットの外径変化に依存して被覆管外径が増加する。実機PWR燃料棒の照射後の外径変化を第5-5図に示すが、約20,000MWd/t程度までの低燃焼度域の外径減少より、NDA被覆管を採用した燃料棒の照射による外径変化は、低Snジルカロイ-4被覆管を採用した燃料棒のそれと同等となっている。被覆管クリープは、転位(材料に元々ある結晶格子のずれ)の移動によるものであるが、ジルコニウム中に固溶しているSn、Nbは転位を捕獲し、その動きを抑制する。NDA被覆管と低Snジルカロイ-4被覆管のクリープ特性が同等であることは、NDA被覆管中の固溶Sn及び固溶Nbによるクリープを抑制する効果が、低Snジルカロイ-4被覆管の固溶Snによるそれと同程度の効果であることを示している<sup>(40)</sup>。以上より、NDA被覆管のクリープ特性は低Snジルカロイ-4被覆管と同じとして計算モデルに組み込んで(資料7「強度に関する説明書」の3.2.2項(3)d.に示す。)設計評価に反映している。】</p> <p>①【(注1) 材料が一定応力あるいは一定荷重の下で時間とともに変形する現象】</p> <p>5.2.2 疲労特性</p> <p>②【NDA被覆管の疲労試験結果と、ジルカロイに対するLanger and O' Donnellの疲労試験結果を第5-4図に示す。一般に疲労特性は機械特性に依存するが、5.2.1項で述べたとおり、NDA被覆管はジルカロイ-4被覆管と同等であるため、NDA被覆管の疲労特性は、ジルカロイ-4被覆管と同等となる。以上より、NDA被覆管の設計疲労曲線はジルカロイ-4被覆管と同じとする。】</p>	<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 5.2.3項、5.2.2項</p>

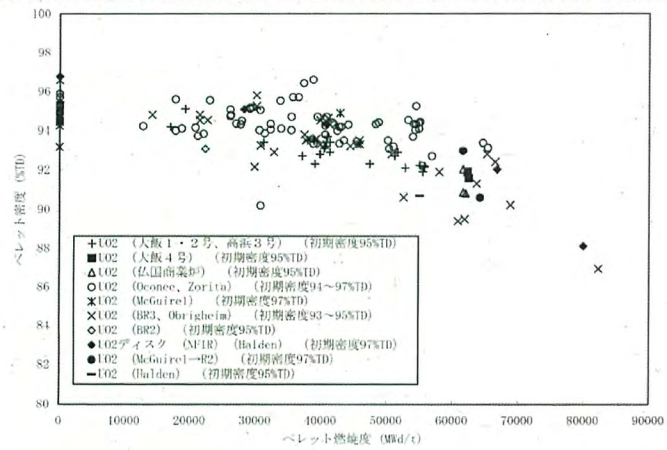
設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8	備考
<p>3.5 耐食耐熱ニッケル基合金 (718合金)</p> <p>①【718合金の照射による機械的性質の変化を第1-15図に示す。[29][30]耐力及び引張強さは、照射量<math>6 \times 10^{26} \text{m}^{-2}</math> (<math>E &gt; 1 \text{MeV}</math>) までほとんど変化は認められない。伸びは照射量<math>5 \times 10^{26} \text{m}^{-2}</math> (<math>E &gt; 1 \text{MeV}</math>) までは大きく減少するが、その後は照射量<math>6 \times 10^{26} \text{m}^{-2}</math> (<math>E &gt; 1 \text{MeV}</math>) に至るまでほとんど変化していない。燃料集合体燃焼度55,000MWd/t相当の照射量においても5%程度の伸びがある。</p> <p>したがって、使用条件の下で十分な機械的性質を有していることから、強度計算においては、機械的性質の照射による影響を考慮しない。】</p> <p>3.6 耐食耐熱ニッケル合金 [ ]</p> <p>② [ ]の照射による機械的性質の変化を第1-16図に示す。[31]耐力及び引張強さは照射量約<math>8 \times 10^{25} \text{m}^{-2}</math> (<math>E &gt; 1 \text{MeV}</math>) までは増加し、その後減少するが高燃焼度域においても未照射材を下回ることではない。伸びは照射量約<math>8 \times 10^{25} \text{m}^{-2}</math> (<math>E &gt; 1 \text{MeV}</math>) までは大きく減少するが、その後は照射量約<math>6 \times 10^{26} \text{m}^{-2}</math> (<math>E &gt; 1 \text{MeV}</math>) までほとんど変化していない。燃料集合体燃焼度55,000MWd/t相当の照射量においても、5%程度の伸びがある。</p> <p>したがって、使用条件の下で十分な機械的性質を有していることから、強度計算においては、機械的性質の照射による影響を考慮しない。】</p> <p>3.7 ニッケル・クロム・鉄合金 [ ]</p> <p>③ [ ]の金属組織はステンレス鋼と同等であり、使用条件も同じであることから、照射による機械的性質への影響は次に述べるステンレス鋼と同等と考えられる。</p> <p>よって、強度計算においては、ステンレス鋼と同様に、機械的性質の照射による影響を考慮しない。】</p> <p>3.8 ステンレス鋼</p> <p>④【ステンレス鋼の照射による機械的性質の変化を第1-17図に示す。[32][33]耐力及び引張強さは増加するが、その後は照射量の増加に伴う大きな変化は見られない。伸びは若干減少するが、軽水炉におけるステンレス鋼の使用条件から考えると、燃料集合体燃焼度55,000MWd/t相当の照射量においても、4%程度の伸びがある。</p> <p>したがって、使用条件の下で十分な機械的性質を有していることから、強度計算においては、機械的性質の照射による影響を考慮しない。】</p>	<p>7. 析出硬化型ニッケル基合金 (718 合金、 [ ])</p> <p>7.2 耐放射線性</p> <p>①【718合金は第7-2図<sup>(35)</sup>に示すように、高速中性子照射を受けると耐力は増加し、引張強さはわずかに変化する<sup>(35)(36)</sup>。また、同図に伸びのデータを示すが、高速中性子照射によって伸びは減少するものの、照射量の増加では著しい変化がなくなる傾向を示していることが分かる。</p> <p>したがって、プラントの使用条件の下で、十分な強度と延性を有していることから、高速中性子照射を考慮した718合金の強度と延性を設計評価では考慮していない。】</p> <p>② [ ]の照射による機械的性質の変化を第7-3図に示す。耐力及び引張強さは照射量約<math>8 \times 10^{25} \text{n/m}^2</math> (<math>E \geq 1 \text{MeV}</math>) までは増加し、その後減少するが高燃焼度域においても未照射材を下回ることではない。一方、伸びは照射量約<math>8 \times 10^{25} \text{n/m}^2</math> までは大きく減少するが、その後は照射量約<math>6 \times 10^{26} \text{n/m}^2</math> までほとんど変化していない。高燃焼度域において5%程度の伸びがあり、 [ ]の延性は確保される。</p> <p>したがって、プラントの使用条件の下で、十分な強度と延性を有していることから、高速中性子照射を考慮した [ ]の強度と延性を設計評価では考慮していない。】</p> <p>8. ニッケル・クロム・鉄合金 [ ]</p> <p>8.2 耐放射線性</p> <p>③ [ ]の金属組織はステンレス鋼と同等であり、使用条件も同じであることから、照射による機械的性質への影響は次に述べるステンレス鋼と同等と考えられる。</p> <p>したがって、強度計算においては、ステンレス鋼と同様に、機械的性質の照射による影響を考慮していない。】</p> <p>9. オーステナイト系ステンレス鋼</p> <p>9.2 耐放射線性</p> <p>④【ステンレス鋼が高速中性子の照射を受けると、第9-1図<sup>(41)</sup>に示すように耐力が増加し、伸びが減少する傾向を示す。また、第9-2図<sup>(41)</sup>に示すように引張強さについても増加する傾向を示す<sup>(41)</sup>。</p> <p>また、ステンレス鋼は本申請の燃料集合体の使用範囲まで高速中性子照射を受けても十分な延性を有する<sup>(41)(42)</sup>。したがって、プラントの使用条件の下で、十分な強度と延性を有していることから、高速中性子照射を考慮したステンレス鋼の強度及び延性を設計評価では考慮していない。】</p>	<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 7.2項、8.2項、9.2項</p>

設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一

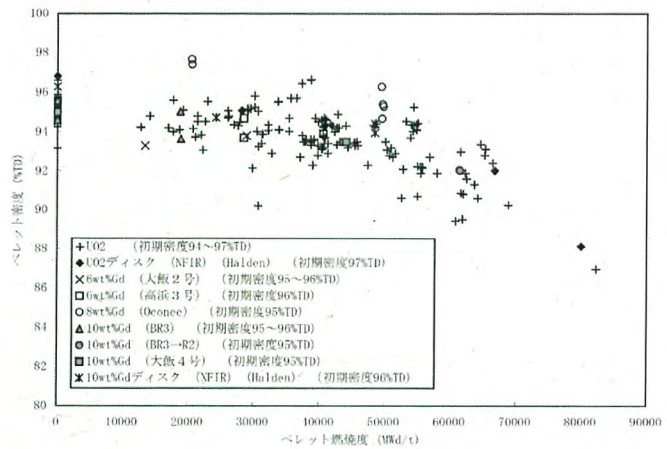
設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料 8

備考

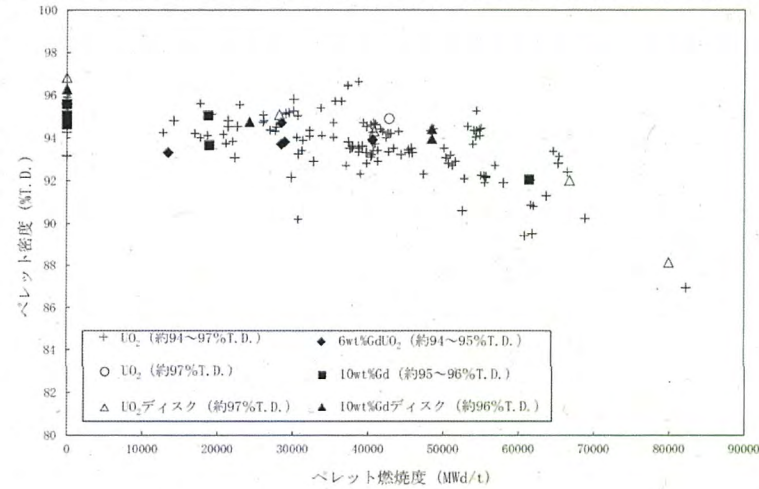
体裁をA型設認に統一  
A型設認添付書類一 図3-2  
第1-7図(a)及び(b)を統合



第1-7図(a) 燃焼によるペレット密度の変化 [8]  
(二酸化ウランペレット)



第1-7図(b) 燃焼によるペレット密度の変化 [8]  
(ガドリニア混合二酸化ウランペレット)



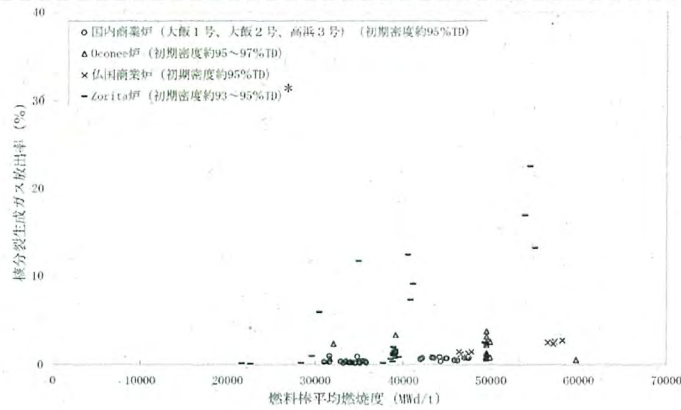
第3-2図 ペレット密度の燃焼に伴う変化<sup>(20)</sup>



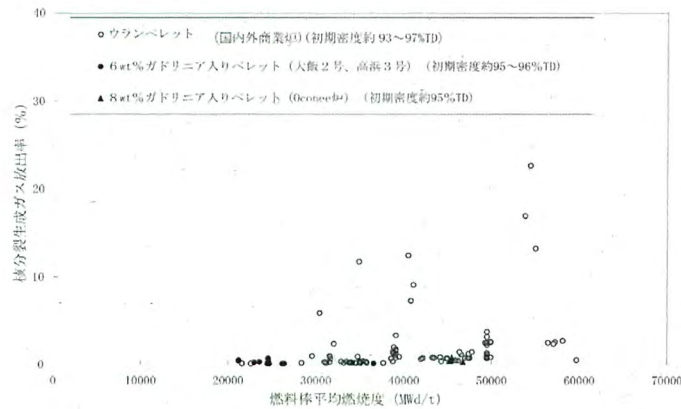
設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8

備考

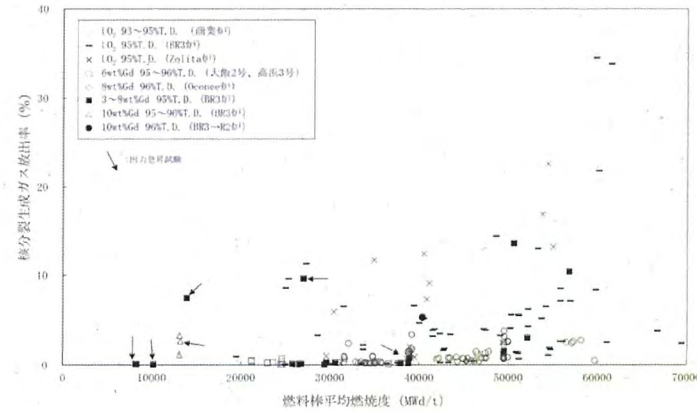


第1-8(a)図 商業炉照射による核分裂生成ガス放出率[8]  
(二酸化ウラン燃料)



第1-8(b)図 商業炉照射による核分裂生成ガス放出率[8]  
(ガドリニア混合二酸化ウラン燃料)

\*Zorita 炉の一部のデータで核分裂生成ガス放出率が高くなっているのは、他のデータに比べて高い出力を経験しているためである。



第3-3 図 (1) 二酸化ウランペレット及びガドリニア混合二酸化ウランペレットのFPガス放出率<sup>(20)</sup>

体裁をA型設認に統一  
A型設認添付書類一 図3-3  
第1-8(a)図、(b)図及びA型設認添付書類一図3-3(1)を統合

設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8

備考

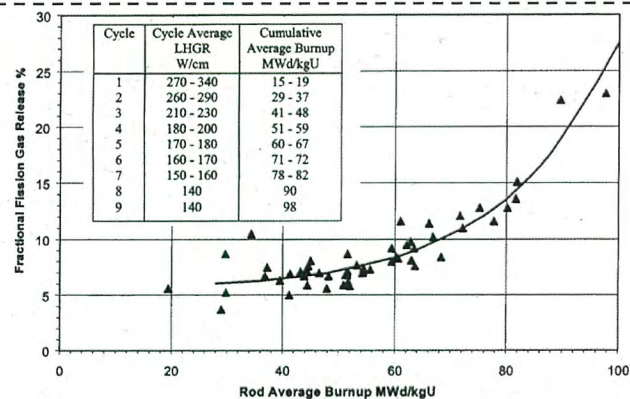
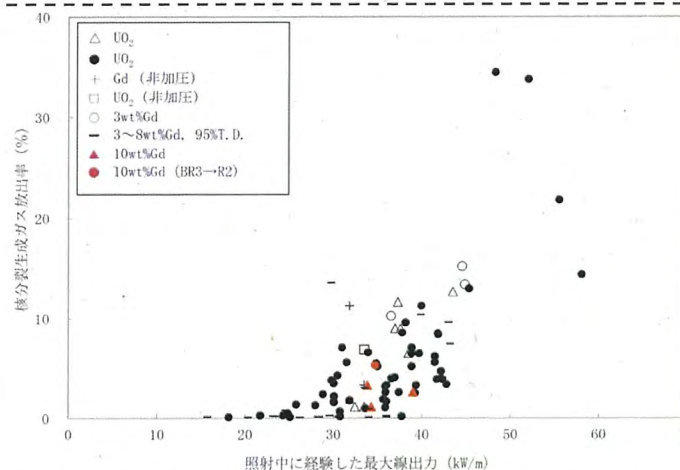


Fig. 1 Fractional fission gas release of PWR fuel rods with enrichments of 3.5 wt% to 4.2 wt% as a function of rod average burnup.

第1-8(c)図 商業炉照射による核分裂生成ガス放出率[8]

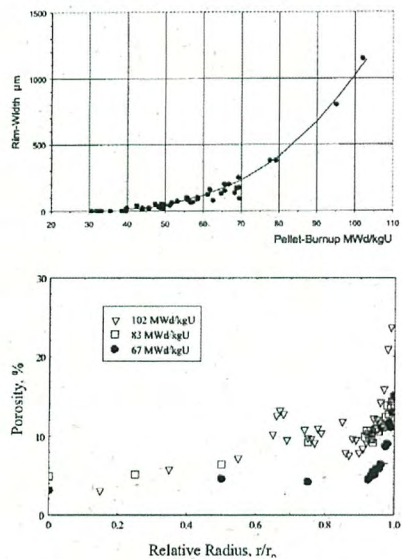


第3-3 図 (2) 二酸化ウランペレット及びガドリニア混合二酸化ウランペレットのFPガス放出率と線出力密度の関係<sup>(20)</sup>

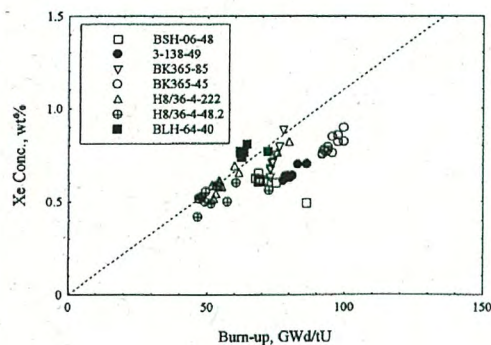
体裁をA型設認に統一  
A型設認添付書類一 図3-3  
出力に対するFPガス放出率の説明図をA型設認に統一



設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一



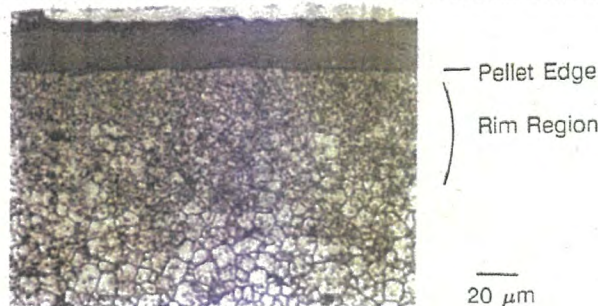
第1-9図 燃焼によるリム組織幅及び気孔率の変化[8]



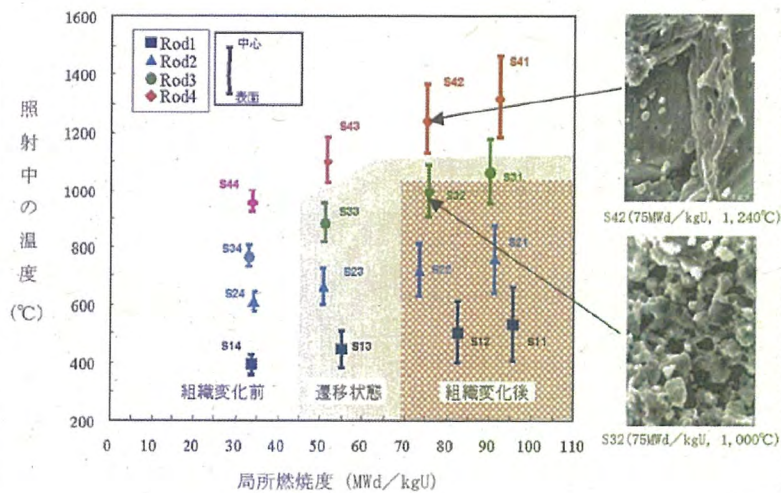
第1-10図 ペレット局所燃焼度とXe濃度の関係[8]

- ペレット径方向  $r/r_0 \geq 0.7$  での測定値
- 図中の破線は、核分裂生成ガス放出がないとした場合の、Xe生成量計算値
- H8/36 は BWR 照射ペレット、その他は PWR 照射ペレット
- BLH は大粒径ペレットのため、リム組織が形成されにくい。
- BSH 及び BLH は高濃縮ウランから成る結晶粒 ( $\sim 100 \mu\text{m}$  程度) をペレット中に含んでいる。BSH ではこの部分で燃焼が進み、核分裂生成ガス放出が大きくなっている。
- BK は中空ペレットのため燃焼中のペレット温度が低く、リムが形成されやすい。このため、リムからの核分裂生成ガス放出が認められる範囲での核分裂生成ガス放出は大きくなる。

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8



第3-4図 リム組織金相観察例<sup>(21)</sup>



第3-5図 リム組織形成のための温度及び燃焼度

(拘束力を受けない条件下でのディスク状二酸化ウランペレットの等温照射)<sup>(22)</sup>

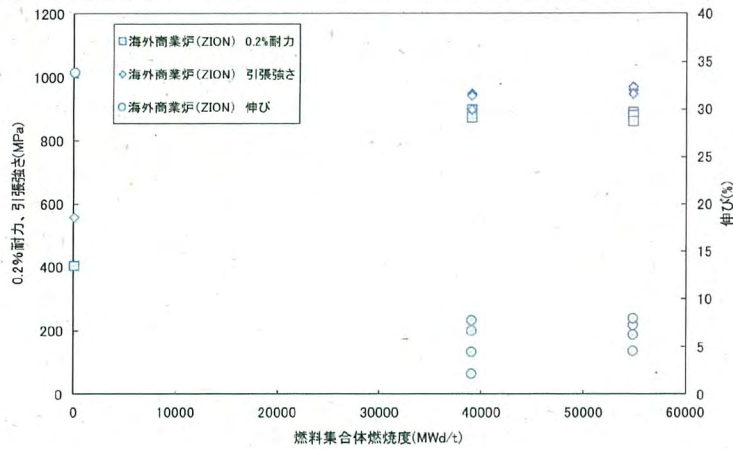
備考

体裁をA型設認に統一  
A型設認添付書類一 図3-5  
リム組織に関する説明図をA型設認に統一

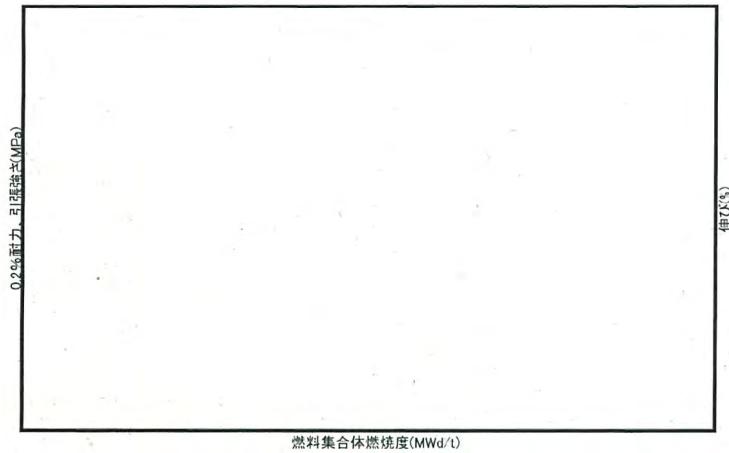
設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8

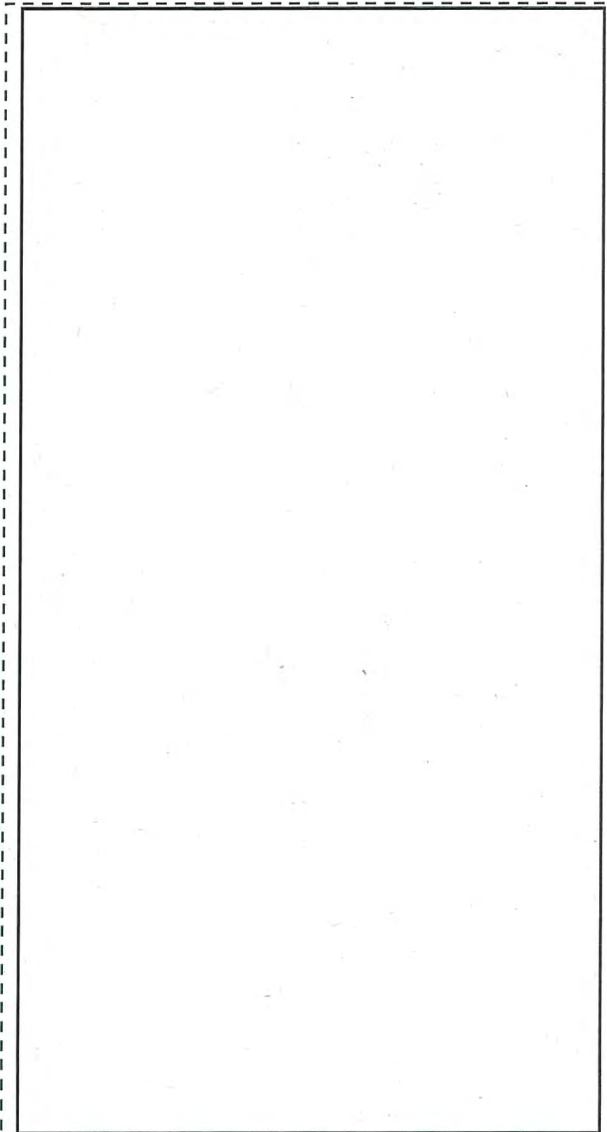
備考



第1-11(a)図 制御棒案内シンプルの照射による機械的性質の変化[27]  
(海外商業炉 常温)

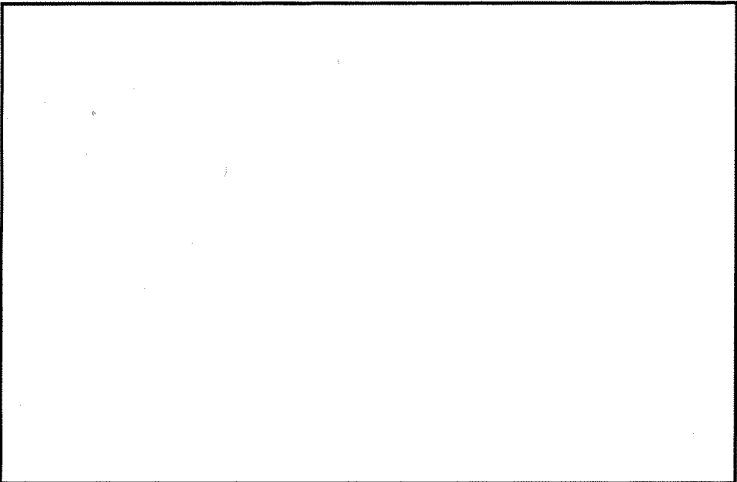


第1-11(b)図 制御棒案内シンプルの照射による機械的性質の変化  
(国内商業炉 常温)



第6-1 図 実機で照射された案内シンプルの機械特性データ<sup>(32)</sup>

体裁をA型設認に統一  
A型設認添付書類一 図6-1  
第1-11(a), (b)及び(c)図をA型  
設認に合わせて整理

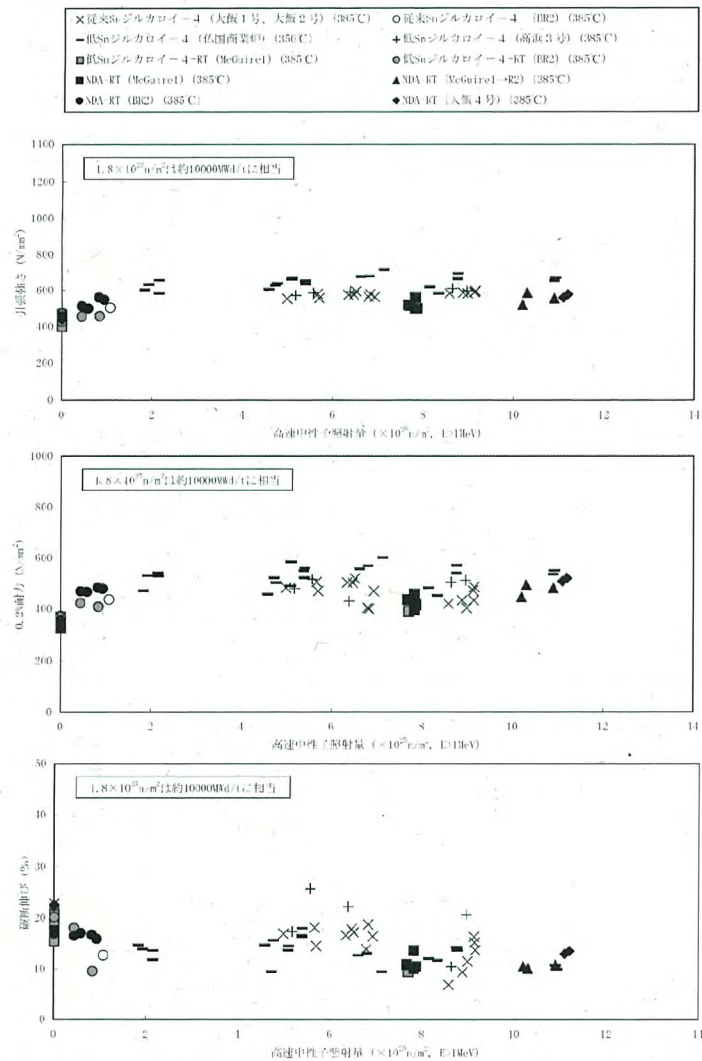
設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8	備考
<div style="border: 1px dashed black; padding: 10px;">  <p style="text-align: center;">第1-11(c)図 制御棒案内シンプルの照射による機械的性質の変化 (国内商業炉 385℃)</p> </div>		<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 図6-1 第1-11(a), (b)及び(c)図をA型 設認に合わせて整理</p>



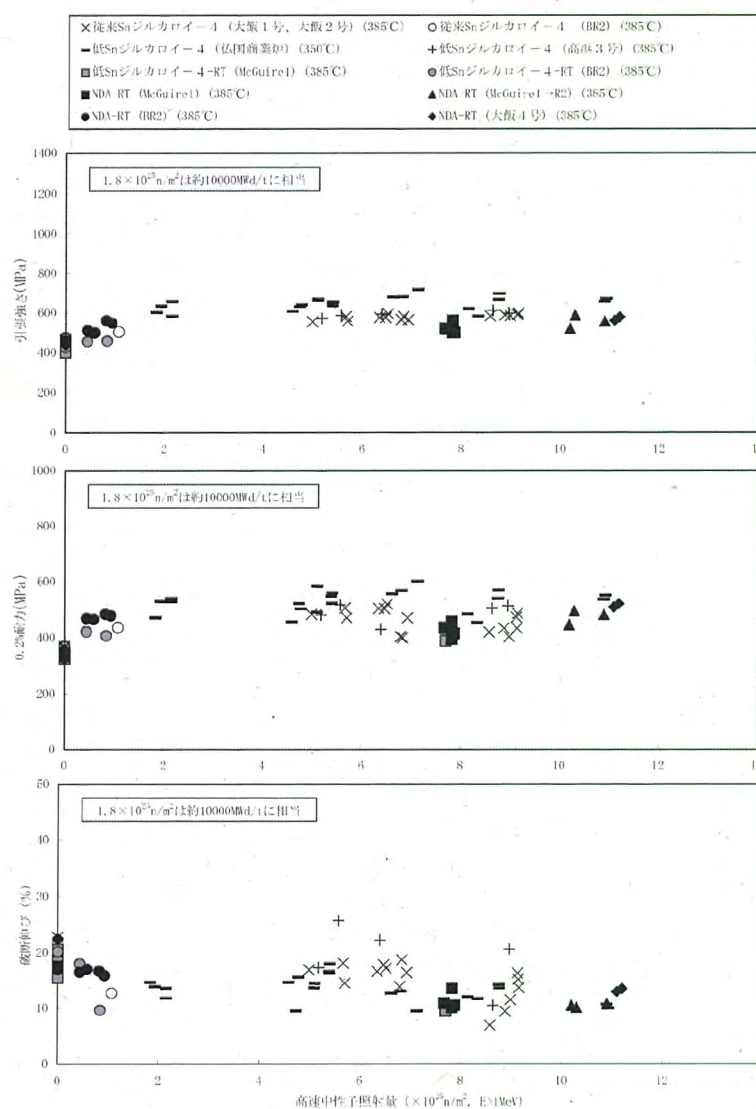
設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8

備考



第1-12図 NDA被覆管の照射による機械的性質の変化[8]

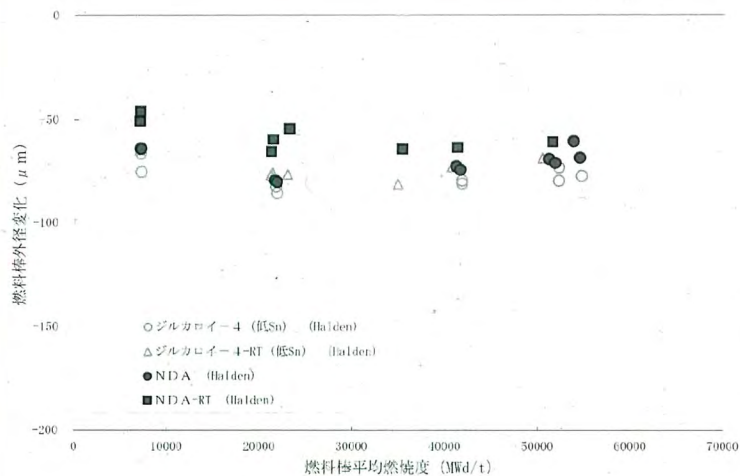


第5-1図 NDA被覆管の機械特性<sup>(20)</sup>

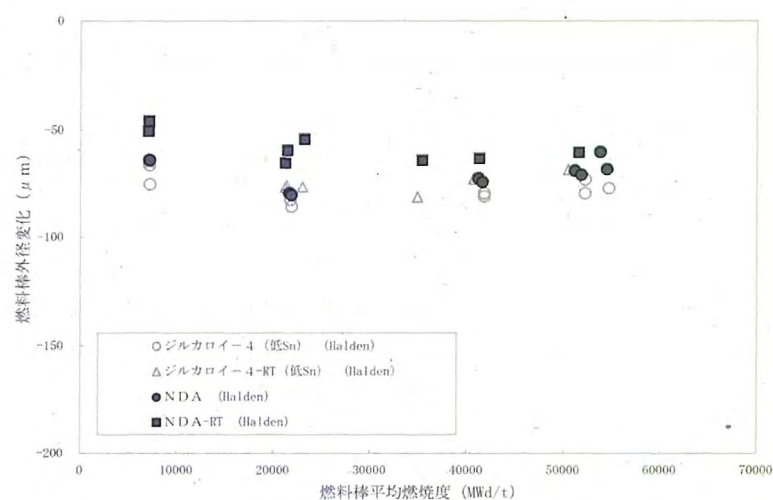
設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8

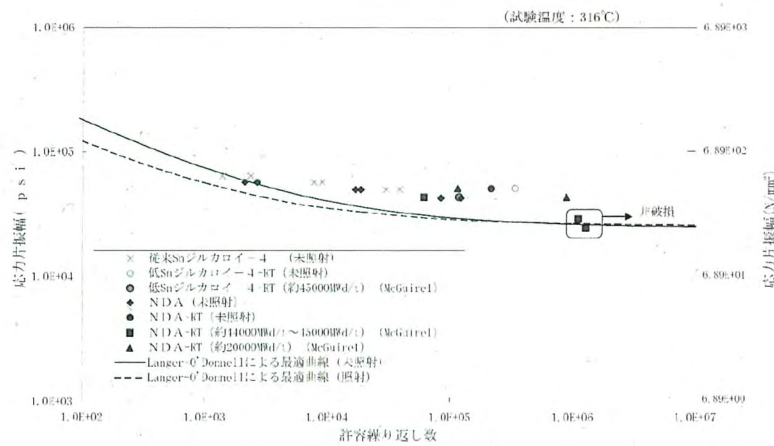
備考



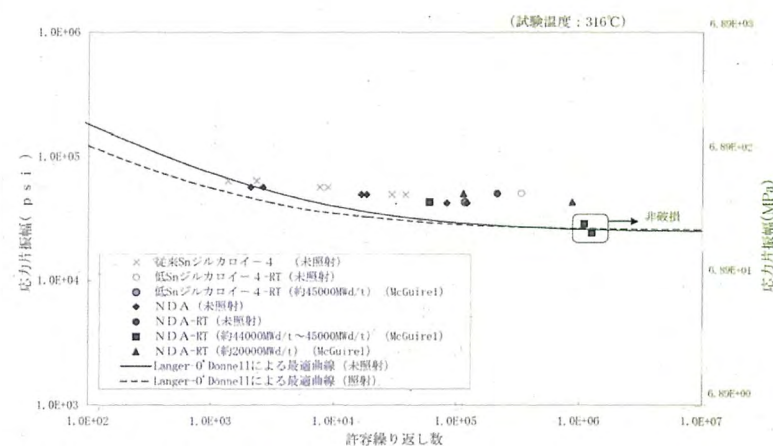
第1-13図 NDA被覆管の照射による燃料棒外径の変化[8]



第5-5図 燃料棒外径変化 (実機照射セグメント燃料棒) (20)



第1-14図 NDA被覆管の疲労特性[8]

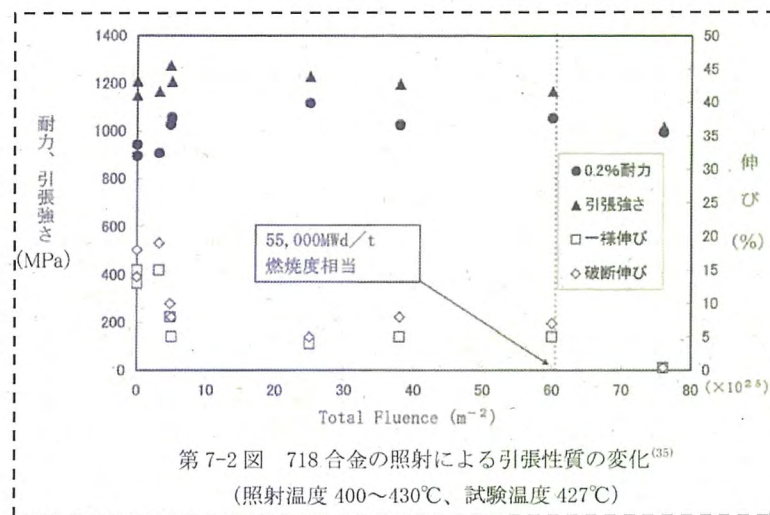
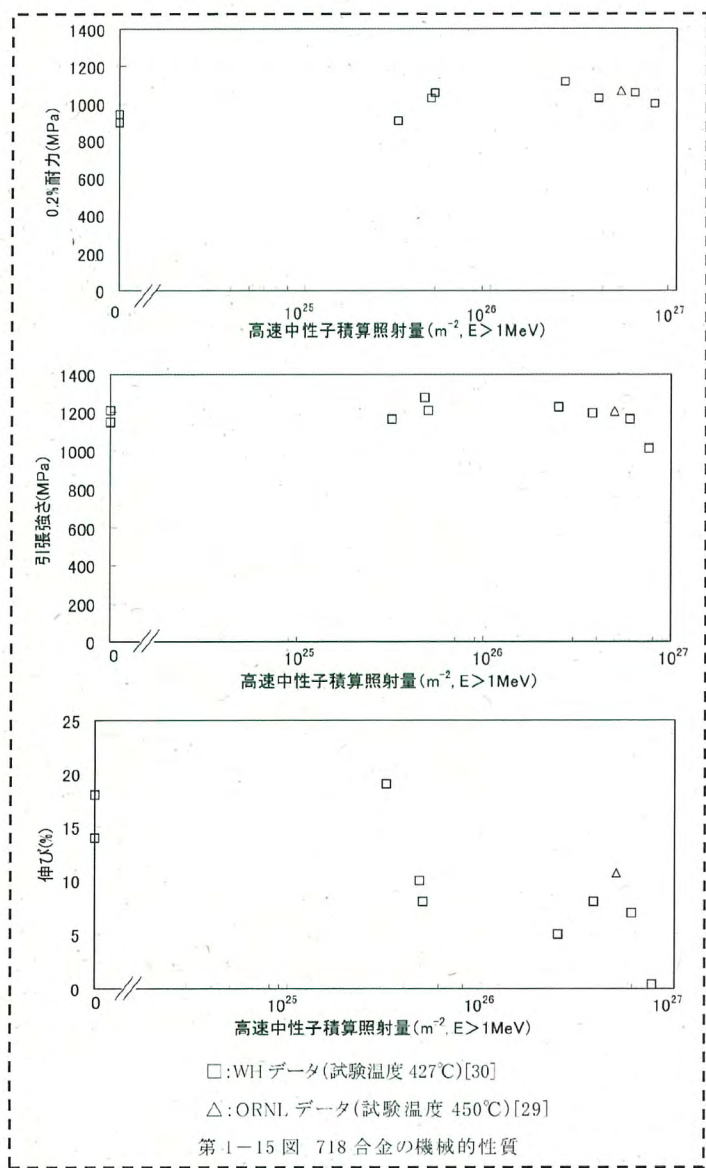


第5-4図 NDA被覆管の疲労強度(20)

設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8

備考



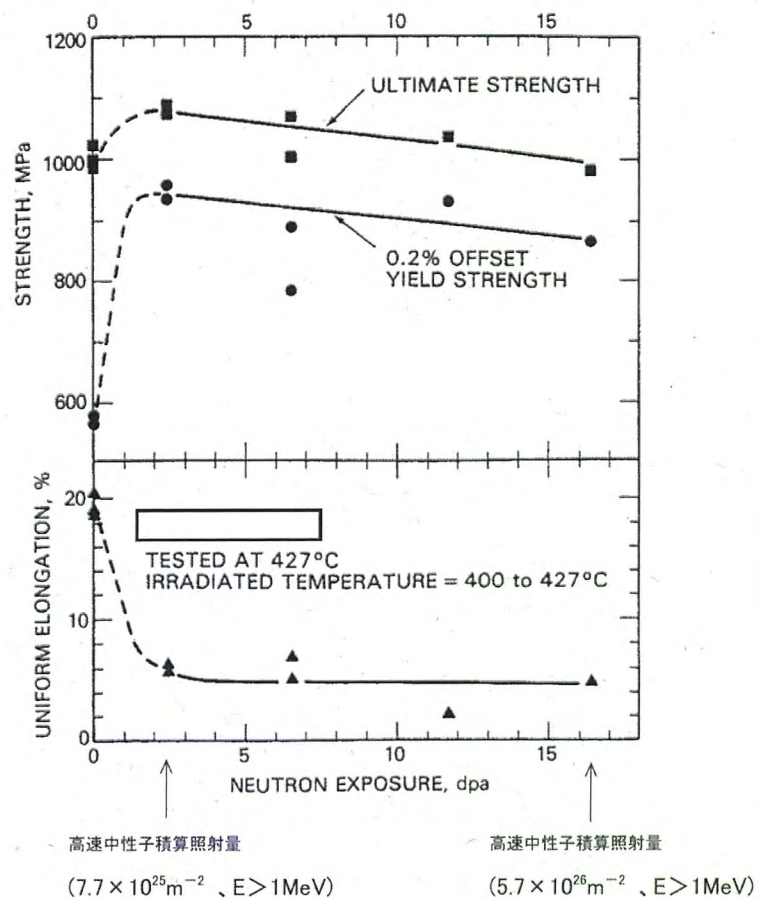
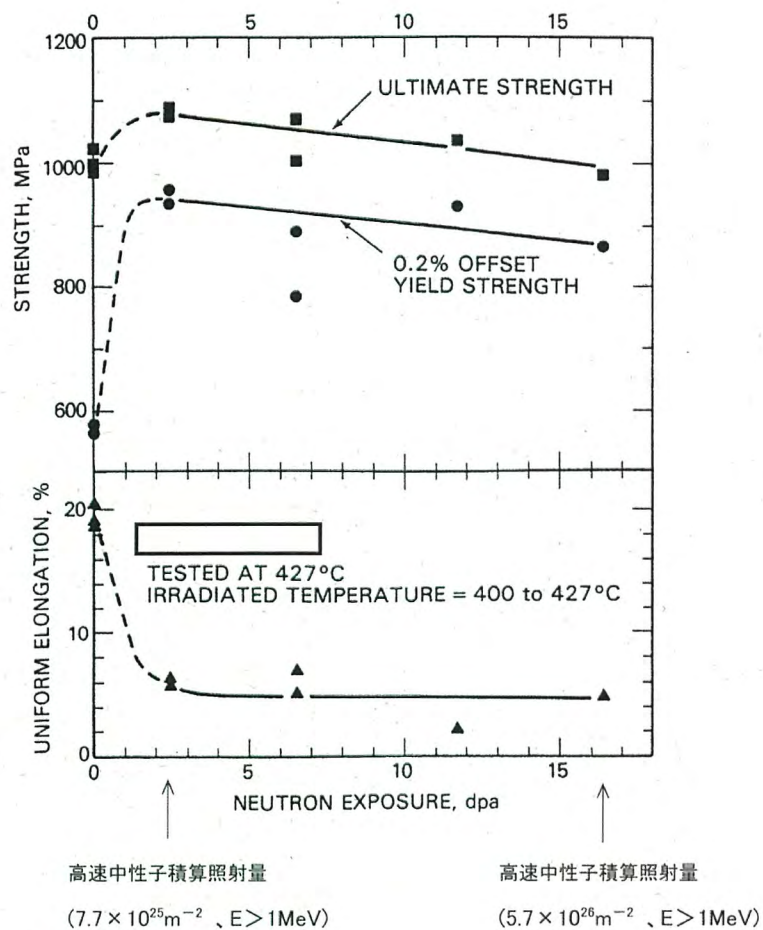
体裁をA型設認に統一  
A型設認添付書類一、図7-1  
718合金の機械的性質の説明図を  
A型設認に統一



設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8

備考



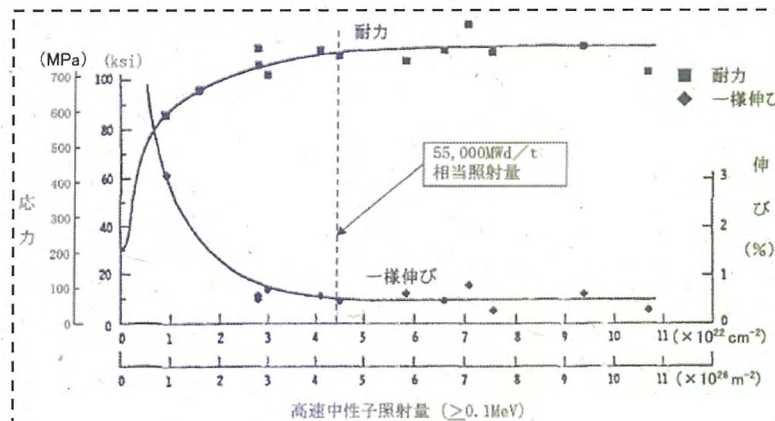
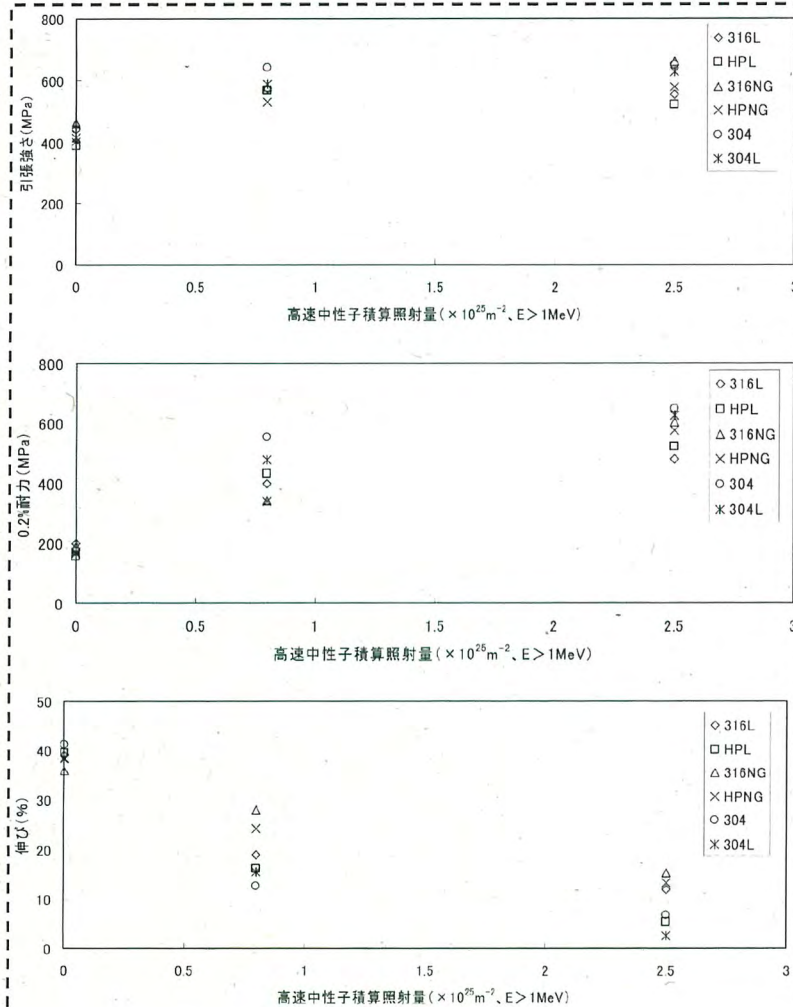
第7-3図 [ ]の照射による引張性質の変化<sup>(39)</sup>  
(照射温度 400~427°C、試験温度 427°C)

第1-16図 [ ]の機械的性質(試験温度 427°C)[31]

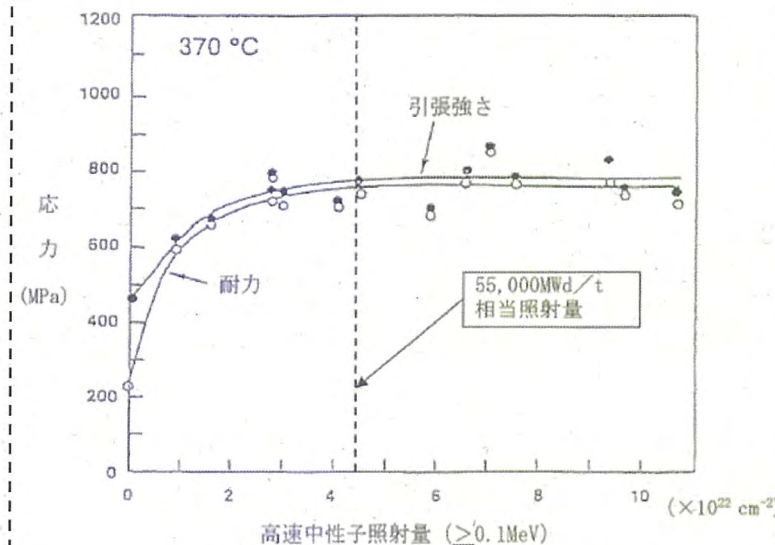
設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8

備考



第9-1図 SUS304鋼の照射による機械的性質の変化<sup>(41)</sup>  
(照射温度 370°C、試験温度 370°C)



第9-2図 SUS304鋼の照射による機械的性質の変化<sup>(41)</sup>  
(照射温度 370°C、試験温度 370°C)

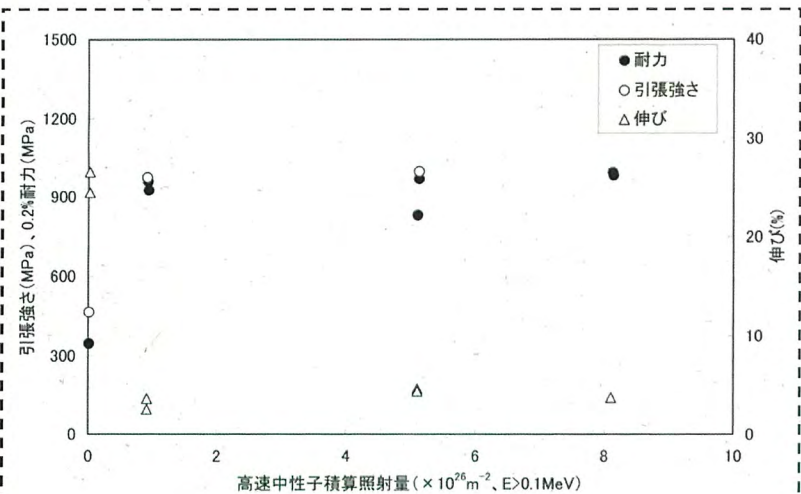
体裁をA型設認に統一  
A型設認添付書類一 3.8項  
ステンレス鋼の機械的性質の説明図をA型設認に統一



設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8

備考



第1-17(b)図 ステンレス鋼(SUS316)の機械的性質(試験温度 320°C)[33]

体裁をA型設認に統一  
 A型設認添付書類一 3.8項  
 ステンレス鋼の機械的性質の説明図をA型設認に統一

設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8	備考
<p>4. 燃料体の耐腐食性</p> <p>4.1 二酸化ウラン</p> <p>①【燃料棒に挿入されたペレットは、原子炉運転時にNDA被覆管及び充てんガス(ヘリウム)と接触する。また、被覆管に破損が生じた場合には、ペレットと冷却水との接触が生じる可能性がある。</p> <p>以下にNDA被覆管、ヘリウム及び冷却水との反応について述べる。</p> <p>なお、二酸化ウランとステンレス鋼製の上部プレナムコイルばねは接触しているが、照射済燃料の試験において反応は認められていない[34]。したがって、両者が燃焼中に原子炉内で反応することはない。そのため、二酸化ウランとステンレス鋼の反応は、強度計算において考慮しない。】</p> <p>4.1.1 二酸化ウランとNDAとの反応</p> <p>②【NDA被覆管は、ジルカロイ-4被覆管と同様、約98%のジルコニウムを主成分とするため、その二酸化ウランとの反応は、ジルカロイ-4被覆管と同等となる。Halden炉において燃料棒平均燃焼度55,000MWd/tまで照射された燃料棒の被覆管内面観察によれば、低Snジルカロイ-4被覆管とNDA被覆管とで、被覆管内面酸化膜の状態に差は認められていない。[35] また、燃料棒平均燃焼度約69,000MWd/tまで照射されたジルカロイ-4被覆管において、過度の内面酸化膜は観察されていない。[36]このことから、想定する照射量の範囲において、NDA被覆管の内面酸化は燃料棒の健全性を確保する上で影響は小さい。</p> <p>以上のことから、二酸化ウランとNDAとの反応は強度計算において考慮しない。】</p>	<p>3. 二酸化ウラン</p> <p>3.3 耐食性</p> <p>①【燃料棒内に組み込まれた二酸化ウランペレットは、充填ガス(ヘリウム)、NDA被覆管、上部プレナムコイルばね(ステンレス鋼)及び押さえ板(ステンレス鋼)と接触しており、被覆管に破損が生じた場合には、1次冷却材と接触する可能性がある。</p> <p>二酸化ウランとステンレス鋼との反応は安定であり<sup>(8)</sup>、加圧水型軽水炉(以下「PWR」という。)燃料の照射後試験において反応は認められていない<sup>(9)</sup>ことから、二酸化ウランペレットと上部プレナムコイルばね及び押さえ板とは安定に共存する。】</p> <p>3.3.1 二酸化ウランペレットとジルコニウム基合金被覆管との反応</p> <p>②【ジルコニウム基合金と二酸化ウランが接触した場合、照射により過剰になった二酸化ウラン中の酸素がジルコニウム中に拡散し、被覆管内面酸化膜(<math>ZrO_2</math>)が形成される。さらに、両者が強く接触するようになるとジルコニウム酸化層へのウランの拡散により、ジルコニウム酸化層は(<math>Zr,U</math>)<math>O_2</math>固溶体となり、これがボンディング層を形成して、強固なペレット-被覆管の固着の原因となる<sup>(10)</sup>。これらは、被覆管の腐食及びPCI<sup>(註1)</sup>へ影響を及ぼす可能性が考えられる。</p> <p>しかしながら、二酸化ウランペレットとジルコニウムを密着させ510℃で約500日以上保持した場合においても反応は生じないことが報告されている<sup>(9)</sup>。通常運転中においてペレットと被覆管及び燃料被覆材端栓の接触面の温度が長期間にわたって500℃を超えないことから、反応は小さいと考えられる。</p> <p>また、Halden炉において燃料棒平均燃焼度55,000MWd/tまで照射された燃料棒の被覆管内面観察によれば、低Snジルカロイ-4被覆管<sup>(註1)</sup>とNDA被覆管とで、被覆管内面酸化膜の状態に差は認められていない<sup>(11)</sup>。また、燃料棒平均燃焼度約69,000MWd/tまで照射されたジルカロイ-4被覆管において、過度の内面酸化膜は観察されていない<sup>(12)</sup>。このことから、想定する照射量の範囲において、NDA被覆管の内面酸化は燃料棒の健全性を確保する上で影響は小さい。</p> <p>なお、NDA被覆管と二酸化ウランペレットとの反応は、前記のとおりウラン原子及びジルコニウム原子の拡散によって生ずるものであるため、ペレット密度にはほとんど影響しない。</p> <p>以上のことから、二酸化ウランペレットとNDA被覆管との反応は設計評価では考慮していない。】</p> <p>②【(注1) 燃料棒の出力を上昇させると、ペレットと被覆管の熱膨張差によってペレットが被覆管を押し広げるような機械的相互作用(PCM: Pellet-Clad Mechanical Interaction)が生じる。また、燃料棒内に腐食性FPガスであるヨウ素等が放出され、被覆管に応力腐食割れが発生する場合がある。このような相互作用をペレット-被覆管相互作用(PCI: Pellet-Clad Interaction)という。】</p> <p>②【(注1) 耐食性向上をねらって、規格の範囲内(1.20wt%~1.70wt%)でSn含有量を低下させ、含有量を1.3wt%近傍としたジルカロイ-4被覆管】</p>	<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 3.3項、3.3.1項</p>

設認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 添付書類一	設工認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 資料8	備考
<p>4.1.2 二酸化ウランとヘリウムとの反応</p> <p>①【二酸化ウランと反応するガスとしては酸素が挙げられる。燃料棒内に加圧封入されるヘリウムガスの純度は99.99%以上で酸素の混入量は極めて少ない。また、ペレット中に吸着した水分の分解で生成される酸素についても、吸着する水分量を微量に抑えてあるので二酸化ウランに与える影響は無視できる。</p> <p>なお、ヘリウムの一部は照射中ペレットに吸収されることが知られているが、この効果は燃料棒の内圧を減少させる。</p> <p>以上のことから、二酸化ウランとヘリウムとの反応は、強度計算において考慮しない。】</p> <p>4.1.3 二酸化ウランと水との反応</p> <p>②【二酸化ウランペレットは、高温で脱ガスした中性又はアルカリ性の水中で安定である。炉外試験により二酸化ウランペレットを高温水（300℃以上）に約1年間放置した実験では質量はわずかに0.03%増加したにすぎなかった。[4]</p> <p>二酸化ウランペレットが水と直接接触するのは、燃料被覆管に欠陥孔が生じた場合である。欠陥孔が8mmの燃料棒を1年間照射しても二酸化ウランペレットの質量は0.2g減少したにすぎなかったという報告がある。[37]したがって、二酸化ウランペレットは高温水に対して安定である。</p> <p>以上のことから、二酸化ウランと水との反応は、強度計算において考慮しない。】</p>	<p>3.3.2 二酸化ウランペレットと充填ガスとの反応</p> <p>①【燃料集合体に組み込まれている燃料棒のプレナム部には、燃料棒内を空気からヘリウムに置換し、更にヘリウムが所定の圧力に加圧封入されている。ヘリウムは不活性ガスであり、二酸化ウランペレットと反応することはない。ヘリウム置換後もわずかに空気が燃料棒内に残存するが、前述の工程で製造された燃料棒の照射後試験<sup>(19)(20)</sup>の結果、二酸化ウランペレットが空気の成分と反応し変化した事象は認められていない。したがって、当該の反応を設計評価では考慮していない。】</p> <p>3.3.3 二酸化ウランペレットと水との反応</p> <p>②【原子炉内使用時に被覆管に貫通欠陥が生じたり、破損を生じたりした場合には、1次冷却材が燃料棒内に浸入し、二酸化ウランペレットとの反応の可能性が考えられる。</p> <p>二酸化ウランは、酸素対ウラン比が1.75から2.3～2.4の広い範囲で結晶構造（蛍石(CaF<sub>2</sub>)型面心立方の結晶構造)に変化がなく、その格子定数測定データから酸素対ウラン比の増加に伴い体積がわずかに減少することが知られている<sup>(15)</sup>。</p> <p>約340℃の高温水中での二酸化ウランペレットの挙動については、環境水中の溶存酸素量に依存することが明らかにされており、0.01ppm程度の低酸素量領域では腐食は認められないことが知られている<sup>(16)</sup>。さらに、同様な高温水中での約1年間の浸漬試験において、その質量増加は約0.03%であることが報告されており<sup>(2)</sup>、この量は酸素対ウラン比に換算して約0.005程度の増加であり、小さい。二酸化ウランペレット密度が高くなっても、結晶構造及び格子定数が変わらないことから、水との反応も約95%T. D. の二酸化ウランペレットと同等である。したがって酸素対ウラン比がこの程度の変化であれば、ペレットの構造が変化したり、体積が増加することはない。</p> <p>実際に燃料が使用される1次冷却材中の溶存酸素量は5ppb以下に管理されており、1次冷却材中において二酸化ウランペレットと反応しないと考えられる。</p> <p>二酸化ウランペレットと1次冷却材との化学反応における放射線による影響として、1次冷却材の放射線分解により発生する酸素が二酸化ウランペレットとの反応を促進させる可能性が考えられるが、PWRでは1次冷却材に水素注入を行い酸素の発生を抑制しているため、照射による反応促進への影響はない。】</p>	<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 3.3.2項、3.3.3項</p>

設認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 添付書類一	設工認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 資料8	備考
<p>4.2 ガドリニア混合二酸化ウラン</p> <p>①【ガドリニア混合二酸化ウランペレットは、二酸化ウランペレットと同様、原子炉運転時にNDA被覆管及びヘリウムと接触する。また、被覆管に破損が生じた場合には、ペレットと冷却水との接触が生じる可能性がある。</p> <p>以下にNDA被覆管、充てんガス及び冷却水との反応について述べる。</p> <p>なお、ガドリニア混合二酸化ウランペレットとステンレス鋼製の上部プレナムコイルばねは接触しているが、この反応は報告されておらず、二酸化ウランペレットと同様反応は起こらないものと考えられる。以上のことから、ガドリニア混合二酸化ウランペレットとステンレス鋼の反応は、強度計算において考慮しない。】</p> <p>4.2.1 ガドリニア混合二酸化ウランとNDAとの反応</p> <p>②【ガドリニア混合二酸化ウラン燃料棒について原燃工製燃料に対して実施した照射試験結果では、二酸化ウラン燃料棒に比べて被覆管内面酸化の増加は観察されていない。[38]このことから、ガドリニア混合二酸化ウランペレットとジルカロイ-4被覆管の反応は二酸化ウランペレットとジルカロイ-4被覆管の反応と同等であると考えられる。</p> <p>NDA被覆管はジルカロイ-4被覆管と同様、約98%のジルコニウムを主成分とするため、そのガドリニア混合二酸化ウランとの反応は、ジルカロイ-4被覆管と同等と考えられる。したがって、想定する照射量の範囲において、ガドリニア混合二酸化ウランとの反応によるNDA被覆管の内面酸化は燃料棒の健全性を確保する上で影響は小さいと考えられる。</p> <p>以上のことから、ガドリニア混合二酸化ウランとNDAの反応は、強度計算において考慮しない。】</p> <p>4.2.2 ガドリニア混合二酸化ウランとヘリウムとの反応</p> <p>③【ガドリニア混合二酸化ウランと反応すると考えられるガスとしては酸素が挙げられる。燃料棒内に加圧封入されるヘリウムガスの純度は99.99%以上で酸素の混入量は極めて少ない。また、ペレット中に吸着した水分の分解で生成される酸素についても、吸着する水分量を微量に抑えてあるので少なく、ガドリニア混合二酸化ウランに与える影響は無視できる。以上のことから、二酸化ウランとヘリウムの反応は、強度計算において考慮しない。】</p> <p>④【なお、ヘリウムの一部は照射中ペレットに吸収されることが知られているが、この効果は燃料棒の内圧を減少させる。】</p>	<p>4. ガドリニア混合二酸化ウラン</p> <p>4.3 耐食性</p> <p>①【燃料棒内に組み込まれたガドリニア混合二酸化ウランペレットは、充填ガス、NDA被覆管、上部プレナムコイルばね及び押さえ板と接触しており、被覆管に破損が生じた場合には、1次冷却材と接触する可能性がある。これらの内、ペレットと上部プレナムコイルばね及び押さえ板との反応は二酸化ウランと同等と考えられる。】</p> <p>4.3.1 ガドリニア混合二酸化ウランペレットとジルコニウム基合金被覆管との反応</p> <p>②【ガドリニア混合二酸化ウランは、4.1 項で述べたように置換型固溶体を形成して安定である。ガドリニア混合二酸化ウラン燃料棒について、原子燃料工業製燃料に対して実施した照射試験結果では、二酸化ウラン燃料棒に比べて被覆管内面酸化の増加は観察されていない<sup>(26)</sup>。したがって、ガドリニア混合二酸化ウランペレットとNDA被覆管との反応は、二酸化ウランペレットとNDA被覆管が安定に共存する場合と大差はない。したがって、当該の反応を設計評価では考慮していない。</p> <p>なお、3.3.1 項で述べたとおり、ペレット密度が増加した場合の共存性への影響はない。】</p> <p>4.3.2 ガドリニア混合二酸化ウランペレットと充填ガスとの反応</p> <p>③【3.3.2 項で述べたとおり、ヘリウムは不活性ガスであり、ガドリニア混合二酸化ウランと反応しない。したがって、当該の反応を設計評価では考慮していない。】</p>	<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 4.3項、4.3.1項、4.3.2項</p> <p>④ 安全側の効果であり強度評価では考慮しない 資料7に内圧が高くなる効果を考慮する旨記載 資料7 3.3.4項</p>

設認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 添付書類一	設工認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 資料8	備考
<p>4.2.3 ガドリニア混合二酸化ウランと水との反応</p> <p>①【ガドリニア混合二酸化ウランペレットの高温水や高温蒸気中の安定性は、以下に示す実験で確認されている。ANLの実験では、6wt%までのガドリニアを含む二酸化ウランペレットを360°C、2,750psiの水、及び400°C、1,250psiの水並びに水蒸気雰囲気中に138時間放置しても質量変化が起こらなかったと報告されている。[39][40]したがって、質量変化がないことから組成変化も起こっていないものと考えられる。NFD社では10wt%までのガドリニアを含む二酸化ウランペレットを340°C、15MPaの水に50時間放置した結果、ガドリニア混合二酸化ウランペレットの安定性は二酸化ウランペレットと同等であったと報告されている。[41]また、GE社でもガドリニア混合二酸化ウランペレットが水に対して安定であると報告している。[40]さらに、ガドリニアのペレットも高温水中で安定であることが報告されている。[42]</p> <p>以上のことから、ガドリニア混合二酸化ウランと水との反応は、強度計算において考慮しない。】</p>	<p>4.3.3 ガドリニア混合二酸化ウランペレットと水との反応</p> <p>①【原子炉内使用時に被覆管に貫通欠陥が生じたり、破損を生じたりした場合には1次冷却材が燃料棒内に侵入するが、ガドリニア混合二酸化ウランペレットを約300°Cの高温水中に100時間以上浸漬しても質量変化、寸法変化はない<sup>(27)</sup>ことが確かめられている。</p> <p>ガドリニア(<math>Gd_2O_3</math>)と水との反応を考えると、第4-2図に示すようにガドリニアの標準自由エネルギーは二酸化ウランのそれより小さく、ガドリニアが二酸化ウランより化合物として安定であり、二酸化ウランより高温水と反応することはない。したがって、当該の反応を設計評価では考慮していない。</p> <p>なお、3.3.3 項で述べたとおり、ペレット密度が増加した場合の水との反応性への影響はない。】</p>	<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 4.3.3項</p>



設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8	備考
<p>4.3 Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金 (ジルカローイ-4)</p> <p>①【ジルカローイ-4製である中間部支持格子及び制御棒案内シンプルは、原子炉運転中高温の冷却水と接していることから、<math>Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2</math>の反応により酸化腐食が進行するとともに、酸化腐食反応から生ずる水素の吸収による脆化が予想される。以下にこれらの反応について説明する。】</p> <p>②【なお、ステンレス鋼の上部プレナムコイルばねはジルカローイ-4被覆管に挿入されて照射された多くの実績があるが、被覆管と上部プレナムコイルばねとの反応が問題となったことはない。したがって、ジルカローイ-4とステンレス鋼の反応は、強度計算において考慮しない。また、718合金の最上部及び最下部支持格子、<span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;"> </span> <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;"> </span>が下部プレナムコイルばねについても多くの照射実績があるが、ジルカローイ-4被覆管との反応が問題となったことはない。したがって、ジルカローイ-4と718合金及び<span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;"> </span>の反応は、強度計算において考慮しない。】</p> <p>4.3.1 冷却水による腐食</p> <p>③【一般に、高温高圧水とジルカローイ-4の反応による腐食速度は、酸化膜と被覆管金属母材の界面温度についてのアレニウス型温度依存性を示すと言われている。また、初期の段階では時間に対し立方則に従い腐食量が増加し、黒色で緻密な酸化膜を生じる。その後有る時間保持すると、腐食速度が比較的大きく一定になり、腐食量が時間に対し線形に増加する。この腐食速度の変化は遷移と呼ばれ、腐食増量が約30mg/dm<sup>2</sup> (酸化膜厚さ約2μm) に達したところで現れるといわれている。[43] 遷移の後、酸化物は徐々に褐色に変わっていき、かなり時間が経過すると酸化物にき裂を生じはく離を生じることがある。】</p> <p>④【制御棒案内シンプル及び中間部支持格子は、発熱体ではないため温度が低く、第1-18図に示すように酸化の進行による腐食速度の増加はみられない。したがって、燃料寿命末期での肉厚減少量は、機械的性質に影響を及ぼさない程度 (目安値: 腐食による減肉量が肉厚の10%以下) である。</p> <p>したがって、腐食による機械的特性への影響は強度計算では考慮していないが、腐食による寸法変化については、照射の影響を考慮した耐震評価において、制御棒案内シンプルが減肉した影響を計算モデルに組み込んで強度計算している。(添付書類二 5.1節参照)】</p>	<p>6. Sn-Fe-Cr 系ジルコニウム合金 (ジルカローイ-4)</p> <p>6.3 耐食性</p> <p>①【ジルカローイ-4からなる構成部材は1次冷却材と接触しているので、<math>Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2</math>の反応により酸化腐食が進むとともに、発生した水素の一部を吸収する。実機では放射線照射下で1次冷却材の放射線分解により発生する酸素により、ジルカローイの腐食が放射線照射のない環境に比べて加速される可能性があるが、PWRでは1次冷却材に水素注入を行い酸素の発生を抑制している。実機の腐食は以下に示すとおりである。】</p> <p>5. ジルコニウム基合金</p> <p>5.3.1 酸化腐食による影響</p> <p>③【ジルカローイ被覆管外面には、原子炉内使用条件下で高温の1次冷却材との反応により酸化膜が形成される。一般に、ジルカローイ被覆管の腐食速度は、酸化膜と被覆管金属母材の界面温度についてのアレニウス型温度依存性を示す。また、その腐食増量 (酸素による質量増加) の時間変化を第5-7図に示すが、初期の段階では時間に対して立方則 (時間の3乗根に比例) に従って増加し、酸化膜厚さが2~3μm (遷移点) を超えた後は時間に対して直線的に増加する。原子炉内での被覆管酸化膜厚さを第5-8図に示す。原子炉内では滞在期間が長くなり酸化膜が厚くなるに従って、形成された酸化膜と金属母材の境界温度が上昇するため、燃焼度の進行に伴って酸化膜厚さは増大する傾向になる。更に腐食が進行すると腐食量の急激な増加が見られるが、これは酸化により発生する水素のうち、被覆管に吸収された水素が被覆管外面に析出し、この析出物が腐食に起因すると考えられている。】</p> <p>6. Sn-Fe-Cr 系ジルコニウム合金 (ジルカローイ-4)</p> <p>6.3.1 酸化腐食による影響</p> <p>④【実機で照射された案内シンプルの腐食データを第6-2図に示すが、酸化膜厚さは燃焼とともに増加する傾向を示している。第6-2図で照射データを包絡した条件で燃焼度約55,000MWd/t (燃料集合体平均) の腐食量を予測すると、酸化膜厚さは約30μmとなり、反応厚さでみると、約19μmである<sup>(注1)</sup>。これは案内シンプル肉厚の5%程度となり、機械的健全性の観点から目安としている10%減肉以下であることから、この程度の酸化腐食ではジルカローイの機械的特性には影響しないと考えられる。</p> <p>なお、燃料被覆材端栓、制御棒案内シンプル用下部端栓、カラー、中間部支持格子及びストッパーはジルカローイ-4材で構成されるが、いずれも案内シンプルと温度条件は同程度であるので腐食挙動は案内シンプルと同等であると考えられる。したがって、ジルカローイ-4材で構成されるこれらの部材に、腐食挙動による機械的特性への影響を設計評価では考慮していない。】</p> <p>④【(注1) 酸化膜厚さとジルカローイの減肉厚さ (反応厚さ) との比は以下のとおり</p>	<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 6.3項、5.3.1項、6.3.1項</p> <p>② 影響がある1次冷却材に対する耐食性について記載</p>

設認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 添付書類一	設工認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 資料8	備考
	<p>約1.6となる。</p> $\frac{[\text{酸化膜厚さ}]}{[\text{ジルカロイの減肉厚さ}]} = \frac{[\text{酸化膜の分子量}] \times [\text{ジルカロイの密度}]}{[\text{ジルカロイの分子量}] \times [\text{酸化膜の密度}]}$ $= \frac{123.22 \times 6.55}{91.22 \times 5.7} = 1.55 \approx 1.6$ <p>したがって、酸化膜厚さ約30 μmは約19 μmの減肉（反応厚さ）を示す。】</p>	

設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8	備考
<p>4.3.2 水素吸収</p> <p>①【制御棒案内シンプルの水素吸収量の測定結果を第1-19(a)図に示す。制御棒案内シンプルは熱流東下にないため、燃焼に伴う水素吸収量の増加も線形であると考えられる。したがって、燃料集合体燃焼度55,000Mwd/t時の制御棒案内シンプルの水素吸収量はジルカロイ-4被覆管において機械的性質に影響を及ぼさない程度(目安値:約800ppm以下)であり、同様に制御棒案内シンプルの機械的性質にも影響を及ぼさないと考えられる。</p> <p>制御棒案内シンプルの0.2%耐力の水素吸収量依存性を第1-19(b)図に示す。0.2%耐力は、水素吸収量によらずほぼ一定である。】</p> <p>②【ジルカロイ-4製支持格子については、照射済み燃料(燃料集合体燃焼度:42,000Mwd/t)のホットセルでの照射後試験を実施した。その結果、最大約500ppmの水素吸収量であった。ジルカロイ-4製支持格子の燃料寿命末期の水素吸収量は、制御棒案内シンプルと同様、熱流東下にないため、燃焼に伴う水素吸収量の増加も線形であると考えられる。したがって、燃料集合体燃焼度55,000Mwd/t時の水素吸収量は、機械的性質に影響を及ぼさない程度(目安値約800ppm以下)であると考えられる。</p> <p>以上より、強度計算においては、ジルカロイ-4の水素吸収に伴う機械的性質への影響は考慮しない。】</p> <p>4.4 Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金 (NDA)</p> <p>③【NDA被覆管は、原子炉運転中冷却水と接していることから、ジルカロイ-4被覆管と同様に、<math>Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2</math>の反応から生ずる水素の吸収により酸化腐食が進行するとともに、酸化腐食反応による脆化が予想される。以下に、NDA被覆管の腐食反応について説明する。】</p> <p>④【なお、NDA被覆管はジルカロイ-4被覆管と同様、約98wt%のジルコニウムを主成分とするため、NDA被覆管とその他燃料集合体構成部品との反応は、ジルカロイ-4被覆管とその他燃料集合体構成部品との反応と同様であると考えられる。つまり、ステンレス鋼の上部プレナムコイルばね、718合金の支持格子及び[ ]の下部プレナムコイルばねは、いずれもNDA被覆管と有意な反応を示さないと見える。したがって、強度計算において、NDA被覆管とその他燃料集合体構成部品との反応は考慮しない。】</p>	<p>6.3.2 水素吸収による影響</p> <p>①【ジルコニウムと水との反応で発生した水素の一部は、母材に吸収される。実機で照射された案内シンプルの水素吸収量データを第6-3図に示すが、水素吸収量は燃焼とともに増加する傾向を示している。第6-3図で照射データを包絡した条件で燃焼度約55,000Mwd/t(燃料集合体平均)の水素吸収量を予測すると、水素吸収量は約300ppmとなるが、再結晶焼鈍されたジルカロイ-4材では、約1,000ppm程度まで耐力、引張強さの低下は見られない<sup>(91)</sup>ことから、機械的強度には影響ないと考えられる。】</p> <p>②【なお、燃料被覆材端栓、制御棒案内シンプル用下部端栓、カラー、中間部支持格子及びストッパーは案内シンプルと同じジルカロイ-4材で構成され、いずれも腐食挙動及び水素吸収挙動は案内シンプルと同等であるため、水素吸収量も同等と考えられ、機械的強度には影響ないと考えられる。したがって、ジルカロイ-4材で構成されるこれらの部材に、水素吸収による機械的特性への影響を設計評価では考慮していない。】</p> <p>5. ジルコニウム基合金</p> <p>5.3 耐食性</p> <p>③【NDA被覆管が1次冷却材と接触すると、ジルカロイ-4被覆管と同様に、<math>Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2</math>の反応により酸化腐食が進むとともに、発生した水素の一部を吸収する。実機では放射線照射下で1次冷却材の放射線分解により発生する酸素により、ジルカロイの腐食が放射線照射のない環境に比べて加速される可能性があるが、PWRでは1次冷却材に水素注入を行い酸素の発生を抑制している。実機の腐食は以下に示すとおりである。】</p>	<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 6.3.2項、5.3項</p> <p>④ 影響がある1次冷却材に対する耐食性について記載</p>



設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8	備考
<p>4.4.1 冷却水による腐食</p> <p>①【4.3.1項で述べたジルカロイ-4の冷却水による腐食と同様に、高温高压水とNDA被覆管による腐食速度は、酸化膜と被覆管金属母材の界面温度についてのアレニウス型温度依存性があり、腐食が進行すると腐食速度が遷移する。</p> <p>炉内で照射されたNDA被覆管の最大酸化膜厚さ測定結果を第1-20図に示す。被覆管の酸化膜厚さは冷却材条件や出力履歴により影響を受けることから、全データを直接比較することはできないが、従来Snジルカロイ-4被覆管では燃料棒燃焼度約60,000Mwd/tで約100~120<math>\mu</math>mに達する場合がある。これに対して、低Snジルカロイ-4被覆管では最大でも約80<math>\mu</math>mと従来Snジルカロイ-4被覆管と比較して耐腐食性が改善されている。</p> <p>一方、NDA被覆管については、想定する照射量の範囲に相当するデータが得られており、ほぼ同一の条件により照射している照射試験により酸化膜厚さを比較すると、低Snジルカロイ-4被覆管と比較して耐腐食性が改善されている。[8]</p> <p>以上のことから、強度計算においては、被覆管の冷却水による腐食は被覆管と酸化膜の界面温度に依存し、腐食が進行すると腐食速度が遷移するモデルとする。(添付書類二 3.3.7項参照)</p> <p>なお、腐食挙動はジルカロイ-4と同等であり、NDA被覆管の機械特性には影響しないと考えられる。したがって、腐食による機械的特性への影響は強度計算では考慮していないが、】②【腐食による寸法変化については、照射の影響を考慮した耐震評価において、NDA被覆管が減肉した影響を計算モデルに組み込んで強度計算している。(添付書類二 5.1節参照)】</p>	<p>5.3.1 酸化腐食による影響 (一部再掲)</p> <p>①【ジルカロイ被覆管外面には、原子炉内使用条件下で高温の1次冷却材との反応により酸化膜が形成される。一般に、ジルカロイ被覆管の腐食速度は、酸化膜と被覆管金属母材の界面温度についてのアレニウス型温度依存性を示す。また、その腐食増量(酸素による質量増加)の時間変化を第5-7図に示すが、初期の段階では時間に対して立方則(時間の3乗根に比例)に従って増加し、酸化膜厚さが2~3<math>\mu</math>m(遷移点)を超えた後は時間に対して直線的に増加する。原子炉内での被覆管酸化膜厚さを第5-8図に示す。原子炉内では滞在期間が長くなり酸化膜が厚くなるに従って、形成された酸化膜と金属母材の境界温度が上昇するため、燃焼度の進行に伴って酸化膜厚さは増大する傾向になる。更に腐食が進行すると腐食量の急激な増加が見られるが、これは酸化により発生する水素のうち、被覆管に吸収された水素が被覆管外面に析出し、この析出物が腐食に起因すると考えられている。</p> <p>第5-8図から分かるように、被覆管の原子炉内腐食データは、高燃焼度領域まで取得されており、NDA被覆管については、ジルカロイ-4被覆管と比較して腐食速度の低減が認められる。</p> <p>したがって、NDA被覆管の腐食挙動はジルカロイ-4被覆管と同様であり、腐食が急激に増加する領域でも耐食性の向上が維持されることから、本申請の燃料集合体の使用範囲までNDA被覆管の耐食性の向上が維持されると考えられ、これらの挙動を計算モデルに組み込んで(資料7「強度に関する説明書」の3.4項(3)に示す。)設計評価に反映している。】</p>	<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 5.3.1項</p> <p>② 設認添付書類二5.4項の地震時強度計算における照射の影響については、資料6に記載</p>

設認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 添付書類一	設工認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 資料8	備考
<p>4.4.2 水素吸収</p> <p>①【ジルコニウムと水との酸化腐食反応により発生した水素の一部は、被覆管に吸収される。炉内で照射された被覆管の水素吸収量の酸化膜厚さ依存性を第1-21図に、酸化膜厚さと水素吸収率（被覆管の酸化反応で生じた水素量に対する被覆管に吸収された水素量の割合）の関係を第1-22図に示す。NDA被覆管の水素吸収特性は、ジルカロイ-4被覆管のそれと同等である。[8] したがって、強度計算においては、NDA被覆管の水素吸収率は腐食により発生した水素の一部が、酸化膜厚さに応じてある割合で被覆管に取り込まれるモデルを用いる。また、その割合はNDA被覆管とジルカロイ-4被覆管で同じとする。（添付書類二 3.3.7項参照）</p> <p>水素吸収が過度に大きくなり固溶限以上に吸収された水素は、水素化物として析出し被覆管の延性の低下をもたらす。NDA被覆管は、ジルカロイ-4被覆管と同様、約98%のジルコニウムを主成分とするため、NDA被覆管の水素固溶限は、ジルカロイ-4被覆管と同等であると考えられる。</p> <p>NDA被覆管の耐食性は4.1.1項に示したとおり、ジルカロイ-4被覆管と比較して向上している。水素吸収量が約800ppmまでの照射済みジルカロイ-4被覆管について、機械的性質を測定した結果、歪に関する設計基準1%に対し十分な延性を確保していることが確認されている。[34] このことから、燃料寿命末期（燃料棒平均燃焼度～61, 1000Mwd/t）における水素吸収量は第1-23図及び第1-24図に示すように想定する照射量の範囲で延性に影響を及ぼさない範囲（目安値：約800ppm以下）であると考えられる。したがって、使用条件の下で十分な延性を有していることから、強度計算においては水素吸収に伴う延性の変化を考慮しない。】</p>	<p>5.3.2 水素吸収による影響</p> <p>①【ジルコニウムと水との反応で発生した水素の一部は、被覆管に吸収される。被覆管の原子炉内での水素吸収量と酸化膜厚さの関係を第5-9図に示すが、NDA被覆管の水素吸収量と酸化膜厚さとはジルカロイ-4被覆管と同様に良い相関がある。酸化膜厚さと水素吸収率（酸化反応で生じた水素量に対する被覆管金属部に吸収された水素量の割合）の関係を第5-10図に示す。NDA被覆管の水素吸収特性は、ジルカロイ-4被覆管のそれと同等である<sup>(20)</sup>。これは酸化膜を透過する水素量及び金属部に吸収される水素吸収量が被覆管の種類（ジルカロイ-4被覆管及びNDA被覆管）によらないためと考えられる。</p> <p>したがって、NDA被覆管の水素吸収率は腐食により発生した水素の一部が酸化膜厚さに応じてある割合で被覆管に取り込まれること、及びその割合はNDA被覆管とジルカロイ-4被覆管で同等であることから、これらの挙動を計算モデルに組み込んで（資料7「強度に関する説明書」の3.4項(3)に示す。）設計評価に反映している。</p> <p>また、NDA被覆管の水素吸収量は、本申請の燃料集合体の使用範囲までジルカロイ-4被覆管と比較して低減すると考えられる。】</p>	<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 5.3.2項</p>

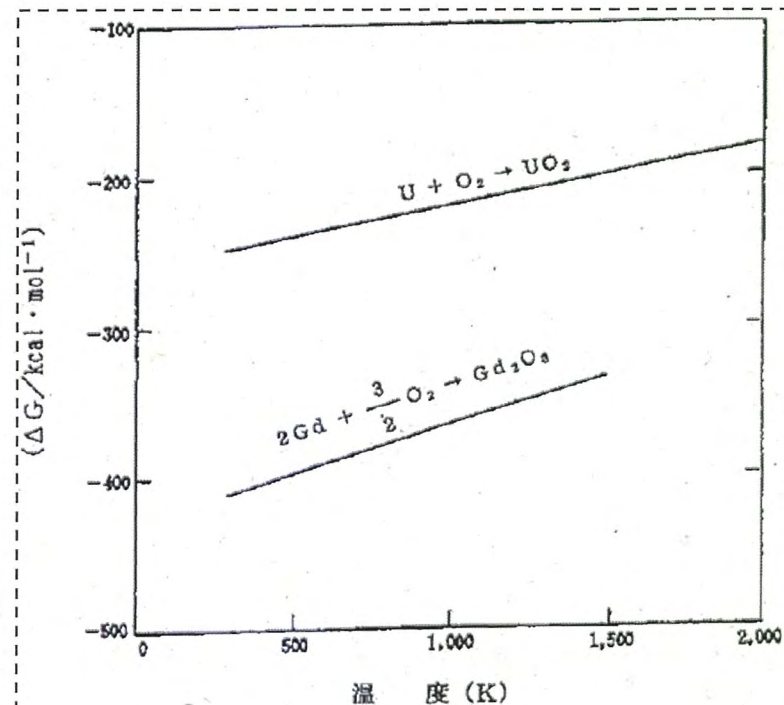
<p>設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一</p>	<p>設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8</p>	<p>備考</p>
<p>4.5 耐食耐熱ニッケル基合金 (718合金)</p> <p>①【718合金は、最上部及び最下部支持格子、並びに上部ノズル押さえばねに使用され、原子炉での使用中、NDA被覆管と冷却水に接触している。】</p> <p>4.5.1 718合金と冷却水の反応</p> <p>②【718合金は、高温水に対して耐腐食性が非常に良い。第1-25図に718合金板及び棒の腐食試験結果[44]を示す。718合金板の腐食減量は、316℃の高温水中5,000時間で19mg/dm<sup>2</sup>となり、また腐食速度は最初1カ月当たり約4mg/dm<sup>2</sup>であるのに対して5,000時間で1カ月当たり約1mg/dm<sup>2</sup>に減少し、それ以後腐食速度の大きな変化はない。したがって、約4.5年間使用時の腐食減量は約67mg/dm<sup>2</sup>となるが、これは約2.0μmの板厚減少にすぎず、最上部及び最下部支持格子、並びに上部ノズル押さえばねの機械的性質に影響を及ぼさない程度である。そのため、718合金と冷却水の反応による腐食の影響は、強度計算において考慮しない。】</p> <p>4.6 ニッケル・クロム・鉄合金 ( )</p> <p>③ ( ) は上部ノズルのクランプスクリーに使用され、冷却水に接している。これらの反応について以下に述べる。          なお、( ) のクランプスクリーは、上部ノズルに取り付けられて照射された多くの実績があるが、ステンレス鋼の上部ノズル及び718合金の上部ノズル押さえばねとの反応が問題となったことはない。したがって、( ) とステンレス鋼及び718合金との反応は、強度計算において考慮しない。】</p> <p>4.6.1 ( ) と冷却水との反応</p> <p>④ ( ) は、ステンレス鋼に比べて極めて優れた高温耐腐食性を有する材料である。[15]高温水による( )の腐食は溶存酸素、pH値、温度等により影響を受ける。          腐食速度を1ヶ月当たり2.1mg/dm<sup>2</sup>とすると[45]、約4.5年間使用時の腐食減量は約110mg/dm<sup>2</sup>となるが、これは約3μmの( )の板厚減少にすぎず、燃料集合体構成部品に使用されている( )の機械的性質に影響を及ぼさない程度である。そのため、( )と冷却水の反応による腐食の影響は、強度計算において考慮しない。】</p> <p>④【* 39,420時間 (13.5ヶ月×4サイクル)】</p>	<p>7. 析出硬化型ニッケル基合金 (718 合金、 )</p> <p>7.3 耐食性</p> <p>②【718合金のようなニッケル基合金では、高温水中で材料の表面に緻密な酸化膜が生じ、これが腐食の進行を防止する。例えば718合金を815℃のヘリウム水蒸気混合ガスで酸化させても300時間で酸化の進行は抑制される。第7-4図に示すように腐食増量は約0.4mg/cm<sup>2</sup>で著しい変化がなくなる傾向にある<sup>(57)</sup>。原子炉内使用時の温度はこれより低いので腐食増量も更に少ないと考えられる。したがって、腐食増量が少ないことから、718合金の腐食挙動を設計評価では考慮していない。】</p> <p>⑤ ( ) の腐食抵抗力は一般に高く、耐食性は( )と同じである<sup>(58)</sup>。第7-4図に示すように質量増加は約0.2mg/cm<sup>2</sup>で著しい変化がなくなる傾向にあり、使用条件下に対し十分な耐食性を有する。また、( )は、下部プレナムコイルばねとして燃料棒の中に挿入されて使用されるが、ジルカロイ-4との反応はそれぞれが多く合金元素から成っているため、もし反応を生じると様相は複雑である。合金元素間で反応が生じて、その状態がどのようになるかは、合金元素の状態図を用いて推測することが可能である。例えば、Zr-Ni、Zr-Feのような合金元素間の共晶温度はともに約800℃である。下部プレナムコイルばねの使用温度は約350℃以下であるので、ジルカロイ-4と( )が反応することはない。したがって、腐食増量が少ないことから、( )の腐食挙動を設計評価では考慮していない。】</p> <p>8. ニッケル・クロム・鉄合金 ( )</p> <p>8.3 耐食性</p> <p>④ ( ) のようなニッケル基合金では、高温水中で材料の表面に緻密な酸化膜が生じ、これが腐食の進行を防止する。例えば( )を815℃のヘリウム水蒸気混合ガスで酸化させても300時間で酸化の進行は抑制される。前記第7-4図に示すように腐食増量は約0.2mg/cm<sup>2</sup>で著しい変化がなくなる傾向にある<sup>(57)</sup>。原子炉内使用時の温度はこれより低いので腐食増量も更に少ないと考えられる。したがって、腐食増量が少ないことから、( )の腐食挙動を設計評価では考慮していない。】</p>	<p>体裁をA型設認に統一          A型設認添付書類一          7.3項、8.3項</p> <p>①          本内容については第2-1表及び添付図面に記載</p> <p>③          影響がある1次冷却材に対する耐食性について記載</p> <p>⑤          B型設認ではジルカロイ-4及びNDAと有意な反応を示さないことを文章で説明 (4.3項及び4.4項)</p>

設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8	備考
<p>4.7 ステンレス鋼</p> <p>①【ステンレス鋼は主として上部及び下部ノズルに使用され、制御棒案内シンプル及び冷却水に接している。これらの反応について以下に述べる。</p> <p>なお、ステンレス鋼は、上部ノズル及び下部ノズルとして照射された多くの実績があるが、ジルカロイ-4との反応が問題となったことはない。したがって、4.3節でも示したとおり、ジルカロイ-4とステンレス鋼の反応は、強度計算において考慮しない。】</p> <p>4.7.1 ステンレス鋼と冷却水との反応</p> <p>②【ステンレス鋼は、極めて優れた高温耐腐食性を有する材料である。高温水によるステンレス鋼の腐食は、溶存酸素、pH値、温度等により影響を受ける。腐食速度を1カ月当たり10mg/dm<sup>2</sup>とすると[15]、約4.5年間使用時の腐食減量は約540mg/dm<sup>2</sup>となるが、これは約15μmのステンレス鋼の板厚減少にすぎず、燃料集合体各部に使用されているステンレス鋼の機械的性質に影響を及ぼさない程度である。そのため、ステンレス鋼と冷却水の反応による腐食の影響は、強度計算において考慮しない。】</p> <p>②【* 39,420時間 (13.5ヶ月×4サイクル)】</p>	<p>9. オーステナイト系ステンレス鋼</p> <p>9.3 耐食性</p> <p>②【ステンレス鋼は高温水中で極めて優れた耐食性を有する材料である。その腐食量は、第9-3図<sup>(43)</sup>に示すように300℃の高温水では表面処理にかかわらず初期の約2,000時間でその表面に強固で、かつ緻密な酸化被膜が形成され、それ以後の腐食が抑制される。</p> <p>5年間の使用時の腐食増量は第9-4図<sup>(43)</sup>より推定すると約0.4mg/cm<sup>2</sup>であり<sup>(注1)</sup>、燃料集合体の各部に使用するステンレス鋼材の強度には影響を及ぼさないと考えられる。</p> <p>また、PWRの1次冷却材は塩素イオン濃度を0.05ppm以下、溶存酸素濃度を5ppb以下と低く管理し、かつpHの調整を行う等ステンレス鋼の腐食を抑制するように配慮しており、このような条件下では第9-5図に示すようにステンレス鋼で応力腐食割れはないと考えられる。したがって、ステンレス鋼で応力腐食割れを発生させないようにプラントの運転管理で考慮していることから、当該の挙動を設計評価では考慮していない。</p> <p>(注1) 第9-4図の縦軸は、その時間までの月当たりの平均腐食率を計算した結果を表しており、5年間(43,800hr)での平均腐食率をみると、約0.6mg/dm<sup>2</sup>・monthであることから5年間の増量は、</p> $0.6\text{mg/dm}^2\cdot\text{month}\times 5\text{年}\times 12\text{月} = 36\text{mg/dm}^2$ $= 0.36\text{mg/cm}^2$ $= \text{約}0.4\text{mg/cm}^2$ <p>となる。このときの酸化膜厚さは約2.5μmとなり、腐食により金属部の肉厚は減少するが、上記の酸化膜厚さを金属部の減肉量に換算すると約0.5μmに相当する。】</p>	<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 9.3項</p> <p>① 影響がある1次冷却材に対する耐食性について記載</p>

設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8

備考



第4-2図 二酸化ウラン及びガドリニアの生成自由エネルギー

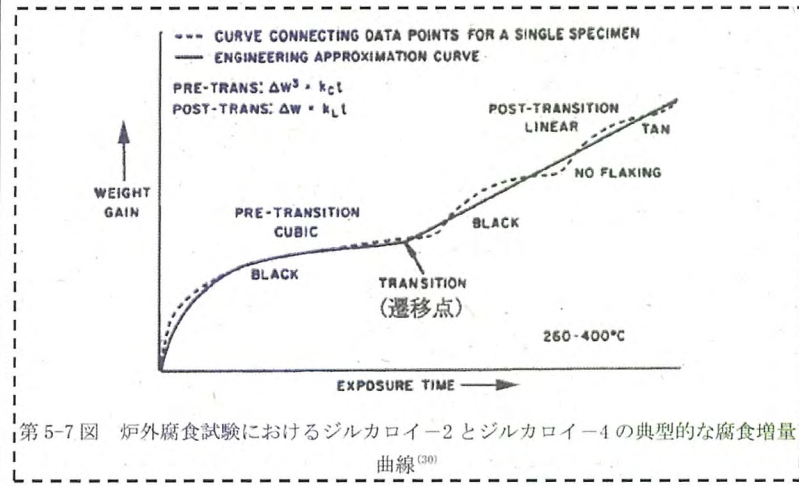
体裁をA型設認に統一  
 A型設認添付書類一 図4-2  
 ガドリニア混合二酸化ウランペレットと水との反応が、二酸化ウランペレットと水との反応と同等であることを示すための説明をA型設認に統一  
 B型設認では文章のみで説明(4.2.3項)



設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8

備考



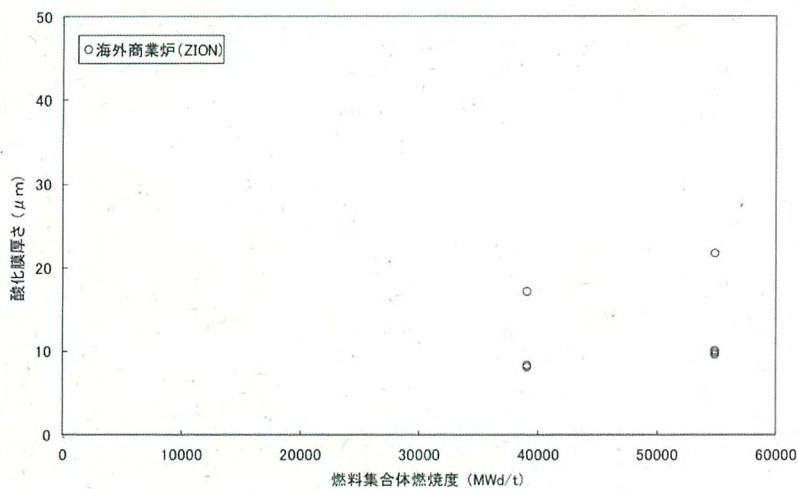
体裁をA型設認に統一  
 A型設認添付書類一 図5-7  
 ジルカロイ被覆管の腐食速度の  
 説明をA型設認に統一  
 B型設認では文章のみで説明  
 (4.4.1項)



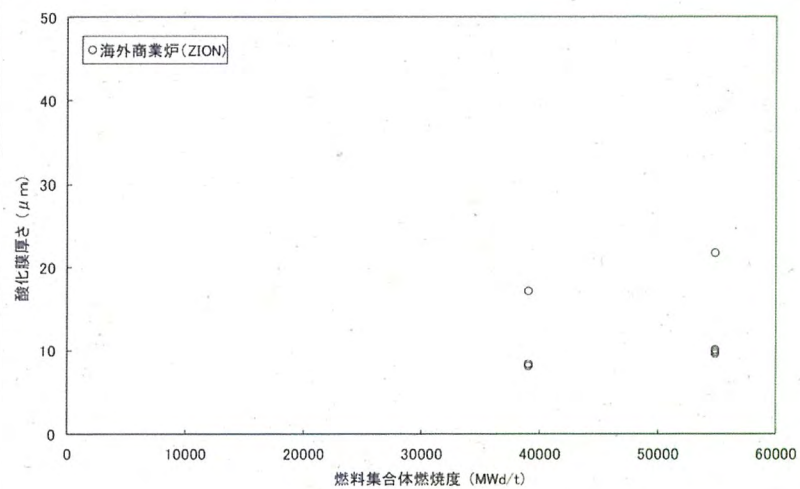
設認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 添付書類一

設工認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 資料8

備考



第1-18図 制御棒案内シンプルの腐食[27]

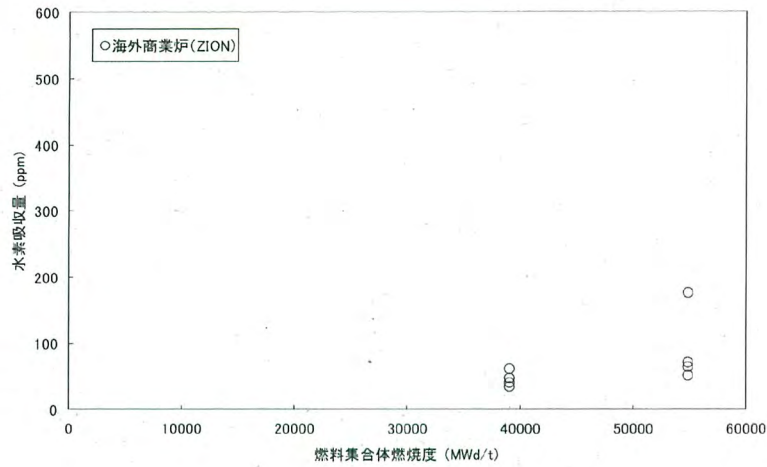


第6-2図 実機で照射された案内シンプルの腐食データ<sup>(32)</sup>

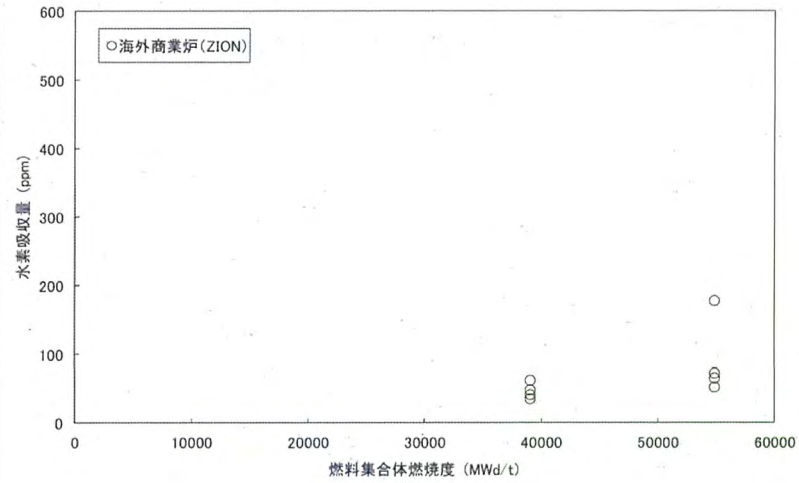
設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8

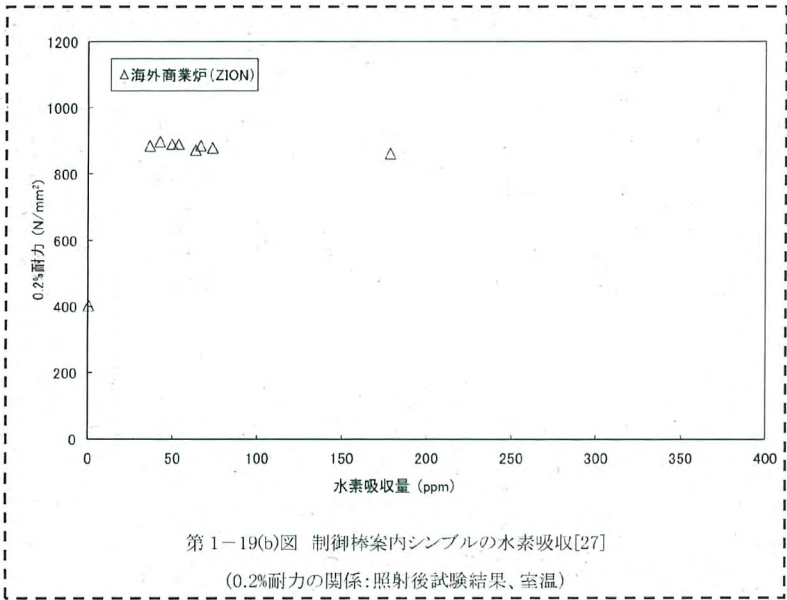
備考



第1-19(a)図 制御棒案内シンプルの水素吸収[27]  
(燃焼度との関係)



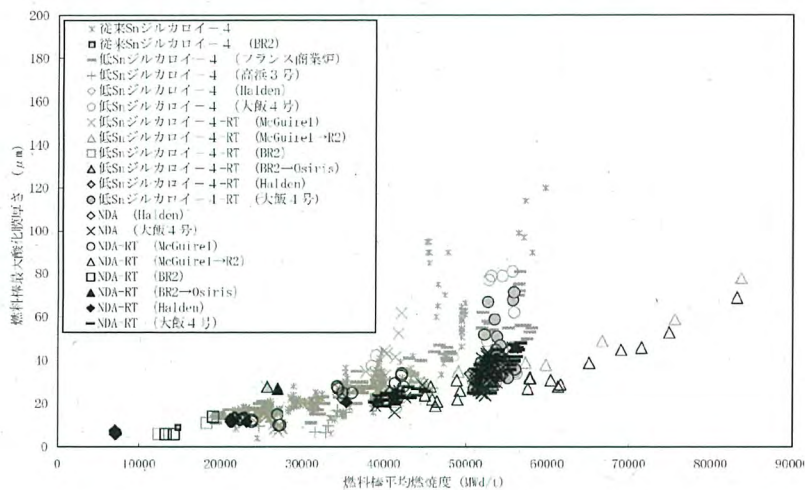
第6-3図 実機で照射された案内シンプルの水素吸収量データ<sup>(32)</sup>



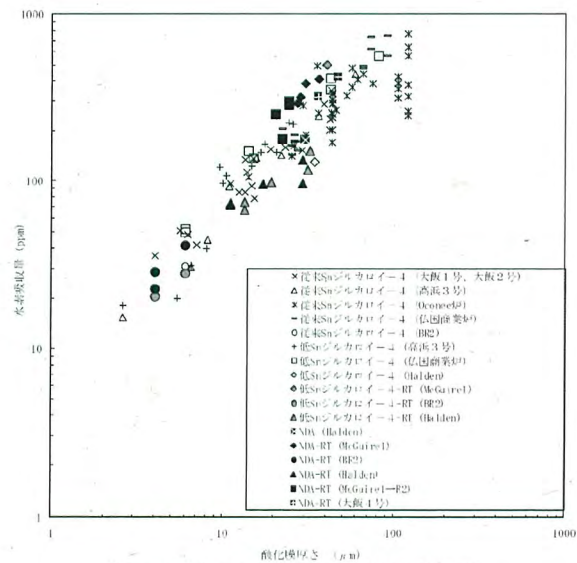
第1-19(b)図 制御棒案内シンプルの水素吸収[27]  
(0.2%耐力の関係:照射後試験結果、室温)

体裁をA型設認に統一  
A型設認添付書類一 図6-3  
ジルカロイ-4の機械的性質は耐  
放射線性 (6.2項) と併せて記載

設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一

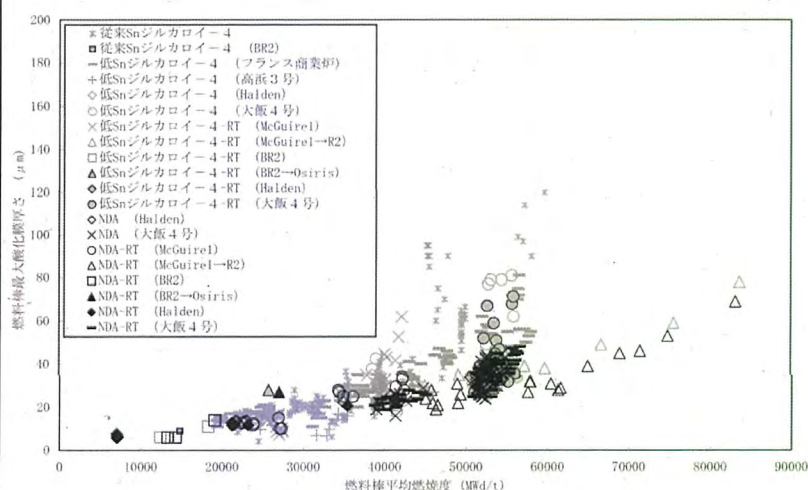


第1-20図 NDA被覆管の酸化膜厚さの燃焼による変化[8]

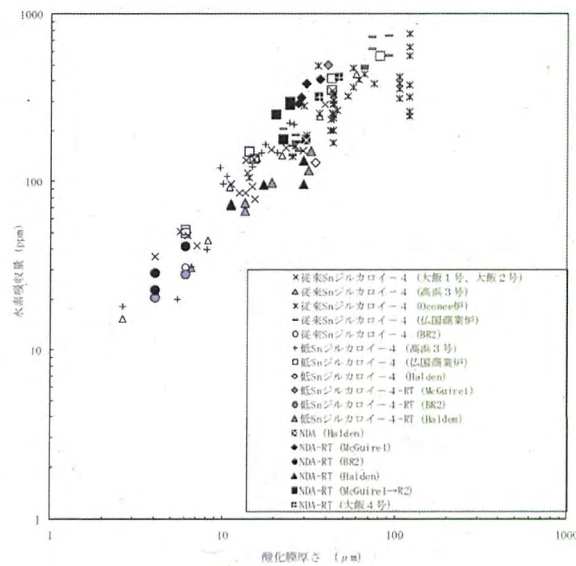


第1-21図 NDA被覆管の水素吸収特性[8]

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8



第5-8図 NDA被覆管の原子炉内酸化膜厚さ<sup>(20)</sup>

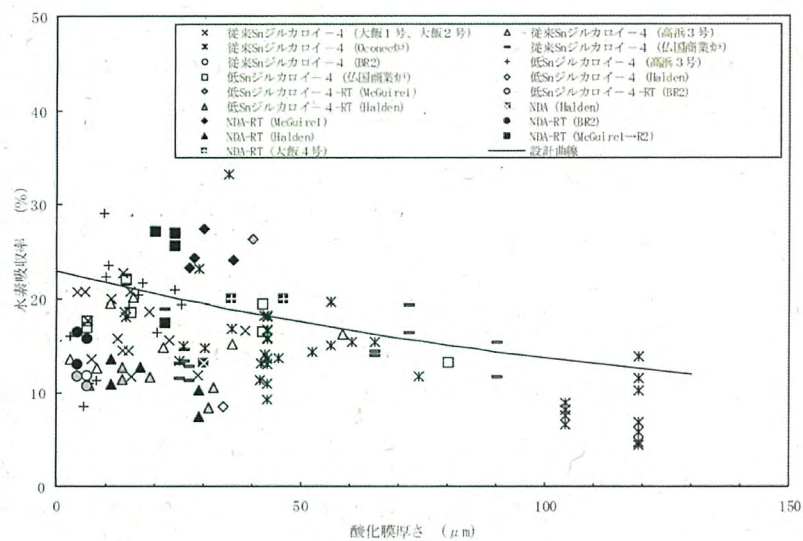


第5-9図 NDA被覆管の原子炉内酸化膜厚さと水素吸収量の関係<sup>(20)</sup>

備考

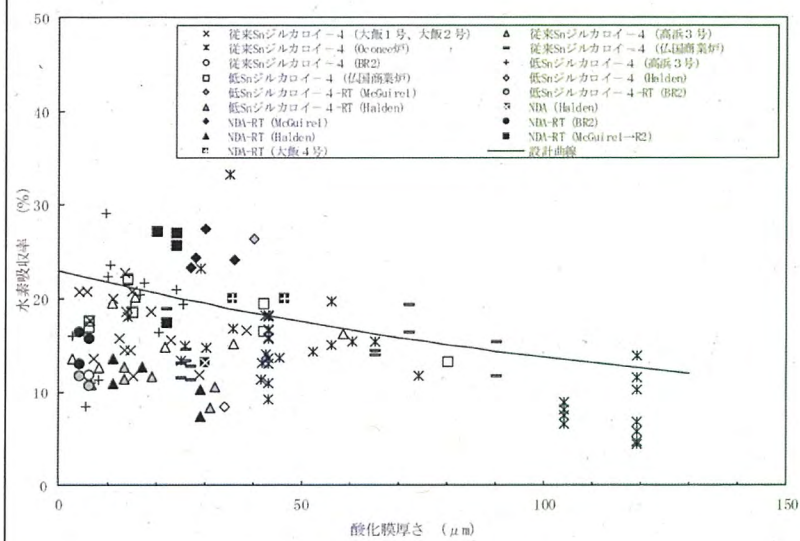


設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類一



第 1-22 図 NDA 被覆管の酸化膜厚さと水素吸収率の関係[8]

設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 8



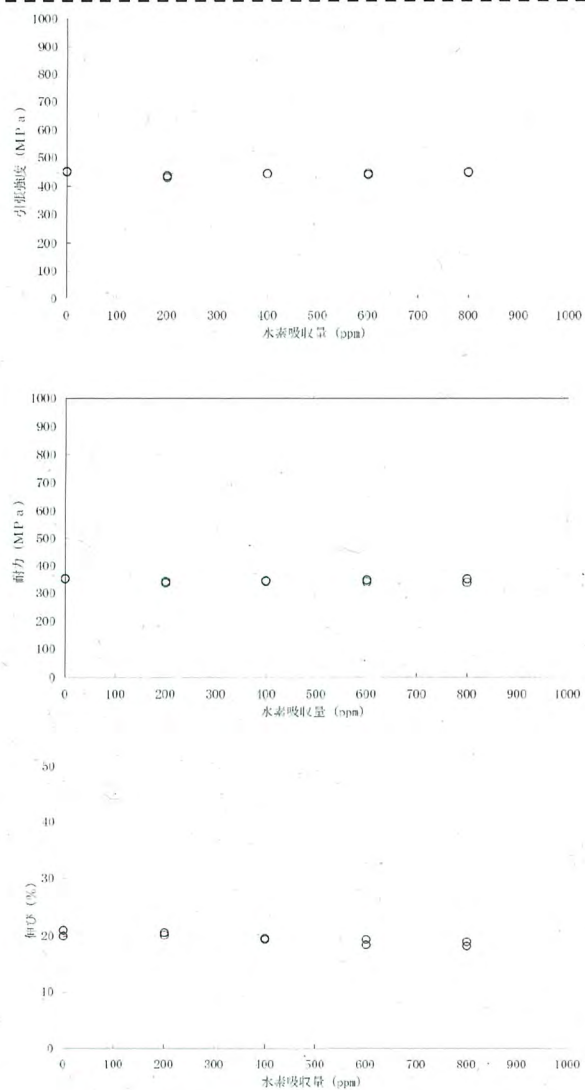
第 5-10 図 NDA 被覆管の原子炉内酸化膜厚さと水素吸収率の関係<sup>(20)</sup>

備考

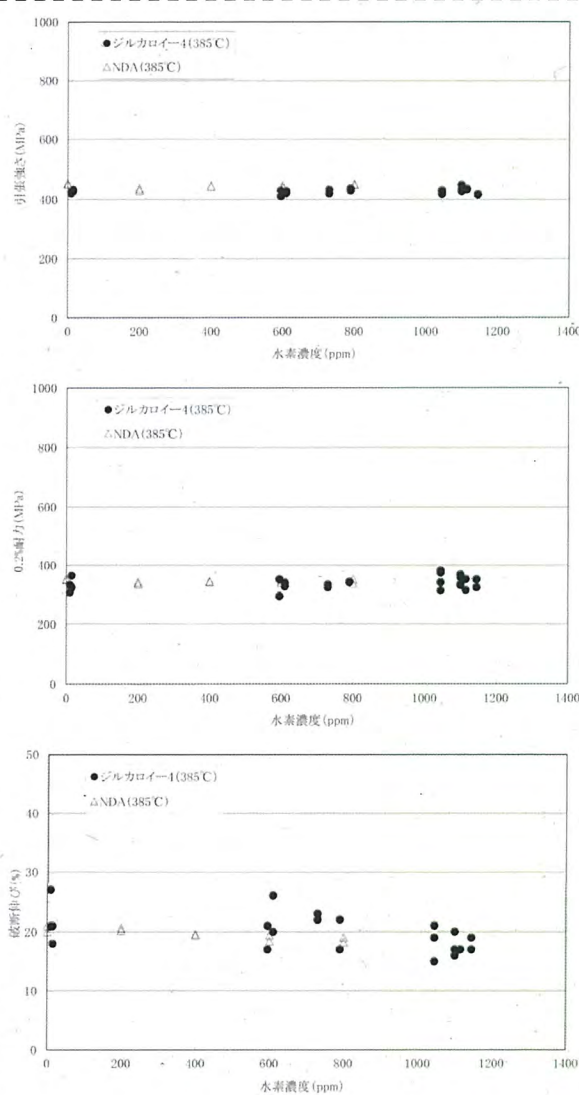
設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 8

備考



第 1-23 図 NDA 被覆管の機械的性質の水素吸収量依存性 (未照射被覆管, 385°C) [8]



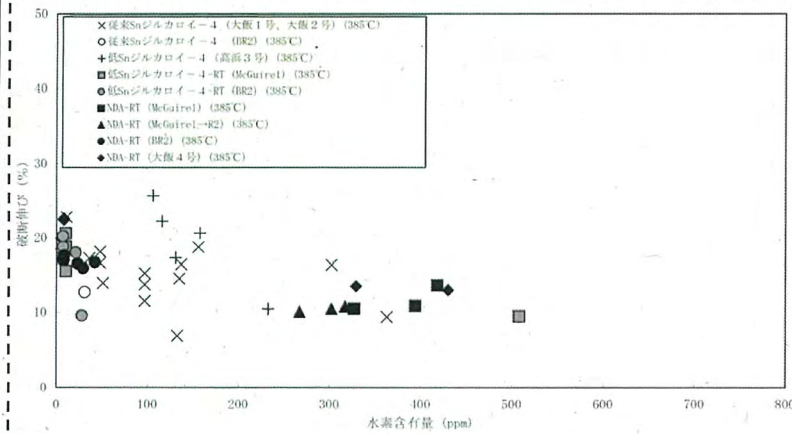
第 5-2 図 未照射 NDA 被覆管の機械特性と水素濃度の関係<sup>(20)</sup>

体裁を A 型設認に統一  
 A 型設認添付書類一 図 5-2  
 A 型設認に合わせてジルカロイ-4  
 のデータを追加し、ジルカロイ-4  
 と水素吸収による機械特性への  
 影響が変わらない旨説明

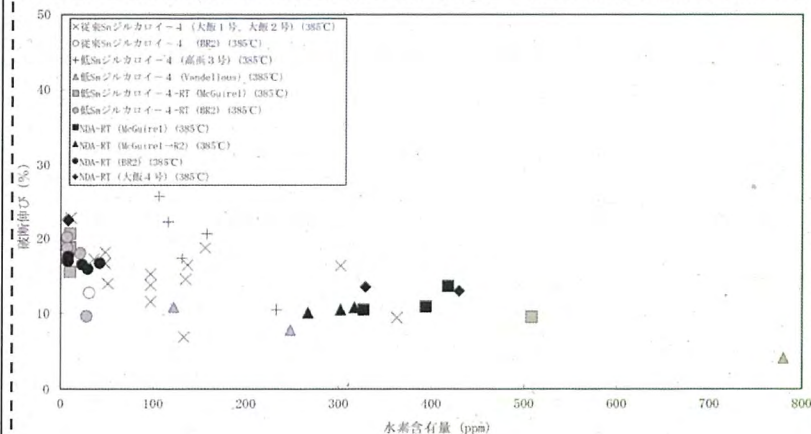
設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8

備考



第1-24図 NDA被覆管の炉内照射後の破断伸びの水素吸収量依存性[8]



第5-3図 被覆管水素濃度と破断伸びの関係<sup>(9) (20)</sup>

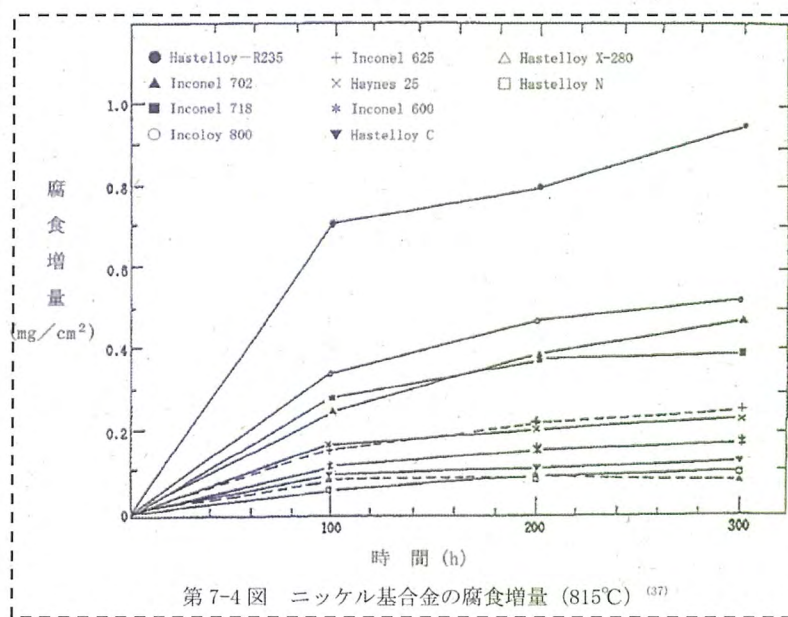
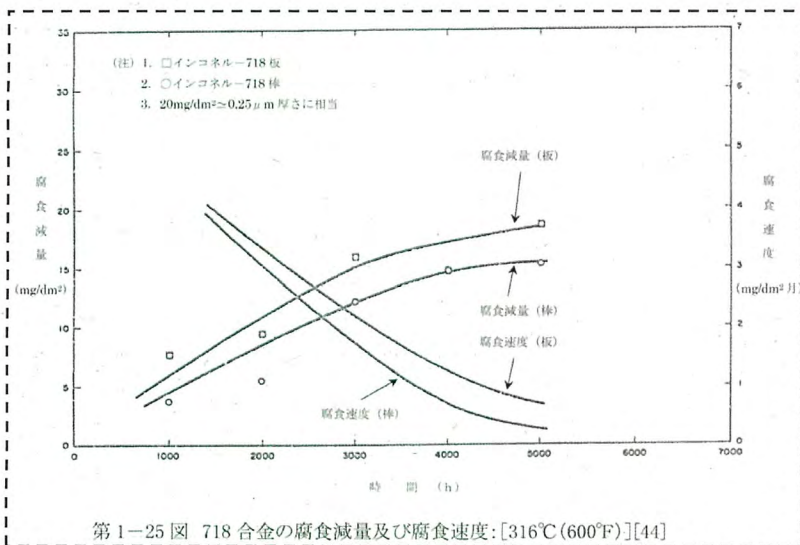
体裁をA型設認に統一  
A型設認添付書類一 図5-3  
A型設認に合わせて高水素含有量  
領域のジルカロイ-4のデータを  
拡充



設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8

備考

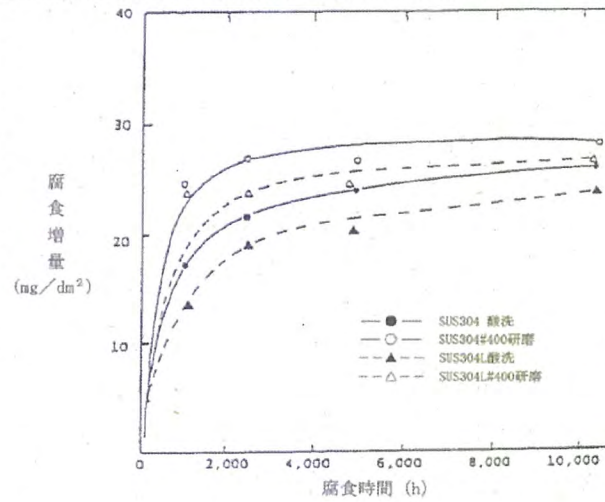


体裁をA型設認に統一  
A型設認添付書類一 図7-2  
ニッケル基合金の耐食性に関する説明図をA型設認に統一

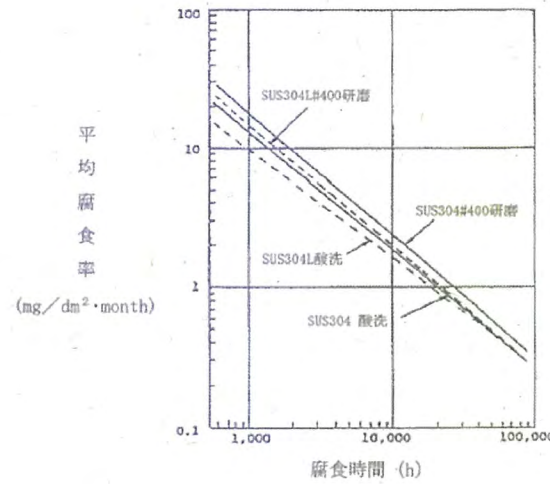
設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8

備考



第9-3図 SUS304 鋼の高温水中腐食 (試験温度 300°C) <sup>(13)</sup>



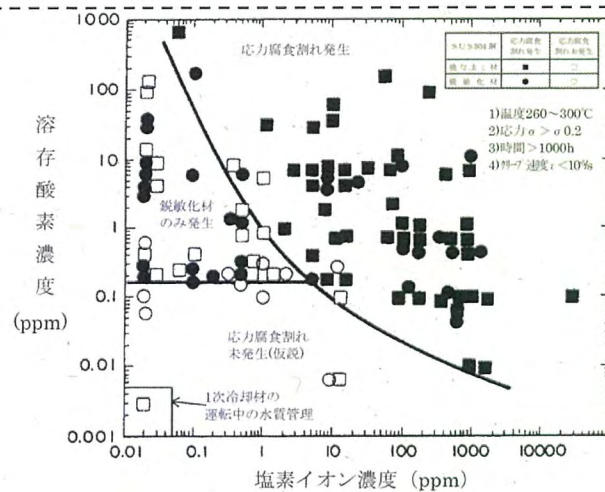
第9-4図 SUS304 鋼の溶存酸素を含まない 300°C の 0.92% ホウ酸水中における平均腐食率 <sup>(13)</sup>

体裁をA型設認に統一  
A型設認添付書類一  
図8-3、図8-4  
  
ステンレス鋼の耐食性に関する説明をA型設認に統一  
B型設認では文章のみで説明 (4.7.1項)

設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 8

備考



第 9-5 図 SUS304 鋼の応力腐食割れ発生におよぼす塩素イオン濃度及び溶存酸素濃度の限界量<sup>(14)</sup>

体裁をA型設認に統一  
A型設認添付書類一  
図8-5  
ステンレス鋼の耐食性に関する  
説明をA型設認に統一  
B型設認では文章のみで説明  
(4.7.1項)



設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8	備考
<p>5. その他の性能</p> <p>5.1 耐摩耗性 (フレットング摩耗)</p> <p>①【フレットング摩耗とは、高温高圧水などの腐食性媒質の中で互いに接触している面が、ごくわずかな相対運動を起こすことによって生じる摩耗である。加圧水型炉の燃料集合体でフレットング摩耗を起こす可能性のある部位は、支持格子と燃料棒の接触部である。】②【このため、燃料寿命末期でも支持格子と燃料棒との接触が保たれるように設計する。以下に、フレットング摩耗に対する燃料棒健全性を示す。</p> <p>(1) 718合金製の最上部及び最下部支持格子</p> <p>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、フレットング摩耗量を十分小さく保てること、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。第1-26図に支持格子拘束力緩和のデータを示す。[52][54] 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。</p> <p>(2) ジルカロイ-4製の中間部支持格子</p> <p>ジルカロイ-4製支持格子の拘束力緩和データを、718合金製支持格子データと併せて第1-26図に示す。同図から、ジルカロイ-4製支持格子の拘束力緩和が大きいことが確認できる。しかし、718合金製支持格子で確認したように、拘束力緩和は燃料寿命末期において飽和することを考えると、ジルカロイ-4製支持格子の場合でも、燃料寿命末期まで支持格子拘束力緩和率が1を超える(非接触となる)ことはないと考えられる。</p> <p>ジルカロイ-4製支持格子についても、718合金製支持格子と同様、燃焼期間中において燃料棒と支持格子ばねの接触が保たれていればフレットング摩耗が生じないことを、原燃工及びPWR5電力で実施した原子炉サイト及びホットセルでの照射後試験より確認している。さらに、照射済み燃料に対する照射後燃料棒引抜きにおいて、支持格子拘束力が残存していること、即ち、燃料寿命末期でも支持格子と燃料棒の接触が保たれることを確認している。また、燃料棒には、フレットング摩耗などの外観異常も認められていない。</p> <p>以上述べたように、燃料集合体に用いている718合金製及びジルカロイ-4製支持格子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、フレット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。</p> <p>なお、炉外流水試験結果は、ジルカロイ-4被覆管の結果である。燃料棒及び支持格子の材料特性のうち、フレットング摩耗に最も影響するのは材料の硬度であるが、①【第1-7表に示すようにジルカロイ-4被覆管とNDA被覆管の硬度は同等であり[8]、設計においてはNDA被覆管のフレットング摩耗はジルカロイ-4被覆管と同等であるとして取り扱う。】</p>	<p>5. ジルコニウム基合金</p> <p>5.4.2 耐摩耗性</p> <p>①【原子炉内では、燃料棒の流動振動による支持格子との接触部で、被覆管の摩耗が発生する可能性がある。被覆管の硬さの測定結果を第5-3表に示す。この表から分かるようにNDA被覆管の硬さはジルカロイ-4被覆管の硬さと同じであり、支持格子と被覆管の接触による摩耗は被覆管材料(ジルカロイ-4被覆管及びNDA被覆管)によらず同等である。以上より、NDA被覆管の摩耗はジルカロイ-4被覆管と同じとする。】</p>	<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 5.4.2項</p> <p>② 本内容については資料7に記載 3.4項</p>



設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8	備考
<p>5.2 耐PCI性</p> <p>①【ジルカロイ-4被覆管のPCI<sup>*1</sup>損傷は、腐食性核分裂生成ガス（よう素、セシウム）雰囲気下で過大な応力が作用した時に生じるSCC<sup>*2</sup>破損といわれている。このSCCは、<math>\alpha</math>-ジルコニウム中の稠密六方晶の底面にほぼ平行な面上を伝播するが、現行の被覆管製法においては、この底面をPCI時の発生応力方向、すなわち周方向に配向（C軸を径方向に配向）されており、PCI破損の抑制が図られている。</p> <p>被覆管の耐PCI性を把握するため、試験炉において出力急昇試験が実施されており、最大線出力密度及び線出力密度変化幅について、同時にある値（PCI破損しきい値）を超えた場合にPCI破損が起こることが経験的に知られている。出力急昇試験結果を第1-27図に示す。NDA被覆管の耐PCI性、すなわちSCC破損特性はジルカロイ-4被覆管と同等以上であり、ジルカロイ-4被覆管で使用されている現行のPCI破損しきい値が適用できる。[8]</p> <p>SCC破損しきい応力は耐力に依存するが[46]、3.4.1項で述べた通り照射による耐力の大きな変化はないことから、想定する照射量の範囲においてNDA被覆管の耐PCI性は維持され则认为される。</p> <p>以上のことから、NDA被覆管のPCI破損しきい値はジルカロイ-4被覆管で使用されている現行のPCI破損しきい値と同じとする。】</p> <p>①【*1 PCI: Pellet Cladding Interaction（ペレットと被覆管の相互作用）の略。 *2 SCC: Stress Corrosion Cracking（応力腐食割れ）の略。】</p> <p>5.3 被覆管の高温特性</p> <p>②【NDA被覆管はジルカロイ-4被覆管と同様にジルコニウムを主成分としているため、相変態が生じるような高温時においては、ジルカロイ-4被覆管と同等の特性を示す。冷却材喪失事故にて考慮する昇温内圧破裂試験及び高温水蒸気との反応試験の結果を、それぞれ第1-28図及び第1-29図に示す。NDA被覆管の高温破裂特性及び高温水蒸気酸化挙動はジルカロイ-4被覆管と同等である。】</p>	<p>5.4 その他の性能</p> <p>5.4.1 耐PCI性</p> <p>①【被覆管は、腐食性FPガス雰囲気下において、出力急昇によりペレットが熱膨張して被覆管との機械的相互作用(PCMI)を生じ、被覆管に過大な応力が作用した場合、応力腐食割れ(SEC)による破損（PCI破損）を起こす。このPCI破損におけるSCCは、Zr中の稠密六方晶（<math>\alpha</math>相）の底面にほぼ平行な面上を伝播するが、現行の被覆管製法においては、この底面がPCMI時の発生応力方向、すなわち周方向に配向（C軸を径方向に配向）されており、PCI破損の抑制が図られている。</p> <p>被覆管の耐PCI性を把握するため、試験炉において出力急昇試験が実施されており、最大線出力密度及び線出力密度変化幅について同時にある値（PCI破損しきい値）を超えた場合にPCI破損が起こることが経験的に知られている。</p> <p>NDA被覆管の耐PCI性を第5-11図にPCI破損しきい値とともに示す。NDA被覆管の耐PCI性、すなわちSCC破損特性はジルカロイ-4被覆管と同等以上であり、ジルカロイ-4被覆管で使用されている現行のPCI破損しきい値が適用できる<sup>(20)</sup>。以上より、NDA被覆管のPCI破損しきい値はジルカロイ-4被覆管と同じとする。】</p> <p>5.4.3 高温特性</p> <p>②【被覆管の相変態（<math>\alpha</math>相から<math>\beta</math>相に変化）が生じるような高温時においては、NDA被覆管は、ジルカロイ-4被覆管同様、約98wt%のジルコニウムを主成分としているため、それらの主要な特性はジルカロイ-4と同等である。1次冷却材喪失事故(LOCA)にて考慮する昇温内圧破裂試験結果、高温時のジルコニウム-水反応の試験結果をそれぞれ第5-12図及び第5-13図に示す。第5-12図及び第5-13図に示すとおり、NDA被覆管の高温破裂特性及び高温酸化挙動はジルカロイ-4被覆管と同等である。】</p>	<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 5.4.1項、5.4.3項</p>

設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8	備考
<p>5.4 放射線による変形</p> <p>5.4.1 燃料棒の伸び</p> <p>①【約98%のジルコニウムを主成分とするNDA被覆管は、ジルカロイ-4被覆管と同様、燃焼とともに軸方向に伸びる。ジルカロイ-4被覆管で認められる照射成長の支配因子は、<math>\alpha</math>-ジルコニウム中の稠密六方晶の結晶方位が比較的そろった組織において中性子照射で生じる格子欠陥のうち、空孔は六方晶底面へ、格子間原子は柱面へ選択的に集まるためといわれている。NDA被覆管に含まれているNbは照射欠陥の動きを抑制するため、照射成長は小さくなる傾向にあると考えられる。</p> <p>海外試験炉及び国内外商業炉で照射された被覆管の照射成長測定結果を第1-30図に示す。NDA被覆管の照射成長は、想定する範囲に相当するデータが得られており、ジルカロイ-4被覆管と比較して小さくなる傾向にある。[8] したがって、燃料棒の強度計算において、NDA被覆管の燃料棒伸びは、低Snジルカロイ-4被覆管の場合よりも約30%小さいとし、実測値に一致するようモデル化する。(添付書類二 3.3.4項参照)】</p>	<p>5.2.4 照射成長<sup>(注1)</sup></p> <p>①【照射成長の支配要因は、ジルコニウム中の稠密六方晶(<math>\alpha</math>相)の向きが比較的揃った組織において中性子照射で生じる格子欠陥のうち、空孔は六方晶底面へ、格子間原子は柱面へ選択的に集まるためといわれている。第5-6図に示すように、NDA被覆管とジルカロイ-4被覆管の照射成長は、ともに高燃焼度域まで高速中性子照射量にほぼ比例している。また、NDA被覆管の照射成長はジルカロイ-4被覆管と比較して小さくなっており、この傾向は比較的高燃焼度領域まで認められる。NDA被覆管に含まれているNbは照射欠陥の動きを抑制するため、照射成長は小さくなる傾向にあると考えられる。</p> <p>したがって、ジルカロイ-4被覆管と比較してNDA被覆管の照射成長は、本申請の燃料集合体の使用範囲まで照射成長量が小さくなると考えられ、これらの挙動を計算モデルに組み込んで(資料7「強度に関する説明書」の3.2.2項(3)e.に示す。)設計評価に反映している。</p> <p>燃料棒の設計に当たっては、上記の耐放射線性に関する事項を考慮した上で、被覆管応力等が設計基準を満足するようにする。】</p> <p>①【(注1) 無応力状態でも高速中性子照射によって特定の方向に成長し、他の方向に収縮して体積変化を伴わない現象】</p>	<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 5.2.4項</p>



設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 8	備考
<p>5.4.2 燃料集合体の伸び</p> <p>①【燃料集合体の骨格を形成する制御棒案内シンプルは、照射成長のほかに燃料棒伸びが支持格子ばね力を介して制御棒案内シンプルに伝わる軸方向上方への力により伸びる。燃料集合体が伸びて上部炉心板と干渉した場合、過大な応力が制御棒案内シンプルに発生する。</p> <p>制御棒案内シンプルは、48,000MWd/t燃料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燃料と同じである。最上部支持格子は、48,000MWd/t燃料と同じ718合金製支持格子を用い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。</p> <p>55,000MWd/t先行照射燃料集合体、並びにMcGuire1号炉*及び国内炉で照射したジルカロイグリッド燃料集合体の燃料集合体伸びを、設計曲線及び48,000MWd/t燃料の実績と併せて第1-31図に示す。55,000MWd/t先行照射燃料集合体の集合体伸びは、ジルカロイ-4被覆管燃料棒を採用している燃料集合体よりNDA被覆管燃料棒を採用している燃料集合体が小さい。また、ジルカロイグリッド燃料集合体（ジルカロイ-4被覆管燃料棒）の集合体伸びは、48,000MWd/t燃料集合体の実績と同等であり、中間部支持格子の差による燃料集合体伸びへの影響は認められない。したがって、NDA被覆管燃料棒を採用する本燃料集合体伸びは、48,000MWd/t燃料集合体のそれよりも小さくなる。</p> <p>以上より、第1-31図に示すように、保守的に本燃料集合体の伸びは48,000MWd/t燃料集合体の設計線を用いても燃料寿命中に上部ノズルが上部炉心板と干渉することはない。したがって、強度計算において、上部ノズルの上部炉心板との干渉は考慮しない。</p> <p>①【*米国のノースカロライナに建設された加圧水型の商用炉。】</p>		<p>体裁をA型設認に統一</p> <p>① 本内容については資料7に記載 3.4項</p>

設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8	備考
<p>5.4.3 上部ノズル-燃料棒間げきの減少</p> <p>①【冷間加工応力除去焼きなまし材であるNDA被覆管は、冷間加工再結晶焼きなまし材である制御棒案内シムプルよりも燃焼による伸びが大きくなる。このためNDA被覆管の燃料棒と上部ノズルとの間げきは燃焼とともに減少する。燃料棒は下部ノズルに接した設計としているため、上部ノズル-燃料棒間げきが無くなると、燃料棒の伸びを拘束することになり、燃料棒に過大な応力及び変形が生じる。</p> <p>55,000MWd/t先行照射燃料集合体、McGuire1号炉及び国内炉で照射したジルカロイグリッド燃料集合体の上部ノズル-燃料棒間げき減少量を、48,000MWd/t燃料集合体の実績と併せて第1-32図に示す。NDA被覆管燃料棒伸びはジルカロイ-4被覆管燃料棒よりも小さいが、安全側にジルカロイ-4被覆管燃料棒を採用した燃料集合体の設計曲線を用いても、燃料寿命末期における上部ノズル-燃料棒間げき減少量は制限値（温態時の初期ギャップ）内に収まっている。</p> <p>ジルカロイ-4被覆管燃料棒に比べ伸びの小さいNDA被覆管燃料棒を採用している55,000MWd/t先行照射燃料集合体の上部ノズル-燃料棒間げき減少量は、ジルカロイ-4被覆管燃料棒を採用しているものより小さい。また、ジルカロイグリッド燃料集合体の上部ノズル-燃料棒間げき減少量は、48,000MWd/t燃料集合体の実績の範囲内であることから、中間部支持格子の差による上部ノズル-燃料棒間げき減少量への影響は認められない。</p> <p>したがって、第1-32図に示すようにNDA被覆管燃料棒及びジルカロイグリッドを採用する本燃料集合体においても、上部ノズルと燃料棒の間げきは燃料寿命末期まで残存し、燃料棒と上部ノズルとの干渉は発生しない。したがって、強度計算において、燃料棒と上部ノズルとの干渉は考慮しない。】</p> <p>5.4.4 上部ノズル押さえばね力</p> <p>①【上部ノズル押さえばねは、燃料集合体の照射や熱による膨張を吸収するとともに、一次冷却材による燃料集合体の浮き上がりを防止する働きをする。</p> <p>炉内使用中の上部ノズル押さえばねの押さえ力は、燃料集合体の伸びにより押さえばね強制変位量が増加することによる押さえ力の増加、及び高速中性子照射に伴うばねの応力緩和による押さえ力の減少が影響したものである。</p> <p>55,000MWd/t先行照射燃料集合体及び、国内炉で照射したジルカロイグリッド燃料集合体の押さえ力の燃焼による変化を、押さえ力制限値及び48,000MWd/t燃料集合体の実績と併せて第1-33図に示す。なお、押さえ力は照射後の押さえばね高さとして燃料集合体全長の測定結果をもとに求めている。</p> <p>押さえ力は燃焼に伴い増加する傾向にあり、また55,000MWd/t先行照射燃料集合体及びジルカロイグリッド燃料集合体の押さえ力は48,000MWd/t燃料集合体の実績と同等である。</p> <p>したがって、強度計算において、押さえ力が最小となる燃料寿命初期の押さえばね力を考慮する。（添付書類二 4.2.2項参照）】</p>		<p>体裁をA型設認に統一</p> <p>① 本内容については資料7に記載 3.4項</p>

<p>設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一</p>	<p>設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8</p>	<p>備考</p>
<p>5.4.5 燃料棒曲がり</p> <p>① 【原子炉内で燃料集合体が照射されているときに、種々の要因で曲げモーメントが燃料棒に働き、被覆管のクリープ変形を引き起こすため、燃料棒曲がりが生じると考えられている。[47]種々の要因の中で主要因と考えられる項目を以下に示す。</p> <p>① 初期支持格子拘束力及び初期曲がりの組合せ</p> <p>② 被覆管の偏肉</p> <p>熱膨張、クリープ及び照射成長によって燃料棒が軸方向に伸びる際に、支持格子の拘束による摩擦力により燃料棒軸力が発生する。また、支持格子位置では、燃料棒の回転変位に対する支持格子からの反力が燃料棒に作用する。</p> <p>55,000MWd/t先行照射燃料集合体の燃料棒曲がりを48,000MWd/t燃料集合体の実績と併せて第1-34図に示す。55,000MWd/t先行照射燃料集合体の燃料棒曲がりは、NDA被覆管燃料棒を採用している燃料集合体とジルカロイ-4被覆管燃料棒を採用している燃料集合体とで同等である。また、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。</p> <p>第1-34図に示すように、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、強度計算において、燃料棒曲がりの影響を考慮しない。】</p> <p>5.5 ペレットとのボンディング</p> <p>② 【核分裂により生じた余剰酸素が被覆管と化学反応することにより、被覆管内面酸化膜が生成する。[48] 高燃焼度時では、ペレットと被覆管が強固に接触するようになる。その結果、被覆管内面酸化膜 (ZrO<sub>2</sub>) と二酸化ウランとの拡散層が形成され、ボンディングを生じることが報告されている。[49]NDA被覆管はジルカロイ-4被覆管と同様、約98%のジルコニウムを主成分とするため、NDA被覆管はジルカロイ-4被覆管と同様となる。また、燃料棒平均燃焼度約69,000MWd/tまで照射されたジルカロイ-4被覆管において過大なボンディングは観察されていないことから[36]、想定する照射量の範囲において、NDA被覆管のボンディングの影響は小さいと考えられる。以上のことから、NDA被覆管とペレットのボンディングは、強度計算において考慮しない。】</p> <p>5.6 核熱水力特性<sup>1)</sup></p> <p>③ 【発電用原子炉の設計では高い安全性を有し、かつ安定して必要な炉心出力を出せることが要求される。その中で、核設計は厳しい条件下においても適切な反応制御が可能となるように、熱水力設計は、被覆管と冷却水との間で適切な熱伝達が行われるように各設計項目が決定され、強度計算を実施している。参考として、第1-35図に核熱水力設計の流れを示す。</p> <p>③ 【<sup>1)</sup> 平成29年9月29日付け原規規発第1709291号にて認可された工事計画の資料1「熱出力計算書」にて説明されている内容である。】</p>	<p>3. 二酸化ウラン</p> <p>3.3.1 二酸化ウランペレットとジルコニウム基合金被覆管との反応 (再掲)</p> <p>② 【ジルコニウム基合金と二酸化ウランが接触した場合、照射により過剰になった二酸化ウラン中の酸素がジルコニウム中に拡散し、被覆管内面酸化膜 (ZrO<sub>2</sub>) が形成される。さらに、両者が強く接触するようになるとジルコニウム酸化層へのウランの拡散により、ジルコニウム酸化層は (Zr, U) O<sub>2</sub> 固溶体となり、これがボンディング層を形成して、強固なペレット-被覆管の固着の原因となる<sup>(10)</sup>。これらは、被覆管の腐食及びPCI<sup>(注1)</sup>へ影響を及ぼす可能性が考えられる。</p> <p>しかしながら、二酸化ウランペレットとジルコニウムを密着させ510℃で約500日以上保持した場合においても反応は生じないことが報告されている<sup>(9)</sup>。通常運転中においてペレットと被覆管及び燃料被覆材端栓の接触面の温度が長期間にわたって500℃を超えないことから、反応は小さいと考えられる。】</p>	<p>体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類一 3.3.1項</p> <p>① 本内容については資料7に記載 3.4項</p> <p>③ 本内容については資料1に記載</p>

設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 8	備考
<p>5.6.1 核熱水力設計の基本方針</p> <p>①【本炉心の設計では、炉心熱出力を安全に出せることが要求される。</p> <p>(1) 核設計上の基本方針</p> <p>原子炉では、適切な反応度制御を行うために、制御棒クラスター<sup>②</sup>及び一次冷却材中の可溶性中性子吸収物 (ほう酸) を使用している。また必要に応じてバーナブル・ポイズン又はガドリニア混合二酸化ウラン燃料集合体を炉心で使用する。このとき、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において炉内出力分布は以下を満足するものとしている。</p> <p>①通常運転時、熱流束水路係数 (<math>F_0</math>)<sup>③</sup>と相対出力 (P: 定格出力に対する出力比) の積はペレット焼きしまり効果を含めず 2.32 以下とする。</p> <p>②通常運転時、核的エンタルピ上昇熱水路係数 (<math>F_{\Delta H}^n</math>)<sup>④</sup>は、以下の基準を満たすこととする。</p> $F_{\Delta H}^n \leq 1.64 [1 + 0.3 (1 - P)]$ <p>③運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度 (燃料ペレット焼きしまり効果を含む) は、二酸化ウラン燃料については 59.1kW/m 以下とする。また、ガドリニア混合二酸化ウラン燃料については 44.3kW/m 以下とする。</p> <p>また、燃料集合体の最高燃焼度は 55,000MWd/t 以下となるように設計しなければならない。】</p> <p>①【(2) 熱水力設計上の基本方針</p> <p>第一に、通常運転時はもちろんのこと、運転時の異常な過渡変化時においても最小限界熱流束比 (最小 DNBR<sup>⑤</sup>) が許容限界値を下まわらないこと。第二に、二酸化ウランペレット及びガドリニア混合二酸化ウランペレットの中心最高温度は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において溶融点未満であること。】</p> <p>①【<sup>⑥</sup> 複数の制御棒をひとまとめにしたもの。</p> <p><sup>③</sup> 炉心内における局所的な最大出力と平均出力の比。】</p> <p>①【<sup>④</sup> 炉心内における燃料棒の最大出力と平均出力の比。</p> <p><sup>⑤</sup> Departure from Nucleate Boiling Ratio の略。】</p>		<p>体裁を A 型設認に統一</p> <p>① 本内容については資料 1 に記載</p>

設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料 8	備考
<p>5.6.2 設計内容</p> <p>①【核熱水力設計で評価された内容で、特に燃料集合体の特性に影響を与える項目について説明する。】</p> <p>①【(1) 通常運転時の出力分布</p> <p>出力分布の状態を示すパラメータとして、アキシャルオフセットがある。アキシャルオフセットは、炉外中性子束検出器の上半分と下半分の指示値、<math>\phi_u</math>と<math>\phi_d</math>を用いて次のように定義される。</p> $\phi - \phi_c$ <p>アキシャルオフセット = <math>\frac{\phi_u + \phi_d}{2}</math></p> <p>種々の出力分布におけるアキシャルオフセットと熱流束水路係数との対応を整理した結果によると、アキシャルオフセットをある範囲内に保てば熱流束水路係数を設計値以下にすることができる。したがって、通常運転時は、アキシャルオフセットを監視し、必要があれば出力制御系を操作して、アキシャルオフセットを範囲内に抑える。】</p> <p>①【(2) 運転時の異常な過渡変化時における出力分布</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において、出力分布は通常運転時と異なった分布となる。出力分布に影響を与え、かつ燃料棒線出力密度が最も増大する運転時の異常な過渡変化としては、「ほう素の異常な希釈」及び「制御棒クラスタの異常な引き抜き」がある。「ほう素の異常な希釈」が発生すると、制御棒クラスタが自動の場合、炉心熱出力は一定に保たれるが、通常運転時と異なった出力分布となる。また「制御棒クラスタの異常な引き抜き」が発生すると、炉心熱出力の上昇とともに出力分布が変化する。いずれの場合にも、出力分布の変化により、最大線出力密度は通常運転時に比べて増加する。】</p>		<p>体裁をA型設認に統一</p> <p>① 本内容については資料1に記載</p>



設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 8	備考
<p>①【(3) 限界熱流束及び限界熱流束比 (DNBR)</p> <p>限界熱流束は、沸騰熱伝達の過程において、核沸騰からの離脱 (DNB) が起こるときの熱流束によって定義される。DNBが起こると、被覆管と一次冷却材の熱伝達特性が低下し、被覆管が損傷する可能性がある。DNBは、水力的条件と熱伝達現象の効果によって起こるもので、その場所での流量、圧力、蒸気質量率等の局所的条件のみならず、流路入口エンタルピ、流路長さ等の上流の条件や流路の形状等の影響を受ける。</p> <p>限界熱流束比 (DNBR) は、NFI-1 相関式 [50] で求めた軸方向各点の限界熱流束と、それらの点での実際の熱流束との比として定義され、DNB に対する余裕を示す指標となる。</p> <p>一方、「発電用加圧水型原子炉の炉心熱設計評価指針」 [51] において「最小 DNBR は通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時にあつては、許容限界値以上でなければならない。」を判断基準としており、改良統計的熱設計手法における最小 DNBR の許容限界値の算出方法を次のとおり定めている。</p> $DNBR_{Sl} = \frac{DNBR_{DL}}{F_{DNBRZ}^M}$ $1.0 = DNBR_{DL} \times F_{DNBRZ}^U$ <p>ここで、</p> <p><math>DNBR_{Sl}</math> : 最小 DNBR の許容限界値</p> <p><math>DNBR_{DL}</math> : DNBR 設計限界値</p> <p><math>F_{DNBRZ}^M</math> : DNB-ペナルティのための余裕</p> <p><math>F_{DNBRZ}^U</math> : DNB 相関式の不確定性を表わ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扱った確率分布の不確定性因子</p> <p>最小 DNBR の許容限界値は、「発電用加圧水型原子炉の炉心熱設計評価指針」に示される手法に従い、DNB 相関式<sup>*)</sup>の不確定性を表わ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扱った確率分布の不確定性因子、及び DNB-ペナルティ<sup>**)</sup>のための余裕を考慮した結果、「NFI-1 相関式」により 1.42 となる。】</p> <p>①【<sup>*)</sup> 加圧水型軽水炉の炉心において、冷却材流量、圧力等の条件から、燃料棒の限界熱流束を求めるための相関式のこと。</p> <p><sup>**)</sup> ある要因により最小 DNBR が低下するときの低下割合のこと。】</p>		<p>体裁を A 型設認に統一</p> <p>① 本内容については資料 1 に記載</p>

設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 8	備考															
<p>①【(4) ペレット最高温度</p> <p>ペレット最高温度は、熱流束熱水路係数を考慮して求められる。</p> <p>二酸化ウラン燃料棒及び、ガドリニア混合二酸化ウラン燃料棒のペレット中心最高温度の制限値は、実験結果から未照射状態の溶融点を評価し、その値に計算モデルの不確定性、燃料棒の製造公差及び燃焼に伴う 10,000MWd/t あたり 32℃ の溶融点低下を考慮して決定する。</p> <p>ペレット温度評価が最も厳しくなるのは、ペレット中心温度が最高となり、かつ、ペレット中心温度と制限値との温度差が最も小さくなる場合である。この最も厳しい状態は、二酸化ウラン燃料棒で燃焼開始直後（局所燃焼度 0MWd/t）に起こる。ガドリニア混合二酸化ウラン燃料棒では局所燃焼度約 15,000MWd/t 時にペレット中心温度が最高となる。</p> <p>以下に、各燃料棒のペレット中心最高温度の設計上の制限値とその内容を示す。</p> <table border="1" data-bbox="224 622 896 925"> <thead> <tr> <th></th> <th>二酸化ウラン燃料棒</th> <th>ガドリニア混合二酸化ウラン燃料棒</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>未照射時溶融点</td> <td>2,800℃</td> <td>2,700℃</td> </tr> <tr> <td>照射による溶融点の低下</td> <td>0℃</td> <td>50℃</td> </tr> <tr> <td>余裕 (製造時の誤差、計算モデルの不確定性を含む)</td> <td>(0MWd/t時) 220℃</td> <td>(15,000MWd/t時) 220℃</td> </tr> <tr> <td>制限値</td> <td>2,580℃</td> <td>2,430℃</td> </tr> </tbody> </table> <p>二酸化ウランペレット最高温度は、局所燃焼度 0MWd/t のとき最大線出力密度 59.1kW/m<sup>2</sup> 時において 2,170℃ となり、制限値 2,580℃ よりも十分低い。</p> <p>また、ガドリニア混合二酸化ウランペレット最高温度は、局所燃焼度約 15,000MWd/t のとき、最大線出力密度 44.3kW/m<sup>2</sup> 時において 1,900℃ であり、制限値 2,430℃ よりも十分低い。】</p> <p>①【* 燃料ペレット焼きしまりの効果を含む】</p>		二酸化ウラン燃料棒	ガドリニア混合二酸化ウラン燃料棒	未照射時溶融点	2,800℃	2,700℃	照射による溶融点の低下	0℃	50℃	余裕 (製造時の誤差、計算モデルの不確定性を含む)	(0MWd/t時) 220℃	(15,000MWd/t時) 220℃	制限値	2,580℃	2,430℃		<p>体裁を A 型設認に統一</p> <p>① 本内容については資料 1 に記載</p>
	二酸化ウラン燃料棒	ガドリニア混合二酸化ウラン燃料棒															
未照射時溶融点	2,800℃	2,700℃															
照射による溶融点の低下	0℃	50℃															
余裕 (製造時の誤差、計算モデルの不確定性を含む)	(0MWd/t時) 220℃	(15,000MWd/t時) 220℃															
制限値	2,580℃	2,430℃															

設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 8	備考																																		
<p>①【(5) 燃料濃縮度とガドリニア濃度  ガドリニア混合二酸化ウランペレットの場合、二酸化ウランペレットに比べて熱伝導率及び溶融点が高いため、本燃料棒設計においては、ガドリニア混合二酸化ウランペレットの濃縮度を二酸化ウランペレットよりも1.6wt%下げて線出力密度を低下させる。  ガドリニア濃度は、サイクル初期において照射二酸化ウラン燃料集合体と未照射のガドリニア混合二酸化ウラン燃料集合体の反応度が同程度になるように、またサイクルを通じて安定した反応度抑制効果を得る観点から、並びに炉心運用の柔軟性を高める観点から、10wt%以下としている。】</p> <p>5.6.3 原子炉性能に関する主要データ</p> <p>①【本申請の燃料集合体を装荷する原子炉の核熱水力設計に関する主要データを以下に示す。】</p> <p>炉心</p> <table border="0"> <tr><td>原子炉熱出力</td><td>2,652 MW</td></tr> <tr><td>一次冷却材全流量</td><td>45.7×10<sup>6</sup> kg/h</td></tr> <tr><td>原子炉容器入口一次冷却材温度</td><td>284 °C</td></tr> <tr><td>原子炉容器出口一次冷却材温度</td><td>321 °C</td></tr> <tr><td>原子炉圧力</td><td>15.4 MPa [gage]</td></tr> </table> <p>線出力密度</p> <table border="0"> <tr><td>定格出力時平均</td><td>17.1 kW/m</td></tr> <tr><td>定格出力時最大</td><td></td></tr> <tr><td>  (二酸化ウラン燃料棒)</td><td>41.1 kW/m</td></tr> <tr><td>  (ガドリニア混合二酸化ウラン燃料棒)</td><td>31.9 kW/m</td></tr> </table> <p>燃料棒</p> <table border="0"> <tr><td>運転時の異常な過渡変化時最大</td><td></td></tr> <tr><td>  (二酸化ウラン燃料棒)</td><td>59.1 kW/m</td></tr> <tr><td>  (ガドリニア混合二酸化ウラン燃料棒)</td><td>44.3 kW/m</td></tr> </table> <p>燃料棒</p> <p>燃焼度</p> <table border="0"> <tr><td>燃料集合体最高</td><td>55,000 MWd/t</td></tr> <tr><td>燃料棒最高</td><td>61,000 MWd/t</td></tr> <tr><td>ペレット最高</td><td>71,000 MWd/t</td></tr> </table> <p>最小限界熱流束比</p> <table border="0"> <tr><td>定格出力時</td><td>2.36</td></tr> <tr><td>運転時の異常な過渡変化時</td><td>1.42以上 (NFI-1相関式)</td></tr> </table>	原子炉熱出力	2,652 MW	一次冷却材全流量	45.7×10 <sup>6</sup> kg/h	原子炉容器入口一次冷却材温度	284 °C	原子炉容器出口一次冷却材温度	321 °C	原子炉圧力	15.4 MPa [gage]	定格出力時平均	17.1 kW/m	定格出力時最大		(二酸化ウラン燃料棒)	41.1 kW/m	(ガドリニア混合二酸化ウラン燃料棒)	31.9 kW/m	運転時の異常な過渡変化時最大		(二酸化ウラン燃料棒)	59.1 kW/m	(ガドリニア混合二酸化ウラン燃料棒)	44.3 kW/m	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	定格出力時	2.36	運転時の異常な過渡変化時	1.42以上 (NFI-1相関式)		<p>体裁をA型設認に統一</p> <p>①  本内容については資料1に記載</p>
原子炉熱出力	2,652 MW																																			
一次冷却材全流量	45.7×10 <sup>6</sup> kg/h																																			
原子炉容器入口一次冷却材温度	284 °C																																			
原子炉容器出口一次冷却材温度	321 °C																																			
原子炉圧力	15.4 MPa [gage]																																			
定格出力時平均	17.1 kW/m																																			
定格出力時最大																																				
(二酸化ウラン燃料棒)	41.1 kW/m																																			
(ガドリニア混合二酸化ウラン燃料棒)	31.9 kW/m																																			
運転時の異常な過渡変化時最大																																				
(二酸化ウラン燃料棒)	59.1 kW/m																																			
(ガドリニア混合二酸化ウラン燃料棒)	44.3 kW/m																																			
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																																			
定格出力時	2.36																																			
運転時の異常な過渡変化時	1.42以上 (NFI-1相関式)																																			

設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 8

備考

第 1-7 表 被覆管の硬度[8]

種 類	マイクロビッカース硬さ
NDA 被覆管	211~217
(参考)ジルカロイ-4 被覆管	212~224

単位:Hv(0.2)\*

第 5-3 表 NDA 被覆管の硬さの測定結果<sup>(20)</sup>

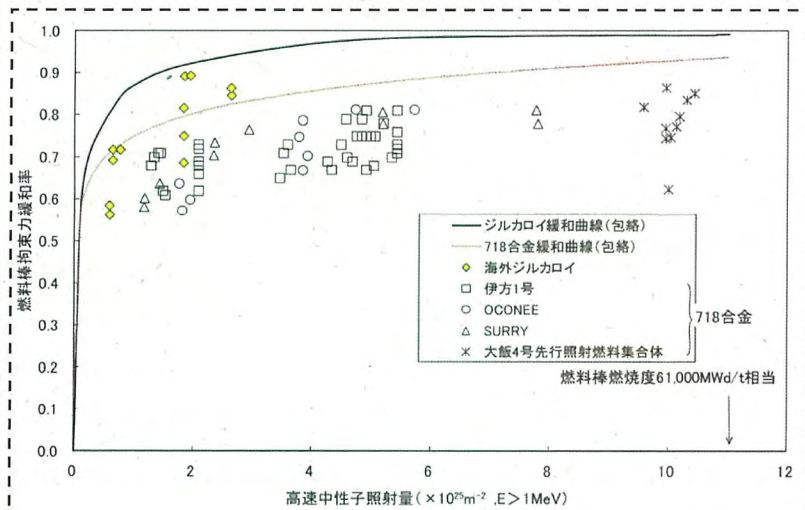
(単位:HV (ビッカース硬さ値))

種類	平均値 (HV0.2 <sup>(注1)</sup> )
NDA	215
ジルカロイ-4 (参考)	218

(注 1) HV0.2: ビッカース硬さ試験力 0.2kgf

体裁をA型設認に統一  
A型設認添付書類一 表5-3

第1-26図については資料7に記載  
第3-30図



第 1-26 図 支持格子の燃料棒拘束力の緩和率\*実測データ[52] [53]

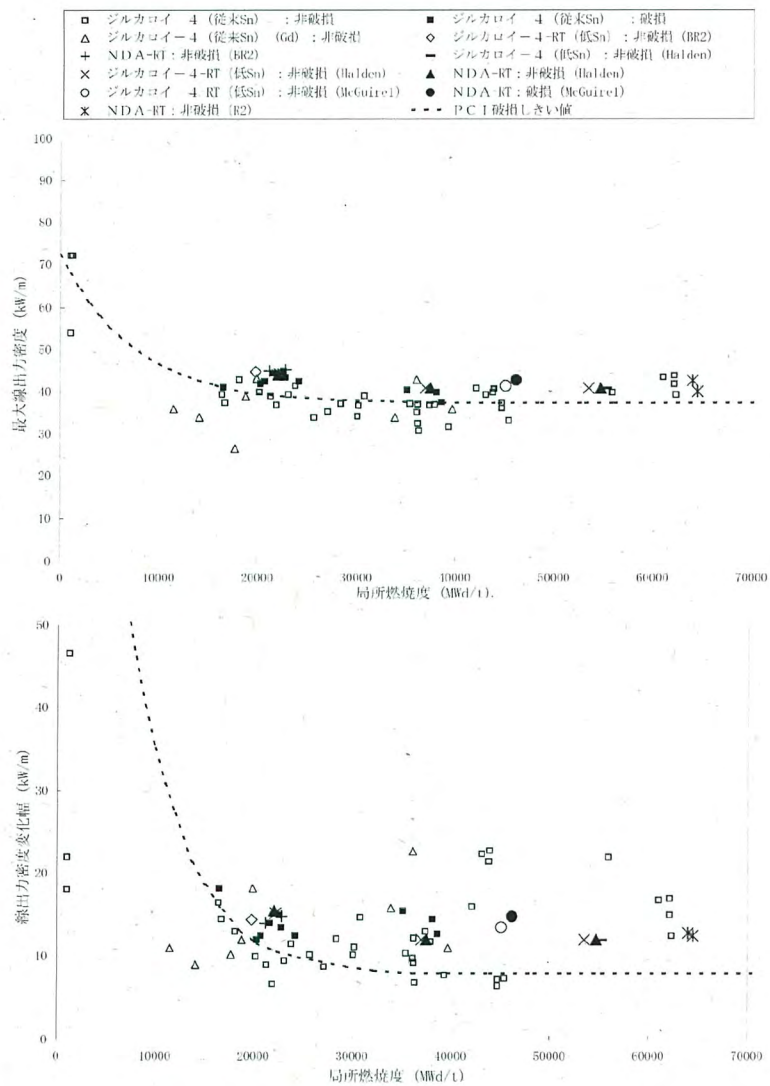
\* 燃料棒拘束力緩和率: 製造時の燃料棒拘束力に対する拘束力の緩和割合



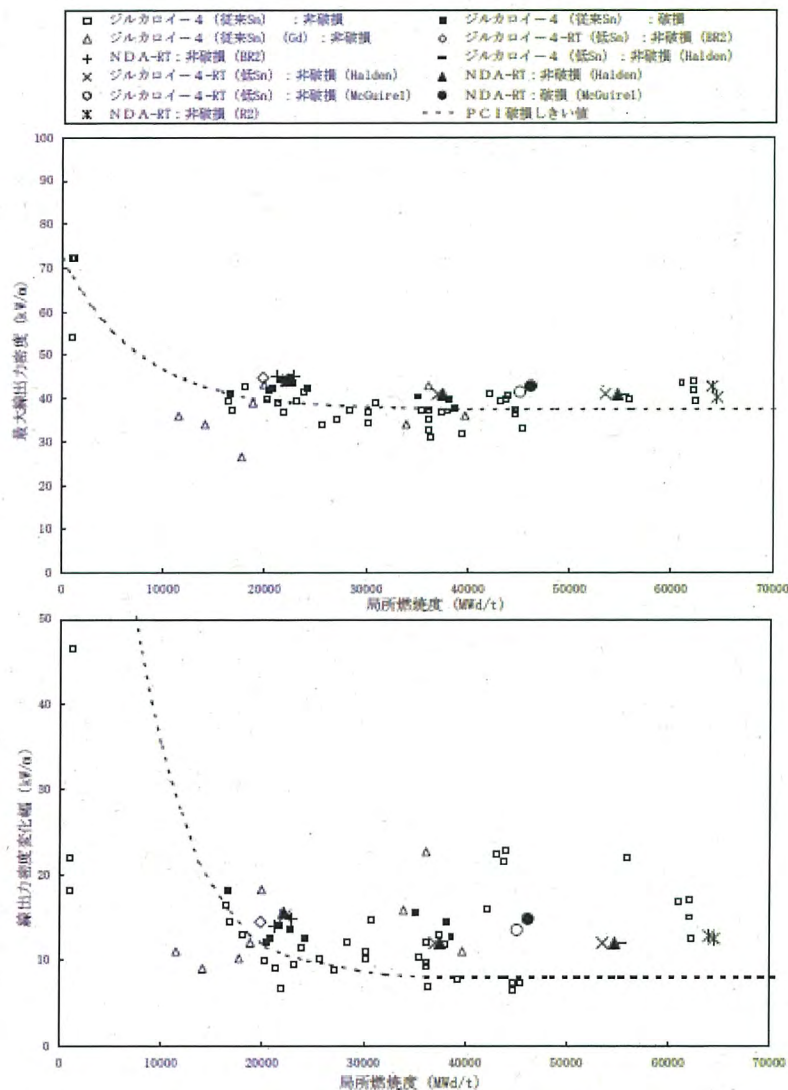
設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 8

備考



第 1-27 図 NDA 被覆管の耐 PCI 特性[8]



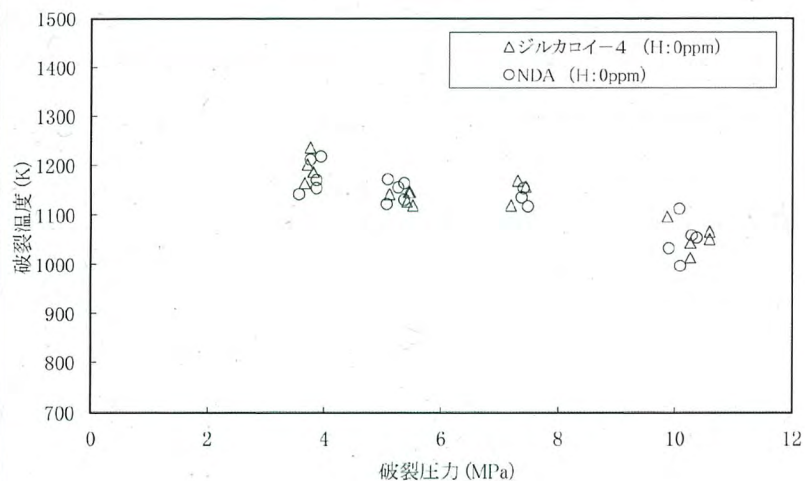
第 5-11 図 NDA 被覆管の耐 PCI 性<sup>(20)</sup>



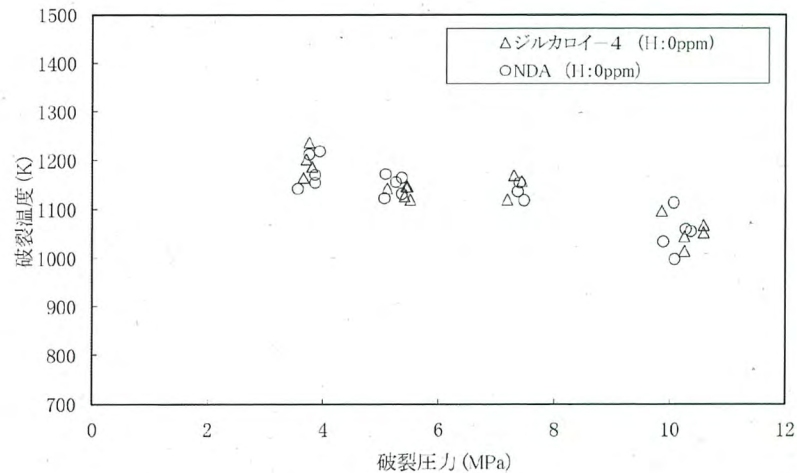
設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 8

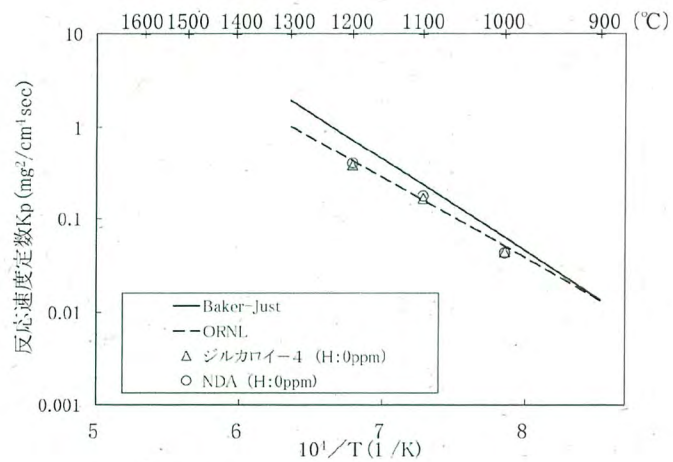
備考



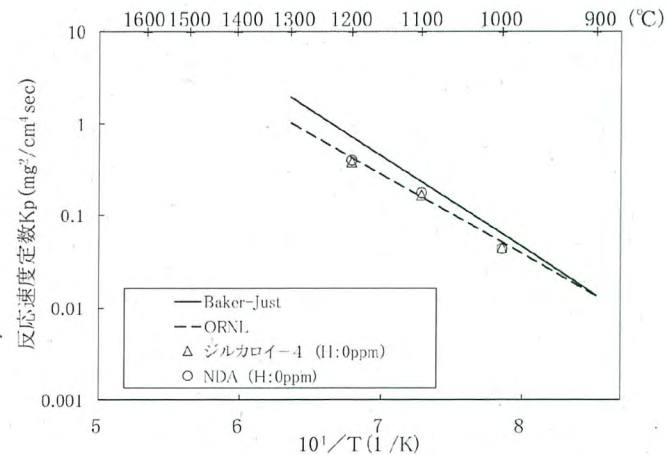
第 1-28 図 未照射 NDA 被覆管の LOCA 模擬昇温内発破裂試験結果[8]



第 5-12 図 未照射管の LOCA 時破裂挙動試験結果 (受取管) (20)



第 1-29 図 未照射 NDA 被覆管の高温水蒸気酸化試験結果[8]

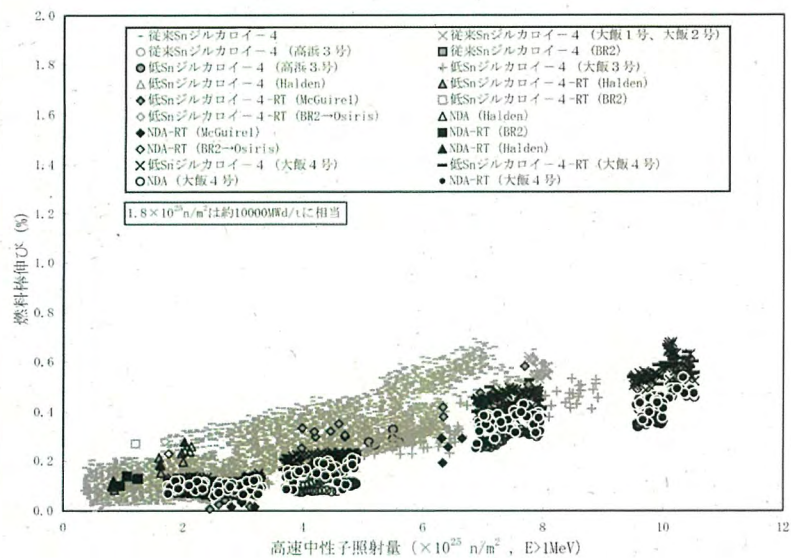


第 5-13 図 未照射管のジルコニウム-水反応速度定数 (受取管) (20)

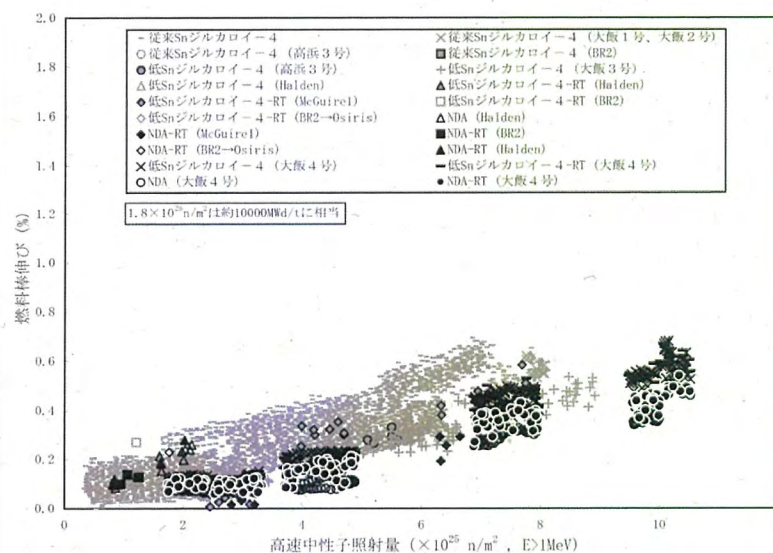
設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8

備考



第1-30図 NDA被覆管の燃料棒伸び[8]

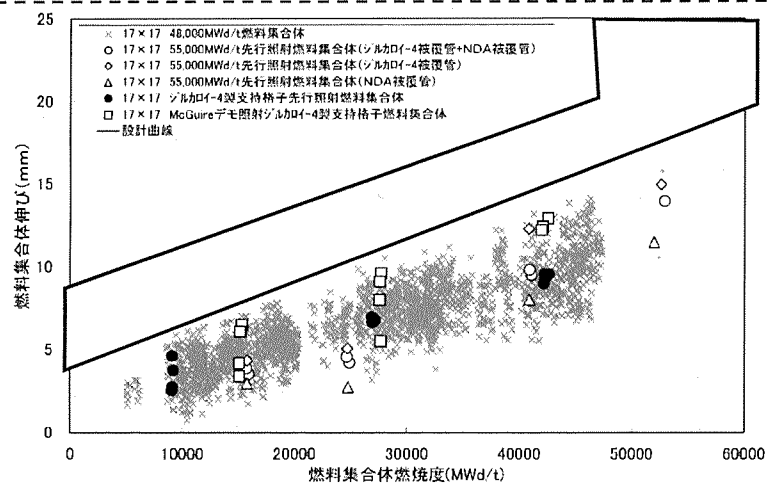


第5-6図 NDA被覆管の照射成長<sup>(20)</sup>

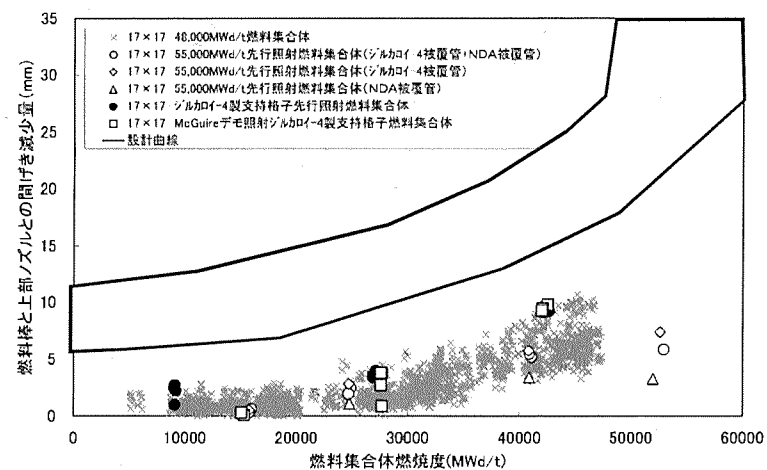
設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8

備考



第1-31図 燃料集合体の伸び[54]



第1-32図 上部ノズル-燃料棒間げきの減少量[54]

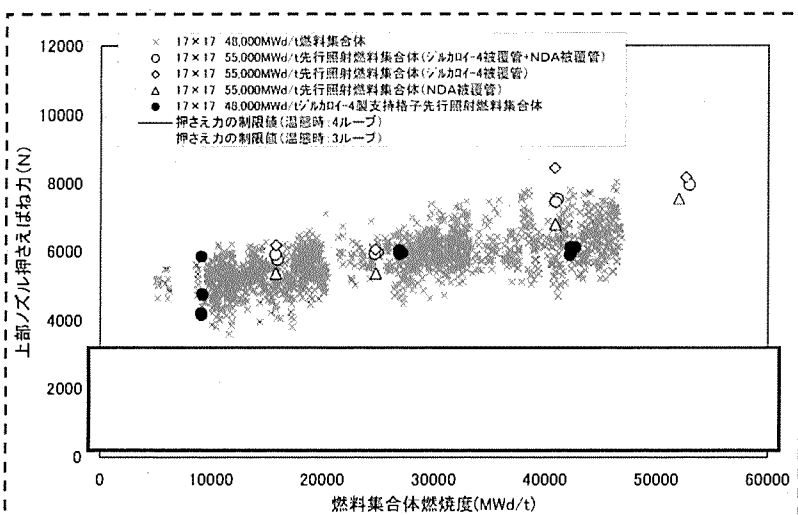
体裁をA型設認に統一

本内容については資料7に記載  
第3-25図、第3-26図

設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8

備考



第1-33図 上部ノズル押さえばねの押さえ力

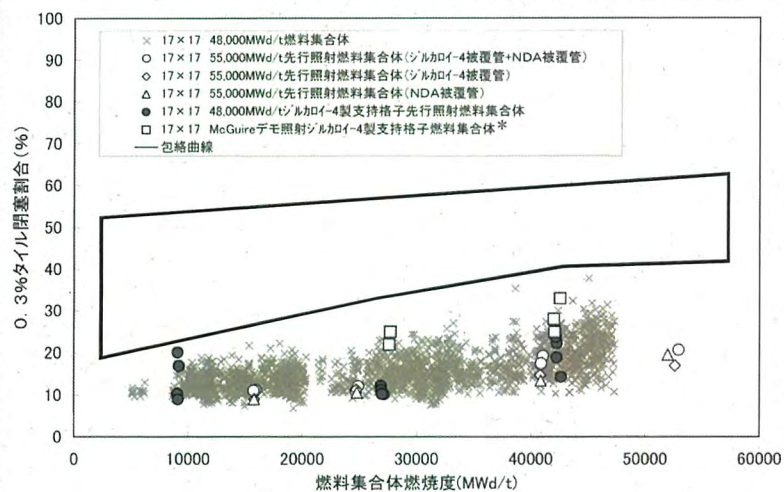
体裁をA型設認に統一

本内容については資料7に記載  
4.3.2項

設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類一

設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 8

備考



\* McGuire デモ照射ジルコイ-4 製支持格子燃料の段数は 8 段であり、国内向け燃料よりも 1 段少ない。

第 1-34 図 燃料棒曲がり[54]

0.3%タイル閉塞割合:燃料集合体単位、あるいは領域単位の燃料棒曲がりの程度を評価する場合は、燃料棒ギャップ閉塞割合の統計的なばらつきを把握する必要がある。一般的には、燃料棒ギャップ閉塞割合の分布の 0.3 パーセンタイル値に相当する 0.3 パーセンタイル燃料棒ギャップ閉塞割合を用いる。

体裁をA型設認に統一

本内容については資料7に記載  
第3-24図



設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8	備考
<div data-bbox="215 236 788 1430" style="border: 1px dashed black; padding: 10px;"> <pre> graph TD     A[始め] --&gt; B[原子炉出力]     B --&gt; C[熱的制限条件から燃料の最大線出力の決定]     C --&gt; D[ピーキング係数、燃料棒有効長を考慮、燃料棒総本数の決定]     D --&gt; E[炉心内燃料棒配置及び炉心寸法のおおよその決定]     E --&gt; F[Keff、反応度係数などを考慮しての燃料パラメータの決定]     F --&gt; G[制御棒パターン]     G --&gt; H[出力分布]     H --&gt; I[燃料温度、被覆管温度DNBRのチェック]     I --&gt; J[燃料燃焼、増殖特性燃料取替の解析]     J --&gt; K[終わり]     J --&gt; F     </pre> <p style="text-align: center;">第1-35図 核熱水力設計の流れ</p> </div>		<p>本内容については資料1に記載</p>

設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 8	備考
<p>6. 参考文献</p> <p>[1] J.A.Christensen, "Irradiation Effects on Uranium Dioxide Melting", HW-69234 (1962)</p> <p>[2] J.A.Christensen, et al., "Melting Point of Irradiated Uranium Dioxide", WCAP-6065 (1965)</p> <p>[3] J.Lambert Bates, "Melting Point of Irradiated Uranium Dioxide", J. Nucl. Mat., 36 (1970) 234-236</p> <p>[4] J.Belle, "Uranium Dioxide, Properties and Nuclear Applications", USAEC (1961)</p> <p>[5] R.J.Beals, J.H.Handwerk, B.J.Wrona, "Behavior of Urania-Rare-Earth Oxides at High Temperatures," J. Am. Cer. Soc., Vol. 82, No. 11, 578-581(1969)</p> <p>[6] T.Wada, K.Noro, K.Tsukui, "Behaviour of UO<sub>2</sub>-Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> Fuel," Paper 63 presented at BNES Conference, London, Oct. (1973)</p> <p>[7] L.N.Grossman, D.R.Packard, H.W.Hill, "(U,Gd)O<sub>2</sub> Phase Equilibria at High Temperatures" Paper 453-458 presented to C.N.R.S.Colloquium (1972)</p> <p>[8] 原子燃料工業, "原燃工製PWRステップ 2 燃料の改良因子について", NFK-8116 改 8, 2011</p> <p>[9] 日本機械学会編 "ジルコニウム合金ハンドブック", 日刊工業新聞社 (1997)</p> <p>[10] R.M.Berman et al, "Properties of Zircaloy-4 Tubing", WAPD-TM-585 (1966)</p> <p>[11] Technical Bulletin "Inconel Alloy 718" International Nickel Co.</p> <p>[12] Technical Bulletin "Huntington Alloys Handbook", Huntington Alloy Co.</p> <p>[13] [Redacted]</p> <p>[14] [Redacted]</p> <p>[15] 長谷川正義監修 "ステンレス鋼便覧", 日刊工業新聞社(1973)</p> <p>[16] 森島淳好、栗山 貴、原山泰雄, "第 1 集 燃料設計に必要な物性値及び計算図表(改訂第 2 版)" JAERI-M 4881 (1972)</p> <p>[17] F.Anselin, "The Role of Fission Products in the Swelling of Irradiated UO<sub>2</sub> and (U,Pu) O<sub>2</sub> Fuel", GEAP-8583(1969)</p> <p>[18] R.G.Bellamy, J.B.Rich, "Grain-Boundary Gas Release and Swelling in High Burn-up Uranium Dioxide", J. Nucl. Mat., 33 64-76 (1969)</p>	<p>10. 参考文献</p> <p>(1) N. Oi et al., "BWR Fuel Performance and Recent Trend of R&amp;D in Japan", ANS 1988, Williamsburg</p> <p>(2) J. Belle, "Uranium Dioxide: Properties and Nuclear Application", USAEC (1961)</p> <p>(3) H. Stehle and H. Assmann, "The Dependence of In-reactor UO<sub>2</sub> Densification on Temperature and Microstructure", J. Nucl. Mat., 52, 303 (1974)</p> <p>(4) M.O. Marlowe, "Predicting in-reactor Densification Behavior of UO<sub>2</sub>", Trans. AM. Nucl. Soc., 17, 166 (1973)</p> <p>(5) J.K. Hohorst et al., "SCDAP/RELAP5/MOD2 Code Manual, Volume 4:MATPRO-A Library of Materials Properties for Light-Water-Reactor Accident Analysis", NUREG/CR-5273 (1990)</p> <p>(6) M. Kinoshita et al., "High Burnup RIM Project(II) Irradiation and Examination to Investigate RIM-Structured Fuel", ANS 2000 International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, April 2000, Park City, Utah</p> <p>(7) M. Mongensen et al., "Behavior of Fission Gas in the Rim Region of High Burn-up UO<sub>2</sub> Fuel Pellets with Particular Reference to Results from an XRF Investigation", J. Nucl. Mat., 264 pp.99-112 (1999)</p> <p>(8) 長谷川正義 編, "ステンレス鋼便覧 初版", 日刊工業新聞社 (1960)</p> <p>(9) (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</p>	<p>A型設認統一に伴う参考文献の変更</p>

設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8	備考
<p>[19] H.R.Warner, F.A.Nichols, "A Statistical Fuel Swelling and Fission Gas Release Model" Nucl. Appl. &amp; Tech., 9 148-166(1970)</p> <p>[20] R.E.Skavdahl et al., "International Symposium on Plutonium Fuels Technology Nuclear Metallurgy", 13 457(1967)</p> <p>[21] W.Chubb, V.W.Storhok, D.L.Keller, "Factors Affecting the Swelling of Nuclear Fuels at High Temperatures" Nucl. Tech., 18 231-256 (1973)</p> <p>[22] R.M.Berman, H.B.Meierman, P.W.Patterson, "Irradiation Behavior of Zircaloy of Zircaloy-Clad Fuel Rods-Containing Dished-End UO<sub>2</sub> Pellets", WAPD-TM-629 (1967)</p> <p>[23] (財)原子力安全研究会, "軽水炉燃料のふるまい", 1998</p> <p>[24] M.Kinoshita et al., "High Burnup Rim Project (V) - Completed scope and needs for further study-", ENLARGED HALDEN PROGRAMME GROUP MEETING, Lillehammer, 2001</p> <p>[25] R.Manzel and C.T.Walker, "HIGH BURNUP FUEL MICROSTRUCTURE AND ITS EFFECT ON FUEL ROD PERFORMANCE", International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Park City, Utah, 2000</p> <p>[26] M.Kinoshita et al., "High Burnup Rim Project (II) - Irradiation and Examination to Investigate RIM-Structured Fuel", International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Park City, Utah, 2000</p> <p>[27] W.A.Franks and L.Geller, "The Benefit of Extended Burnup in Fuel Cycle Cost", SAND 86-7089 (1986)</p> <p>[28] S.T.Mahmood, et al., "Post-irradiation characterization of Ultra-High-Fluence Zircaloy-2 plate", ASTM STP1354, 2000</p> <p>[29] A.F.Rowcliffe, J.A.Horak(ORNL), "Tensile Properties and Fracture Behavior of Irradiated Nickel Alloys", Trans.Am.Nucl.Soc., Vol.38, 266-267, 1981</p> <p>[30] W.J.Mills, "Effect of Irradiation on the Fracture Toughness of Alloy 718 Plate and Weld", J.Nucl.Mat., 199 (1992) 68-78</p> <p>[31] <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 200px; height: 20px;"></span></p> <p>[32] 仲田清吾, 吉田寿美, 正岡 功, 斎藤 隆, "オーステナイトステンレス鋼の機械的性質に及ぼす 560K での中性子照射の影響", 日本金属学会誌, VOL.52 (1988)</p> <p>[33] M.Nakano et al., "Effects of Material Property Changes on IASCC " International Symposium on the Mechanism of Material Degradation and Non-Destructive Evaluation on Light Water</p>	<p>(10) (財)原子力安全研究協会, "軽水炉燃料のふるまい 実務テキストシリーズ No.3 (改訂第5版)", 平成25年3月</p> <p>(11) (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</p> <p>(12) J.O. Barner, et al., "High Burnup Effects Program - Final Report", HBEP-61 (1990)</p> <p>(13) S. Doi et al., "High Burnup Experience of PWR Fuel in Japan", ANS/ENS International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, April 1991, Avignon, France</p> <p>(14) 三島ら, "加圧水型原子炉燃料集合体の信頼性実証試験", 日本原子力学会誌, Vol.31, No.10 (1989)</p> <p>(15) 長谷川正義, 三島良績 監修, "原子炉材料ハンドブック", 日刊工業新聞社 (1977)</p> <p>(16) 宇根ら, "高温高压水中における未照射ペレットの腐食挙動", 日本原子力学会「1995春の年会」要旨集 L45, 1995年3月, 東工大</p> <p>(17) J.A. Christensen et al., "Melting Point of Irradiated Uranium Dioxide", Trans. AM. Nucl. Soc., 7, 390 (1965)</p> <p>(18) J.L. Bates, "Melting Point of Irradiated Uranium Dioxide", J. Nucl. Mat., 36, 234 (1970)</p> <p>(19) J.A. Christensen, "Irradiation Effects on Uranium Dioxide Melting", HW-69234 (1962)</p>	<p>A型設認統一に伴う参考文献の変更</p>



設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料8	備考
<p>Reactors, Japan, 2002</p> <p>[34] (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"</p> <p>[35] (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"</p> <p>[36] J.O.Barner, et al., "High Burnup Effects Program - Final Report", HBEP-61, 1990"</p> <p>[37] F.Garzaroli, R.Manzel, H.Stehle, "The Behaviour of Defective Fuel Rods Under Continued Reactor Operation" Kerntechnik, 10 463-466 (1978)</p> <p>[38] (財)原子力発電技術機構, "平成9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"</p> <p>[39] Argonne National Laboratory Reactor Development Program Progress Report, ANL-6705 (1963)</p> <p>[40] G.A.Potts, "Uranium-Gadolinium Nuclear Fuel Physical and Irradiation Characteristics and Material Properties", NEDO-20943, (1977)</p> <p>[41] K.Une, S.Kashibe, K.Nogita, "Corrosion behavior of unirradiated oxide fuel pellets in high temperature water", J. Nucl. Mater. 227 (1995) 32-37</p> <p>[42] C.E.Curtis, J.R.Johnson, "Ceramic Properties of Samarium Oxide and Gadolinium Oxide. X-Ray Studies of Other Rare-Earth Oxides and Some Components", J. Am. Cer. Soc., Vol. 40, No.1, (1957)</p> <p>[43] F.Garzaroli et al., "Waterside Corrosion of Zircaloy-Clad Fuel Rods in a PWR Environment", ASTM STP 754, (1982), pp430</p> <p>[44] W.A.Mizla, "Corrosion Properties of Ni-Cr-Fe Alloy 718 and Microbraz-50 (BNi-7)", WAPD-TM-1049 (1973)</p> <p>[45] J.N.Esposito et al., "The Addition of Zinc to Primary Reactor Coolant for Enhanced PWSCC Resistance", 5th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactor, 1992</p> <p>[46] K.Une, "Threshold values characterizing Iodine-induced SCC of Zircaloy", IAEA Specialists Meeting on Pellet-Cladding Interaction in Water Reactors, Roskilde, Denmark, 1980</p> <p>[47] 原子燃料工業, "燃料棒の曲りの評価", NFK-8014 改3, 1981</p> <p>[48] (財)原子力発電技術機構, "平成10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"</p> <p>[49] K.NOIGITA, K.UNE, "Formation of Pellet-cladding Bonding Layer in High Burnup BWR</p>	<p>(20) 原子燃料工業, "原燃工製PWRステップ2燃料の改良因子について", NFK-8116 改8, (2011)</p> <p>(21) J.O. Barner et al., "Relationship between Microstructure and Fission Gas Release in High Burnup UO<sub>2</sub> Fuel with Emphasis on the RIM Region", ANS/ENS International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, April 1991, Avignon, France</p> <p>(22) 園田ら, "高燃焼度時の燃料細粒化現象の照射研究 (HBRP) (2) -しきい条件・密度低下・残留ガス-", 日本原子力学会「2002年春の年会」要旨集, 2002年3月, 神戸商船大学</p> <p>(23) R.J. Beals et al., "Behavior of Uranium-Rare-Earth Oxides at High Temperatures", J. Am. Cer. Soc., 52, No. 11, pp.578-581 (1969)</p> <p>(24) T. Wada et al., "Behaviour of UO<sub>2</sub>-Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> Fuel", Paper 63, Nucl. Fuel Performance (1973)</p> <p>(25) L.N. Grossman et al., "(U,Gd)O<sub>2-x</sub> Phase Equilibria at High Temperatures", Paper 453-458 presented to C.N.R.S. Colloquium (1972)</p> <p>(26) (財)原子力発電技術機構, "平成9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10年3月</p> <p>(27) R.M. Adams and A. Glassner, "Reactor Development Program Progress Report", ANL-6705, April 15 (1963)</p> <p>(28) 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</p>	<p>A型設認統一に伴う参考文献の変更</p>

設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類一	設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 8	備考
<p>Fuels" J.Nucl.Sci.Tech,34,1997</p> <p>[50] 原子燃料工業, "原燃工新 DNB 相關式(NFI-1)について", NFK-8087 改 2, 2007</p> <p>[51] "基電用加圧水型原子炉の炉心熱設計評価指針", 原子力安全委員会(2000)</p> <p>[52] 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> <p>[53] 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</p> <p>[54] 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</p>	<p>(29) S.T. Mahmood et al., "Post-Irradiation Characterization of Ultra-High-Fluence Zircaloy-2 Plate", ASTM STP 1354 (2000)</p> <p>(30) E. Hillner, "Corrosion of Zirconium-Base Alloys - An Overview", Zirconium in the Nuclear Industry:3rd International Conference, ASTM STP 633, pp.211-235 (1977)</p> <p>(31) J. BAI et al., "Effect of Hydrides on the Ductile-brittle Transition in Stress-relieved, Recrystallized and <math>\beta</math>-Treated Zircaloy-4", ANS/ENS International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, April 1991, Avignon</p> <p>(32) W.A. Franks and L. Geller, "The Benefit of Extended Burnup in Fuel Cycle Cost", SAND86-7089 (1986)</p> <p>(33) Technical Bulletin, "Inconel Alloy 718", International Nickel Co.</p> <p>(34) Technical Bulletin, "Huntington Alloys Handbook", Huntington Alloy Co.</p> <p>(35) W.J. Mills, "Effect of irradiation on the fracture toughness of Alloy 718 plate and weld", J. Nucl. Mat., 199, pp.68-78 (1992)</p> <p>(36) A.F. Rowcliffe et al., "Environmental Effects on Cladding Mechanical Properties", Trans. AM. Nucl. Soc., 38, pp.266-267 (1981)</p> <p>(37) T.T. Claudson and R.E. Westerman, "An Evaluation of the Corrosion Resistance of Several High Temperature Alloys for Nuclear Applications", BNWL-155 (1965)</p>	<p>A型設認統一に伴う参考文献の変更</p>



設認（伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体） 添付書類一	設工認（伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体） 資料 8	備考
	<p style="text-align: right;">A型設認統一に伴う参考文献の変更</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 10px; margin: 10px auto; width: 80%;"> <p>(38) <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 200px; height: 15px;"></span></p> <p>(39) <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 250px; height: 15px;"></span></p> <p>(40) <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 250px; height: 15px;"></span></p> <p>(41) R.W. Cahn et al., "Materials Science and Technology"</p> <p>(42) T. Matsuoka et al., "Intergranular Cracking in Cladding Tube of PWR RCCA Rodlets", JSME International Journal Series A, 38 (1995)</p> <p>(43) T. Maekawa and M. Kagawa, "Corrosion of Stainless Steels in High- Temperature Boric Acid Solutions", Corrosion Engineering, 17, No. 3 (1968)</p> <p>(44) A. J. Sedriks, "Corrosion of Stainless Steels", Wiley (1979)</p> </div> <p style="text-align: center; margin-top: 20px;">- 資 8-62/E -</p>	

設認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 添付書類二	設工認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 資料7	備考
<p>添付書類二</p> <p>燃料体(燃料要素の集合体である燃料体にあたっては、燃料要素)の強度計算書</p>	<p>強度に関する説明書</p> <div data-bbox="1368 1193 1700 1273" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 20px;"> <p>設計及び工事計画認可申請 資料7</p> <p>伊方発電所第3号機</p> </div>	

設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類二	設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 7	備考
<p>添付書類二</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1. 概要 ..... 2-1</p> <p>2. 設計条件 ..... 2-2</p> <p>3. 燃料棒の強度計算 ..... 2-4</p> <p>  3.1 燃料棒の設計基準 ..... 2-4</p> <p>  3.2 燃料棒の強度計算方法 ..... 2-6</p> <p>  3.3 燃料棒設計計算コードの概要 ..... 2-6</p> <p>    3.3.1 計算の流れの概要 ..... 2-6</p> <p>    3.3.2 燃料棒の温度 ..... 2-9</p> <p>  3.4 燃料棒の強度計算結果 ..... 2-43</p> <p>    3.4.1 燃料棒の強度計算解析条件 ..... 2-43</p> <p>    3.4.2 燃料中心温度評価 ..... 2-52</p> <p>    3.4.3 被覆管歪評価 ..... 2-56</p> <p>    3.4.4 燃料棒内圧評価 ..... 2-59</p> <p>    3.4.5 被覆管応力評価 ..... 2-64</p> <p>    3.4.6 被覆管疲労評価 ..... 2-74</p> <p>  3.5 その他の考慮事項 ..... 2-80</p> <p>    3.5.1 被覆管外面腐食及び水素吸収量評価 ..... 2-80</p> <p>4. 燃料集合体の強度計算 ..... 2-81</p> <p>  4.1 燃料集合体の設計基準 ..... 2-81</p> <p>  4.2 燃料集合体の強度計算方法 ..... 2-84</p> <p>    4.2.1 輸送及び取扱い時における評価方法 ..... 2-84</p> <p>    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 ..... 2-85</p> <p>  4.3 燃料集合体の強度計算結果 ..... 2-89</p> <p>    4.3.1 輸送及び取扱い時における強度評価結果 ..... 2-89</p> <p>    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強度評価結果 ..... 2-90</p> <p>② 5. 燃料集合体の地震時強度計算 ..... 2-94</p> <p>  5.1 燃料集合体の地震時設計基準 ..... 2-94</p> <p>  5.2 燃料集合体の地震時強度計算方法 ..... 2-98</p> <p>  5.3 燃料集合体の応答解析結果 ..... 2-110</p>	<p style="text-align: center;">目 次</p> <p style="text-align: right;">頁</p> <p>1. 概 要 ..... 資 7-1</p> <p>  1.1 燃料集合体の構造 ..... 資 7-1</p> <p>2. 設計条件 ..... 資 7-5</p> <p>  2.1 燃焼度 ..... 資 7-5</p> <p>  2.2 線出力密度 ..... 資 7-5</p> <p>  2.3 原子炉運転条件 ..... 資 7-6</p> <p>3. 燃料棒の強度計算 ..... 資 7-7</p> <p>  3.1 燃料棒の設計基準 ..... 資 7-7</p> <p>  3.2 燃料棒の強度評価方法 ..... 資 7-9</p> <p>    3.2.1 強度評価に用いる解析コード ..... 資 7-9</p> <p>    3.2.2 解析コードに用いるモデル及び計算方法 ..... 資 7-12</p> <p>  3.3 強度評価結果 ..... 資 7-45</p> <p>    3.3.1 計算条件 ..... 資 7-45</p> <p>    3.3.2 計算結果 ..... 資 7-54</p> <p>    3.3.3 燃料棒の温度評価結果 ..... 資 7-62</p> <p>    3.3.4 燃料棒の内圧評価結果 ..... 資 7-65</p> <p>    3.3.5 被覆管の応力評価結果 ..... 資 7-67</p> <p>    3.3.6 被覆管のひずみ評価結果 ..... 資 7-76</p> <p>    3.3.7 被覆管の疲労評価結果 ..... 資 7-80</p> <p>  3.4 その他の考慮事項 ..... 資 7-83</p> <p>4. 燃料集合体の強度計算 ..... 資 7-98</p> <p>  4.1 燃料集合体の設計基準 ..... 資 7-98</p> <p>  4.2 燃料集合体強度評価方法 ..... 資 7-101</p> <p>    4.2.1 燃料輸送及び取扱い時における評価方法 ..... 資 7-101</p> <p>    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 ..... 資 7-104</p> <p>  4.3 強度評価結果 ..... 資 7-107</p> <p>    4.3.1 燃料輸送及び取扱い時における評価結果 ..... 資 7-107</p> <p>    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 ..... 資 7-109</p>	<p>① 体裁をA型設認に統一した事による項の追加</p> <p>② 本内容については資料6に記載</p>

設認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 添付書類二	設工認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 資料7	備考
<p>5.4 燃料集合体の地震時強度評価方法 ..... 2-121</p> <p>5.5 燃料集合体の地震時強度評価結果 ..... 2-126</p> <p>6. 参考文献 ..... 2-131</p>	<p>5. 参考文献 ..... 資 7-112</p>	<p>本内容については資料6に記載</p>



設認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 添付書類二	設工認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 資料7	備考
<p>1. 概要</p> <p>①【本添付書類は、伊方発電所第3号機で使用される燃料体（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。】</p> <p>②【伊方発電所第3号機の炉心は157体の燃料集合体で構成され、原子炉本体の設備との共存性を持ち、燃料の寿命中その健全性が維持されるように設計されている。</p> <p>原子炉は炉心熱出力で、2,652MWを安全に出せるように設計され、取替燃料集合体は平均約49,000MWd/tの燃料集合体平均燃焼率（以下、燃焼度と称する）を達成できるようにウラン濃縮度が定められている。】</p>	<p>1. 概要</p> <p>①【本資料は、「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B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説明するものである。】</p> <p>②【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。】</p> <p>1.1 燃料集合体の構造</p> <p>③【燃料集合体は、燃料要素（以下「燃料棒」という。）、上部ノズル押さえばねが組み込まれている上部ノズル（以下「上部ノズル組立体」という。）、下部ノズル、制御棒案内シムル、炉内計装用案内シムル及び支持格子から構成されている。</p> <p>以下に個々の構成要素を説明する。</p> <p>(1) 燃料棒</p> <p>燃料棒は核分裂により発生する熱を1次冷却材に伝える機能及び核分裂生成物を燃料棒内に保持する機能を有する。</p> <p>燃料棒は、燃料被覆材（以下「被覆管」という。）に、二酸化ウラン焼結ペレット（以下「二酸化ウランペレット」という。）、又はガドリニア混合二酸化ウラン焼結ペレット（以下「ガドリニア混合二酸化ウランペレット」という。）、また、ペレットの上部及び下部には、上部プレナムコイルばね及び下部プレナムコイルばね（以下「ペレット押さえばね」という。）が入られ、上端及び下端に燃料被覆材端栓が溶接された構造となっている。さらに、燃料棒はペレットと被覆管の相互作用を軽減するために上部端栓に設けられた加圧孔を通してヘリウムが加圧充てんされ、封入溶接された密封構造となっている。</p> <p>二酸化ウランペレット及びガドリニア混合二酸化ウランペレットは、それぞれ二酸化ウラン粉末、二酸化ウラン粉末とガドリニア粉末の混合粉が圧縮成形され、水素/窒素混合雰囲気中で焼結された円柱形の焼結体であり、両端面中央部に凹部（以下「ディッシュ」という。）を有する。また、両端面周縁部に面取り（以下「チャンファ」という。）を有する。</p> <p>ディッシュは照射中の軸方向の熱膨張及びスエリングによる膨張を吸収し、チャンファは、端面近傍の微小な欠け発生を低減し、また、膨張時端面の変形を抑える働きをする。</p> <p>燃料棒の上部及び下部には、燃焼による核分裂生成ガスの放出による燃料棒内圧の上昇を軽減するため、ガス溜めの作用をするプレナム部が設けられている。</p> <p>ペレット押さえばねは、燃料集合体の輸送及び取扱い時に、ペレットが移動することを防止している。</p> <p>また、ペレット直径、ペレットと被覆管の間隙及び被覆管の肉厚は通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料棒の健全性が十分維持されるように設定されている。</p> <p>上部ノズル組立体及び下部ノズルと燃料棒の間隔は、原子炉での使用時、燃料棒の軸方向の伸びを考慮して設定されている。】</p>	<p>①、② 体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類二 1章</p> <p>③ 設工認になったことに伴う追記 本内容については設認本文（燃料 体の構造及び質量 1章）に記載</p>



設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類二	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料7	備考
	<p>①【(2) 上部ノズル組立体及び下部ノズル</p> <p>上部及び下部ノズルは、原子炉内における燃料集合体の位置決めをする機能を有する。さらに、上部及び下部ノズルには、燃料集合体内で発生する熱を除去するため、下方より流入する1次冷却材を燃料集合体内へ導き、通過させるための孔が設けられ、その流路が確保されている。上部及び下部ノズルには、上部及び下部炉心板に取り付けられた案内ピンとかん合する孔が、上部及び下部ノズルの対角位置の2コーナーに設けられている。</p> <p>また上部ノズル組立体は、通常運転時の燃料集合体の浮き上がりを防止するため、上部炉心板と燃料集合体の間隔の変化に応じ適切なばね力を発生する板状の上部ノズル押さえばねが上部ノズルに組み込まれてクランプスクリューによって取り付けられている。</p> <p>上部ノズル組立体は、上部リングナットにより制御棒案内シンプルとねじ結合されている。</p> <p>また下部ノズルは、シンプルスクリューにより制御棒案内シンプルと結合されている。下部ノズルは、ストラクチャーの上面に異物フィルターを配置し、リベットにより結合されている。異物阻止性能向上のため、異物フィルターのすべての流水孔は、燃料棒と最下部支持格子に対応する配置となっている。</p> <p>(3) 制御棒案内シンプル</p> <p>制御棒案内シンプルは、制御棒、バーナブルポイズン棒、中性子源棒等を燃料集合体内へ挿入する際の案内をする機能及びこれらを保持する機能を有する。</p> <p>制御棒案内シンプルは、下部の内外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、制御棒落下による燃料集合体への衝撃を緩和するようになっている。</p> <p>また、制御棒案内シンプル24本のうち8本には、中間部支持格子の上位置にストッパーを溶接で取り付け、中間部支持格子が燃料棒及び制御棒案内シンプルを滑り、過度に移動することを防止している。これは、Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金製中間部支持格子の燃料棒拘束力緩和が、析出硬化型ニッケル基合金製支持格子よりも大きく、また、圧力損失の増加により浮き上がり力が大きくなるためである。</p> <p>(4) 炉内計装用案内シンプル</p> <p>炉内計装用案内シンプルは、下部ノズル下面から燃料集合体内に挿入される炉内中性子束検出器を導き、これを保持する機能を有する。</p> <p>炉内計装用案内シンプルの上端及び下端は、上部ノズル組立体及び下部ノズルに設けられた孔に挿入された構造となっている。</p> <p>また炉内計装用案内シンプルには、中間部支持格子7個の各下位置にスリーブが拡管で取り付けられており、中間部支持格子が下方向に過度に動くことを防止する働きをする。】</p>	<p>① 設工認になったことに伴う追記 本内容については設認本文(燃料集合体の構造及び質量 1章)に記載</p>

設認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 添付書類二	設工認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 資料7	備考
	<p>①【(5) 支持格子</p> <p>支持格子は、ソフトストップとハードストップによって、燃料棒を保持する。また、燃料棒相互の間隔並びに燃料棒と制御棒案内シムプル及び炉内計装用案内シムプルとの間隔を保ち、核的性能及び熱水力的性能を保つ機能を有する。</p> <p>支持格子は、薄板が17行17列の格子状に組み合わされたもので、溶接された構造となっている。</p> <p>最上部支持格子には制御棒案内シムプルを挿入する24箇所中ストッパー付き制御棒案内シムプルを挿入する8箇所を除いてスリーブが溶接されており、2段の拡管により制御棒案内シムプルに固定されている。最下部支持格子にはスリーブが溶接されており、かしめにより制御棒案内シムプルに固定されている。</p> <p>一方、中間部支持格子は、制御棒案内シムプルに固定されていないため、制御棒案内シムプルと燃料棒の間に熱膨張差及び照射成長差が生じて、中間部支持格子が燃料棒とともに移動することで、燃料棒の過度の曲がりを低減する働きをする。また、中間部支持格子7個には、1次冷却材の混合を助け、熱除去効率を高めるために、混合羽根が設けられている。】</p>	<p>① 設工認になったことに伴う追記 本内容については設認本文（燃料体の構造及び質量 1章）に記載</p>



<p>設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類二</p>	<p>設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料7</p>	<p>備考</p>																																												
<p>2. 設計条件</p> <p>①【伊方発電所第3号機取替燃料集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても核・熱水力及び機械的に健全性を保つように以下の条件のもとに設計されている。</p> <p>(1) 燃焼度</p> <p>本取替燃料集合体に対する燃焼度の設計値は次のとおりである。</p> <table border="0"> <tr> <td>ペレット最高</td> <td>71,000MWd/t</td> </tr> <tr> <td>燃料要素<sup>*1</sup>最高</td> <td>61,000MWd/t</td> </tr> <tr> <td>燃料集合体最高</td> <td>55,000MWd/t</td> </tr> </table> <p>②【(2) 線出力密度</p> <p>本取替燃料集合体に対する線出力密度の設計値は次のとおりである。</p> <table border="0"> <tr> <td>平均燃料棒線出力密度</td> <td>17.1kW/m</td> </tr> <tr> <td>二酸化ウラン燃料棒</td> <td></td> </tr> <tr> <td>通常運転時の局所最大線出力密度</td> <td>41.1kW/m<sup>*2</sup></td> </tr> <tr> <td>運転時の異常な過渡変化時の局所最大線出力密度</td> <td>59.1kW/m<sup>*2</sup></td> </tr> <tr> <td>ガドリニア混合二酸化ウラン燃料棒</td> <td></td> </tr> <tr> <td>通常運転時の局所最大線出力密度</td> <td>31.9kW/m<sup>*2</sup></td> </tr> <tr> <td>運転時の異常な過渡変化時の局所最大線出力密度</td> <td>44.3kW/m<sup>*2</sup></td> </tr> </table> <p>ガドリニア混合二酸化ウラン燃料棒ではガドリニアを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、ガドリニア混合二酸化ウラン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。】</p> <p>③【なお、出力分布に影響を与え、かつ、燃料棒出力密度が最も増大する運転時の異常な過渡変化としては、「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」がある。】</p> <p>①【<sup>*1</sup> 以下、燃料棒と称する。】</p> <p>②【<sup>*2</sup> 燃料ペレット焼きしまりの効果を考慮。】</p>	ペレット最高	71,000MWd/t	燃料要素 <sup>*1</sup> 最高	61,000MWd/t	燃料集合体最高	55,000MWd/t	平均燃料棒線出力密度	17.1kW/m	二酸化ウラン燃料棒		通常運転時の局所最大線出力密度	41.1kW/m <sup>*2</sup>	運転時の異常な過渡変化時の局所最大線出力密度	59.1kW/m <sup>*2</sup>	ガドリニア混合二酸化ウラン燃料棒		通常運転時の局所最大線出力密度	31.9kW/m <sup>*2</sup>	運転時の異常な過渡変化時の局所最大線出力密度	44.3kW/m <sup>*2</sup>	<p>2. 設計条件</p> <p>①【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。</p> <p>2.1 燃焼度</p> <p>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。</p> <table border="0"> <tr> <td>燃料集合体最高</td> <td>:</td> <td>55,000</td> <td>MWd/t</td> </tr> <tr> <td>燃料棒最高</td> <td>:</td> <td>61,000</td> <td>MWd/t</td> </tr> <tr> <td>ペレット最高</td> <td>:</td> <td>71,000</td> <td>MWd/t</td> </tr> </table> <p>2.2 線出力密度</p> <p>②【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。</p> <table border="0"> <tr> <td></td> <td></td> <td>二酸化ウラン燃料棒</td> <td>ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒</td> </tr> <tr> <td>通常運転時の最大線出力密度</td> <td>:</td> <td>41.1 kW/m</td> <td>31.9 kW/m</td> </tr> <tr> <td>運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度</td> <td>:</td> <td>59.1 kW/m</td> <td>44.3 kW/m</td> </tr> </table> <p>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。】</p>	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			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	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	<p>①、②          体裁をA型設認に統一          A型設認添付書類二 2章、2.1項</p> <p>③          体裁をA型設認に統一          A型設認添付書類二 2.2項          本内容については、4.1wt%ステップ2燃料工認(平成29年9月29日付け原規規発第1709291号にて認可を受けた工事計画)の資料1に記載</p>
ペレット最高	71,000MWd/t																																													
燃料要素 <sup>*1</sup> 最高	61,000MWd/t																																													
燃料集合体最高	55,000MWd/t																																													
平均燃料棒線出力密度	17.1kW/m																																													
二酸化ウラン燃料棒																																														
通常運転時の局所最大線出力密度	41.1kW/m <sup>*2</sup>																																													
運転時の異常な過渡変化時の局所最大線出力密度	59.1kW/m <sup>*2</sup>																																													
ガドリニア混合二酸化ウラン燃料棒																																														
通常運転時の局所最大線出力密度	31.9kW/m <sup>*2</sup>																																													
運転時の異常な過渡変化時の局所最大線出力密度	44.3kW/m <sup>*2</sup>																																													
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																																											
		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	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																																											

設認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 添付書類二	設工認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 資料7	備考																																				
<p>①【(3) 一次冷却材の熱水力条件 伊方発電所第3号機の一次冷却材の熱水力パラメータのうち、燃料集合体設計に関係する主なものは次のとおりである。</p> <table border="0"> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td>2,652MW</td> </tr> <tr> <td>運転圧力</td> <td>15.5MPa [abs]</td> </tr> <tr> <td>定常運転時冷却材温度</td> <td></td> </tr> <tr> <td>  平均温度</td> <td>約302℃</td> </tr> <tr> <td>  入口温度</td> <td>284℃</td> </tr> <tr> <td>  出口温度</td> <td>321℃</td> </tr> <tr> <td>高温零出力時冷却材温度</td> <td>286℃】</td> </tr> <tr> <td>②【流速（燃料集合体平均）</td> <td>約4.38m/s】</td> </tr> <tr> <td>①【熱水力等価直径</td> <td>11.78mm】</td> </tr> </table>	炉心熱出力	2,652MW	運転圧力	15.5MPa [abs]	定常運転時冷却材温度		平均温度	約302℃	入口温度	284℃	出口温度	321℃	高温零出力時冷却材温度	286℃】	②【流速（燃料集合体平均）	約4.38m/s】	①【熱水力等価直径	11.78mm】	<p>2.3 原子炉運転条件 ①【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。</p> <table border="0"> <tr> <td>・原子炉熱出力</td> <td>: 2,652</td> <td>MW</td> </tr> <tr> <td>・運転圧力</td> <td>: 15.5</td> <td>MPa[abs]</td> </tr> <tr> <td>・炉心入口温度</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>  通常運転時</td> <td>: 283.6</td> <td>℃</td> </tr> <tr> <td>  高温停止時</td> <td>: 286.1</td> <td>℃】</td> </tr> <tr> <td>②【1次冷却材全流量</td> <td>: 45.7×10<sup>6</sup></td> <td>kg/h】</td> </tr> </table>	・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	℃	高温停止時	: 286.1	℃】	②【1次冷却材全流量	: 45.7×10 <sup>6</sup>	kg/h】	<p>① 体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類二 2.3項</p> <p>② 体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類二 2.3項 冷却材条件についての項目を流速から流量に変更したもの</p>
炉心熱出力	2,652MW																																					
運転圧力	15.5MPa [abs]																																					
定常運転時冷却材温度																																						
平均温度	約302℃																																					
入口温度	284℃																																					
出口温度	321℃																																					
高温零出力時冷却材温度	286℃】																																					
②【流速（燃料集合体平均）	約4.38m/s】																																					
①【熱水力等価直径	11.78mm】																																					
・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	℃																																				
高温停止時	: 286.1	℃】																																				
②【1次冷却材全流量	: 45.7×10 <sup>6</sup>	kg/h】																																				



設認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 添付書類二	設工認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 資料7	備考
<p>3. 燃料棒の強度計算</p> <p>3.1 燃料棒の設計基準</p> <p>①【通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、第2-1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あ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）」、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）」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いている。】</p> <p>②【このほかの考慮事項としては、燃料棒曲がり、燃料棒と上部ノズルのギャップ、被覆管外面腐食及び水素吸収、PCI、フレットイングが挙げられる。】③【燃料棒曲がり、燃料棒と上部ノズルのギャップ、フレットイングについては、添付書類一にて性能に問題のないことを確認している。NDA被覆管の耐PCI性能は、ジルカロイ-4被覆管と同等以上であり、PCI破損しきい値を適用できることが添付書類一にて確認されている。異常な過渡変化時の出力は、最大局所線出力密度及び局所線出力密度変化幅が同時にPCI破損しきい値を超えないよう炉心が設計されるため、PCI破損は生じない。被覆管外面腐食及び水素吸収量評価については3.5.1項に記載する。】</p>	<p>3. 燃料棒の強度計算</p> <p>3.1 燃料棒の設計基準</p> <p>①【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あ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いている。】</p> <p>②【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）、】④【クリープコラプス評価、】②【フレットイング摩耗評価及び】⑤【混在炉心における共存性】②【について記載する。】</p>	<p>①、② 体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類二 3.1項</p> <p>③ 体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類二 3.1項 その他の考慮事項については3.4項に記載</p> <p>④ 体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類二 3.1項 クリープコラプスについては設認添付書類一 3.1.2項に記載</p> <p>⑤ 設工認になったことに伴い、工認参考資料を取り込み（4.1wt%ステップ2燃料工認（平成29年9月29日付け原規規発第1709291号にて認可を受けた工事計画）の補足説明資料 別紙5）</p>



設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類二		設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 7		備考
第 2-1 表 燃料棒設計基準と基本的考慮事項		第 3-1 表 燃料棒設計における基本的考慮事項と設計基準		体裁を A 型設認に統一 A 型設認添付書類二 表 3-1.  ① 設計疲労曲線は ASME Sec. III に基づき Langer and O'Donnell の曲線を使用している 被覆管疲労の設計基準は同一である (資料 7 3.3.7)  ② サーマルフィードバックについての説明は添付書類二 3.4.4 項に記載  ③ 被覆管の耐力についての補足を追加したもの
項目	基本的考慮事項	項目	基本的考慮事項	
ペレット中心温度	1) 過大な膨張を防ぐ。 2) 燃料スタックの不安定化を防ぐ。 3) 核分裂生成物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。	(1) 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」という。) 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。	
燃料棒内圧	ペレット中心温度の過大な上昇を防止する。	(2) 燃料棒内圧	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。  ② サーマルフィードバック効果 <sup>(注1)</sup> による燃料温度の過度な上昇を防ぐ。	
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。	(3) 被覆管応力	円周方向引張歪の変化量は各過渡変化に対して 1% 以下であること。  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。  ③ 被覆管の耐力 <sup>(注2)</sup> 以下であること。	
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。	(4) 被覆管ひずみ	NDA の耐力以下であること。  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。	
被覆管疲労	① 日間負荷変動を含む負荷追従運転を仮定しても被覆管が健全であること。 ① 累積疲労サイクルは、設計疲労寿命以下となる設計とする。設計疲労曲線としては、Langer and O'Donnell の曲線を使用する。	(5) 周期的な被覆管ひずみ (累積損傷係数)	① 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。	
		② (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、更に FP 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。		
		③ (注2) 0.2% の塑性変形を起こす応力をいう。		

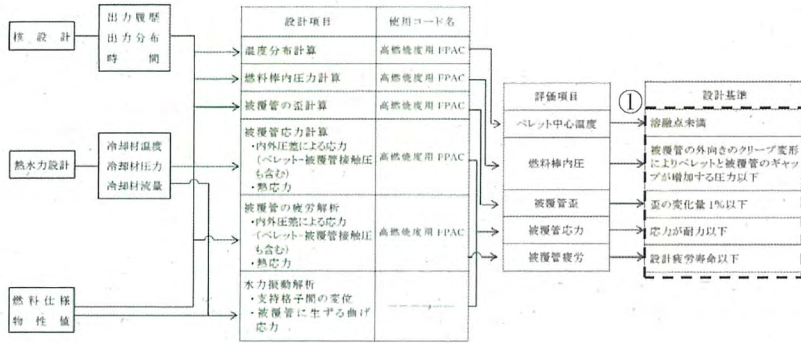
設認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 添付書類二	設工認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 資料7	備考
<p>3.2 燃料棒の強度計算方法</p> <p>①【燃料棒の強度計算は3.1節で述べた各設計基準を満足することを確認するために行う。 燃料棒の強度計算のフローを使用計算コード、評価項目、設計基準とともに第2-1図に示す。】</p> <p>3.3 燃料棒設計計算コードの概要</p> <p>②【現在の発電用軽水炉においては、二酸化ウラン粉末を焼結したペレットあるいは二酸化ウラン粉末にガドリニア粉末を混合し焼結したペレットを、ジルコニウムを主成分とした合金被覆管の中に挿入した燃料棒が用いられている。 当社においてはこの燃料棒の性能評価を、二酸化ウランペレットやガドリニア混合二酸化ウランペレット（ガドリニア濃度10wt%以下）の照射挙動をモデル化し、燃焼によるペレット熱伝導率の低下等の高燃焼度下での照射挙動、あるいは、NDA被覆管、高濃度ガドリニア混合二酸化ウランペレットの照射挙動をモデル化した高燃焼度用FPACコード<sup>[1]</sup>（Fuel Performance Analysis Code）を用いて行う。】</p> <p>3.3.1 計算の流れの概要</p> <p>③【高燃焼度用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、歪み及び疲労等を計算することができる。 計算の流れの概要は、第2-2図に示すブロックダイアグラムで表される。】</p>	<p>3.2 燃料棒の強度評価方法</p> <p>①【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。】</p> <p>3.2.1 強度評価に用いる解析コード</p> <p>②【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あるいは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。 この燃料棒の強度評価を、二酸化ウランペレットやガドリニア混合二酸化ウランペレット（ガドリニア濃度10wt%以下）の照射挙動をモデル化し、燃焼によるペレット熱伝導率の低下等の高燃焼度下での照射挙動、あるいは、Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金（以下「NDA」という。）被覆管の照射挙動をモデル化した高燃焼度用FPACコード<sup>[1]</sup>（Fuel Performance Analysis Code）を用いて行う。】④【評価に用いる解析コード「高燃焼度用FPAC Ver.1」の検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。】</p> <p>③【高燃焼度用FPACコードは、燃料棒が原子炉内で示す挙動（核分裂生成物（以下「FP」という。）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等）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、ひずみ及び疲労等を評価することができる。 計算フローの概要は、第3-2図に示すブロックダイアグラムで表される。】</p>	<p>①、②、③ 体裁をA型設認に統一 A型設認添付書類二 3.2項、3.2.1項</p> <p>④ 設工認になったことに伴う、プログラム概要の追加</p>



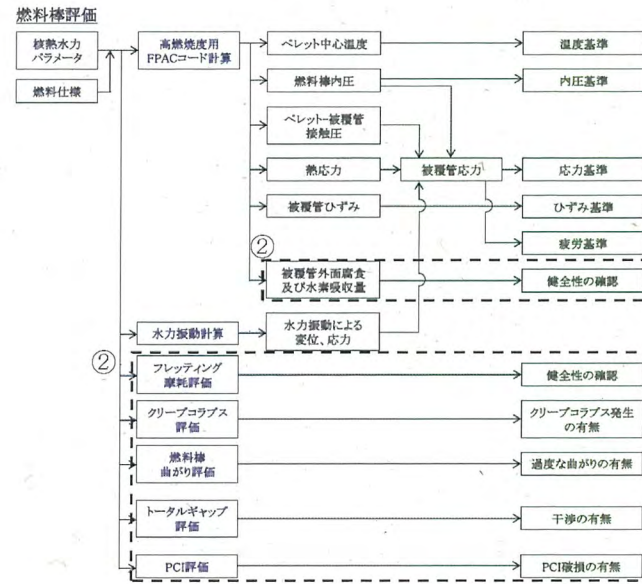
設認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 添付書類二

設工認（伊方発電所第3号機 B型燃料集合体） 資料7

備考



第2-1図 燃料棒の強度計算方法



第3-1図 燃料棒強度評価フロー図

体裁をA型設認に統一  
A型設認添付書類二 図3-1

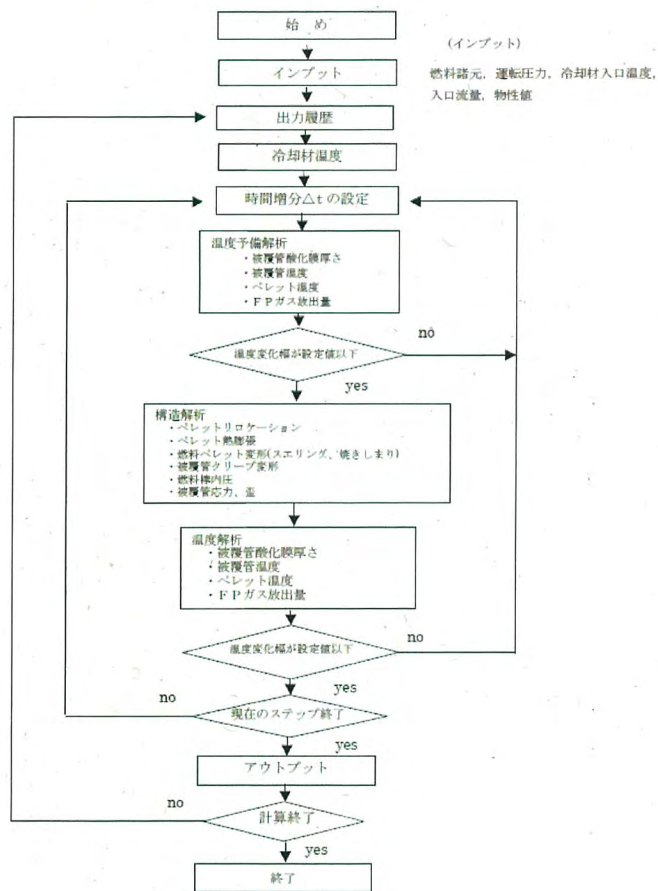
①  
設計基準については第3-1表に記載

②  
3.4項に記載されている評価を本フロー図に追加したもの

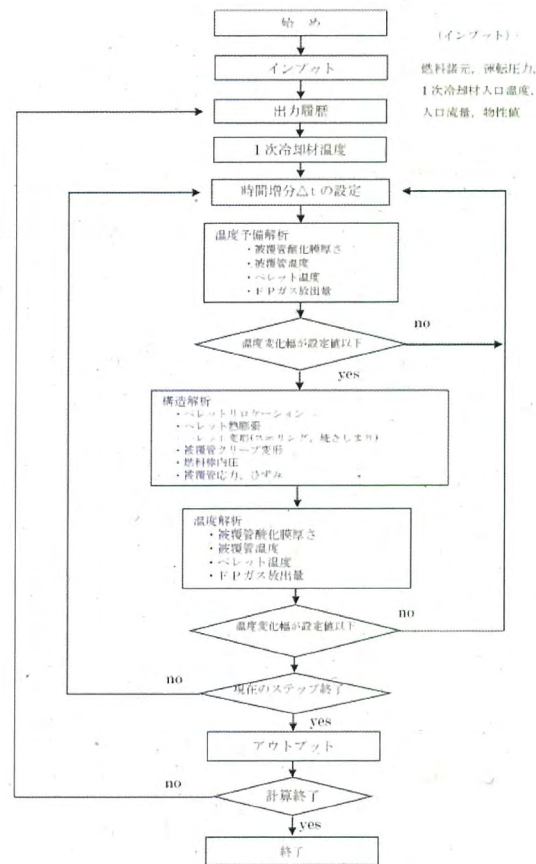
設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類二

設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 7

備考



第 2-2 図 燃料棒の設計・計算ブロックダイアグラム



第 3-2 図 高燃焼度用 FPAC コードのフロー図

設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類二

設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 7

備考

3.3.2 燃料棒の温度

高燃焼度用 FPAC コードでは、燃料中心温度は定常状態にあるものとして、燃料中心温度に影響を与える因子、即ち、冷却材温度、被覆管と 1 次冷却材間の熱伝達係数、被覆管熱伝導率、ギャップコンダクタンス、ペレット熱伝導率を考慮した燃料棒全体の熱伝導マトリックスを作成し、温度計算を行う。なお、ペレットタイプにより異なる項目については、その影響を考慮している。

燃料中心温度は次式で計算される。

$$T_{fuel} = T_{cool} + \Delta T_1 + \Delta T_2 + \Delta T_3 + \Delta T_4$$

ここで  $T_{fuel}$ : 燃料中心温度

$T_{cool}$ : 冷却材温度

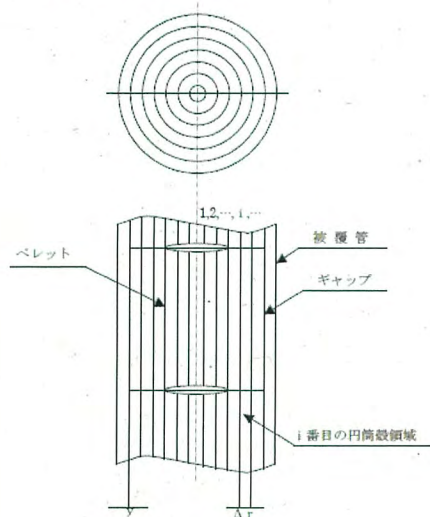
$\Delta T_1$ : 被覆管表面温度上昇

$\Delta T_2$ : 被覆管内外面温度差

$\Delta T_3$ : 被覆管の内面とペレット表面の温度差

(ギャップによる温度上昇)

$\Delta T_4$ : ペレット内温度上昇



3.2.2 解析コードに用いるモデル及び計算方法

(1) 燃料棒の温度

高燃焼度用 FPAC コードでは、燃料中心温度は定常状態にあるものとして、燃料中心温度に影響を与える因子、即ち、1 次冷却材温度、被覆管と 1 次冷却材間の熱伝達係数、被覆管熱伝導率、ギャップコンダクタンス、ペレット熱伝導率を考慮した燃料棒全体の熱伝導マトリックスを作成し、温度計算を行う。なお、ペレットタイプにより異なる項目については、その影響を考慮している。

燃料中心温度は次式で計算する。

$$T_{fuel} = T_{cool} + \Delta T_1 + \Delta T_2 + \Delta T_3 + \Delta T_4 \quad \dots\dots\dots (3-1)$$

ここで、

$T_{fuel}$ : 燃料中心温度、℃

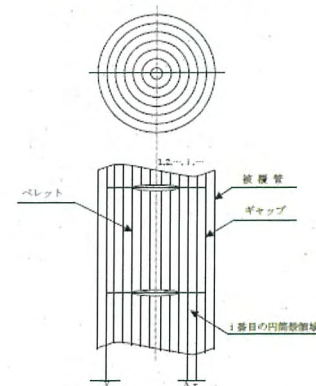
$T_{cool}$ : 1 次冷却材温度、℃

$\Delta T_1$ : 被覆管表面温度上昇、℃

$\Delta T_2$ : 被覆管内外面温度差、℃

$\Delta T_3$ : 被覆管の内面とペレット表面の温度差 (ギャップによる温度上昇)、℃

$\Delta T_4$ : ペレット内温度上昇、℃





設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類二	設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料7	備考
<p>(1)冷却材温度 次式により冷却材温度を求める。</p> $T_{cool}(Z) = T_m + \int_0^Z \frac{4q''(Z)}{C_p G D_e} dZ$ <p>ここで、Z: 軸方向高さ  <math>T_{cool}(Z)</math>: 軸方向高さ Z における冷却材温度  <math>T_m</math>: 冷却材入口温度  <math>q''(Z)</math>: 軸方向高さ Z における熱流束  <math>C_p</math>: 冷却材比熱  <math>G</math>: 冷却材流量  <math>D_e</math>: 熱水力等価直径</p> <p>(2)被覆管表面の温度 冷却材と被覆管表面の温度差 <math>\Delta T_1</math> は、次のように計算する。</p> $\Delta T_1 = \frac{q''}{h}$ <p>ここで、<math>q''</math>: 被覆管表面熱流束  <math>h</math>: 熱伝達係数</p> <p>未沸騰の領域では、熱伝達係数 <math>h</math> として Dittus-Boelter の式[2]から計算される値を用いる。  <math display="block">h = 0.023 Re^{0.8} Pr^{0.4} K / D_e</math> <p>ここで、<math>D_e</math>: 熱水力等価直径  <math>K</math>: 流体の熱伝導率  <math>Re</math>: レイノルズ数  <math>Pr</math>: プラントル数</p> <p>沸騰が生じているかを判定するために蒸気表から求めた飽和温度と前式から計算される被覆管表面温度を比較する。局所沸騰が生じている場合には、次に示す Thom の式[3]を用いて、被覆管表面温度を計算する。</p> <math display="block">\Delta T_1 = T_{clad} - T_{cool}</math> <math display="block">T_{clad} = T_{sat} + \Delta T_{Thom}</math> <p>ここで、<math>T_{clad}</math>: 被覆管表面温度 (°C)</p> </p>	<p>a. 1次冷却材温度 次式により1次冷却材温度を求める。</p> $T_{cool}(Z) = T_m + \int_0^Z \frac{4q''(Z)}{C_p G D_e} dZ \quad \dots\dots\dots (3-2)$ <p>ここで、  <math>Z</math> : 軸方向高さ、m  <math>T_{cool}(Z)</math> : 軸方向高さ Z における冷却材温度、°C  <math>T_m</math> : 1次冷却材入口温度、°C  <math>q''(Z)</math> : 軸方向高さ Z における熱流束、W/m<sup>2</sup>  <math>C_p</math> : 1次冷却材比熱、J/(kg·°C)  <math>G</math> : 1次冷却材流量、kg/(m<sup>2</sup>·s)  <math>D_e</math> : 熱水力等価直径、m</p> <p>b. 被覆管表面の温度 1次冷却材と被覆管表面の温度差 <math>\Delta T_1</math> は、次のように計算する。</p> $\Delta T_1 = \frac{q''}{h} \quad \dots\dots\dots (3-3)$ <p>ここで、  <math>q''</math> : 被覆管表面熱流束、W/m<sup>2</sup>  <math>h</math> : 熱伝達係数、W/m<sup>2</sup>/°C</p> <p>未沸騰の領域では、熱伝達係数 <math>h</math> として Dittus-Boelter の式[2]から計算される値を用いる。</p> $h = 0.023 Re^{0.8} Pr^{0.4} K / D_e \quad \dots\dots\dots (3-4)$ <p>ここで、  <math>D_e</math> : 熱水力等価直径、m  <math>K</math> : 流体の熱伝導率、W/m/°C  <math>Re</math> : レイノルズ数  <math>Pr</math> : プラントル数</p> <p>沸騰が生じているかを判定するために蒸気表から求めた飽和温度と前式から計算される被覆管表面温度を比較する。局所沸騰が生じている場合には、次に示す Thom の式[3]を用いて、被覆管表面温度を計算する。</p> $\Delta T_1 = T_{clad} - T_{cool} \quad \dots\dots\dots (3-5)$ $T_{clad} = T_{sat} + \Delta T_{Thom} \quad \dots\dots\dots (3-6)$ <p>ここで、  <math>T_{clad}</math> : 被覆管表面温度、°C</p>	<p>備考</p>

<p>設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類二</p>	<p>設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 7</p>	<p>備考</p>
<p><math>T_{sat}</math>: 冷却材飽和温度 (°C)</p> <p><math>\Delta T_{Thom}</math>: Thom の式で計算される温度差 (°C)</p> $\Delta T_{Thom} = \frac{0.072(q''/3.155)^{0.5}}{1.8 \exp(0.1151P)}$ <p><math>q''</math>: 熱流束 (W/m<sup>2</sup>)</p> <p><math>P</math>: 系の圧力 (MPa)</p> <p>(3) 被覆管内外面の温度差</p> $\Delta T_2 = \frac{\bar{q}'' t}{K_{cl}}$ <p>ここで、<math>\bar{q}''</math>: 被覆管の平均熱流束  <math>K_{cl}</math>: 被覆管の平均熱伝導率  <math>t</math>: 被覆管肉厚</p> <p>さらに、この温度計算には、被覆管表面の酸化膜が時間とともに増加し、熱伝導を低下させる効果についても上式に合わせて考慮する。</p> <p>(4) 被覆管の内面とペレット表面の温度差 (ギャップによる温度上昇)</p> $\Delta T_3 = \frac{q''}{h_{gap}}$ <p>ここで、<math>q''</math>: ペレット表面での熱流束  <math>h_{gap}</math>: ギャップコンダクタンス</p> <p>ギャップコンダクタンスは、Ross と Stoute の式<sup>(4)</sup>をもとにして、内部ガスの熱伝達、被覆管とペレットの接触による熱伝達、輻射による熱伝達の項の和として次のように表す。</p> $h_{gap} = \frac{K_m}{\alpha y + \beta G} + h_r + h_z$ <p>ここで、<math>K_m</math>: 混合ガスの熱伝導率  <math>y</math>: 径方向ギャップ  <math>G</math>: 温度飛躍距離  <math>\alpha, \beta</math>: 係数  <math>h_r</math>: 輻射による熱伝達係数</p>	<p><math>T_{sat}</math>: 1 次冷却材飽和温度、°C</p> <p><math>\Delta T_{Thom}</math>: Thom の式で計算される温度差、°C</p> $\Delta T_{Thom} = \frac{0.072(q''/3.155)^{0.5}}{1.8 \exp(0.1151P)}$ <p><math>q''</math>: 熱流束、W/m<sup>2</sup></p> <p><math>P</math>: 系の圧力、MPa</p> <p>c. 被覆管内外面の温度差</p> $\Delta T_2 = \frac{\bar{q}'' t}{K_{cl}} \dots\dots\dots (3-7)$ <p>ここで、  <math>\bar{q}''</math>: 被覆管の平均熱流束、W/m<sup>2</sup>  <math>K_{cl}</math>: 被覆管の平均熱伝導率、W/m<sup>2</sup>°C  <math>t</math>: 被覆管肉厚、m</p> <p>さらに、この温度計算には、被覆管表面の酸化膜が時間とともに増加し、熱伝導を低下させる効果についても上式に合わせて考慮する。</p> <p>d. 被覆管の内面とペレット表面の温度差 (ギャップによる温度上昇)</p> $\Delta T_3 = \frac{q''}{h_{gap}} \dots\dots\dots (3-8)$ <p>ここで、  <math>q''</math>: ペレット表面での熱流束、W/m<sup>2</sup>  <math>h_{gap}</math>: ギャップコンダクタンス、W/m<sup>2</sup>°C</p> <p>ギャップコンダクタンスは、Ross と Stoute の式<sup>(4)</sup>をもとにして、内部ガスの熱伝達、被覆管とペレットの接触による熱伝達、輻射による熱伝達の項の和として次のように表す。</p> $h_{gap} = \frac{K_m}{\alpha y + \beta G} + h_r + h_z \dots\dots\dots (3-9)$ <p>ここで、  <math>K_m</math>: 混合ガスの熱伝導率、W/m<sup>2</sup>°C  <math>y</math>: 径方向ギャップ、m  <math>G</math>: 温度飛躍距離、m  <math>\alpha, \beta</math>: 係数  <math>h_r</math>: 輻射による熱伝達係数、W/m<sup>2</sup>°C</p>	

<p>設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類二</p>	<p>設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 7</p>	<p>備考</p>
<p><math>h_s</math> : ペレット-被覆管接触による熱伝達係数  <math>= K_{mean} \cdot f(R_1, R_2, P, H)</math>  <math>K_{mean} = \frac{2k_c k_p}{k_c + k_p}</math></p> <p><math>k_c</math> : 被覆管熱伝導率  <math>k_p</math> : ペレット熱伝導率  <math>f(R_1, R_2, P, H)</math> : ペレット表面粗さ、被覆管表面粗さ、接触圧、メイヤ硬度の関数  <math>R_1</math> : ペレット表面粗さ  <math>R_2</math> : 被覆管表面粗さ (内面)  <math>P</math> : ペレットと被覆管の接触圧  <math>H</math> : メイヤ硬度</p> <p>一般に輻射による熱伝達の項 <math>h_r</math> の寄与は小さい。</p> <p><u>ガス熱伝導率</u>              熱伝導に寄与するガスとしては、封入ガス (He)、FP ガス (Kr, Xe)、ペレット吸着ガス (N<sub>2</sub>) を考慮し、混合ガスの熱伝導率は MATPRO-V9 のモデル [5] により計算する。</p> <p><u>径方向ギャップ</u>              径方向ギャップ <math>y</math> は、被覆管内径からペレット外径を減ずることで求める。ただし、ペレット外径は、並びかえ (リロケーション) を考慮した寸法とする。</p> <p>また、このギャップコンダクタンスの式では、<math>y</math> は完全にゼロになることはなく、最小値を設けて表面粗さの寄与を考慮し、接触している時としていない時とを同一の式で表すことに特徴がある。</p> <p>第 2-3 図にギャップコンダクタンスの実測値と計算値の比較を示す。</p> <p>(5) ペレット内温度上昇              ペレット内の温度分布は、径方向に分割した円筒殻領域の各々について次式を用いて計算する。              各領域の温度差は、</p>	<p><math>h_s</math> : ペレット-被覆管接触による熱伝達係数、  <math>W/m^2/C</math>  <math>= K_{mean} \cdot f(R_1, R_2, P, H)</math>  <math>K_{mean} = \frac{2k_c k_p}{k_c + k_p}</math></p> <p><math>k_c</math> : 被覆管熱伝導率、<math>W/m/C</math>  <math>k_p</math> : ペレット熱伝導率、<math>W/m/C</math>  <math>f(R_1, R_2, P, H)</math> : ペレット表面粗さ、被覆管表面粗さ、接触圧、メイヤ硬度の関数  <math>R_1</math> : ペレット表面粗さ、<math>m</math>  <math>R_2</math> : 被覆管表面粗さ (内面)、<math>m</math>  <math>P</math> : ペレットと被覆管の接触圧、<math>MPa</math>  <math>H</math> : メイヤ硬度、<math>MPa</math></p> <p>一般に輻射による熱伝達の項 <math>h_r</math> の寄与は小さい。</p> <p><u>ガス熱伝導率</u>              熱伝導に寄与するガスとしては、封入ガス (He)、FP ガス (Kr, Xe)、ペレット吸着ガス (N<sub>2</sub>) を考慮し、混合したガスの熱伝導率は MATPRO-V9 のモデル<sup>(5)</sup> により計算する。</p> <p><u>ギャップコンダクタンス</u>              径方向ギャップ <math>y</math> は、被覆管内面からペレット外径を減ずることで求める。但し、ペレット外径は、並びかえ (リロケーション) を考慮した寸法とする。</p> <p>また、このギャップコンダクタンスの式では、<math>y</math> は完全にゼロになることはなく、最小値を設けて表面粗さの寄与を考慮し、接触している時と接触していない時とを同一の式で表すことに特徴がある。</p> <p>第 3-3 図にギャップコンダクタンスの実測値と計算値の比較を示す。</p> <p>e. ペレット内温度上昇              ペレット内の温度分布は、径方向に分割した円筒殻領域の各々について次式を用いて計算する。各領域の温度差は次式で表される。</p>	



<p>設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類二</p>	<p>設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 7</p>	<p>備考</p>
<p> <math display="block">\Delta T_i = \frac{\bar{q}''_{fuel} \cdot \Delta r}{K_{fuel}}</math>                     ここで、<math>\bar{q}''_{fuel}</math>: <math>i</math> 領域の平均熱流束  <math>\Delta r</math>: 円筒壁の厚さ  <math>K_{fuel}</math>: 各領域の平均温度でのペレット熱伝導率                      この温度差 <math>\Delta T_i</math> を合計してペレット内の温度上昇が求まる。                 </p> <p>                     ペレット熱伝導率及びギャップコンダクタンスはペレット温度の関数として                      いるため、この温度計算は、第 2-2 図の計算フローに従い計算される。                      また、ペレットの温度計算には、ペレット内の出力分布が考慮される。                 </p> <p>                     (4) ペレット熱伝導率  <u>二酸化ウランペレット</u>                      95%理論密度の未照射二酸化ウランペレットの熱伝導率は、次式で表さ                      れる。                 </p> $K_{UO_2}^{95} = \underbrace{-0.0114 + \frac{100.17}{11.80 + 0.0238T}}_{K_0} + \underbrace{86.40 \times 10^{-12} T^3 + 46.08 \times 10^{-10} T^2 + 81.92 \times 10^{-9} T}_{K_1}$ <p>                     ここで、<math>K_{UO_2}^{95}</math>: 95%理論密度の二酸化ウランペレットの熱伝導率 (W/m/°C)  <math>T</math>: 温度 (°C)  <math>K_0</math>: 格子振動による熱伝導の項 (W/m/°C)  <math>K_1</math>: 伝導電子による熱伝導の項 (W/m/°C)                 </p> <p>                     この式は、980°C 以下では IAEA のパネルで推薦した式<sup>[6]</sup>の値とほぼ一                      致し、980°C 以上では、                 </p> $\int_{980}^{T} KdT = 93 \text{ W/cm}$ <p>                     この 93W/cm は、海外データ<sup>[7] [8] [9] [10] [11]</sup>が 90~97W/cm である                      ので、その中間値として決定した。                 </p>	<p> <math display="block">\Delta T_i = \frac{\bar{q}''_{fuel} \cdot \Delta r}{K_{fuel}} \dots \dots \dots (3-10)</math>                     ここで、                 </p> <p> <math>\Delta T_i</math>: 円筒壁領域 <math>i</math> の温度上昇、°C  <math>\bar{q}''_{fuel}</math>: 領域 <math>i</math> の平均熱流束、W/m<sup>2</sup>  <math>\Delta r</math>: 領域 <math>i</math> の厚さ、m  <math>K_{fuel}</math>: 領域 <math>i</math> の平均温度でのペレット熱伝導率、W/m/°C                 </p> <p>                     この温度差 <math>\Delta T_i</math> を合計してペレット内の温度上昇が求まる。                      ペレット熱伝導率及びギャップコンダクタンスはペレット温度の関                      数としているため、この温度計算は、第 3-2 図の計算フローに従い計算                      する。また、ペレットの温度計算には、ペレット内の出力分布を考慮す                      る。                 </p> <p>                     (a) ペレット熱伝導率  <u>二酸化ウランペレット</u>                      95%理論密度 (以下「T.D.」という。) の未照射二酸化ウランペレ                      ットの熱伝導率は、次式で表される。                 </p> $K_{UO_2}^{95} = \underbrace{-0.0114 + \frac{100.17}{11.80 + 0.0238T}}_{K_0} + \underbrace{86.40 \times 10^{-12} T^3 + 46.08 \times 10^{-10} T^2 + 81.92 \times 10^{-9} T}_{K_1} \dots \dots (3-11)$ <p>                     ここで、                 </p> <p> <math>K_{UO_2}^{95}</math>: 95%T.D. のウランペレットの熱伝導率、W/m/°C  <math>T</math>: 温度、°C  <math>K_0</math>: 格子振動による熱伝導の項、W/m/°C  <math>K_1</math>: 伝導電子による熱伝導の項、W/m/°C                 </p> <p>                     この式は、980°C 以下では IAEA (International Atomic Energy                      Agency) のパネルで推薦した式<sup>[6]</sup>の値とほぼ一致し、980°C 以上では、                 </p> $\int_{980}^{T} KdT = 93 \text{ W/cm}$ <p>                     この 93W/cm は、海外データ<sup>[7] [8] [9] [10] [11]</sup>が 90~97W/cm であるので、                      その中間値として決定された。                 </p>	<p>備考</p>

設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類二	設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 7	備考
<p><u>ガドリニア混合二酸化ウランペレット</u></p> <p>ガドリニア混合二酸化ウランでは、UO<sub>2</sub> 結晶格子中の U 元素が、Gd により置換された結晶構造を持っている。このことから、UO<sub>2</sub> 結晶格子中では、Gd が不純物として働き、熱伝導率の低下をもたらす。このような Gd が熱伝導率を低下させる効果は、石本らのモデル [12] により考慮する。95% 理論密度の未照射ガドリニア混合二酸化ウランペレットの熱伝導率は、次式で表される。</p> $K_{Gd}^{95} = (K_0 / x) \cdot \arctan(x) + K_1$ $x = \sum_i (D_i \cdot y_i^{1/2}) \cdot K_0^{1/2}$ <p>ここで、<math>K_{Gd}^{95}</math> : 95% 理論密度のガドリニア混合二酸化ウランペレットの熱伝導率</p> <p><math>i</math> : 元素 <math>i</math> (Gd)</p> <p><math>D_i</math> : 元素 <math>i</math> の温度に依存する関数</p> <p><math>y_i</math> : 元素 <math>i</math> の固溶濃度</p> <p>モデル中の個々の定数は、未照射ガドリニア混合二酸化ウランペレット実測値と良く一致するよう定めている。</p> <p>ペレットの熱伝導率は照射により低下することが報告されており、その主な原因は、ペレット中に固溶した FP 元素によるものと、照射欠陥によるものの寄与がある。FP 元素固溶による熱伝導率低下の効果については、Gd が不純物として働き、熱伝導率の低下をもたらす効果と同様にモデル化することができる。[12] また、照射欠陥についても、不純物として見なすことによりモデル化している。</p> $K_{ir}^{95} = (K_0 / x) \cdot \arctan(x) + K_1$ $x = \left( \sum_i (D_i \cdot y_i^{1/2}) + D_{ir} \cdot y_{ir}^{1/2} \right) \cdot K_0^{1/2}$ <p>ここで、<math>K_{ir}^{95}</math> : 95% 理論密度の照射後ペレットの熱伝導率</p> <p><math>i</math> : 元素 <math>i</math> (Gd, FP)</p> <p><math>D_i</math> : 元素 <math>i</math> の温度に依存する関数</p> <p><math>D_{ir}</math> : 照射欠陥の温度に依存する関数</p> <p><math>y_i</math> : 元素 <math>i</math> の固溶濃度</p> <p><math>y_{ir}</math> : 燃焼度の関数</p>	<p><u>ガドリニア混合二酸化ウランペレット</u></p> <p>ガドリニア混合二酸化ウランでは、UO<sub>2</sub> 結晶格子中の U 元素が、Gd により置換された結晶構造を持っている。このことから、UO<sub>2</sub> 結晶格子中では、Gd が不純物として働き、熱伝導率の低下をもたらす。Gd が熱伝導率を低下させる効果は、石本らのモデル<sup>(12)</sup>により考慮する。95% T. D. の未照射ガドリニア混合二酸化ウランペレットの熱伝導率は、次式で表される。</p> $K_{Gd}^{95} = (K_0 / x) \cdot \arctan(x) + K_1 \quad \dots\dots\dots (3-12)$ $x = \sum_i (D_i \cdot y_i^{1/2}) \cdot K_0^{1/2}$ <p>ここで、</p> <p><math>K_{Gd}^{95}</math> : 95% T. D. のガドリニア混合二酸化ウランペレットの熱伝導率、W/m<sup>2</sup>C</p> <p><math>i</math> : 元素 <math>i</math> (Gd)</p> <p><math>D_i</math> : 元素 <math>i</math> の温度に依存する関数</p> <p><math>y_i</math> : 元素 <math>i</math> の固溶濃度</p> <p>モデル中の個々の定数は、未照射ガドリニア混合二酸化ウランペレット実測値と良く一致するよう定められている。</p> <p><u>照射効果</u></p> <p>ペレットの熱伝導率は照射により低下することが報告されており、その主な原因は、ペレット中に固溶した FP 元素によるものと、照射欠陥によるものの寄与がある。FP 元素固溶による熱伝導率低下の効果については、Gd が不純物として働き、熱伝導率の低下をもたらす効果と同様にモデル化することができる<sup>(12)</sup>。また、照射欠陥についても、不純物として見なすことによりモデル化されている。</p> $K_{ir}^{95} = (K_0 / x) \cdot \arctan(x) + K_1 \quad \dots\dots\dots (3-13)$ $x = \left( \sum_i (D_i \cdot y_i^{1/2}) + D_{ir} \cdot y_{ir}^{1/2} \right) \cdot K_0^{1/2}$ <p>ここで、</p> <p><math>K_{ir}^{95}</math> : 95% T. D. の照射後ペレットの熱伝導率、W/m<sup>2</sup>C</p> <p><math>i</math> : 元素 <math>i</math> (Gd, FP)</p> <p><math>D_i</math> : 元素 <math>i</math> の温度に依存する関数</p> <p><math>D_{ir}</math> : 照射欠陥の温度に依存する関数</p> <p><math>y_i</math> : 元素 <math>i</math> の固溶濃度</p> <p><math>y_{ir}</math> : 燃焼度の関数</p>	



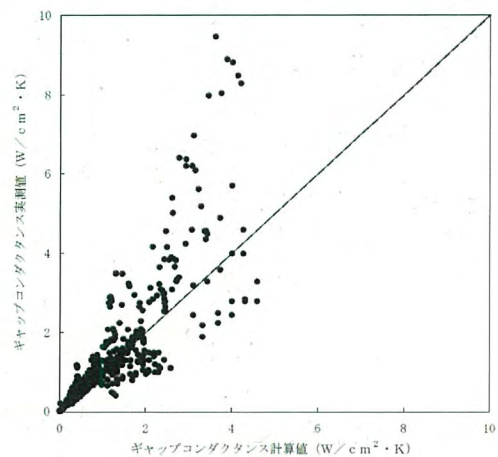
設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類二	設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 7	備考
<p>モデル中の個々の定数は、FP 固溶を模擬した SIMFUEL や、照射後ペレットの熱伝導率実測値と良く一致するよう定めている。熱伝導率モデルを第 2-4 図～第 2-6 図に示す。</p> <p>なお、これまで述べた熱伝導率の式は密度 95%T.D.ペレットをベースとしており、他の密度のペレットやペレットの焼きしまりによる密度変化の熱伝導率への影響を以下の式で補正する。</p> $K_{fuel} = K_{fuel}^{ref} \left( \frac{1-P}{1-P_{ref}} \right)^{\alpha}$ <p>ここで、<math>K_{fuel}</math> : ペレット熱伝導率  <math>P</math> : 気孔の比率  <math>\alpha</math> : 定数 1.5  * <math>ref</math> とは算出の元となるデータの意味。ここでは 95%T.D.ペレットのこと。</p> <p>また、熱伝導率は [ ] と低下する [13] ため、 [ ] では、この影響を考慮したペレット熱伝導率を用いて [ ] を評価している。</p> <p>(ロ) 半径方向出力分布</p> <p>分割したペレットの各円筒殻領域の発生熱量は、中性子輸送理論に基づく GDLUX コード [14] のパラメータサーベイの計算結果をもとにして、内挿又は外挿による値を使用できるようにしている。このサーベイ計算では、ペレットの径方向の出力分布がウラン濃縮度 (ガドリニア混合二酸化ウランペレットではウラン濃縮度及びガドリニア濃度)、ペレット直径、ペレット密度及び燃焼度による変化として求められている。</p> <p>簡略計算には、中性子拡散方程式より得られる次の式を用いて計算する。</p> $\phi / \phi_0 = I_0(\kappa r)$ <p><small>*1 酸素原子数と重金属原子数の比。二酸化ウランにおいては O/U (酸素原子数とウラン原子数の比) と同じであり、化学量論組成では 2.00 となる。</small></p>	<p>モデル中の個々の定数は、FP 固溶を模擬した SIMFUEL や、照射後ペレットの熱伝導率実測値と良く一致するよう定められている。熱伝導率モデルを第 3-4 図～第 3-6 図に示す。</p> <p><u>密度の効果</u></p> <p>これまで述べた熱伝導率の式は 95%T.D.ペレットをベースとしており、他の密度のペレットやペレットの焼きしまりによる密度変化の熱伝導率への影響を以下の式で補正する。</p> $K_{fuel} = K_{fuel}^{ref} \left( \frac{1-P}{1-P_{ref}} \right)^{\alpha} \dots\dots\dots (3-14)$ <p>ここで、  <math>K_{fuel}</math> : ペレット熱伝導率、W/m<sup>2</sup>C  <math>P</math> : 気孔の比率  <math>\alpha</math> : 定数 1.5  * <math>ref</math> とは算出の元となるデータの意味。ここでは 95%T.D.ペレットのこと。</p> <p>また、熱伝導率は [ ] と低下する [13] ため、 [ ] では、この影響を考慮したペレット熱伝導率を用いて [ ] を評価している。</p> <p>(b) 径方向出力分布</p> <p>分割したペレットの各円筒殻領域の発生熱量は、中性子輸送理論に基づく GDLUX コード [14] のパラメータサーベイの計算結果をもとにして、内挿又は外挿による値を使用できるようにしている。このサーベイ計算では、ペレットの径方向の出力分布がペレット直径、ペレット密度及び燃焼度による変化として求められている。</p> <p>簡略計算には、中性子拡散方程式より得られる次の式を用いて計算する。</p> $\phi / \phi_0 = I_0(\kappa r) \dots\dots\dots (3-15)$ <p>(注 1) 酸素対重金属比。二酸化ウランにおいては O/U (酸素対ウラン比) と同じであり、化学量論組成では 2.00 となる。</p>	<p>備考</p>

設認（伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体） 添付書類二	設工認（伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体） 資料 7	備考
<p>ここで、<math>\phi/\phi_0</math> : 位置 <math>r</math> での相対出力  <math>\kappa</math> : 拡散係数の逆数（濃縮度、燃焼度等で変化する。）  <math>I_0(x)</math> : 0 次の変形ベッセル関数</p>	<p>ここで、  <math>\phi/\phi_0</math> : 位置 <math>r</math> での相対出力  <math>\kappa</math> : 拡散係数の逆数（濃縮度、燃焼度等で変化する。）  <math>I_0(x)</math> : 0 次の変形ベッセル関数</p>	

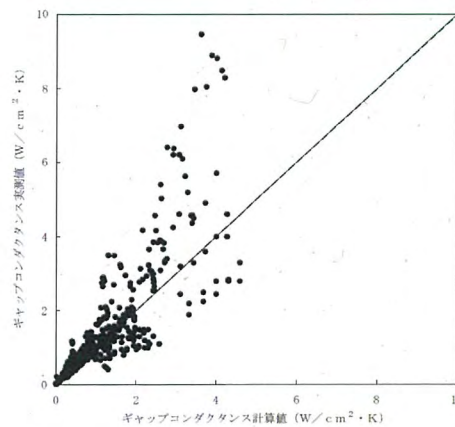
設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類二

設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 7

備考



第 2-3 図 ギャップコンダクタンス式の実測値[4][15][16]と計算値との比較

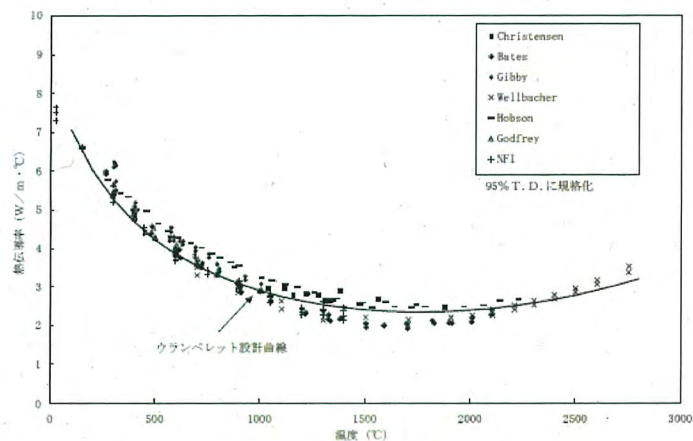


第 3-3 図 ギャップコンダクタンス式の実測値<sup>(4)</sup><sup>(15)</sup><sup>(16)</sup>と計算値との比較

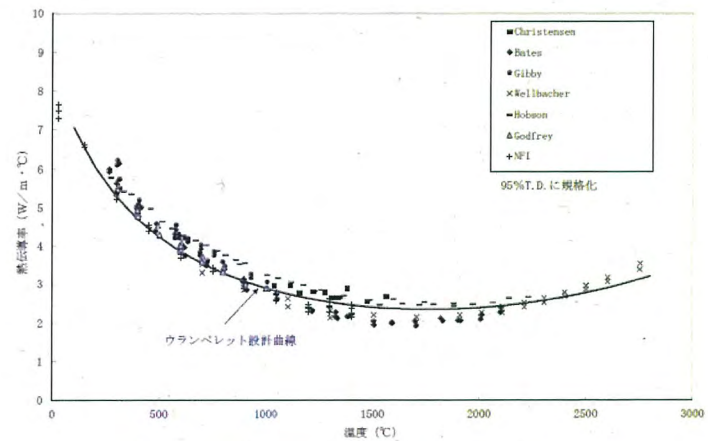
設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類二

設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 7

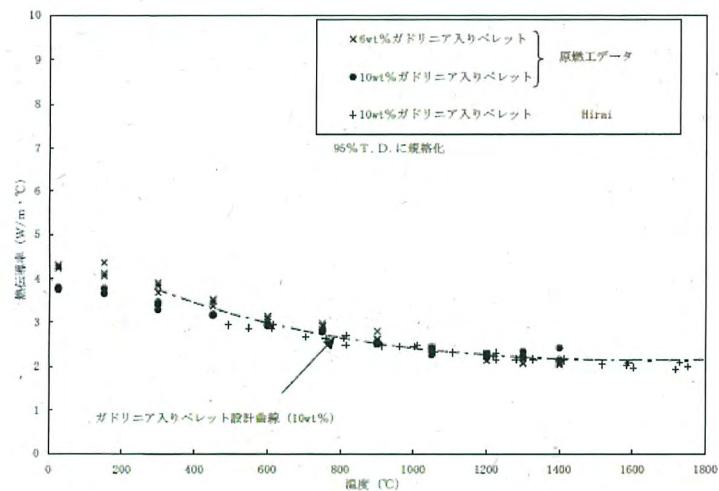
備考



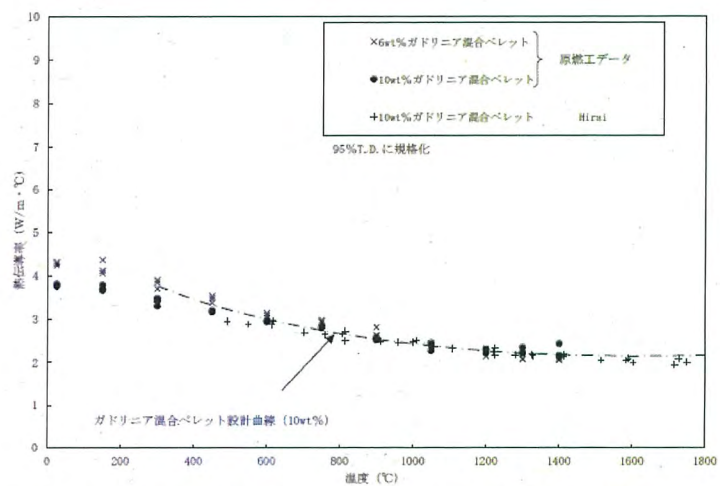
第 2-4 図 二酸化ウランペレットの熱伝導率 (未照射)[17][18]



第 3-4 図 二酸化ウランペレットの熱伝導率 (未照射) (17)(18)



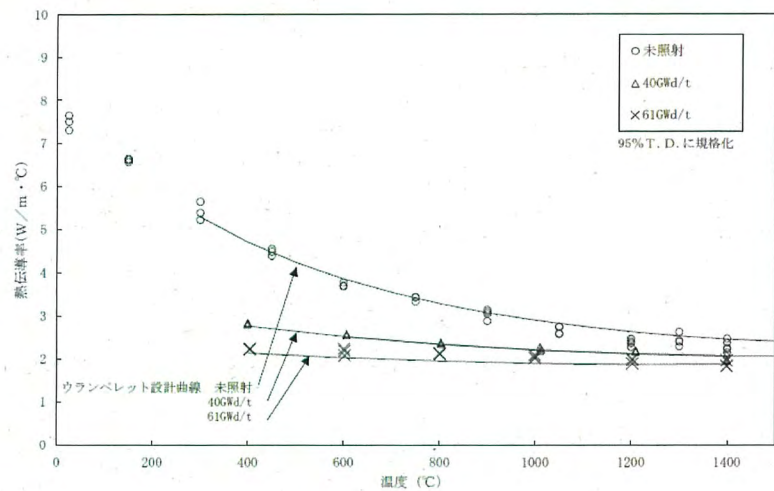
第 2-5 図 ガドリニア混合二酸化ウランペレットの熱伝導率 (未照射)[18][19]



第 3-5 図 ガドリニア混合二酸化ウランペレットの熱伝導率 (未照射) (18)(19)

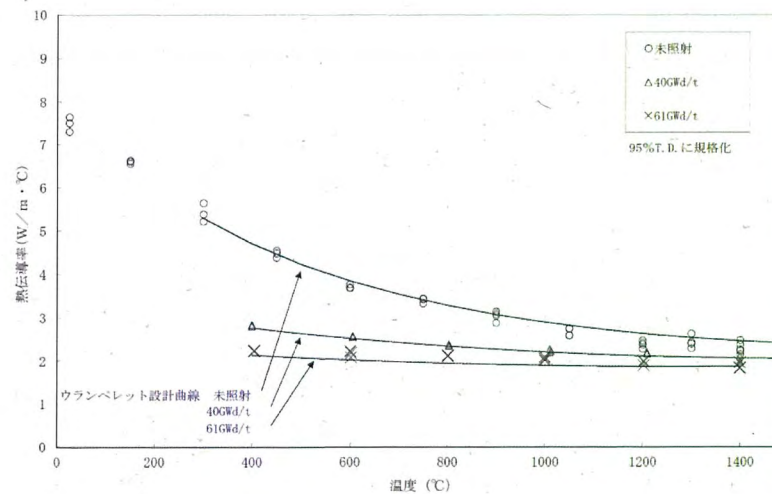


設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類二



第 2-6 図 照射後二酸化ウランペレットの熱伝導率 [18][20][21]

設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 7



第 3-6 図 照射後二酸化ウランペレットの熱伝導率<sup>(18) (20) (21)</sup>

備考

<p>設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類二</p>	<p>設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 7</p>	<p>備考</p>
<p>3.3.3 ベレットの寸法変化</p> <p>ベレットの寸法変化は、熱膨張、燃焼によるスエリング及び焼きしまり、ベレットのリロケーションを考慮して計算される。なお、被覆管応力について、ベレットのクリープ変形による軸方向への逃げがないとした場合の方が厳しい評価となるため、ベレットのクリープ変形は考慮していない。</p> <p>(1)ベレット熱膨張による寸法変化</p> <p>熱膨張による寸法変化は次式により計算する。</p> $L_i = L_{0i} [1 + \alpha(\bar{T}_i - T_{0i})]$ <p>ここで、<math>L_{0i}</math>:室温での寸法</p> <p><math>L_i</math>: 温度 <math>T_i</math> での寸法</p> <p><math>\alpha</math>: 熱膨張係数 (温度の関数)</p> <p><math>\bar{T}_i</math>: 領域 <math>i</math> での平均温度</p> <p><math>T_{0i}</math>: 室温</p> <p><math>i</math>: <math>i</math> 番目の円筒殻領域</p> <p>ガドリニア混合二酸化ウランベレットの熱膨張率は二酸化ウランベレットと同等であることが報告されている。[22]このことから熱膨張率モデルは、ベレットタイプによらず MATPRO-V9 の二酸化ウランの熱膨張モデル[5]としている。</p> <p>(2)ベレットのスエリングによる寸法変化</p> <p>FP 及びその蓄積によるベレットのスエリングは、多くの照射実験及び観察結果に基づき以下のような項目に分けられる。</p> <p>(i)非圧縮性スエリング</p> <p>非圧縮性スエリングとは、ベレットに加わる外部拘束力に依存しないものである。これには主に次の3つが寄与している。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 非蒸発性固体状FPに起因するもの             <p>高温でも蒸発しない固体状FPによるものであり、単純に燃焼度に比例してスエリングに寄与する。</p> </li> <li>2. 蒸発性FPに起因するもの</li> </ol>	<p>(2) ベレットの寸法変化</p> <p>ベレットの寸法変化は熱膨張、燃焼によるスエリング及び焼きしまり、ベレットのリロケーションを考慮して計算する。なお、被覆管応力について、ベレットのクリープ変形による軸方向への逃げがないとした場合の方が厳しい評価となるため、ベレットの軸方向へのクリープ変形は考慮していない。</p> <p>a. ベレット熱膨張による寸法変化</p> <p>熱膨張による寸法変化は次式により計算する。</p> $L_i = L_{0i} [1 + \alpha(\bar{T}_i - T_{0i})] \dots \dots \dots (3-16)$ <p>ここで、</p> <p><math>L_{0i}</math> : 室温での寸法、mm</p> <p><math>L_i</math> : 温度 <math>T_i</math> での寸法、mm</p> <p><math>\alpha</math> : 熱膨張係数 (温度の関数)、1/°C</p> <p><math>\bar{T}_i</math> : 領域 <math>i</math> での平均温度、°C</p> <p><math>T_{0i}</math> : 室温、°C</p> <p><math>i</math> : <math>i</math> 番目の円筒殻領域</p> <p>ガドリニア混合二酸化ウランベレットの熱膨張率は二酸化ウランベレットと同等であることが報告されている<sup>(22)</sup>。このことから熱膨張率モデルは、ベレットタイプによらず MATPRO-V9 の二酸化ウランの熱膨張モデル<sup>(5)</sup>としている。</p> <p>b. ベレットスエリングによる寸法変化モデル</p> <p>FP の生成及びその蓄積によるベレットのスエリングは、多くの照射実験及び観察結果に基づき以下のような項目に分けられる。</p> <p>(a) 非圧縮性スエリング</p> <p>非圧縮性スエリングとは、ベレットに加わる外部拘束力に依存しないものである。これには主に次の3つが寄与している。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 非蒸発性固体状 FP に起因するもの             <p>高温でも蒸発しない固体状 FP によるものであり、単純に燃焼度に比例してスエリングに寄与する。</p> </li> <li>2) 蒸発性 FP に起因するもの</li> </ol>	

設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類二	設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 7	備考
<p>ヨウ素、セシウムなどは高温になると気化してペレットより放出されるので、低温でのみスエリングに寄与する。</p> <p>3. 結晶粒界に生成される微小なFPガスに起因するもの FPガスに起因するが、微小なためペレットの外部拘束力には依存せず、高温になるとペレットから放出され、スエリングに寄与しなくなる。</p> <p>(ロ)圧縮性スエリング 圧縮性スエリングとはペレットに外部拘束力が働くと、スエリングに寄与しなくなるものである。これは主にFPガスに起因するもので、燃焼度に依存する。また、高温ではペレットから気体が放出されるので、スエリングに寄与しなくなる。 ペレットに外部拘束力が働くとスエリングが小さくなることは、実験で明らかにされている。[23]</p> <p>以上をまとめると、単位燃焼度あたりのスエリング率は次式で表わされることになる。 <math>\Delta V/V = f(T, P, Bu)</math> ここで、<math>\Delta V/V</math>:スエリング率 T:温度 P:ペレットに加わる外部拘束力 Bu:燃焼度</p> <p>ペレットのスエリングは、二酸化ウランペレットとガドリニア混合二酸化ウランペレットで同等であることが報告されている。[22]このことから、ペレットタイプによらず、同一のモデルとしている。また、添付書類一で述べたように、スエリングはペレット初期密度に依存しないと考えられるため、ペレット初期密度に関わらず同一のモデルとしている。</p>	<p>ヨウ素、セシウム等は高温になると気化してペレットより放出されるので、低温でのみスエリングに寄与する。</p> <p>3) 結晶粒界に生成される微小な FP ガスに起因するもの FP ガスに起因するが、微小なためペレットの外部拘束には依存せず、高温になるとペレットから放出され、スエリングに寄与しなくなる。</p> <p>(b) 圧縮性スエリング 圧縮性スエリングとはペレットに被覆管との相互作用による外部拘束力が働くと、スエリングに寄与しなくなるものである。これは主に FP ガスに起因するもので、燃焼度に依存する。 ペレットに外部拘束力が働くとスエリングが小さくなることは、実験で明らかにされている<sup>(23)</sup>。</p> <p>以上をまとめると、単位燃焼度あたりのスエリング率は次式で表されることになる。 <math>\Delta V/V = f(T, P, Bu)</math> ..... (3-17) ここで、 <math>\Delta V/V</math>: スエリング率 T : 温度、℃ P : ペレットに加わる外部拘束力、MPa Bu : 燃焼度、MWd/t</p> <p>ペレットのスエリングは、二酸化ウランペレットとガドリニア混合二酸化ウランペレットで同等であることが報告されている<sup>(22)</sup>。このことから、ペレットタイプによらず、同一のモデルとしている。また、資料 8「燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能に関する説明書」の 3.2.2 項で示したとおり、スエリングはペレット初期密度に依存しないと考えられるため、ペレット初期密度に関わらず同一のモデルとしている。</p>	



<p>設認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 添付書類二</p>	<p>設工認 (伊方発電所第3号機 B型燃料集合体) 資料7</p>	<p>備考</p>
<p>(3)ペレットの焼きしまり Marlowe のモデル[24]に基づいた焼きしまりモデルを用いる。 ペレットの焼きしまりは、二酸化ウランペレットとガドリニア混合二酸化ウランペレットで同等であることが報告されている。[22]このことから、ペレットタイプによらず、同一のモデルとしている。</p> <p>(4)ペレットのリロケーション 燃焼が開始されるとペレットが割れ、並びかえ(リロケーション)が起こり、ペレット径が増加する。また、被覆管とペレットが接触した後、ペレットの径が減少する。この効果を、照射後試験データを基にモデル化している。</p> <p>(イ)ペレット・被覆管の非接触時 非接触時におけるペレットリロケーション歪( <math>\epsilon_{reloc}</math> )は次のように表わされる。 <math display="block">\epsilon_{reloc} = \frac{(D_{cm}^{cold} - D_{pel}^{cold}) \times f(Bu, P)}{D_{pel}^{cold}}</math> ここで、<math>\epsilon_{reloc}</math> : ペレットリロケーション歪 <math>D_{pel}^{cold}</math> : 製造時ペレット外径 <math>D_{cm}^{cold}</math> : 製造时被覆管内径 <math>f(Bu, P)</math> : 燃焼度と線出力密度によって決まる係数 <math>P</math> : 線出力密度 <math>Bu</math> : 燃焼度 上式より、ペレット径は見掛け上 <math>(1 + \epsilon_{reloc})D_{pel}</math> であるとする (<math>D_{pel}</math> : リロケーションがないとした場合の燃焼中のペレット外径)。 なお、<math>f(Bu, P)</math> は燃料棒の照射後金相試験の写真からペレット・被覆管ギャップを測定して求めたギャップ閉塞割合である。</p> <p>(ロ)ペレット・被覆管の接触時 接触時におけるペレットリロケーション歪の変化は、被覆管とペレットの接触応力とペレットの剛性(ヤング率)から求める。 <math display="block">\epsilon_{reloc}^{new} = \epsilon_{reloc}^{old} - \Delta\sigma_c / E</math> ここで、<math>\epsilon_{reloc}^{new}</math> : 現ステップにおけるリロケーション歪 <math>\epsilon_{reloc}^{old}</math> : 前ステップにおけるリロケーション歪 <math>\Delta\sigma_c</math> : ペレットと被覆管の接触応力の変化量 <math>E</math> : ペレットのヤング率(リロケーション歪の関数)</p>	<p>c. ペレットの焼きしまり Marlowe のモデル [24]に基づいた焼きしまりモデルを用いる。 ペレットの焼きしまりは、二酸化ウランペレットとガドリニア混合二酸化ウランペレットで同等であることが報告されている [22]。このことから、ペレットタイプによらず、同一のモデルとしている。</p> <p>d. ペレットのリロケーション 燃焼が開始されるとペレットが割れ、並びかえ(リロケーション)が起こり、ペレット径が増加する。また、被覆管とペレットが接触した後、ペレットの径が減少する。この効果を、照射後試験データを基にモデル化している。</p> <p>(a) ペレット・被覆管の非接触時 非接触時におけるペレットリロケーションひずみ (<math>\epsilon_{reloc}</math>) は次のように表される。 <math display="block">\epsilon_{reloc} = \frac{(D_{cm}^{cold} - D_{pel}^{cold}) \times f(Bu, P)}{D_{pel}^{cold}} \dots\dots\dots (3-18)</math> ここで、 <math>\epsilon_{reloc}</math> : ペレットリロケーションひずみ <math>D_{pel}^{cold}</math> : 製造時ペレット外径、mm <math>D_{cm}^{cold}</math> : 製造时被覆管内径、mm <math>f(Bu, P)</math> : 燃焼度と線出力密度によって決まる係数 <math>P</math> : 線出力密度、W/cm <math>Bu</math> : 燃焼度、MWd/t 上式より、ペレット径は見掛け上 <math>(1 + \epsilon_{reloc})D_{pel}</math> であるとする (<math>D_{pel}</math> : リロケーションがないとした場合の燃焼中のペレット外径)。 なお、<math>f(Bu, P)</math> は燃料棒の照射後金相試験の写真からペレット・被覆管ギャップを測定して求めたギャップ閉塞割合である。</p> <p>(b) ペレット・被覆管の接触時 接触時におけるペレットリロケーションひずみの変化は、被覆管とペレットの接触応力とペレットの剛性(ヤング率)から求める。 <math display="block">\epsilon_{reloc}^{new} = \epsilon_{reloc}^{old} - \Delta\sigma_c / E \dots\dots\dots (3-19)</math> ここで、 <math>\epsilon_{reloc}^{new}</math> : 現ステップにおけるリロケーションひずみ <math>\epsilon_{reloc}^{old}</math> : 前ステップにおけるリロケーションひずみ <math>\Delta\sigma_c</math> : ペレットと被覆管の接触応力の変化量 <math>E</math> : ペレットのヤング率(リロケーションひずみの関数)</p>	

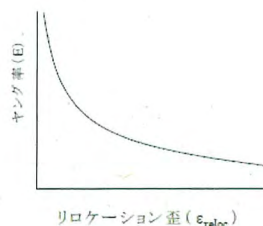


設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類二

設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 7

備考

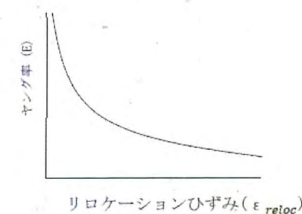
ここで、ペレットの剛性(ヤング率)は被覆管クリープダウンのデータを良く説明するよう、リロケーション歪により変化するとしている。



上図において、ペレットリロケーション歪が大きければペレットの剛性は小さい。この状態でペレットと被覆管が接触すると、ペレットは容易に圧縮されるため被覆管に発生する応力は小さく、いわゆる“ソフトコンタクト”の状態を表す。ペレットリロケーション歪が小さくなるとペレットの剛性が高くなり、この状態でペレットと被覆管が接触すると、ペレットは容易には圧縮されなくなるため、燃料棒外径はペレットのスエリングにより徐々に増加していく。さらにリロケーション歪が小さくなりリロケーション歪が無くなるとペレットは本来の剛性を回復し、この状態でペレットと被覆管が接触すると、燃料棒外径はペレットのスエリングに従って増加し、いわゆる“ハードコンタクト”の状態を表わす。

ガドリニア混合二酸化ウランペレットのリロケーションモデル、ヤング率、ポアソン比は、二酸化ウランペレットと同一のモデルとしている。

ここで、ペレットの剛性(ヤング率)は被覆管クリープダウンのデータを良く説明するよう、リロケーションひずみにより変化するとしている。



上図において、ペレットリロケーションひずみが大きければペレットの剛性は小さい。この状態でペレットと被覆管が接触すると、ペレットは容易に圧縮されるため被覆管に発生する応力は小さく、いわゆる“ソフトコンタクト”の状態を表す。ペレットリロケーションひずみが小さくなるとペレットの剛性が高くなり、この状態でペレットと被覆管が接触すると、ペレットは容易には圧縮されなくなるため、燃料棒外径はペレットのスエリングにより徐々に増加していく。更にリロケーションひずみが小さくなりリロケーションひずみが無くなるとペレットは本来の剛性を回復し、この状態でペレットと被覆管が接触すると、燃料棒外径はペレットのスエリングに従って増加し、いわゆる“ハードコンタクト”の状態を表す。

ガドリニア混合二酸化ウランペレットのリロケーションモデル、ヤング率、ポアソン比は、二酸化ウランペレットと同一のモデルとしている。

設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類二	設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 7	備考
<p>3.3.4 被覆管の寸法変化</p> <p>被覆管の寸法変化は、熱膨張、弾性変形、塑性変形、クリープ変形、照射成長を考慮して計算される。</p> <p>(1) 被覆管の熱膨張による寸法変化</p> <p>熱膨張による寸法変化は次式により計算する。</p> $R = R_0 [1 + \alpha (\bar{T} - T_0)]$ <p>ここで、<math>R_0</math> : 室温での被覆管半径  <math>R</math> : 温度 <math>\bar{T}</math> での被覆管半径  <math>\bar{T}</math> : 被覆管平均温度  <math>T_0</math> : 室温  <math>\alpha</math> : 熱膨張係数 (温度の関数)</p> <p>軸方向の寸法変化も同様な式で計算する。</p> <p>(2) 被覆管の弾性変形</p> <p>弾性変形は等方性として次式から計算する。</p> $\begin{bmatrix} \varepsilon_r \\ \varepsilon_\theta \\ \varepsilon_z \end{bmatrix} = \frac{1}{E} \begin{bmatrix} 1 & -\nu & -\nu \\ -\nu & 1 & -\nu \\ -\nu & -\nu & 1 \end{bmatrix} \begin{bmatrix} \sigma_r \\ \sigma_\theta \\ \sigma_z \end{bmatrix}$ <p>ここで、<math>\varepsilon_r</math> : 半径方向歪  <math>\varepsilon_\theta</math> : 円周方向歪  <math>\varepsilon_z</math> : 軸方向歪  <math>\sigma_r</math> : 半径方向応力  <math>\sigma_\theta</math> : 円周方向応力  <math>\sigma_z</math> : 軸方向応力  <math>E</math> : 被覆管のヤング率  <math>\nu</math> : 被覆管のポアソン比</p> <p>主応力 <math>\sigma_r</math>、<math>\sigma_\theta</math>、<math>\sigma_z</math> は、その主方向が円筒座標の座標軸と一致し (せん断応力はゼロとして計算する)、その方向が変化しないと仮定して計算し、内外圧差による応力及び熱応力を考慮する。          内外圧差による応力は次式により計算する。</p>	<p>(3) 被覆管の寸法変化</p> <p>被覆管の寸法変化は、熱膨張、弾性変形、塑性変形、クリープ変形、及び照射成長を考慮して計算する。</p> <p>a. 被覆管の熱膨張</p> <p>熱膨張による寸法変化は次式により計算する。</p> $R = R_0 [1 + \alpha (\bar{T} - T_0)] \dots\dots\dots (3-20)$ <p>ここで、  <math>R_0</math> : 室温での被覆管半径、mm  <math>R</math> : 温度 <math>\bar{T}</math> での被覆管半径、mm  <math>\bar{T}</math> : 被覆管平均温度、℃  <math>T_0</math> : 室温、℃  <math>\alpha</math> : 熱膨張係数 (温度の関数)、1/℃</p> <p>軸方向の寸法変化も同様な式で計算する。</p> <p>b. 被覆管の弾性変形</p> <p>弾性変形は等方性として次式から計算する。</p> $\begin{bmatrix} \varepsilon_r \\ \varepsilon_\theta \\ \varepsilon_z \end{bmatrix} = \frac{1}{E} \begin{bmatrix} 1 & -\nu & -\nu \\ -\nu & 1 & -\nu \\ -\nu & -\nu & 1 \end{bmatrix} \begin{bmatrix} \sigma_r \\ \sigma_\theta \\ \sigma_z \end{bmatrix} \dots\dots\dots (3-21)$ <p>ここで、  <math>\varepsilon_r</math> : 半径方向ひずみ  <math>\varepsilon_\theta</math> : 円周方向ひずみ  <math>\varepsilon_z</math> : 軸方向ひずみ  <math>\sigma_r</math> : 半径方向応力、MPa  <math>\sigma_\theta</math> : 円周方向応力、MPa  <math>\sigma_z</math> : 軸方向応力、MPa  <math>E</math> : 被覆管のヤング率 (温度の関数)、MPa  <math>\nu</math> : 被覆管のポアソン比 (温度の関数)</p> <p>主応力 <math>\sigma_r</math>、<math>\sigma_\theta</math>、<math>\sigma_z</math> は、その主方向が円筒座標の座標軸と一致し (せん断応力はゼロとして計算する)、その方向が変化しないと仮定して計算し、内外圧差による応力及び熱応力を考慮する。          内外圧差による応力は次式により計算する。</p>	

設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類二	設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 7	備考
$\sigma_r = \frac{r_i^2 r_o^2 (P_o - P_i - P_c) + (P_i + P_c) r_i^2 - P_o r_o^2}{r^2 (r_o^2 - r_i^2)} + \frac{(P_i + P_c) r_i^2 - P_o r_o^2}{r_o^2 - r_i^2}$ $\sigma_\theta = -\frac{r_i^2 r_o^2 (P_o - P_i - P_c) + (P_i + P_c) r_i^2 - P_o r_o^2}{r^2 (r_o^2 - r_i^2)} + \frac{(P_i + P_c) r_i^2 - P_o r_o^2}{r_o^2 - r_i^2}$ $\sigma_z = \frac{P_i - P_o}{r_o^2 - r_i^2}$ <p>ここで、<math>\sigma_r</math> : 半径方向応力  <math>\sigma_\theta</math> : 円周方向応力  <math>\sigma_z</math> : 軸方向応力  <math>P_i</math> : 内圧  <math>P_o</math> : 外圧  <math>P_c</math> : ベレット-被覆管間の接触圧  <math>r</math> : 任意の径方向位置  <math>r_i</math> : 被覆管内半径  <math>r_o</math> : 被覆管外半径</p> <p>ベレットと被覆管の接触時の内外圧差による応力の計算においては、接触によって生じる応力を考慮するとともに、ベレットに並びかえ(リロケーション)による外径の増加分が残っている間は、ベレットは小さな外力で収縮し、大きな接触圧は生じないとモデル化している。</p> <p>また、被覆管の内外面に温度差がある場合に被覆管に発生する熱応力は次式により計算する。</p> $\sigma_r = \frac{E\alpha}{r^2(1-\nu)} \left[ -\int_r^r T(r) r dr + \frac{r^2 - r_i^2}{r_o^2 - r_i^2} \int_{r_i}^{r_o} T(r) r dr \right]$ $\sigma_\theta = \frac{E\alpha}{r^2(1-\nu)} \left[ -T(r) r^2 + \int_r^r T(r) r dr + \frac{r^2 + r_i^2}{r_o^2 - r_i^2} \int_{r_i}^{r_o} T(r) r dr \right]$ $\sigma_z = \frac{E\alpha}{1-\nu} \left[ -T(r) + \frac{2}{r_o^2 - r_i^2} \int_{r_i}^{r_o} T(r) r dr \right]$ <p>ここで、<math>T(r) = \frac{T_i - T_o}{\log r_i - \log r_o} \log r + \frac{T_o \log r_i - T_i \log r_o}{\log r_i - \log r_o}</math></p> <p><math>\sigma_r</math> : 半径方向応力  <math>\sigma_\theta</math> : 円周方向応力</p>	$\sigma_r = \frac{r_i^2 r_o^2 (P_o - P_i - P_c) + (P_i + P_c) r_i^2 - P_o r_o^2}{r^2 (r_o^2 - r_i^2)} + \frac{(P_i + P_c) r_i^2 - P_o r_o^2}{r_o^2 - r_i^2} \dots\dots\dots (3-22)$ $\sigma_\theta = -\frac{r_i^2 r_o^2 (P_o - P_i - P_c) + (P_i + P_c) r_i^2 - P_o r_o^2}{r^2 (r_o^2 - r_i^2)} + \frac{(P_i + P_c) r_i^2 - P_o r_o^2}{r_o^2 - r_i^2} \dots\dots\dots (3-23)$ $\sigma_z = \frac{(P_i + P_c) r_i^2 - P_o r_o^2}{r_o^2 - r_i^2} \dots\dots\dots (3-24)$ <p>ここで、  <math>\sigma_r</math> : 半径方向応力、MPa  <math>\sigma_\theta</math> : 円周方向応力、MPa  <math>\sigma_z</math> : 軸方向応力、MPa  <math>P_i</math> : 内圧、MPa  <math>P_o</math> : 外圧、MPa  <math>P_c</math> : ベレット-被覆管間の接触圧、MPa  <math>r</math> : 任意の径方向位置、mm  <math>r_i</math> : 被覆管内半径、mm  <math>r_o</math> : 被覆管外半径、mm</p> <p>ベレットと被覆管の接触時の内外圧差による応力の計算においては、接触によって生じる応力を考慮するとともにリロケーションによる外径の増加分が残っている間は、ベレットは小さな外力で収縮し、大きな接触圧は生じないとモデル化している。</p> <p>また、被覆管の内外面に温度差がある場合に被覆管に発生する熱応力は次式により計算する。</p> $\sigma_r = \frac{E\alpha}{r^2(1-\nu)} \left[ -\int_{r_i}^r T(r) r dr + \frac{r^2 - r_i^2}{r_o^2 - r_i^2} \int_{r_i}^{r_o} T(r) r dr \right] \dots\dots\dots (3-25)$ $\sigma_\theta = \frac{E\alpha}{r^2(1-\nu)} \left[ -T(r) r^2 + \int_{r_i}^r T(r) r dr + \frac{r^2 + r_i^2}{r_o^2 - r_i^2} \int_{r_i}^{r_o} T(r) r dr \right] \dots\dots\dots (3-26)$ $\sigma_z = \frac{E\alpha}{1-\nu} \left[ -T(r) + \frac{2}{r_o^2 - r_i^2} \int_{r_i}^{r_o} T(r) r dr \right] \dots\dots\dots (3-27)$ <p>ここで、  <math>T(r) = \frac{T_i - T_o}{\log r_i - \log r_o} \log r + \frac{T_o \log r_i - T_i \log r_o}{\log r_i - \log r_o}</math></p> <p><math>\sigma_r</math> : 半径方向応力、MPa  <math>\sigma_\theta</math> : 円周方向応力、MPa</p>	<p>備考</p>



設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類二	設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 7	備考
<p><math>\sigma_z</math> : 軸方向応力  <math>r</math> : 任意の径方向位置  <math>r_i</math> : 被覆管内半径  <math>r_o</math> : 被覆管外半径  <math>E</math> : 被覆管のヤング率  <math>\alpha</math> : 被覆管熱膨張係数  <math>\nu</math> : 被覆管のポアソン比  <math>T_i</math> : 被覆管の内面温度  <math>T_o</math> : 被覆管の外表面温度</p> <p>(3)被覆管の塑性変形          被覆管の塑性変形は、加工硬化を考慮した Prandtl-Reuss の式[25]を解くことにより求める。Prandtl-Reuss の式は、“塑性歪の増分の主軸はその時の応力の主軸と一致し、かつ偏差応力に比例する”とするものである。          弾塑性域の判断となる被覆管の耐力は、未照射/照射後の被覆管引張試験結果よりモデル化している。[22]</p> <p>(4)クリープによる被覆管の変形          被覆管のクリープ変形は、ある短い時間内では応力、温度等が一定として以下の式を用いて計算する。          被覆管のクリープ式は、熱的に生ずる炉外クリープ速度と炉内での照射によるクリープ速度に分けて表わす。  <math display="block">\dot{\epsilon} = \dot{\epsilon}_{thermal} + \dot{\epsilon}_{irradiation}</math>         ここで、<math>\dot{\epsilon}</math> : 全クリープ速度  <math>\dot{\epsilon}_{thermal}</math> : 熱的に生じる炉外クリープ速度  <math>\dot{\epsilon}_{irradiation}</math> : 照射によるクリープ速度</p> <p>(イ)炉外クリープ速度          炉外クリープは Ibrahim により提案された式[26]に準じて次のように表わすものとする。  <math display="block">\dot{\epsilon}_{thermal} = C_1 \exp \left\{ C_2 \times \sigma_g + C_3 T \right\} t^{C_4 T + C_5}</math>         ここで、<math>\dot{\epsilon}_{thermal}</math> : 炉外クリープ歪  <math>\sigma_g</math> : 相当応力 (N/mm<sup>2</sup>)</p>	<p><math>\sigma_z</math> : 軸方向応力、MPa  <math>r</math> : 任意の径方向位置、mm  <math>r_i</math> : 被覆管内半径、mm  <math>r_o</math> : 被覆管外半径、mm  <math>E</math> : 被覆管のヤング率、MPa  <math>\alpha</math> : 被覆管の熱膨張係数、1/°C  <math>\nu</math> : 被覆管のポアソン比  <math>T_i</math> : 被覆管の内面温度、°C  <math>T_o</math> : 被覆管の外表面温度、°C</p> <p>c. 被覆管の塑性変形          被覆管の塑性変形は、加工硬化を考慮した Prandtl-Reuss の式<sup>(25)</sup>を解くことにより求める。Prandtl-Reuss の式は、“塑性ひずみの増分の主軸はその時の応力の主軸と一致し、かつ偏差応力に比例する”とするものである。          弾塑性域の判断となる被覆管の耐力は、未照射/照射後の被覆管引張試験結果よりモデル化している<sup>(22)</sup>。</p> <p>d. クリープによる被覆管の変形          被覆管のクリープ変形は、ある短い時間内では応力、温度等が一定として以下の式を用いて計算する。          被覆管のクリープ式は、熱的に生ずる原子炉外のクリープ速度と原子炉内での照射によるクリープ速度に分けて表す。  <math display="block">\dot{\epsilon} = \dot{\epsilon}_{thermal} + \dot{\epsilon}_{irradiation} \dots\dots\dots (3-28)</math>         ここで、  <math>\dot{\epsilon}</math> : 全クリープ速度、1/h  <math>\dot{\epsilon}_{thermal}</math> : 熱的に生じる原子炉外のクリープ速度、1/h  <math>\dot{\epsilon}_{irradiation}</math> : 照射によるクリープ速度、1/h</p> <p>(a) 原子炉外のクリープ          原子炉外のクリープは Ibrahim により提案された式<sup>(26)</sup>に準じて次のように表すものとする。  <math display="block">\dot{\epsilon}_{thermal} = C_1 \exp \left\{ C_2 \times \sigma_g + C_3 T \right\} t^{C_4 T + C_5} \dots\dots\dots (3-29)</math>         ここで、  <math>\dot{\epsilon}_{thermal}</math> : 原子炉外のクリープひずみ  <math>\sigma_g</math> : 相当応力、MPa</p>	<p>備考</p>



設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類二	設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 7	備考
<p><math>T</math>: 温度 (°C)  <math>t</math>: 時間 (h)  <math>C_1 \sim C_5</math>: 定数</p> <p>(ロ) 照射クリープ            照射クリープは、炉内クリープの高速中性子束依存性に関する Ross-Ross and Hunt の式[27]に準じて次のように表わすものとする。  <math display="block">\dot{\epsilon}_{irradiation} = B \sigma_g \phi^n</math>           ここで、<math>\dot{\epsilon}_{irradiation}</math>: 照射クリープ速度 (1/h)  <math>\sigma_g</math>: 相当応力 (N/mm<sup>2</sup>)  <math>\phi</math>: 高速中性子束 (n/cm<sup>2</sup>s, E&gt;1MeV)  <math>B, n</math>: 定数</p> <p>モデル式中の定数 <math>C_1 \sim C_5, B, n</math> は、被覆管タイプ毎の炉外クリープ実験や照射後の燃料棒外径測定結果と良く一致するよう定めており、その妥当性は、後述する燃料棒の外径実測値に対する実証性により確認している。</p> <p>(5) 照射成長による被覆管の変形            被覆管の軸方向照射成長 (燃料棒伸び) は、被覆管タイプ毎の燃料棒伸び測定結果を基に、高速中性子照射量の関数として次式のようにモデル化している。  <math display="block">\epsilon_{growth} = A \cdot f_1 + B \cdot f_2</math>           ここで、<math>\epsilon_{growth}</math>: 被覆管照射成長  <math>f_1, f_2</math>: 高速中性子照射量の関数 (べき乗の関数)  <math>A, B</math>: 定数</p>	<p><math>T</math> : 温度、°C  <math>t</math> : 時間、h  <math>C_1 \sim C_5</math> : 定数</p> <p>(b) 照射クリープ            照射クリープは、原子炉内のクリープの高速中性子束依存性に関する Ross-Ross and Hunt の式<sup>(27)</sup>に準じて次のように表すものとする。  <math display="block">\dot{\epsilon}_{irradiation} = B \sigma_g \phi^n \dots\dots\dots (3-30)</math>           ここで、  <math>\dot{\epsilon}_{irradiation}</math> : 照射クリープ速度、1/h  <math>\sigma_g</math> : 相当応力、MPa  <math>\phi</math> : 高速中性子束 (n/cm<sup>2</sup>s, E&gt;1MeV)  <math>B, n</math> : 定数</p> <p>モデル式中の定数 <math>C_1 \sim C_5, B, n</math> は、被覆管タイプ毎の原子炉外のクリープ実験や照射後の燃料棒外径測定結果と良く一致するよう定めており、その妥当性は、後述する燃料棒の外径実測値に対する実証性により確認している。</p> <p>e. 照射成長による被覆管の変形            被覆管の軸方向照射成長 (燃料棒の伸び) は、被覆管タイプ毎の燃料棒の伸び測定結果を基に、高速中性子照射量の関数として次式のようにモデル化している。  <math display="block">\epsilon_{growth} = A \cdot f_1 + B \cdot f_2 \dots\dots\dots (3-31)</math>           ここで、  <math>\epsilon_{growth}</math> : 被覆管照射成長  <math>f_1, f_2</math> : 高速中性子照射量の関数 (べき乗の関数)  <math>A, B</math> : 定数</p>	

設認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 添付書類二	設工認 (伊方発電所第 3 号機 B 型燃料集合体) 資料 7	備考
<p>3.3.5 FPガスの生成と放出</p> <p>FPガスの放出は燃焼度と温度に依存する。FPガスモデル[28]では、次のようにFPガスの生成と放出を考慮している。</p> <p>(1)粒内においては、核分裂で生成された希ガス原子が結晶格子中に気泡となって析出する現象と、これと反対の過程として、核分裂片が気泡からFPガス原子をたたき出し、格子中に溶解させる現象が平衡している。この内、溶解したFPガス原子は、その濃度勾配を駆動力として粒界に向けて拡散する。</p> <p>この時、結晶格子中に留まるFPガスの飽和濃度は温度、燃焼度の関数としてモデル化している。</p> <p>結晶格子中における飽和濃度 = <math>m(Bu, T)</math></p> <p>ここで <math>Bu</math>: 燃焼度 <math>T</math>: 温度</p> <p>(2)飽和濃度を越えたFPガスは粒界に集積し、粒界面及び粒界の隅で気泡となる。この気泡は互いに連なり、オープンポロシティやクラックと連結することでベレットから放出される経路が生ずることになる。この経路を通じて放出されるFPガスの放出量は粒界上のガス濃度に比例し次式により計算する。</p> $\frac{df(t)}{dt} = K \cdot g(t)$ <p>ここで、<math>f(t)</math>: 時間 <math>t</math> におけるFPガス放出量</p> <p><math>K</math>: 温度、燃焼度、オープンポロシティに依存する関数</p> <p><math>g(t)</math>: 時間 <math>t</math> における粒界上のガス濃度</p> $= \beta t - f(t) - m(Bu, T)$ <p><math>\beta t</math>: 生成ガス量</p> $= \frac{N_f y}{n C_L}$ <p><math>N_f</math>: 核分裂数</p> <p><math>y</math>: 核分裂による収率 (原子数 / 核分裂)</p> <p><math>n</math>: 1 分子中の原子数</p>	<p>(4) FPガスの生成</p> <p>FPガスの放出は燃焼度と温度に依存する。FPガスモデル<sup>(28)</sup>では、次のようにFPガスの生成と放出を考慮している。</p> <p>結晶粒内においては、核分裂で生成された希ガス原子が結晶格子中に気泡となって析出する現象と、これと反対の過程として、核分裂片が気泡からFPガス原子をたたき出し、格子中に溶解させる現象が平衡している。この内、溶解したFPガス原子は、その濃度勾配を駆動力として粒界に向けて拡散する。</p> <p>この時、結晶格子中に留まるFPガスの飽和濃度は温度、燃焼度の関数としてモデル化している。</p> <p>結晶格子中における飽和濃度 = <math>m(Bu, T)</math> ..... (3-32)</p> <p>ここで、 <math>Bu</math> : 燃焼度, MWd/t <math>T</math> : 温度, °C</p> <p>飽和濃度を越えたFPガスは粒界に集積し、粒界面及び粒界の隅で気泡となる。この気泡は互いに連なり、オープンポロシティやクラックと連結することでベレットから放出される経路が生ずることになる。この経路を通じて放出されるFPガスの放出量は粒界上のガス濃度に比例し次式により計算する。</p> $\frac{df(t)}{dt} = K \cdot g(t) \dots\dots\dots (3-33)$ <p>ここで、 <math>f(t)</math> : 時間 <math>t</math> におけるFPガス放出量, cm<sup>3</sup>/g <math>K</math> : 温度、燃焼度、オープンポロシティに依存する関数 <math>g(t)</math> : 時間 <math>t</math> における粒界上のガス濃度, cm<sup>3</sup>/g <math>= \beta_t - f(t) - m(Bu, T)</math> <math>\beta_t</math> : FPガス生成量, cm<sup>3</sup>/g</p> $= \frac{N_f y}{n C_L}$ <p><math>N_f</math> : 核分裂数 <math>y</math> : 核分裂による収率 (原子数 / 核分裂) <math>n</math> : 1 分子中の原子数</p>	