

川内原子力発電所第 2 号機

設計及び工事計画認可申請書

【A 型燃料集合体】

補足説明資料

令和 3 年 1 月

九州電力株式会社

枠囲みの範囲は、
防護上の観点又は機密に
係る事項であるため、
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関する補足説明資料
補足説明資料 5	工事の方法に関する補足説明資料
補足説明資料 6	強度に関する補足説明資料

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

当社では、川内原子力発電所第2号機向けの燃料体の加工を計画している。

燃料体に係る設計及び工事の計画については、令和2年4月の「原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律」及び関連規則等（以下「改正法等」という。）の施行を踏まえ、改正法等の内容反映が必要となったことから、今回燃料体に係る設計及び工事の計画に係る手続きを実施する。

本資料は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく設計及び工事計画認可申請を行うにあたり、申請対象が適用を受ける「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の条文について整理すると共に、適合性の確認が必要となる条文を明確にするものである。

2. 設計及び工事計画認可申請における適用条文の整理結果

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は、下表に示すとおり。

【申請対象】

- ・原子炉本体 燃料体

【凡例】

「適用」欄

- ：適用条文
- ×：適用を受けない条文

「申請」欄

- ：今回の申請で適合性を確認する必要がある条文
- ×：今回の申請では適合性確認が不要な条文（適用を受けない条文、又は適用条文ではあるが、既に適合性が確認されている条文、若しくは設計及び工事の計画に係る内容に影響を受けないことが明確に確認できる条文）

技術基準規則	適用要否判断		理由
	適用	申請	
設計基準対象施設 <small>(注)</small>			
第4条 設計基準対象施設の地盤	○	×	設計基準対象施設の地盤については、既設計及び工事の計画（以下「既設工認」という。）にて適合性が確認されており、今回の設計及び工事の計画（以下「設工認」という。）は、新たに加工を実施する燃料体に対する申請であり、地盤の評価に影響を与えるものではない
第5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、申請対象の燃料体の適合性を確認する必要があることから対象とする
第6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、申請対象の燃料体について、本条文の適用を受けるが、防護対象施設に該当せず、既設工認にて確認された防護設計に影響を与えるものではない
第7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、申請対象の燃料体について、本条文の適用を受けるが、防護対象施設に該当せず、既設工認にて確認された防護設計に影響を与えるものではない
第8条 立ち入りの防止	○	×	立ち入りの防止については、既設工認にて適合性が確認されており、今回の設工認は、新たに加工を実施する燃料体に対する申請であり、当該設計に影響を与えるものではない

技術基準規則	適用要否判断		理由
	適用	申請	
第9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、既設工認にて適合性が確認されており、今回の設工認は、新たに加工を実施する燃料体に対する申請であり、当該設計に影響を与えるものではない
第10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、川内原子力発電所及び玄海原子力発電所は急傾斜地崩壊危険区域として指定された地域ではない
第11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、申請対象の燃料体について、既設工認における燃料体から使用材料に変更はなく、不燃性材料を使用する設計としており、既設工認にて確認された火災の発生防止対策に影響を及ぼすものではない。また、申請対象の燃料体は防護対象施設に該当せず、既設工認にて確認された防護設計に影響を与えるものではない
第12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	○	×	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止については、申請対象の燃料体は防護対象設備に該当せず、既設工認にて確認された防護設計に影響を与えるものではない
第13条 安全避難通路等	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第14条 安全設備	○	×	安全設備については、申請対象の燃料体について、第2項の適用を受けるが、既設工認における燃料集合体からの設計に変更はないため、既設工認にて確認された当該設計に影響を与えるものではない。また、第1項の適用を受けるものではない

技術基準規則	適用可否判断		理由
	適用	申請	
第15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、申請対象の燃料体について、第1項及び第2項の適用を受けるが、既設工認における燃料体から設計に変更はなく、また試験及び検査については、検査制度見直しに伴う検査の位置づけの変更はあるものの、検査方法に変更はないことから、既設工認にて確認された当該設計に影響を与えるものではない。また、第3項から第6項の適用を受けるものではない
第16条 全交流動力電源喪失対策設備	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第17条 材料及び構造	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第18条 使用中の亀裂等による破壊の防止	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第19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、既設工認にて適合性が確認されており、申請対象の燃料体も既設工認から設計に変更はない

技術基準規則	適用要否判断		理由
	適用	申請	
第20条 安全弁等	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第21条 耐圧試験等	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第22条 監視試験片	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第23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、申請対象の燃料体の適合性を確認する必要があることから対象とする
第24条 熱遮蔽材	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第25条 一次冷却材	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第26条 燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第27条 原子炉冷却材圧力バウンダリ	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第28条 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第29条 一次冷却材処理装置	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第30条 逆止め弁	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第31条 蒸気タービン	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第32条 非常用炉心冷却設備	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要

技術基準規則	適用要否判断		理由
	適用	申請	
第33条 循環設備等	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第34条 計測装置	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第35条 安全保護装置	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第36条 反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第37条 制御材駆動装置	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第38条 原子炉制御室等	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第39条 廃棄物処理設備等	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第40条 廃棄物貯蔵設備等	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第41条 放射性物質による汚染の防止	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第42条 生体遮蔽等	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第43条 換気設備	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第44条 原子炉格納施設	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第45条 保安電源設備	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第46条 緊急時対策所	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要
第47条 警報装置等	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要

技術基準規則	適用要否判断		理由
	適用	申請	
第 48 条 準用	×	×	本申請には関係しない条文であることから今回の申請では適合性確認不要

(注) 今回の申請対象である原子炉本体における燃料体については、改正法等の施行に伴い新たに実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 別表第二に追加されたものではあるが、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、既設工認では原子炉本体における炉心等として適合性が確認されている範囲に含まれているものである。

技術基準規則	適用要否判断		理由
	適用	申請	
重大事故等対処施設			
第 49 条 重大事故等対処施設の地盤	×	×	本申請対象は重大事故等対処施設に該当しないため、今回の申請では適合性確認不要
第 50 条 地震による損傷の防止			
第 51 条 津波による損傷の防止			
第 52 条 火災による損傷の防止			
第 53 条 特定重大事故等対処施設			
第 54 条 重大事故等対処設備			
第 55 条 材料及び構造			
第 56 条 使用中の亀裂等による破壊の防止			
第 57 条 安全弁等			
第 58 条 耐圧試験等			
第 59 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			
第 60 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			
第 61 条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備			
第 62 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			
第 63 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備			
第 64 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備			
第 65 条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備			
第 66 条 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備			
第 67 条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備			
第 68 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			
第 69 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備			
第 70 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			
第 71 条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備			
第 72 条 電源設備			
第 73 条 計装設備			
第 74 条 原子炉制御室			
第 75 条 監視測定設備			
第 76 条 緊急時対策所			
第 77 条 通信連絡を行うために必要な設備			
第 78 条 準用			

設計及び工事計画認可申請における適用条文一覧表

条文		施設区分		備考
		施設区分	設備区分	
1	適用範囲	—	—	
2	定義	—	—	
3	特殊な設計	—	—	
4	地震盤	共通	—	○
5	地震震波	共通	—	○
6	津波	共通	—	—
7	外部衝撃	共通	—	—
8	立ち入り防止	共通	—	—
9	不法侵入	共通	—	—
10	急傾斜地	共通	—	—
11	火災	共通	—	—
12	溢水	共通	—	—
13	避難通路	共通	—	—
14	安全設備	共通	—	—
15	設計基準対象施設	共通	—	—
16	全交流電源喪失	個別	—	—
17	材料構造	共通	—	—
18	破壊の防止	共通	—	—
19	流体振動	個別	—	—
20	安全	共通	—	—
21	耐圧試験	共通	—	—
22	監視試験片	個別	—	○
23	炉心等	個別	—	—
24	熱遮蔽材	個別	—	—
25	一次冷却材	個別	—	—
26	燃料取扱設備	個別	—	—
27	バウンダリ	個別	—	—
28	バウンダリ隔離装置	個別	—	—
29	一次冷却材処理装置	個別	—	—
30	逆止め弁	共通	—	—
31	蒸気タ	個別	—	—
32	非常用炉心冷却設備	個別	—	—
33	循環設備	個別	—	—
34	計測装置	個別	—	—
35	安全保護装置	個別	—	—
36	反応度制御	個別	—	—
37	制御材駆動装置	個別	—	—
38	原子炉制御室	個別	—	—
39	廃棄物処理設備	個別	—	—
40	廃棄物貯蔵設備	個別	—	—
41	汚染の防止	共通	—	—
42	生体遮蔽	個別	—	—
43	換気設備	個別	—	—
44	原子炉格納施設	個別	—	—
45	保安電源設備	個別	—	—
46	緊急時対策所	個別	—	—
47	警報装置等	個別	—	—
48	標準	共通	—	—

○：適用条文であり、今回の申請で適合性を確認する必要がある条文

—：適合性確認が不要な条文

設計及び工事計画認可申請における適用条文一覧表

条文		技術基準規則 SA (条)																		備考									
		49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66		67	68	69	70	71	72	73	74	75
施設区分 設備区分	分類 設備等																			共通									
																				共通									
原子炉本体	燃料体																			共通									
燃料体																				共通									

○：適用条文であり、今回の申請で適合性を確認する必要がある条文
 —：適合性確認が不要な条文

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

当社では、川内原子力発電所第2号機向けの燃料体の加工を計画している。

燃料体に係る設計及び工事の計画については、令和2年4月の「原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律」及び関連規則等（以下「改正法等」という。）の施行を踏まえ、改正法等の内容反映が必要となったことから、今回燃料体に係る設計及び工事の計画に係る手続きを実施する。

本資料は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく当該設計及び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」第9条第3項に基づき、当該申請に係る発電用原子炉施設の属する別表第二の上欄に記載される種類に応じて同表の下欄に掲げる書類並びに当該申請に係る設計及び工事に係る品質マネジメントシステムが許可を受けたところによるものであることを説明した書類を添付する必要がある。このうち別表第二に掲げる書類について、「申請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。検討結果を表1に示す。

3. 「電気事業法」に基づく工事計画認可申請書に添付する書類の整理について

「電気事業法」に基づく工事計画の手続き対象となる工事については、「原子力発電工作物の保安に関する命令」（以下「保安命令」という。）の別表第一及び別表第三に規定されているが、今回の工事は、保安命令別表第一及び別表第三に該当規定された工事に該当しないため、電気事業法第47条に基づく工事の計画の申請は不要である。

表1 「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において要求される添付書類及び本申請における添付の要否の検討結果

(1/5)

実用発電用原子炉の設置、 運転等に関する規則 別表第二添付書類名 (略称含む。)	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書	×	川内原子力発電所及び玄海原子力発電所において、急傾斜地崩壊危険区域の設定はないため不要
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	×	本申請では該当する設備はないため不要
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、発電用原子炉施設の熱精算図に影響を与えないため不要
熱出力計算書	×	本申請内容は、熱出力計算書に影響を与えないため不要
発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書	○	設置許可との整合性を示す必要があるため添付する。

実用発電用原子炉の設置、 運転等に関する規則 別表第二添付書類名 (略称含む。)	添付の要否 (○・×)	理 由
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 に入出する工場又は事業 所内の場所における線量 に関する説明書	×	本申請内容は、事業所内の場所における線量に影響を与えないため不要
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	×	自然現象等による損傷の防止については、申請対象の燃料体は防護対象施設に該当しないことから、既設計及び工事の計画（以下「既設工認」という。）にて確認された防護設計に影響を与えないため不要
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	×	本申請内容は、設定根拠を示す事項に該当しないことから不要
環境測定装置の構造図及 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	×	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	×	申請対象の燃料体の設計基準対象施設としての機能のうち試験・検査性について、検査制度見直しに伴う検査の位置づけ変更はあるものの、検査方法に変更はないことから、既設工認にて確認された設計に影響を与えないため不要

実用発電用原子炉の設置、 運転等に関する規則 別表第二添付書類名 (略称含む。)	添付の要否 (○・×)	理 由
発電用原子炉施設の火災 防護に関する説明書	×	申請対象の燃料体の火災防護について、申請対象の燃料体は従来から設計変更はなく、既設工認にて確認された火災の発生防止対策に影響を与えない。また、申請対象の燃料体は、防護対象施設に該当しないことから、既設工認にて確認された防護設計に影響を与えないため不要
発電用原子炉施設の溢水 防護に関する説明書	×	溢水防護については、申請対象の燃料体は防護対象施設に該当しないことから、既設工認にて確認された防護設計に影響を与えないため不要
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

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	○	申請対象の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に説明書を添付する。
強度に関する説明書	○	申請対象の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に説明書を添付する。
構造図	○	申請対象の燃料体の構造図を添付する。
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	○	申請対象の燃料体の耐熱性、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に説明書を添付する。
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

実用発電用原子炉の設置、 運転等に関する規則 第9条第3項規定書類	添付の要否 (○・×)	理 由
設計及び工事に係る品質マネジメントシステム		
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	○	本申請に係る設計及び工事に係る品質マネジメントシステムを説明する必要があることから添付する。

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

目 次

	頁
1. 概 要	1
2. 整理結果	1

1. 概要

本資料は、令和2年4月の「原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律」及び関連規則等（以下「改正法等」という。）の施行を踏まえ、燃料体設計認可申請書（以下「設認」という。）と設計及び工事計画認可申請書（以下「設工認」という。）の記載事項の関連を整理したものである。

2. 整理結果

(1) 設認と設工認の記載事項の関連について

設認と設工認の本文及び添付書類の関連は、下表のとおりである。

(本文)

設認	設工認	記載事項の差
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> 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>燃料材の構造及び重量</u>	二 工事計画 ・要目表（燃料体の名称、種類、主要寸法及び材料）	下線部について整理した結果、以下の事項に差がある。 ・初期濃縮度及び燃焼率 ・燃料体の構造及び重量 等
—	・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 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	—	使用前確認申請書において記載する事項
—	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	記載事項の差
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	三 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	二 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	本文 (二 工事計画「工事の方法」)	—
五 品質保証に関する説明書	四 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)設認と設工認の記載事項の差について

設認と設工認の本文の差について、設工認における記載の考え方等を添付 1 に整理した。(本文の詳細な比較は添付 2、3 参照)

設認の本文に記載していたが、設工認の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^(注)の本文に記載がある事項
- ・設工認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」とは、以下の工事計画認可を指す。

川内原子力発電所第 2 号機	
既工認①：再稼働時	平成 27 年 5 月 22 日付け原規規発第 1505221 号にて認可された工事計画
既工認②：高燃焼度燃料装荷時	平成 18 年 11 月 9 日付け平成 18・09・25 原第 17 号にて認可された工事計画

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の既工認及び設工認における記載の整理状況については、参考資料に示す。

以上

設認と設工認の本文記載事項の差に係る設工認における記載の整理

設認		設工認 記載箇所	既工認 本文	設工認本文における記載の考え方
初期濃縮度	燃料体平均	—	—	燃料体平均及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	添付資料 3	○	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	添付資料 3	—	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	添付資料 3	—	
燃料体の構造		添付資料 3	—	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(川内原子力発電所 A型燃料集合体)

(1 / 3)

燃料体設計認可申請書		設工認 本文	備 考
燃料の種類	二酸化ウラン		
	二酸化ウラン燃料体		
初期濃縮度	燃料体平均	—	燃料体平均及び燃料要素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	—	
	二酸化ウラン焼結ペレット	○	
	ガドリニア入り二酸化ウラン燃料体		
	燃料体平均	—	燃料体平均及び燃料要素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	—	
	ガドリニア入り二酸化ウラン燃料要素	—	
	二酸化ウラン焼結ペレット	○	
ガドリニア混合二酸化ウラン焼結ペレット	○		
燃焼率	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。 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。
	燃料要素最高	—	
	ペレット最高	—	
燃料材の種類、組成及び組織	燃料材	(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	○
		(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	
		ウラン	
		ガドリニア濃度	
		ガドリニウム濃度	○
		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成るガドリニウム一部置換型二酸化ウラン多結晶組織	○		
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系ジルコニウム基合金	
		(組成)	
		すず	
		鉄	
		クロム	
		鉄+クロム	○
		ニオブ	
		酸素	
		ジルコニウム	
		(組織)	
		冷間加工応力除去焼鈍組織	○
		(種類)Sn-Fe-Nb系ジルコニウム基合金	
		(組成)	
		すず	
鉄			
ニオブ	○		
酸素			
ジルコニウム			
(組織)			
冷間加工応力除去焼鈍組織	○		
燃料材及び燃料被覆材以外の部品の種類及び組織	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	
		クロム	
		鉄+クロム	○
		酸素	
		ジルコニウム	
		(組織)	
		再結晶組織	○
	上部ノズル及び下部ノズル	(種類)オーステナイト系ステンレス鋼	
		(組成)	
		クロム	
		ニッケル	
		炭素	
		けい素	
		マンガン	
		りん	
		いおう	
		窒素	
鉄			
上部ノズル押えばね	(種類)析出硬化型ニッケル基合金		
	(組成)		
	ニッケル		
	クロム		
	ニオブ+タンタル	○	
	モリブデン		
チタン			
アルミニウム			
鉄			

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(川内原子力発電所 A型燃料集合体)

(2 / 3)

燃料体設計認可申請書		設工認 本文	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	スプリングスク リュウ	(種類)オーステナイト系ステンレス鋼		
		(組成)		
		クロム		
		ニッケル		
		炭素		
		けい素		
		マンガン		
		りん		
	いおう			
	鉄	○	設工認の本文で材料の規格を記載し、添付資料4で組成を記載。	
	制御棒案内シ ンプル	(種類)Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金		
		(組成)		
	制御棒案内シ ンプル端栓	(種類)Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金		
		(組成)		
	炉内計装用案内 シンプル	(種類)Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金		
		(組成)		
	上部スリーブ	燃料被覆材端栓の組成と同じ。	○	設工認の本文で材料の規格を記載し、添付資料4で組成を記載。
		(種類)オーステナイト系ステンレス鋼		
		(組成)		
		クロム		
ニッケル				
炭素				
けい素				
マンガン				
りん				
いおう				
鉄	○	設工認の本文で材料の規格を記載し、添付資料4で組成を記載。		
中間部スリーブ	(種類)Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金			
	(組成)			
インサート管	燃料被覆材端栓の組成と同じ。	○	設工認の本文で材料の規格を記載し、添付資料4で組成を記載。	
	(種類)オーステナイト系ステンレス鋼			
	(組成)			
	クロム			
	ニッケル			
	炭素			
	けい素			
	マンガン			
りん				
いおう				
鉄	○	設工認の本文で材料の規格を記載し、添付資料4で組成を記載。		
インサート端栓	(種類)オーステナイト系ステンレス鋼			
	(組成)			
	クロム			
	ニッケル			
	炭素			
	けい素			
	マンガン			
	りん			
いおう				
鉄	○	設工認の本文で材料の規格を記載し、添付資料4で組成を記載。		
シンプルスクリ ュウ	(種類)オーステナイト系ステンレス鋼			
	(組成)			
上部支持格子及 び下部支持格子	スプリングスクリュウの組成と同じ。	○	設工認の本文で材料の規格を記載し、添付資料4で組成を記載。	
	(種類)析出硬化型ニッケル基合金			
中間部支持格子	(組成)			
	上部ノズル押えばねの組成と同じ。	○	設工認の本文で材料の規格を記載し、添付資料4で組成を記載。	
ブレード	(種類)Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金			
	(組成)			
コイルばね(ベ レット押えばね)	燃料被覆材端栓の組成と同じ。	○	設工認の本文で材料の規格を記載し、添付資料4で組成を記載。	
	(種類)析出硬化型ニッケル基合金			
	(組成)			
	上部ノズル押えばねの組成と同じ。	○	設工認の本文で材料の規格を記載し、添付資料4で組成を記載。	
	(種類)オーステナイト系ばね用ステンレス鋼			
	(組成)			
	クロム			
	ニッケル			
	炭素			
	けい素			
マンガン				
りん				
いおう				
窒素				
鉄	○	設工認の本文で材料の規格を記載し、添付資料4で組成を記載。		

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 (川内原子力発電所 A型燃料集合体)

(3 / 3)

燃料体設計認可申請書		設工認 本文	備 考
燃料体	1.構造の概要	—	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.燃料体の質量及び寸法		
	(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。
	燃料材質量	—	同上。
	(2)寸法		
	全長(下部ノズル下端より上部ノズルプレート上面まで)	○	—
	断面寸法(最大の断面寸法)	○	—
	燃料要素配列	○	—
	燃料要素ピッチ	○	—
	下部ノズル上面と燃料要素下端の間隔	○	—
	(3)燃料要素の配置		
	(二酸化ウラン燃料体、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料体)	—	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。
	3.各部品の質量、寸法、数量等		
	3.1二酸化ウラン燃料要素		
	(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。
	燃料材質量	—	同上。
	(2)寸法		
	全長(端栓とも)	○	—
	有効長さ	○	—
	ペレット直径	○	—
	ペレット長さ	○	—
	被覆材外径	○	—
被覆材内径	○	—	
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	○	設工認本文の要目表の注釈に記載。	
(3)数量(燃料体当たり)			
二酸化ウラン燃料体	—	燃料要素の数量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。	
ガドリニア入り二酸化ウラン燃料体	—		
燃料体の構造及び質量	3.2ガドリニア入り二酸化ウラン燃料要素		
	(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。
	燃料材質量	—	同上。
	(2)寸法		
	全長(端栓とも)	○	—
	有効長さ	○	—
	ペレット直径	○	—
	ペレット長さ	○	—
	被覆材外径	○	—
	被覆材内径	○	—
	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	○	設工認本文の要目表の注釈に記載。
	(3)数量(燃料体当たり)		
	ガドリニア入り二酸化ウラン燃料体	—	燃料要素の数量に当たっては、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。
	3.4上部ノズル(組立体)及び下部ノズル(組立体)		
	(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(下面からパッド上端まで)	○	—
	下部ノズル: 外寸法	○	—
下部ノズル: 高さ	○	—	
(3)数量			
上部ノズル: 燃料体当たり	○	設工認本文の要目表の注釈に記載。	
下部ノズル: 燃料体当たり	○	同上。	
3.5制御棒案内シムル(組立体)			
(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(大径部/細径部)	○	—	
肉厚(大径部/細径部)	○	—	
(3)数量(燃料体当たり)	○	設工認本文の要目表の注釈に記載。	
3.6炉内計装用案内シムル			
(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(燃料体当たり)	○	設工認本文の要目表の注釈に記載。	
3.7支持格子(組立体)			
(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。	
上部支持格子/中間部支持格子/下部支持格子	—		
(2)寸法			
外寸法(上部支持格子/中間部支持格子/下部支持格子)	○	—	
高さ(上部支持格子/中間部支持格子/下部支持格子)	○	—	
(3)数量(燃料体当たり)	○	設工認本文の要目表の注釈に記載。	
3.8コイルばね(ペレット押えばね)			
(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)寸法等			
コイル外径	○	—	
ばね定数	○	設工認本文の要目表の注釈に記載。	
(3)数量(燃料体当たり)	○	同上。	

(参考資料)

川内原子力発電所第2号機

「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」 別表第二と既工認及び設工認における記載の整理

	原子炉本体	既工認及び設工認における記載
2 炉心に係る次の事項	(1)炉心形状、燃料集合体数、炉心有効高さ及び炉心等価直径	既工認①、2 炉心に係る次の事項(1)に記載
	(2)燃料材の種類、燃料材の濃縮度又は富化度（初装荷及び取替の別に記載すること。）、燃料集合体最高燃焼度（初装荷及び取替の別に記載すること。）及び核燃料物質の最大装荷量	既工認①、2 炉心に係る次の事項(2)に記載（燃料体最高燃焼度は a.ウラン燃料として記載 ^(注1) ）
	(3)燃料材の最高温度	既工認②、2 炉心に係る次の事項(3)に a.ウラン燃料として記載
	(4)核的・熱的制限値（制御棒クラスタ落下時の制御棒価値及び核的エンタルピー上昇熱水路係数、制御棒クラスタ飛び出し時の制御棒価値及び熱流束熱水路係数、最大線出力密度、水平方向ピーキング係数、最大反応度添加率並びに通常運転時の最小限界熱流束比）	既工認②、2 炉心に係る次の事項(4)に記載
3 燃料体の名称、種類、主要寸法及び材料（初装荷及び取替えの別に記載すること。）	令和2年12月15日付け原発本第275号（川内2号機A型燃料集合体）にて申請した設工認に記載	

(注) 燃料体の最高燃焼度を記載しており、燃料材及び燃料要素については炉心側の申請時に記載の適正化を行う。

補足説明資料 4

基本設計方針の確認方法に関する補足説明資料

目 次

	頁
1. 概 要	1
2. 基本設計方針における燃料体に関する要求事項の確認方法の整理結果	1

1. 概 要

本資料は、令和2年4月の「原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律」及び関連規則等（以下「改正法等」という。）の施行を踏まえ、基本設計方針に燃料体に関する要求事項を追加したことから、当該事項の確認方法について整理する。

2. 基本設計方針における燃料体に関する要求事項の確認方法の整理結果

基本設計方針における燃料体に関する要求事項の確認方法の整理結果を下表に示す。

川内・基本設計方針	別記-10	確認方法								
炉心等の設計については以下のとおりとし、その際、燃料体の物理的性質、化学的性質及び強度等については「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について(昭和63年5月12日原子力安全委員会了承)」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」における「燃料体に関する要求事項(別記-10)」若しくは、これらと同等で「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」の要求を満たすことが確認された方法に従い設計する。	技術基準規則第23条第1項の規定に対応する燃料体に関する要求事項については、以下のとおりとする。この場合において、以下の規定は、法第43条の3の11第2項に定める使用前事業者検査の確認を行うまでの間適用する。	-								
	1. 二酸化ウラン燃料材 二酸化ウラン燃料材は、次の(1)～(5)のいずれにも適合すること。	-								
	(1) 次の表の左欄に掲げる元素を含有する場合における当該元素の含有量のウランの含有量に対する百分率の値は、それぞれ同表の右欄に掲げる値であること。 <table border="1" data-bbox="596 792 976 943"> <tbody> <tr> <td>炭素</td> <td>0.010 以下</td> </tr> <tr> <td>ふっ素</td> <td>0.0015 以下</td> </tr> <tr> <td>水素</td> <td>0.0002 以下</td> </tr> <tr> <td>窒素</td> <td>0.0075 以下</td> </tr> </tbody> </table>	炭素	0.010 以下	ふっ素	0.0015 以下	水素	0.0002 以下	窒素	0.0075 以下	申請書 ・要目表 ・添付資料 4 ・添付図面 検査
	炭素	0.010 以下								
	ふっ素	0.0015 以下								
	水素	0.0002 以下								
窒素	0.0075 以下									
(2) ウラン 235 の含有量のウランの含有量に対する百分率の値の偏差は、著しく大きくないこと。	申請書 ・要目表 ・添付図面 検査									
(3) ペレット型燃料材にあつては、ペレットが次に適合すること。 ①各部分の寸法の偏差は、著しく大きくないこと。 ②密度の偏差は、著しく大きくないこと。 ③表面に割れ、傷等で有害なものがないこと。 ④表面に油脂、酸化物等で有害な付着物がないこと。	申請書 ・要目表 ・添付図面 検査									
(4) ガドリニウムを添加していないものにあつては、次に適合すること。 ①ウランの含有量の全重量に対する百分率の値は、87.7 以上であること。 ②酸素の原子数のウランの原子数に対する比率の値は、1.99 以上2.02 以下であること。	申請書 ・要目表 ・添付資料 4 ・添付図面 検査									
(5) ガドリニウムを添加したものにあつては、次に適合すること。 ①ウランの含有量の全重量に対する百分率の値は、実用上差し支えがないものであること。 ②酸素の原子数のウランの原子数に対する比率の値は、実用上差し支えがないものであること。 ③ガドリニウムの含有量の全重量に対する百分率の値の偏差は、著しく大きくないこと。 ④ガドリニウムの均一度は、実用上差し支えがないものであること。	申請書 ・要目表 ・添付資料 4 ・添付図面 検査									

川内・基本設計方針	別記-10	確認方法
<p>炉心等の設計については以下のとおりとし、その際、燃料体の物理的性質、化学的性質及び強度等については「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について(昭和63年5月12日原子力安全委員会了承)」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」における「燃料体に関する要求事項(別記-10)」若しくは、これらと同等で「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」の要求を満たすことが確認された方法に従い設計する。</p>	<p>2. ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料材 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料材は、次の(1)～(5)のいずれにも適合すること。</p> <p>(1)各元素の含有量の全重量に対する百分率の値の偏差は、著しく大きくないこと。</p> <p>(2)酸素の原子数のウラン及びプルトニウムの原子数の合計に対する比率の値は、実用上差し支えないものであること。</p> <p>(3)ウラン 235、プルトニウム 239 及びプルトニウム 241 の含有量の合計のウラン及びプルトニウムの含有量の合計に対する百分率の値の偏差は、著しく大きくないこと。</p> <p>(4) プルトニウムの均一度は、実用上差し支えないものであること。</p> <p>(5) ペレット型燃料材にあつては、ペレットが次に適合すること。</p> <p>①各部分の寸法の偏差は、著しく大きくないこと。 ②密度の偏差は、著しく大きくないこと。 ③表面に割れ、傷等で有害なものがないこと。 ④表面に油脂、酸化物等で有害な付着物がないこと。</p>	<p>申請対象外</p>

川内・基本設計方針	別記-10	確認方法
炉心等の設計については以下のとおりとし、その際、燃料体の物理的性質、化学的性質及び強度等については「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について(昭和63年5月12日原子力安全委員会了承)」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」における「燃料体に関する要求事項(別記-10)」若しくは、これらと同等で「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」の要求を満たすことが確認された方法※に従い設計する。	3. ジルコニウム合金燃料被覆材 ジルコニウム合金燃料被覆材は、次の(1)～(11)のいずれにも適合すること。	—
	(1) 各部分の寸法の偏差は、著しく大きくないこと。	申請書 ・要目表 ・添付図面 検査
	(2) 被覆材の軸は、著しく湾曲していないこと。	申請書 ・添付図面 検査
	(3) 各元素の含有量の全重量に対する百分率の値は、日本産業規格 H4751 (2016)「ジルコニウム合金管」の「4 品質」の表 2 及び表 3 に規定する値であること。※	申請書 ・要目表 ・添付資料 4 ・添付図面 検査
	(4) 日本産業規格 H4751 (2016)「ジルコニウム合金管」の「附属書 C 水素化物方位試験方法」又はこれと同等の方法によって水素化物方位試験を行ったとき、水素化物方向性係数が 0.45 を超えないこと。	申請書 ・添付図面 検査
	(5) 日本産業規格 H4751 (2016)「ジルコニウム合金管」の「附属書 D 超音波探傷試験方法」又はこれと同等の方法によって超音波探傷試験を行ったとき、対比試験片の人工傷からの欠陥信号と同等以上の欠陥信号がないこと。	検査
	(6) 表面に割れ、傷等で有害なものがないこと。	検査
	(7) 表面に油脂、酸化物等で有害な付着物がないこと。	検査
(8) 表面の粗さの程度は、実用上差し支えがないものであること。	検査	

※：別記-10 に規定されているジルコニウム合金管（JIS H4751「ジルコニウム合金管」）と類似の材料で、機械的性質、物理的性質等が同等である Sn-Fe-Cr-Nb 系ジルコニウム基合金及び Sn-Fe-Nb 系ジルコニウム基合金を使用する設計としており、各元素の含有量の全重量に対する百分率の値については、添付資料 4 の第 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(2/5)」に規定する値であることを確認する。

川内・基本設計方針	別記-10	確認方法
<p>炉心等の設計については以下のとおりとし、その際、燃料体の物理的性質、化学的性質及び強度等については「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について(昭和63年5月12日原子力安全委員会了承)」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」における「燃料体に関する要求事項(別記-10)」若しくは、これらと同等で「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」の要求を満たすことが確認された方法に従い設計する。</p>	<p>(9)日本産業規格 H4751 (2016)「ジルコニウム合金管」の「附属書 B 腐食試験方法」又はこれと同等の方法によって腐食試験を行ったとき、表面に著しい白色又は褐色の酸化物が付着せず、かつ、腐食質量増加が3日間で22ミリグラム毎平方デシメートル以下又は14日間で38ミリグラム毎平方デシメートル以下であること。</p>	<p>申請書 ・添付資料4 検査</p>
	<p>(10)再結晶焼きなましを行ったものにあつては、次に適合すること。 ①日本産業規格 H4751 (2016)「ジルコニウム合金管」の「附属書 A 結晶粒度試験方法」又はこれと同等の方法によって結晶粒度試験を行ったとき、結晶粒度が結晶粒度番号7と同等又はこれより細かいこと。 ②日本産業規格 Z2241 (2011)「金属材料引張試験方法」又はこれと同等の方法によって引張試験を行ったとき、引張強さ、耐力及び伸びが日本産業規格 H4751 (2016)「ジルコニウム合金管」の「4 品質」の表4に規定する値であること。</p>	<p>申請対象外</p>
	<p>(11)応力除去焼きなましを行ったものにあつては、日本産業規格 Z2241 (2011)「金属材料引張試験方法」又はこれと同等の方法によって引張試験を行ったとき、引張強さ、耐力及び伸びが必要な値であること。</p>	<p>申請書 ・添付資料4 検査</p>

川内・基本設計方針	別記-10	確認方法																				
<p>炉心等の設計については以下のとおりとし、その際、燃料体の物理的性質、化学的性質及び強度等については「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について(昭和63年5月12日原子力安全委員会了承)」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」における「燃料体に関する要求事項(別記-10)」若しくは、これらと同等で「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」の要求を満たすことが確認された方法に従い設計する。</p>	<p>4. ジルコニウム合金端栓</p>	<p>—</p>																				
	<p>(1)再結晶焼きなましを行ったジルコニウム合金端栓は、日本産業規格 Z2241 (2011)「金属材料引張試験方法」、ASTM International 規格 ASTM B 351 「Standard Specification for Hot-Rolled and Cold-Finished Zirconium and Zirconium Alloy Bars, Rod, and Wire for Nuclear Application」又はこれと同等の方法によって次の表の上欄に掲げるいずれかの試験温度において引張試験を行ったとき、引張強さ、耐力及び伸びが同欄に掲げる試験温度の区分に応じ、それぞれ同表の下欄に掲げる値であること。端栓とは、燃料被覆材の両端を密封するために成形された金属部品をいう。</p> <table border="1" data-bbox="576 862 1189 1189"> <thead> <tr> <th data-bbox="582 871 687 898">温度</th> <th colspan="3" data-bbox="694 871 1182 898">引張試験</th> </tr> <tr> <td></td> <th data-bbox="694 907 853 934">引張強さ</th> <th data-bbox="860 907 1019 934">耐力</th> <th data-bbox="1026 907 1179 934">伸び</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td data-bbox="694 974 853 1108">ニュートン 毎平方 ミリメー トル</td> <td data-bbox="860 974 1019 1108">ニュートン 毎平方 ミリメー トル</td> <td data-bbox="1026 974 1179 1041">パーセン ト</td> </tr> <tr> <td data-bbox="582 1120 687 1146">室温</td> <td data-bbox="694 1120 853 1146">415 以上</td> <td data-bbox="860 1120 1019 1146">240 以上</td> <td data-bbox="1026 1120 1179 1146">14 以上</td> </tr> <tr> <td data-bbox="582 1155 687 1182">316 度</td> <td data-bbox="694 1155 853 1182">215 以上</td> <td data-bbox="860 1155 1019 1182">105 以上</td> <td data-bbox="1026 1155 1179 1182">24 以上</td> </tr> </tbody> </table>	温度	引張試験				引張強さ	耐力	伸び		ニュートン 毎平方 ミリメー トル	ニュートン 毎平方 ミリメー トル	パーセン ト	室温	415 以上	240 以上	14 以上	316 度	215 以上	105 以上	24 以上	<p>申請書 ・添付資料 4</p> <p>検査</p>
	温度	引張試験																				
	引張強さ	耐力	伸び																			
	ニュートン 毎平方 ミリメー トル	ニュートン 毎平方 ミリメー トル	パーセン ト																			
室温	415 以上	240 以上	14 以上																			
316 度	215 以上	105 以上	24 以上																			
<p>(2)応力除去焼きなましを行ったジルコニウム合金端栓は、日本産業規格 Z2241 (2011)「金属材料引張試験方法」又はこれと同等の方法によって引張試験を行ったとき、引張強さ、耐力及び伸びが必要な値であること。</p>	<p>申請対象外</p>																					
<p>(3)前記「3. ジルコニウム合金燃料被覆材」(2)、(4)、(5)、(8)、(10)及び(11)を除く。)の規定は、ジルコニウム合金端栓に準用する。ただし、(3)の日本産業規格 H4751 (2016)「ジルコニウム合金管」の「4 品質」の表 3 に掲げるニオブ及びカルシウムを除く。</p>	<p>申請書 ・要目表 ・添付資料 4 ・添付図面</p> <p>検査</p>																					

川内・基本設計方針	別記-10	確認方法
<p>炉心等の設計については以下のとおりとし、その際、燃料体の物理的性質、化学的性質及び強度等については「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について(昭和63年5月12日原子力安全委員会了承)」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」における「燃料体に関する要求事項(別記-10)」若しくは、これらと同等で「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」の要求を満たすことが確認された方法に従い設計する。</p>	<p>5. その他の部品 燃料材、燃料被覆材及び端栓以外の燃料体の部品は、次の(1)～(4)のいずれにも適合すること。</p>	—
	<p>(1)各部分の寸法の偏差は、著しく大きくないこと。</p>	<p>申請書 ・要目表 ・添付図面 検査</p>
	<p>(2)表面に割れ、傷等で有害なものがないこと。</p>	検査
	<p>(3)表面に油脂、酸化物等で有害な付着物がないこと。</p>	検査
	<p>(4)支持格子、上部支持板、下部支持板、ウォータロッド、制御棒案内シムルにあつては、次に適合すること。 ①各元素の含有量の全重量に対する百分率の値の偏差は、著しく大きくないこと。 ②日本産業規格 Z2241 (2011)「金属材料引張試験方法」又はこれと同等の方法によって引張試験を行ったとき、引張強さ、耐力及び伸びが必要な値であること。</p>	<p>申請書 ・要目表 ・添付資料 4 ・添付図面 検査</p>

川内・基本設計方針	別記-10	確認方法
<p>炉心等の設計については以下のとおりとし、その際、燃料体の物理的性質、化学的性質及び強度等については「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について(昭和63年5月12日原子力安全委員会了承)」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」における「燃料体に関する要求事項(別記-10)」若しくは、これらと同等で「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」の要求を満たすことが確認された方法に従い設計する。</p>	<p>6. 燃料要素 燃料要素は、次の(1)～(8)のいずれにも適合すること。</p>	<p>—</p>
	<p>(1)各部分の寸法の偏差は、著しく大きくないこと。</p>	<p>申請書 ・要目表 ・添付図面 検査</p>
	<p>(2)燃料要素の軸は、著しく湾曲していないこと。</p>	<p>申請書 ・添付図面 検査</p>
	<p>(3)表面に割れ、傷等で有害なものがないこと。</p>	<p>検査</p>
	<p>(4)表面に油脂、酸化物等で有害な付着物がないこと。</p>	<p>検査</p>
	<p>(5)日本産業規格 Z4504 (2008)「放射線表面汚染の測定方法—β線放出核種(最大エネルギー0.15MeV以上)及びα線放出核種」における間接測定法又はこれと同等の方法によって測定したとき、表面に付着している核燃料物質の量が0.00004ベクレル毎平方ミリメートルを超えないこと。</p>	<p>申請書 ・添付図面 検査</p>
	<p>(6)ヘリウム漏えい試験を行ったとき、漏えい量が1億分の304メガパスカル立方ミリメートル毎秒を超えないこと。</p>	<p>申請書 ・添付図面 検査</p>
	<p>(7)溶接部にブローホール、アンダーカット等で有害なものがないこと。</p>	<p>検査</p>
<p>(8)部品の欠如がないこと。</p>	<p>検査</p>	

川内・基本設計方針	別記-10	確認方法
<p>炉心等の設計については以下のとおりとし、その際、燃料体の物理的性質、化学的性質及び強度等については「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について(昭和63年5月12日原子力安全委員会了承)」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」における「燃料体に関する要求事項(別記-10)」若しくは、これらと同等で「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」の要求を満たすことが確認された方法に従い設計する。</p>	<p>7. 燃料体 燃料体は、次の(1)～(4)のいずれにも適合すること。</p>	<p>—</p>
	<p>(1)各部分の寸法の偏差は、著しく大きくないこと。</p>	<p>申請書 ・要目表 ・添付図面 検査</p>
	<p>(2)表面に割れ、傷等で有害なものがないこと。</p>	<p>検査</p>
	<p>(3)表面に油脂、酸化物等で有害な付着物がないこと。</p>	<p>検査</p>
	<p>(4)部品の欠如がないこと。</p>	<p>検査</p>

補足説明資料 5

工事の方法に関する補足説明資料

1. 概 要

工事の方法として、工事手順、使用前事業者検査の方法、工事上の留意事項を、それぞれ施設、主要な耐圧部の溶接部、燃料体に区分し定めており、これら工事手順及び使用前事業者検査の方法は、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に定めたプロセス等に基づいたものとしている。

また、工事の方法は、すべての施設を網羅するものとして作成しており、それを原子炉本体に記載し、その他の施設については該当箇所を呼び込むことにしている。

本資料では、工事の方法のうち当該工事に該当する箇所を明示するものである。

2. 当該工事に該当する箇所

工事の方法のうち、当該工事に該当する箇所を示す。

凡例

(黄色マーキング)：本設計及び工事の計画に該当する箇所

9 原子炉本体に係る工事の方法

変更前	変更後
<p>発電用原子炉施設の設置又は変更の工事並びに主要な耐圧部の溶接部における工事の方法として、原子炉設置（変更）許可を受けた事項、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」（以下「技術基準」という。）の要求事項に適合するための設計（基本設計方針及び要目表）に従い実施する工事の手順と、それら設計や工事の手順に従い工事が行われたことを確認する使用前事業者検査の方法を以下に示す。</p> <p>これらの工事の手順及び使用前事業者検査の方法は、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に定めたプロセス等に基づいたものとする。</p> <p>1. 工事の手順</p> <p>1.1 工事の手順と使用前事業者検査</p> <p>発電用原子炉施設の設置又は変更の工事における工事の手順を使用前事業者検査との関係を含め図 1 に示す。</p> <p>1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査</p> <p>主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順を使用前事業者検査との関係を含め図 2 に示す。</p> <p>1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査</p> <p>燃料体に係る工事の手順を使用前事業者検査との関係を含め図 3 に示す。</p> <p>2. 使用前事業者検査の方法</p> <p>構造、強度及び漏えいを確認するために十分な方法、機能及び性能を確認するために十分な方法、その他設置又は変更の工事がその設計及び工事の計画に従って行われたものであることを確認するために十分な方法により、使用前事業者検査を図 1、図 2 及び図 3 のフローに基づき実施する。使用前事業者検査は「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセスにより、抽出されたものの検査を実施する。</p> <p>また、使用前事業者検査は、検査の時期、対象、方法、検査体制に加えて、検査の内容と重要度に応じて、立会、抜取り立会、記録確認のいずれかとするを要領書等で定め実施する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前		変更後																					
<p>2.1 構造、強度又は漏えいに係る検査</p> <p>2.1.1 構造、強度又は漏えいに係る検査</p> <p>構造、強度又は漏えいに係る検査ができるようになったとき、表1に示す検査を実施する。</p> <p>表1 構造、強度又は漏えいに係る検査（燃料体を除く。）^(注1)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>検査項目</th> <th colspan="2">検査方法</th> <th>判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5"> 「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセスにより、当該工事における構造、強度又は漏えいに係る確認事項として次に掲げる項目の中から抽出されたもの。 ・材料検査 ・寸法検査 ・外観検査 ・組立て及び据付け状態を確認する検査（据付検査） ・状態確認検査 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・原子炉格納施設が直接設置される基盤の状態を確認する検査 ・建物・構築物の構造を確認する検査 </td> <td>材料検査</td> <td>使用されている材料の化学成分、機械的強度等が工事計画のとおりであることを確認する。</td> <td>設工認のとおりであること、技術基準に適合するものであること。</td> </tr> <tr> <td>寸法検査</td> <td>主要寸法が工事計画のとおりであり、許容寸法内であることを確認する。</td> <td>設工認に記載されている主要寸法の計測値が、許容寸法を満足すること。</td> </tr> <tr> <td>外観検査</td> <td>有害な欠陥がないことを確認する。</td> <td>健全性に影響を及ぼす有害な欠陥がないこと。</td> </tr> <tr> <td>組立て及び据付け状態を確認する検査（据付検査）</td> <td>組立て状態並びに据付け位置及び状態が工事計画のとおりであることを確認する。</td> <td>設工認のとおり組立て、据付けされていること。</td> </tr> <tr> <td>状態確認検査</td> <td>評価条件、手順等が工事計画のとおりであることを確認する。</td> <td>設工認のとおりであること。</td> </tr> </tbody> </table>		検査項目	検査方法		判定基準	「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセスにより、当該工事における構造、強度又は漏えいに係る確認事項として次に掲げる項目の中から抽出されたもの。 ・材料検査 ・寸法検査 ・外観検査 ・組立て及び据付け状態を確認する検査（据付検査） ・状態確認検査 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・原子炉格納施設が直接設置される基盤の状態を確認する検査 ・建物・構築物の構造を確認する検査	材料検査	使用されている材料の化学成分、機械的強度等が工事計画のとおりであることを確認する。	設工認のとおりであること、技術基準に適合するものであること。	寸法検査	主要寸法が工事計画のとおりであり、許容寸法内であることを確認する。	設工認に記載されている主要寸法の計測値が、許容寸法を満足すること。	外観検査	有害な欠陥がないことを確認する。	健全性に影響を及ぼす有害な欠陥がないこと。	組立て及び据付け状態を確認する検査（据付検査）	組立て状態並びに据付け位置及び状態が工事計画のとおりであることを確認する。	設工認のとおり組立て、据付けされていること。	状態確認検査	評価条件、手順等が工事計画のとおりであることを確認する。	設工認のとおりであること。	変更なし	
検査項目	検査方法		判定基準																				
「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセスにより、当該工事における構造、強度又は漏えいに係る確認事項として次に掲げる項目の中から抽出されたもの。 ・材料検査 ・寸法検査 ・外観検査 ・組立て及び据付け状態を確認する検査（据付検査） ・状態確認検査 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・原子炉格納施設が直接設置される基盤の状態を確認する検査 ・建物・構築物の構造を確認する検査	材料検査	使用されている材料の化学成分、機械的強度等が工事計画のとおりであることを確認する。	設工認のとおりであること、技術基準に適合するものであること。																				
	寸法検査	主要寸法が工事計画のとおりであり、許容寸法内であることを確認する。	設工認に記載されている主要寸法の計測値が、許容寸法を満足すること。																				
	外観検査	有害な欠陥がないことを確認する。	健全性に影響を及ぼす有害な欠陥がないこと。																				
	組立て及び据付け状態を確認する検査（据付検査）	組立て状態並びに据付け位置及び状態が工事計画のとおりであることを確認する。	設工認のとおり組立て、据付けされていること。																				
	状態確認検査	評価条件、手順等が工事計画のとおりであることを確認する。	設工認のとおりであること。																				

変更前			変更後
表 1 構造、強度又は漏えいに係る検査（燃料体を除く。） ^(注1)			
検査項目	検査方法		判定基準
	^(注2) 耐圧検査	技術基準の規定に基づく検査圧力で所定時間保持し、検査圧力に耐え、異常のないことを確認する。耐圧検査が構造上困難な部位については、技術基準の規定に基づく非破壊検査等により確認する。	検査圧力に耐え、かつ、異常のないこと。
	^(注2) 漏えい検査	耐圧検査終了後、技術基準の規定に基づく検査圧力により漏えいの有無を確認する。なお、漏えい検査が構造上困難な部位については、技術基準の規定に基づく非破壊検査等により確認する。	著しい漏えいのないこと。
	原子炉格納施設が直接設置される基盤の状態を確認する検査	地盤の地質状況が、原子炉格納施設の基盤として十分な強度を有することを確認する。	設工認のとおりであること。
	建物・構築物の構造を確認する検査	主要寸法、組立方法、据付位置及び据付状態等が工事計画のとおり製作され、組み立てられていることを確認する。	設工認のとおりであること。
<p>(注1) 基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。</p> <p>(注2) 耐圧検査及び漏えい検査の方法について、表1によらない場合は、基本設計方針の共通項目として定めた「耐圧試験等」の方針によるものとする。</p>			変更なし

変更前	変更後
<p>2.1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る検査</p> <p>主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査は、技術基準第 17 条第 15 号、第 31 条、第 48 条第 1 項及び第 55 条第 7 号、並びに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（以下「技術基準解釈」という。）に適合するよう、以下の(1)及び(2)の工程ごとに検査を実施する。</p> <p>(1) あらかじめ確認する事項</p> <p>次の①及び②については、主要な耐圧部の溶接をしようとする前に、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 溶接規格(JSME S NB1-2007)」(以下「溶接規格」という。)第 2 部 溶接施工法認証標準及び第 3 部 溶接士技能認証標準に従い、表 2-1、表 2-2 に示す検査を行う。その際、以下のいずれかに該当する特殊な溶接方法は、その確認事項の条件及び方法の範囲内で①溶接施工法に関することを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・平成 12 年 6 月以前に旧電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令（昭和 45 年通商産業省令第 81 号）第 2 条に基づき、通商産業大臣の認可を受けた特殊な溶接方法 ・平成 12 年 7 月以降に、一般社団法人日本溶接協会又は一般財団法人発電設備技術検査協会による確性試験により適合性確認を受けた特殊な溶接方法 <p>① 溶接施工法に関すること</p> <p>② 溶接士の技能に関すること</p> <p>なお、①又は②について、既に、以下のいずれかにより適合性が確認されているものは、主要な耐圧部の溶接をしようとする前に表 2-1、表 2-2 に示す検査は要さないものとする。</p> <p>① 溶接施工法に関すること</p> <ul style="list-style-type: none"> ・平成 12 年 6 月 30 日以前に電気事業法（昭和 39 年法律第 170 号）に基づき国の認可証又は合格証を取得した溶接施工法 ・平成 12 年 7 月 1 日から平成 25 年 7 月 7 日に、電気事業法に基づく溶接事業者検査において、各設置者が技術基準への適合性を確認した溶接施工法 	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> ・平成 25 年 7 月 8 日以降、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）に基づき、各設置者が技術基準への適合性を確認した溶接施工法 ・前述と同等の溶接施工法として、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）における他の施設にて、認可を受けたもの、溶接安全管理検査、使用前事業者検査等で溶接施工法の確認を受けたもの又は客観性を有する方法により確認試験が行われ判定基準に適合しているもの。ここで、他の施設とは、加工施設、試験研究用等原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、再処理施設、特定第一種廃棄物埋設施設、特定廃棄物管理施設をいう。 <p>② 溶接士の技能に関すること</p> <ul style="list-style-type: none"> ・溶接規格第 3 部 溶接士技能認証標準によって認定されたものと同等と認められるものとして、技術基準解釈別記-5 に示されている溶接士が溶接を行う場合 ・溶接規格第 3 部 溶接士技能認証標準に適合する溶接士が、技術基準解釈別記-5 の有効期間内に溶接を行う場合 	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前		変更後
表 2-1 あらかじめ確認すべき事項（溶接施工法）		
検査項目	検査方法及び判定基準	
溶接施工法の内容確認	計画している溶接施工法の内容が、技術基準に適合する方法であることを確認する。	
材料確認	試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。	
開先確認	試験をする上で、健全な溶接が施工できることを確認する。	
溶接作業中確認	溶接施工法及び溶接設備等が計画どおりのものであり、溶接条件等が溶接検査計画書のとおり実施されることを確認する。	
外観確認	試験材について、目視により外観が良好であることを確認する。	
溶接後熱処理確認	溶接後熱処理の方法等が技術基準に基づき計画した内容に適合していることを確認する。	
浸透探傷試験確認	技術基準に適合した試験の方法により浸透探傷試験を行い、表面における開口した欠陥の有無を確認する。	
機械試験確認	溶接部の強度、延性及び靱性等の機械的性質を確認するため、継手引張試験、曲げ試験及び衝撃試験により溶接部の健全性を確認する。	
断面検査確認	管と管板の取付け溶接部の断面について、技術基準に適合する方法により目視検査及びのど厚測定により確認する。	
(判定) ^(注)	以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接施工法は技術基準に適合するものとする。	
(注) () 内は検査項目ではない。		変更なし

変更前		変更後
表 2-2 あらかじめ確認すべき事項（溶接士）		
検査項目	検査方法及び判定基準	
溶接士の試験内容の確認	検査を受けようとする溶接士の氏名、溶接訓練歴等、及びその者が行う溶接施工法の範囲を確認する。	
材料確認	試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。	
開先確認	試験をする上で、健全な溶接が施工できることを確認する。	
溶接作業中確認	溶接士及びその溶接士が行う溶接作業が溶接検査計画書のとおりであり、溶接条件が溶接検査計画書のとおり実施されることを確認する。	
外観確認	目視により外観が良好であることを確認する。	
浸透探傷試験確認	技術基準に適合した試験の方法により浸透探傷試験を行い、表面に開口した欠陥の有無を確認する。	
機械試験確認	曲げ試験を行い、欠陥の有無を確認する。	
断面検査確認	管と管板の取付け溶接部の断面について、技術基準に適合する方法により目視検査及びのど厚測定により確認する。	
(判定) ^(注)	以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接士は技術基準に適合する技能を持った者とする。	
(注) () 内は検査項目ではない。		変更なし

変更前	変更後
<p>(2) 主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項</p> <p>発電用原子炉施設のうち技術基準第 17 条第 15 号、第 31 条、第 48 条第 1 項及び第 55 条第 7 号の主要な耐圧部の溶接部について、表 3-1 に示す検査を行う。</p> <p>また、以下の①又は②に限り、原子炉冷却材圧力バウンダリに属する容器に対してテンパービード溶接を適用することができ、この場合、テンパービード溶接方法を含む溶接施工法の溶接部については、表 3-1 に加えて表 3-2 に示す検査を実施する。</p> <p>① 平成 19 年 12 月 5 日以前に電気事業法に基づき実施された検査において溶接後熱処理が不要として適合性が確認された溶接施工法</p> <p>② 以下の規定に基づく溶接施工法確認試験において、溶接後熱処理が不要として適合性が確認された溶接施工法</p> <ul style="list-style-type: none"> ・平成 12 年 6 月以前に旧電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令（昭和 45 年通商産業省令第 81 号）第 2 条に基づき、通商産業大臣の許可を受けた特殊な溶接方法 ・平成 12 年 7 月以降に、一般社団法人日本溶接協会又は一般財団法人発電設備技術検査協会による確性試験による適合性確認を受けた特殊な溶接方法 	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前		変更後
表 3-1 主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項		
検査項目	検査方法及び判定基準	
適用する溶接施工法、溶接士の確認	適用する溶接施工法、溶接士について、表 2-1 及び表 2-2 に示す適合確認がなされていることを確認する。	
材料検査	溶接に使用する材料が技術基準に適合するものであることを確認する。	
開先検査	開先形状、開先面の清浄及び継手面の食違い等が技術基準に適合するものであることを確認する。	
溶接作業検査	あらかじめの確認において、技術基準に適合していることが確認された溶接施工法及び溶接士により溶接施工しているかを確認する。	
熱処理検査	溶接後熱処理の方法、熱処理設備の種類及び容量が、技術基準に適合するものであること、また、あらかじめの確認において技術基準に適合していることを確認した溶接施工法の範囲により実施しているかを確認する。	
非破壊検査	溶接部について非破壊試験を行い、その試験方法及び結果が技術基準に適合するものであることを確認する。	
機械検査	溶接部について機械試験を行い、当該溶接部の機械的性質が技術基準に適合するものであることを確認する。	
耐圧検査 ^(注1)	規定圧力で耐圧試験を行い、これに耐え、かつ、漏えいがないことを確認する。規定圧力で行うことが著しく困難な場合は、可能な限り高い圧力で試験を実施し、耐圧試験の代替として非破壊試験を実施する。 (外観の状況確認) 溶接部の形状、外観及び寸法が技術基準に適合することを確認する。	
(適合確認) ^(注2)	以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接部は技術基準に適合するものとする。	
<p>(注 1) 耐圧検査の方法について、表 3-1 によらない場合は、基本設計方針の共通項目として定めた「材料及び構造等」の方針によるものとする。</p> <p>(注 2) () 内は検査項目ではない。</p>		変更なし

変更前						変更後
<p align="center">表 3-2 主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項 (テンパービード溶接を適用する場合)</p>						
検査項目	検査方法及び判定基準	同種材の溶接	クラッド材の溶接	異種材の溶接	バタリング材の溶接	
材料検査	1. 中性子照射 10^{19}nvt 以上受ける設備を溶接する場合に使用する溶接材料の銅含有量は、0.10%以下であることを確認する。	適用	適用	適用	適用	
	2. 溶接材料の表面は、錆、油脂付着及び汚れ等がないことを確認する。	適用	適用	適用	適用	
開先検査	1. 当該施工部位は、溶接規格に規定する溶接後熱処理が困難な部位であることを図面等で確認する。	適用	適用	適用	適用	
	2. 当該施工部位は、過去に当該溶接施工法と同一又は類似の溶接後熱処理が不要な溶接方法を適用した経歴を有していないことを確認する。	適用	適用	適用	適用	
	3. 溶接を行う機器の面は、浸透探傷試験又は磁粉探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	適用	適用	適用	適用	
	4. 溶接深さは、母材の厚さの2分の1以下であること。	適用	—	適用	—	
	5. 個々の溶接部の面積は 650cm^2 以下であることを確認する。	適用	—	適用	—	
	6. 適用する溶接施工法に、クラッド材の溶接開先底部とフェライト系母材との距離が規定されている場合は、その寸法が規定を満足していることを確認する。	—	適用	—	—	
	7. 適用する溶接施工法に、溶接開先部がフェライト系母材側へまたがって設けられ、そのまたがりの距離が規定されている場合は、その寸法が規定を満足していることを確認する。	—	—	適用	—	
						変更なし

変更前						変更後
<p style="text-align: center;">表 3-2 主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項 (テンパービード溶接を適用する場合)</p>						
検査項目	検査方法及び判定基準	同種材の溶接	クラッド材の溶接	異種材の溶接	バタリング材の溶接	
溶接作業検査	自動ティグ溶接を適用する場合は、次によることを確認する。					
	1. 自動ティグ溶接は、溶加材を通電加熱しない方法であることを確認する。	適用	適用	適用	適用	
	2. 溶接は、適用する溶接施工法に規定された方法に適合することを確認する。					
	①各層の溶接入熱が当該施工法に規定する範囲内で施工されていることを確認する。	適用	適用	適用	適用	
	②2層目端部の溶接は、1層目溶接端の母材熱影響部(1層目溶接による粗粒化域)が適切なテンパー効果を受けるよう、1層目溶接端と2層目溶接端の距離が1mmから5mmの範囲であることを確認する。	適用	—	適用	—	
	③予熱を行う溶接施工法の場合は、当該施工法に規定された予熱範囲及び予熱温度を満足していることを確認する。	適用	適用	適用	適用	
	④当該施工法にパス間温度が規定されている場合は、温度制限を満足していることを確認する。	適用	適用	適用	適用	
⑤当該施工法に、溶接を中断する場合及び溶接終了時の温度保持範囲と保持時間が規定されている場合は、その規定を満足していることを確認する。	適用	適用	適用	適用		
⑥余盛り溶接は、1層以上行われていることを確認する。	適用	—	適用	—		
⑦溶接後の温度保持終了後、最終層ビードの除去及び溶接部が平滑となるよう仕上げ加工されていることを確認する。	適用	—	適用	—		
						変更なし

変更前						変更後
表 3-2 主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項 (テンパービード溶接を適用する場合)						
検査項目	検査方法及び判定基準	同種材の溶接	クラッド材の溶接	異種材の溶接	バタリング材の溶接	
非破壊検査	溶接部の非破壊検査は、次によることを確認する。					
	1. 1層目の溶接終了後、磁粉探傷試験又は浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	適用	-	-	-	
	2. 溶接終了後の試験は、次によることを確認する。					
	①溶接終了後の非破壊試験は、室温状態で48時間以上経過した後に実施していることを確認する。	適用	適用	適用	適用	
	②予熱を行った場合はその領域を含み、溶接部は磁粉探傷試験又は浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	適用	適用	適用	適用	
	③超音波探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	-	適用	適用	-	
④超音波探傷試験又は2層目以降の各層の磁粉探傷試験若しくは浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	適用	-	-	-		
⑤放射線透過試験又は超音波探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	-	-	-	適用		
3. 温度管理のために取り付けた熱電対がある場合は、機械的方法で除去し、除去した面に欠陥がないことを確認する。	適用	適用	適用	適用		
						変更なし

変更前	変更後
<p>2.1.3 燃料体に係る検査</p> <p>燃料体については、以下(1)～(3)の加工の工程ごとに表 4 に示す検査を実施する。なお、燃料体を発電用原子炉に受け入れた後は、原子炉本体として機能又は性能に係る検査を実施する。</p> <p>(1) 燃料材、燃料被覆材その他の部品については、組成、構造又は強度に係る試験をすることができる状態になった時</p> <p>(2) 燃料要素の加工が完了した時</p> <p>(3) 加工が完了した時</p> <p>また、燃料体については構造、強度又は漏えいに係る検査を実施することにより、技術基準への適合性が確認できることから、構造、強度又は漏えいに係る検査の実施をもって工事の完了とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前

変更後

表 4 構造、強度又は漏えいに係る検査（燃料体）^(注)

検査項目	検査方法		判定基準
(1) 燃料材、燃料被覆材その他の部品の化学成分の分析結果の確認その他これらの部品の組成、構造又は強度に係る検査	材料検査	使用されている材料の化学成分、機械的強度等が工事計画のとおりであることを確認する。	設工認のとおりであること、技術基準に適合するものであること。
	寸法検査	主要寸法が工事計画のとおりであり、許容寸法内であることを確認する。	
(2) 燃料要素に係る次の検査 一 寸法検査 二 外観検査 三 表面汚染密度検査 四 溶接部の非破壊検査 五 圧力検査 六 漏えい検査（この表の(3)三に掲げる検査が行われる場合を除く。）	外観検査	有害な欠陥等がないことを確認する。	変更なし
	表面汚染密度検査	表面に付着している核燃料物質の量が技術基準の規定を満足することを確認する。	
	溶接部の非破壊検査	溶接部の健全性を非破壊検査等により確認する。	
	漏えい検査	漏えい試験における漏えい量が、技術基準の規定を満足することを確認する。	
	圧力検査	初期圧力が工事計画のとおりであり、許容値内であることを確認する。	
	質量検査	燃料集合体の総質量が工事計画のとおりであり、許容値内であることを確認する。	
(3) 組み立てられた燃料体に係る次の検査 一 寸法検査 二 外観検査 三 漏えい検査（この表の(2)六に掲げる検査が行われる場合を除く。） 四 質量検査	寸法検査	使用されている材料の化学成分、機械的強度等が工事計画のとおりであることを確認する。	変更なし
	外観検査	有害な欠陥等がないことを確認する。	
	漏えい検査	漏えい試験における漏えい量が、技術基準の規定を満足することを確認する。	
	質量検査	燃料集合体の総質量が工事計画のとおりであり、許容値内であることを確認する。	

変更なし

(注) 基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

変更前	変更後						
<p>2.2 機能又は性能に係る検査</p> <p>機能又は性能を確認するため、以下のとおり検査を行う。</p> <p>但し、表 1 の表中に示す検査により機能又は性能を確認できる場合は、表 5、表 6 又は表 7 の表中に示す検査を表 1 の表中に示す検査に替えて実施する。</p> <p>また、改造、修理又は取替の工事であって、燃料体を挿入できる段階又は臨界反応操作を開始できる段階と工事完了時が同じ時期の場合、工事完了時として実施することができる。</p> <p>構造、強度又は漏えいを確認する検査と機能又は性能を確認する検査の内容が同じ場合は、構造、強度又は漏えいを確認する検査の記録確認をもって、機能又は性能を確認する検査とすることができる。</p> <p>2.2.1 燃料体を挿入できる段階の検査</p> <p>発電用原子炉に燃料体を挿入することができる状態になったとき表 5 に示す検査を実施する。</p> <p style="text-align: center;">表 5 燃料体を挿入できる段階の検査^(注)</p> <table border="1" data-bbox="281 1052 1460 1551"> <thead> <tr> <th>検査項目</th> <th>検査方法</th> <th>判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要なものを確認する検査及び工程上発電用原子炉に燃料体を挿入する前でなければ実施できない検査</td> <td>発電用原子炉に燃料体を挿入するにあたり、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等により確認するほか、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要な工学的安全施設、安全設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。</td> <td>原子炉に燃料体を挿入するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) 基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。</p>	検査項目	検査方法	判定基準	発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要なものを確認する検査及び工程上発電用原子炉に燃料体を挿入する前でなければ実施できない検査	発電用原子炉に燃料体を挿入するにあたり、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等により確認するほか、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要な工学的安全施設、安全設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。	原子炉に燃料体を挿入するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。	<p style="text-align: center;">変更なし</p>
検査項目	検査方法	判定基準					
発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要なものを確認する検査及び工程上発電用原子炉に燃料体を挿入する前でなければ実施できない検査	発電用原子炉に燃料体を挿入するにあたり、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等により確認するほか、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要な工学的安全施設、安全設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。	原子炉に燃料体を挿入するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。					

変更前

変更後

2.2.2 臨界反応操作を開始できる段階の検査

発電用原子炉の臨界反応操作を開始することができる状態になったとき、表 6 に示す検査を実施する。

表 6 臨界反応操作を開始できる段階の検査^(注)

検査項目	検査方法	判定基準
発電用原子炉が臨界に達する時に必要なものを確認する検査及び工程上発電用原子炉が臨界に達する前でなければ実施できない検査	発電用原子炉の出力を上げるにあたり、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態での確認項目として、燃料体の炉内配置及び原子炉の核的特性等を確認する。また、工程上発電用原子炉が臨界に達する前でなければ機能又は性能を確認できない設備について、機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。	原子炉の臨界反応操作を開始するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。

(注) 基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

2.2.3 工事完了時の検査

全ての工事が完了したとき、表 7 に示す検査を実施する。

表 7 工事完了時の検査^(注)

検査項目	検査方法	判定基準
発電用原子炉の出力運転時における発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する検査、その他工事の完了を確認するために必要な検査	工事の完了を確認するために、発電用原子炉で発生した蒸気を用いる施設の試運転等により、当該各系統の機能又は性能の最終的な確認を行う。 発電用原子炉の出力を上げた状態における確認項目として、プラント全体での最終的な試運転により発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する。	当該原子炉施設の供用を開始するにあたり、原子炉施設の安全性を確保するために必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。

(注) 基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

変更なし

変更前

変更後

2.3 基本設計方針検査

基本設計方針のうち「構造、強度又は漏えいに係る検査」及び「機能又は性能に係る検査」では確認できない事項について、表 8 に示す検査を実施する。

表 8 基本設計方針検査

検査項目	検査方法	判定基準
基本設計方針検査	基本設計方針のうち表 1、表 4、表 5、表 6、表 7 では確認できない事項について、基本設計方針に従い工事が実施されたことを工事中又は工事完了時における適切な段階で確認する。	「基本設計方針」のとおりであること。

2.4 品質マネジメントシステムに係る検査

実施した工事が、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセス、「1. 工事の手順」並びに「2. 使用前事業者検査の方法」のとおり行われていることの実施状況を確認するとともに、使用前事業者検査で記録確認の対象となる工事の段階で作成される製造メーカ等の記録の信頼性を確保するため、表 9 に示す検査を実施する。

表 9 品質マネジメントシステムに係る検査

検査項目	検査方法	判定基準
品質マネジメントシステムに係る検査	工事が設工認の「工事の方法」及び「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に示すプロセスのとおり実施していることを品質記録や聞取り等により確認する。この確認には、検査における記録の信頼性確認として、基となる記録採取の管理方法の確認やその管理方法の遵守状況の確認を含む。	設工認で示す「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」及び「工事の方法」のとおりにより工事管理が行われていること。

変更なし

変更前	変更後
<p>3. 工事上の留意事項</p> <p>3.1 設置又は変更の工事に係る工事上の留意事項</p> <p>発電用原子炉施設の設置又は変更の工事並びに主要な耐圧部の溶接部における工事の実施にあたっては、発電用原子炉施設保安規定を遵守するとともに、従事者及び公衆の安全確保や既設の安全上重要な機器等への悪影響防止等の観点から、以下に留意し工事を進める。なお、工事の手順と使用前事業者検査との関係については、図 1、図 2 及び図 3 に示す。</p> <p>a. 設置又は変更の工事をを行う発電用原子炉施設の機器等について、周辺資機材、他の発電用原子炉施設及び環境条件からの悪影響や劣化等を受けないよう、隔離、作業環境維持、異物侵入防止対策等の必要な措置を講じる。</p> <p>b. 工事にあたっては、既設の安全上重要な機器等へ悪影響を与えないよう、現場状況、作業環境及び作業条件を把握し、作業に潜在する危険性又は有害性や工事用資機材から想定される影響を確認するとともに、隔離、火災防護、溢水防護、異物侵入防止対策、作業管理等の必要な措置を講じる。</p> <p>c. 設置又は変更の工事をを行う発電用原子炉施設の機器等について、必要に応じて、供用後の施設管理のための重要なデータを採取する。</p> <p>d. プラントの状況に応じて、検査・試験、試運転等の各段階における工程を管理する。</p> <p>e. 設置又は変更の工事をを行う発電用原子炉施設の機器等について、供用開始後に必要な機能性能を発揮できるよう製造から供用開始までの間、管理する。</p> <p>f. 放射性廃棄物の発生量低減に努めるとともに、その種類に応じて保管及び処理を行う。</p> <p>g. 現場状況、作業環境及び作業条件を把握し、放射線業務従事者に対して防護具の着用や作業時間管理等適切な被ばく低減措置と、被ばく線量管理を行う。また、公衆の放射線防護のため、気体及び液体廃棄物の放出管理については、周辺監視区域外の空気中・水中の放射性物質濃度が「核原料物質又は核燃料物質の精錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定める値を超えないようにするとともに、放出管理目標値を超えないように努める。</p> <p>h. 修理の方法は、基本的に「図 1 工事の手順と使用前事業者検査のフロー（燃料体を除く。）」の手順により行うこととし、機器等の全部又は一部に</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>ついて、撤去、切断、切削又は取外しを行い、据付、溶接又は取付け、若しくは同等の方法により、同等仕様又は性能・強度が改善されたものに取り替を行う等、機器等の機能維持又は回復を行う。また、機器等の一部撤去、一部撤去の既設端部について閉止板の取付け、蒸気発生器、熱交換器又は冷却器の伝熱管への閉止栓取付け若しくは同等の方法により適切な処置を実施する。</p> <p>i. 特別な工法を採用する場合の施工方法は、技術基準に適合するよう、安全性及び信頼性について必要に応じ検証等により十分確認された方法により実施する。</p> <p>3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項</p> <p>燃料体の加工に係る工事の実施にあたっては、以下に留意し工事を進める。</p> <p>a. 工事対象設備について、周辺資機材、他の加工施設及び環境条件から波及的影響を受けないよう、隔離等の必要な措置を講じる。</p> <p>b. 工事を行うことにより、他の供用中の加工施設が有する安全機能に影響を与えないよう、隔離等の必要な措置を講じる。</p> <p>c. 工事対象設備について、必要に応じて、供用後の施設管理のための重要なデータを採取する。</p> <p>d. 加工施設の状況に応じて、検査・試験等の各段階における工程を管理する。</p> <p>e. 工事対象設備について、供用開始後に必要な機能性能を発揮できるよう維持する。</p> <p>f. 放射性廃棄物の発生量低減に努めるとともに、その種類に応じて保管及び処理を行う。</p> <p>g. 放射線業務従事者に対する適切な被ばく低減措置と、被ばく線量管理を行う。</p>	<p>変更なし</p>

変更前

変更後

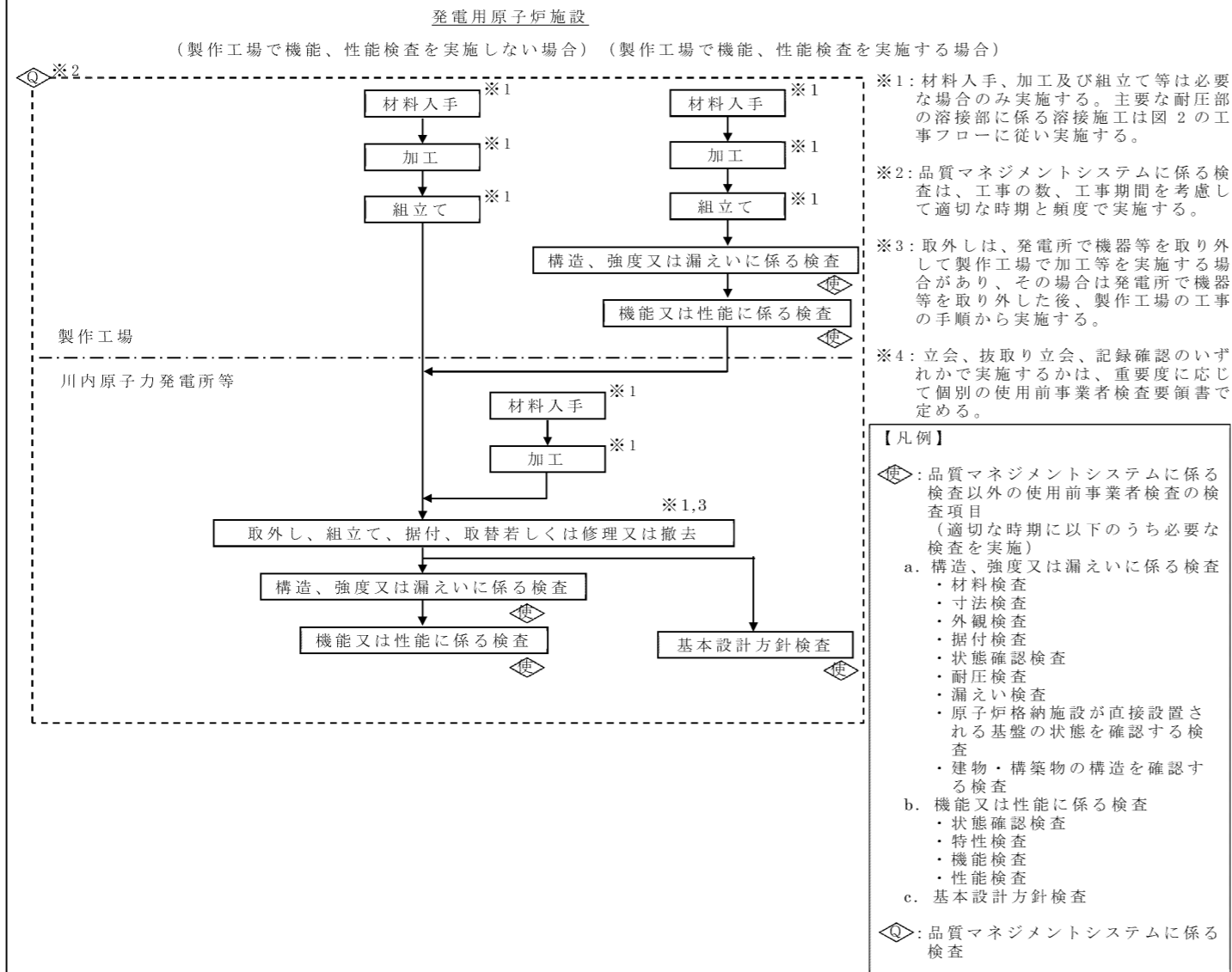


図1 工事の手順と使用前事業者検査のフロー (燃料体を除く。)

変更なし

変更前

変更後

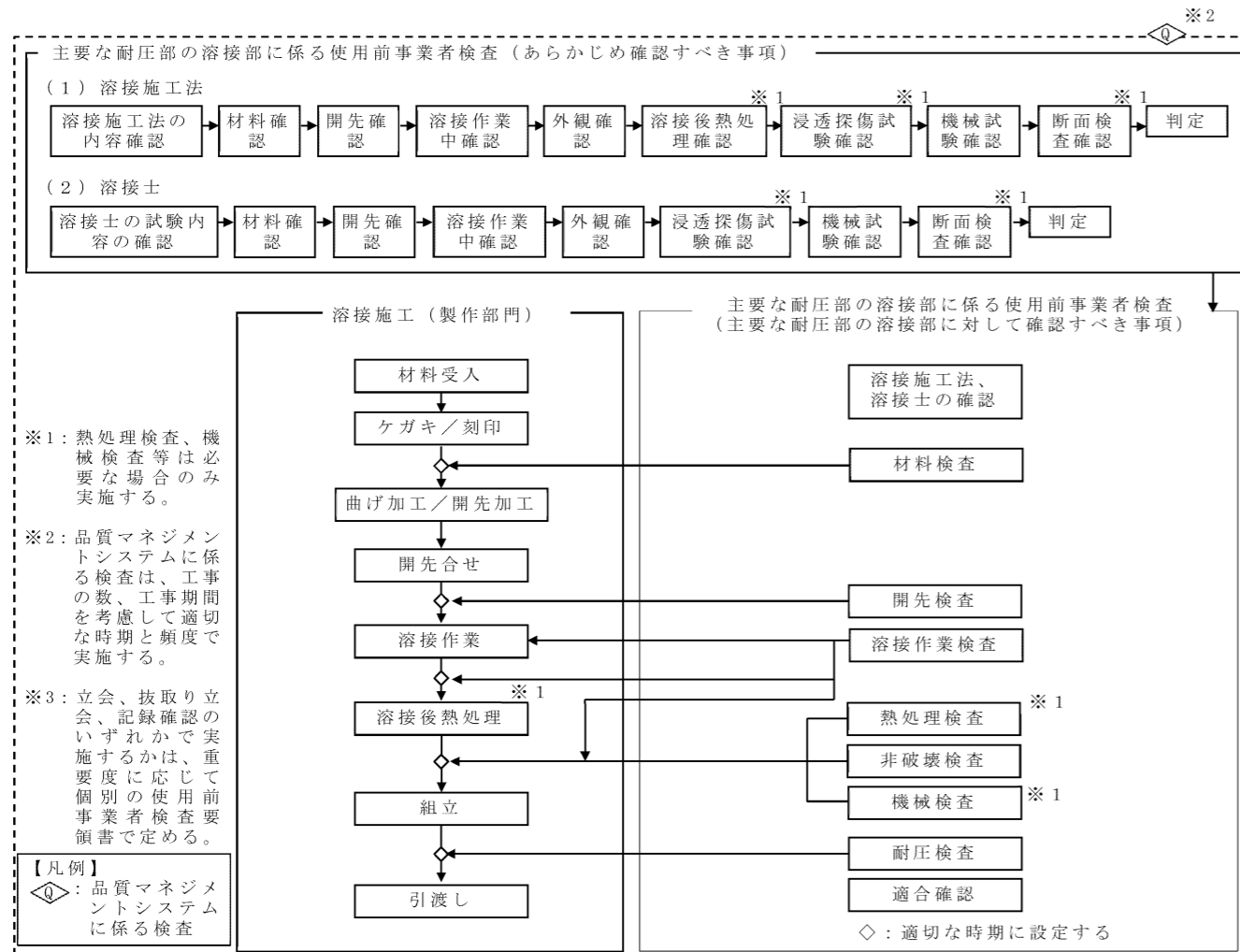


図2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査のフロー

変更なし

変更前

変更後

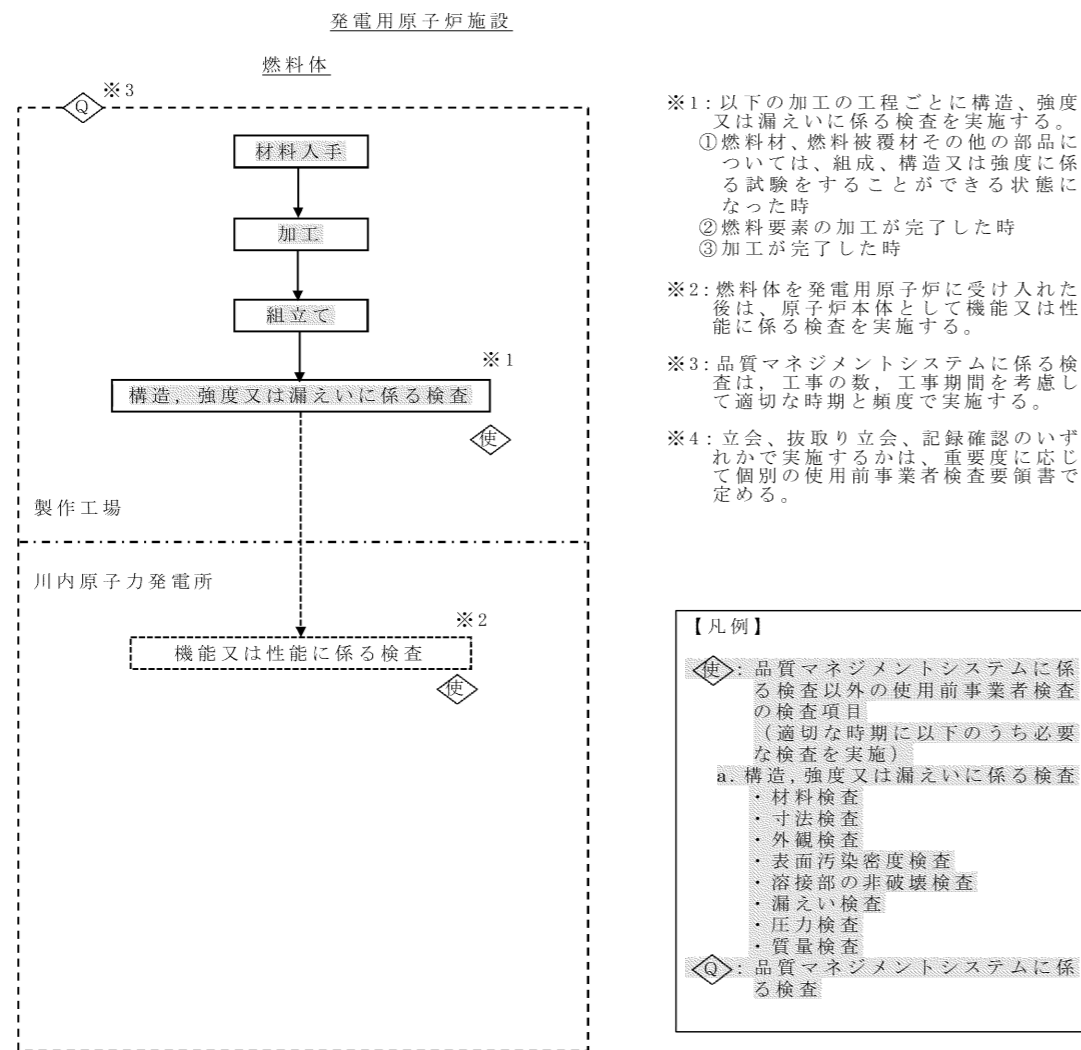


図3 工事の手順と使用前事業者検査のフロー (燃料体)

変更なし

補足説明資料 6

強度に関する説明書に関する補足説明資料

目 次

	頁
1. 概 要	1
2. 設計条件	2
2.1 燃焼度	2
2.2 線出力密度	2
2.3 原子炉運転条件	3
3. 燃料棒の強度計算	4
3.1 燃料棒の設計基準	4
3.2 燃料棒の強度評価方法	6
3.2.1 強度評価に用いる解析コード	6
3.3 強度評価結果	8
3.3.1 計算条件	8
3.3.2 計算結果	13
3.3.3 燃料棒の温度評価結果	17
3.3.4 燃料棒の内圧評価結果	19
3.3.5 被覆管の応力評価結果	21
3.3.6 被覆管のひずみ評価結果	25
3.3.7 被覆管の疲労評価結果	27
3.4 その他の考慮事項	32
3.4.1 燃料棒曲がり評価	32
3.4.2 トータルギャップ評価	41
3.4.3 被覆管外面腐食及び水素吸収量評価	42
3.4.4 PCI 評価	43
3.4.5 クリープコラプス評価	44
3.4.6 フレッシング摩耗評価	44
4. 燃料集合体の強度計算	53
4.1 燃料集合体の設計基準	53
4.2 燃料集合体強度評価方法	55
4.2.1 燃料輸送及び取扱い時における評価方法	55

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	60
4.3	強度評価結果	63
4.3.1	燃料輸送及び取扱い時における評価結果	63
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	65

1. 概 要

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 A 型燃料集合体（ウラン燃料）（以下「燃料集合体」という。）が原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがないように設計されていることを説明するものである。

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

2. 設計条件

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

2.1 燃焼度

本申請の燃料集合体、燃料要素（以下「燃料棒」という。）及びペレットに対する設計の燃焼度は次のとおりである。

燃料集合体最高	:	55,000	MWd/t
燃料棒最高	:	61,000	MWd/t
ペレット最高	:	71,000	MWd/t

2.2 線出力密度

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

	<u>二酸化ウラン</u> 燃料棒	<u>ガドリニア入り</u> 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

ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒（以下「ガドリニア入り燃料棒」という。）ではガドリニアを 6wt%又は 10wt%添加したことに対し、U-235 濃縮度を二酸化ウラン燃料棒の 4.80wt%より 1.60wt%低下させ 3.20wt%としているので、ガドリニア入り燃料棒の最大線出力密度は二酸化ウラン燃料棒の場合より低くなる。

2.3 原子炉運転条件

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

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

3. 燃料棒の強度計算

3.1 燃料棒の設計基準

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

設計基準を設定するに当たっての基本的な考慮事項と設計基準を同表に示す。

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

このほか、その他の考慮事項として、燃料棒曲がり評価、トータルギャップ評価、燃料被覆材（以下「被覆管」という。）外面腐食及び水素吸収量評価、ペレット-被覆管相互作用の評価（PCI評価）、クリープコラプス評価及びフレットイング摩耗評価を実施する。

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

規則等	評価項目	基本的考慮事項	設計基準	基準の考え方	強度評価の考え方
<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年6月28日）第15条6項</p> <p>1.通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとする。</p>	燃料温度	<p>1) ペレット溶融に伴う過大な膨張を防ぐ。</p> <p>2) 燃料スタックの不安定化を防ぐ。</p> <p>3) 核分裂生成ガス（以下「FPガス」という。）の過度の放出あるいは移動を防ぐ。</p> <p>4) ペレットと被覆管の有害な化学反応を防ぐ。</p>	燃料中心最高温度は二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点未満であること。	物理的溶融点（実測値の下限側）に評価モデル等の不確定性を考慮した値を制限値としている。また、燃焼に伴う溶融点の低下は-32°C/10,000MWd/tを適用している。	通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における燃料中心温度評価用線出力条件を保守的に設定している。
<p>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）3.2.1 燃料棒内圧基準</p> <p>PWR燃料棒の内圧基準については、従来の「燃料棒の内圧は、運転中冷却材圧力(157kg/cm²g)以下であること。」という基準を変更し、「燃料棒の内圧は、通常運転時において被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えないこと。」によることとしている。</p>	燃料棒内圧	サーマルフィードバック効果 ^(注1) による燃料温度の過度な上昇を防ぐ。	通常運転時において、被覆管の外向きのクリープ変形により、ペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えないこと。	燃料棒解析コードによりペレットと被覆管のギャップが増加する時点の内圧（限界内圧）を求め、限界内圧の下限を包絡する内圧値を設定し、更に燃料製造公差及び計算モデルの不確定性と余裕を考慮して設定している。	燃料棒解析コードにより得られた評価値に対し、燃料製造公差及び計算モデルの不確定性を考慮している。
	被覆管応力		被覆管の耐力 ^(注2) 以下であること。	被覆管耐力基準値は、実測値に基づく被覆管耐力の最確値にその不確定性（95%確率×95%信頼度下限）を考慮して保守的に定めている。 1次応力（内外圧差等による応力）+2次応力（熱応力、接触応力）が、耐力以下となるように制限しており、被覆管の破損に対して保守的な設定としている。	—
<p>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）2-1 構造設計基準</p> <p>構造設計基準は次のように設定されている。</p> <p>(1)燃料最高温度は二酸化ウランの溶融点未満であること。</p> <p>(2)燃料棒内圧は運転中冷却材圧力(157kg/cm²g)以下であること。</p> <p>(3)被覆にかかる応力はジルカロイ-4の耐力以下であること。</p> <p>(4)被覆に生ずる円周方向引張ひずみの変化量は各過渡変化に際して1%を超えないこと。</p> <p>(5)被覆管の累積疲労サイクル数は設計疲労寿命を超えないこと。</p>	被覆管ひずみ	通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時を通じて被覆管の健全性を確保する。	円周方向引張ひずみの変化量は各過渡変化に対し1%以下であること。	O'Donnellらの塑性不安定性の理論では、ジルカロイ材は塑性ひずみ2%まで塑性不安定性を示さないとされているが、設計基準では保守的に1%としている。この1%は塑性ひずみに対応するものであるが、評価では、塑性ひずみと弾性ひずみの合計が1%以下であることとしており、保守的な評価となっている。 なお、応力評価基準に耐力を用いていることにより、実質的に0.2%塑性ひずみ以下に制限される。	—
	周期的な被覆管ひずみ（累積損傷係数）	日間負荷変動を含む種々の設計過渡条件に対して被覆管の健全性を確保する。	ASME Sec. IIIの概念による設計疲労寿命以下であること。	疲労損傷評価にて適用する設計疲労曲線（Langer and O'Donnellの曲線）は実測データより求まる最確曲線に対し、更に保守的に余裕（応力に対して1/2、許容繰返し回数に対して1/20）を見込んで設定されている。	疲労損傷評価では、設計上、起動/停止、負荷追従運転及び異常な過渡変化時の原子炉トリップの過渡条件（繰返し回数）を考慮しているが、実際の装荷燃料が受ける過渡条件は設計で考慮している繰返し回数以下であることから、実質上保守的な評価となっている。

(注1) 内圧支配に至った燃料棒では、被覆管は外向きのクリープ変形により外径が増加し、一旦接触したペレットと被覆管のギャップが再度生じる可能性がある。これにより、ギャップ部の熱伝達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。

(注2) 0.2%の塑性変形を起こす応力をいう。

3.2 燃料棒の強度評価方法

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

また第 3-1 図に燃料棒強度評価フロー図を示す。

3.2.1 強度評価に用いる解析コード

燃料棒の強度評価には、燃料棒解析コード（高燃焼度用 FINE^(注1) コード^(注2)）を用いる。

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

(1) ペレット

FP ガスの生成及び放出、熱膨張、焼きしまり及びスエリング

(2) 被覆管

熱膨張、クリープ、照射成長、弾性変形及び腐食

(3) ペレット及び被覆管の相互作用

この解析コードの基本的計算機能は次のとおりである。

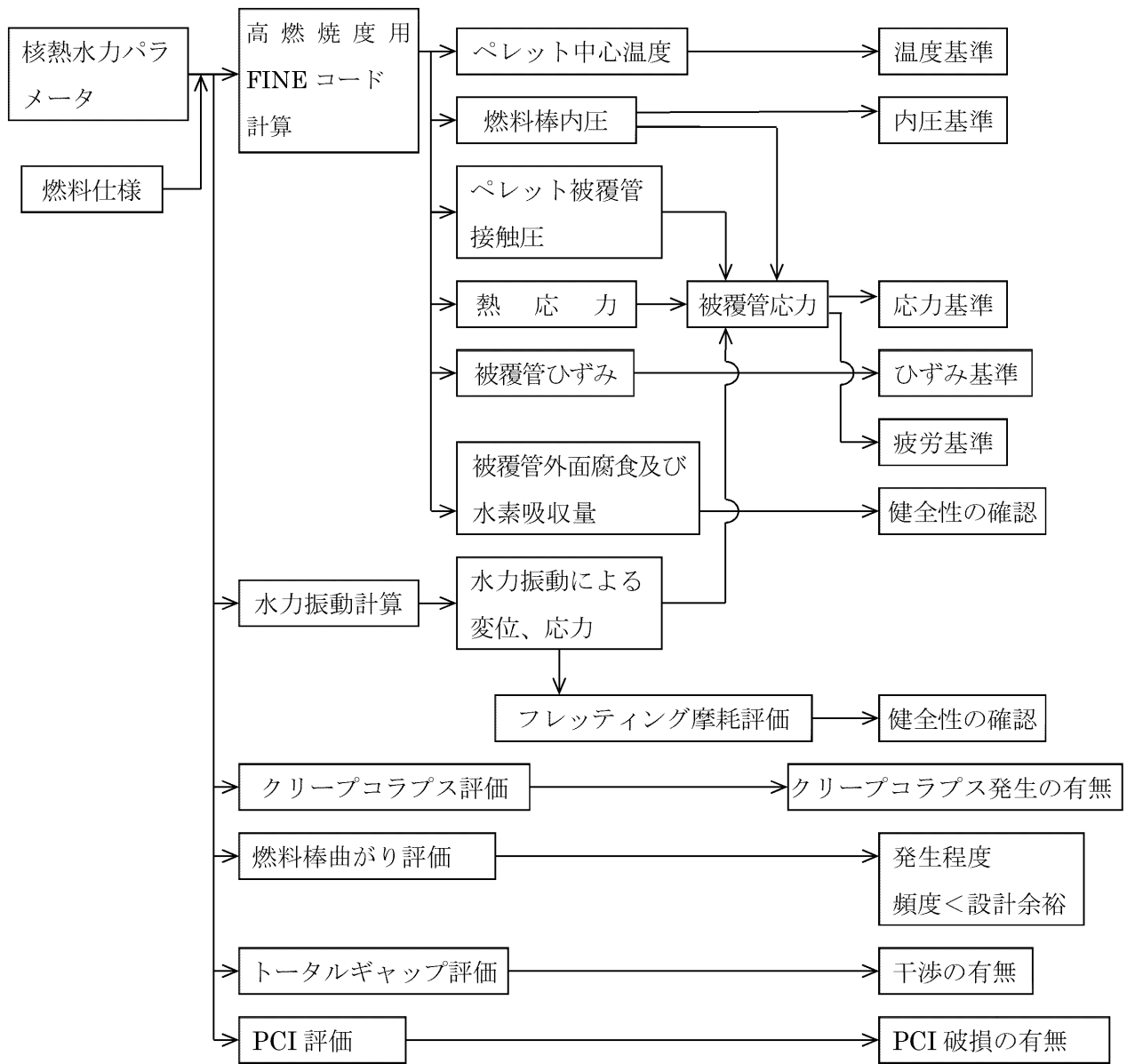
- a. 軸方向各メッシュでペレットと被覆管のギャップを仮定し、ペレットをリング状に分割して温度計算を行う。
- b. a.の結果を基に軸方向各メッシュで、ペレットと被覆管のギャップを再計算する。
- c. b.で計算されたギャップと a.で仮定したギャップが合致するまで、収束計算を繰り返す。
- d. c.にて収束した温度分布を用いて、軸方向各メッシュ、径方向各リングメッシュで FP ガス放出量を計算する。
- e. 燃料棒内圧を計算する。
- f. 軸方向各メッシュで被覆管の応力及びひずみを計算する。
- g. a.から f.の計算を照射時間を追いつつ実行する。

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

(注 1) FINE ; Fuel Rod Integrity Evaluation Code

(注 2) 三菱原子燃料株式会社, "三菱 PWR 高燃焼度化ステップ 2 燃料の機械設計", MNF-1001 改 1, 平成 23 年 3 月

燃料棒評価



第 3-1 図 燃料棒強度評価フロー図

3.3 強度評価結果

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

3.3.1 計算条件

強度評価に用いる設計出力履歴は実際の取替炉心での運用を想定し、取替炉心ごとの出力の変動を考慮した履歴を設定する。また、1 サイクル当たりの運転時間は、設計出力履歴と燃料棒設計燃焼度 61,000MWd/t に基づき EFPD (全出力換算日) に設定している。

燃料棒の強度評価に用いた燃料諸元及び 1 次冷却材条件を第 3-2 表に示す。

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

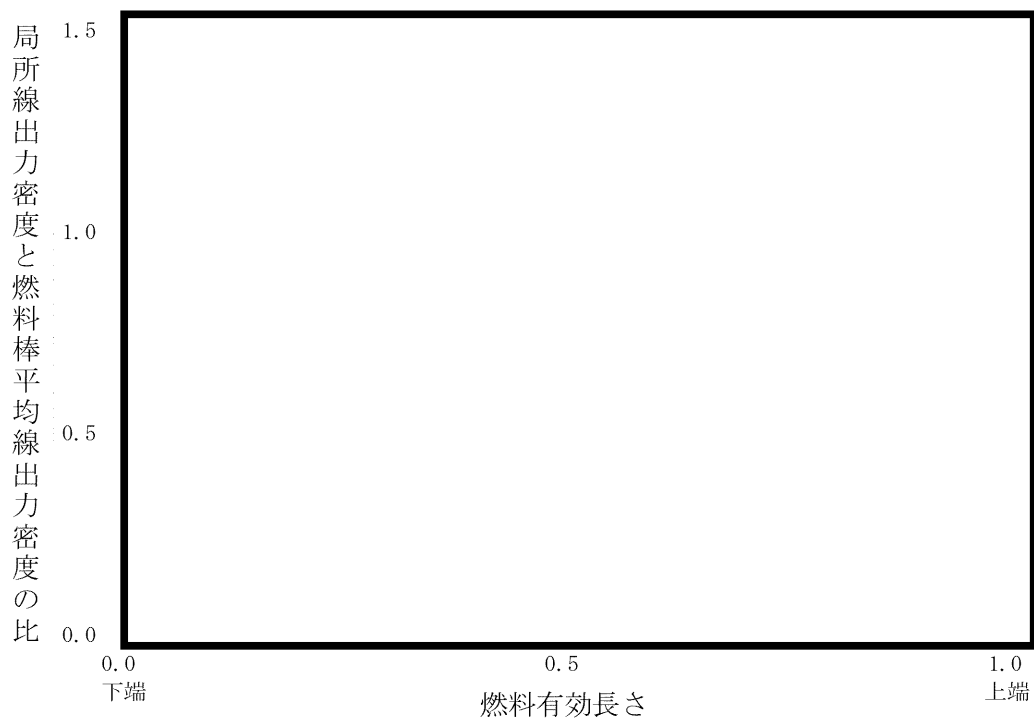
出力履歴については、後述の計算により各評価項目で最も厳しくなるものを同表に示す。軸方向出力分布を第 3-2 図に示す。

第 3-2 表 燃料棒の強度評価に用いた計算条件

		二酸化ウラン 燃料棒	ガドリニア入り 燃料棒
燃 料 諸 元	寸 法 mm		
	被覆管外径	9.50	9.50
	被覆管内径	8.36	8.36
	プレナム長さ	<input type="text"/>	<input type="text"/>
	有効長さ	3,648	3,648
	ペレット長さ	9.5	9.5
	ペレット直径	8.19	8.19
	濃縮度 wt%	4.80	3.20
	密 度 %T.D.	97.0	96.0
	ガドリニア濃度 wt%	—	10.00
	初期ガス圧 MPa[abs]	<input type="text"/>	<input type="text"/>
1 次 冷 却 材	入口温度 °C (通常運転時)	283.6	283.6
	流 量 kg/(m ² ・h)	1.13×10 ⁷	1.13×10 ⁷
炉心平均線出力密度 kW/m		17.1	

第3-3表 各評価項目と出力履歴との関係

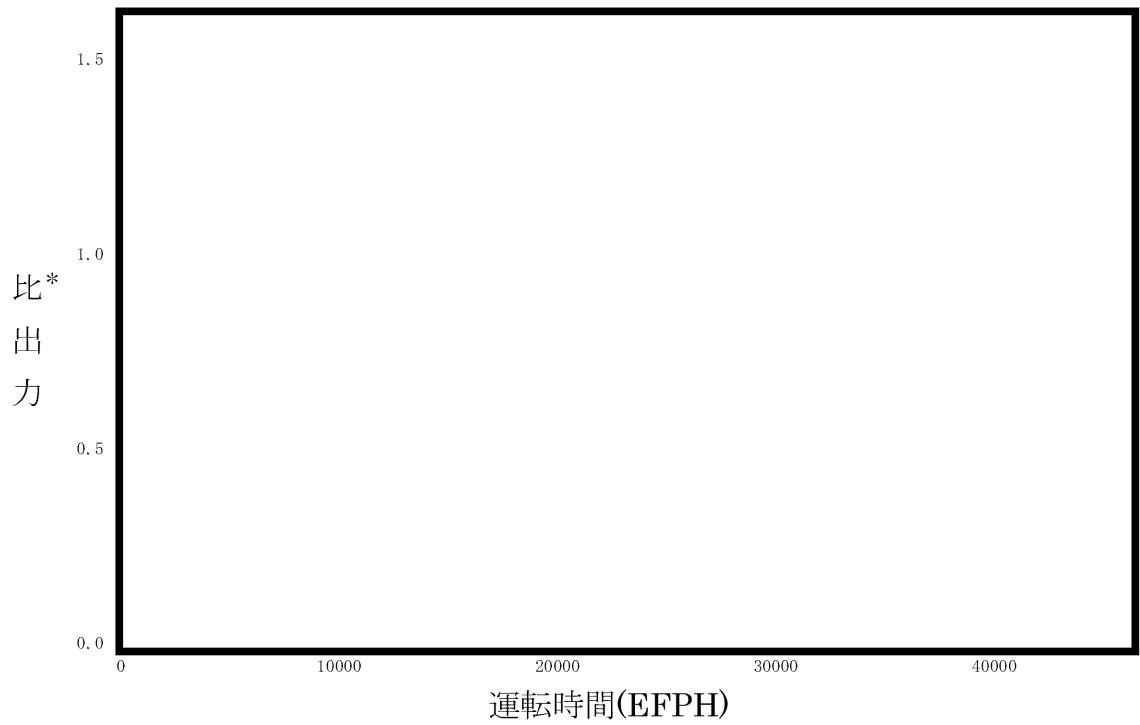
評価項目	
燃料温度	
燃料棒内 圧	
被覆管応 力	
被覆管ひ ずみ	
周期的な 被覆管ひ ずみ (累積損 傷係数)	



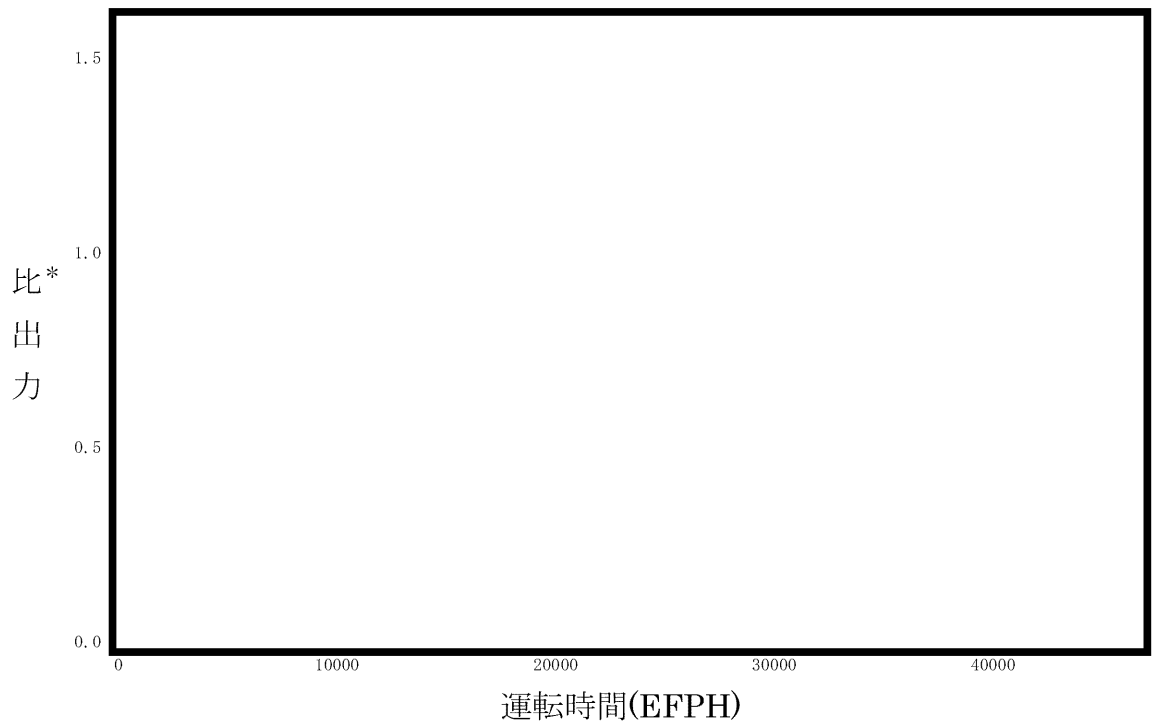
第3-2図 軸方向出力分布図

3.3.2 計算結果

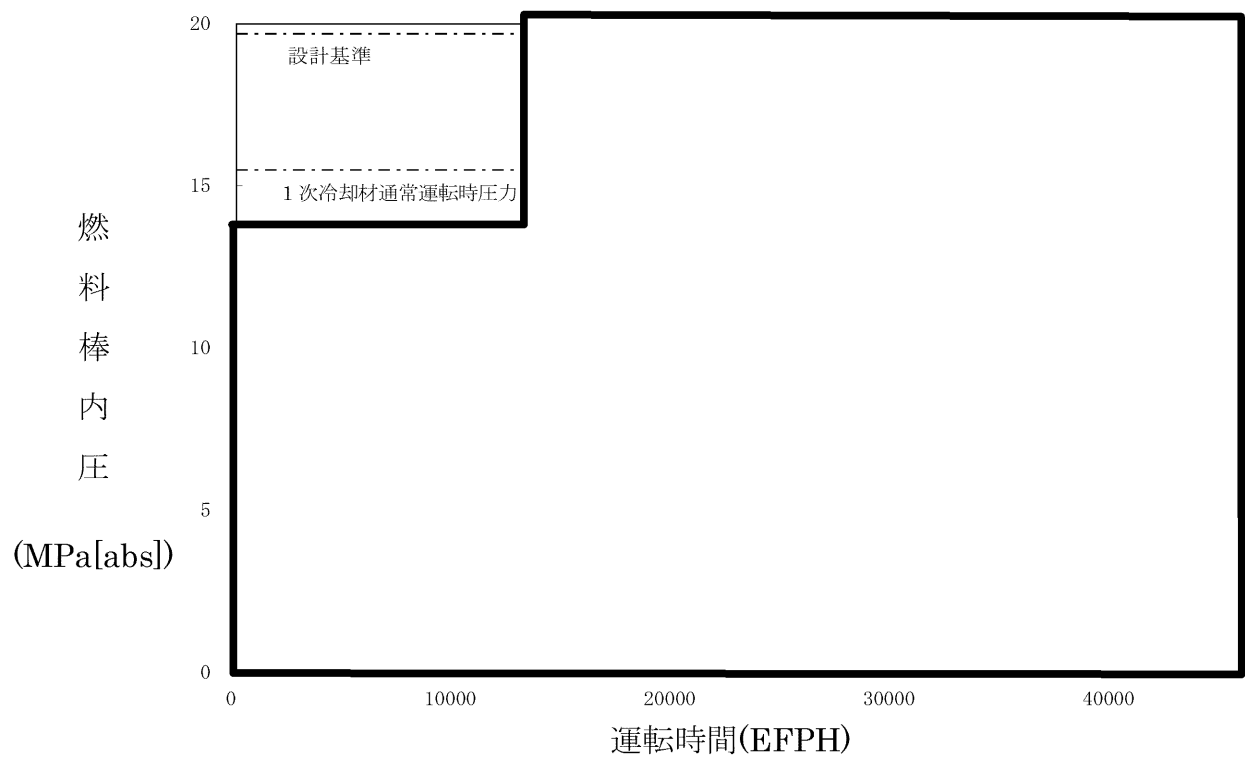
各評価項目で最も厳しくなる燃料棒の出力履歴（比出力）と内圧履歴をまとめて、第 3-3 図及び第 3-4 図に示す。また、被覆管内径とペレット外径の変化について、第 3-5 図に示す。



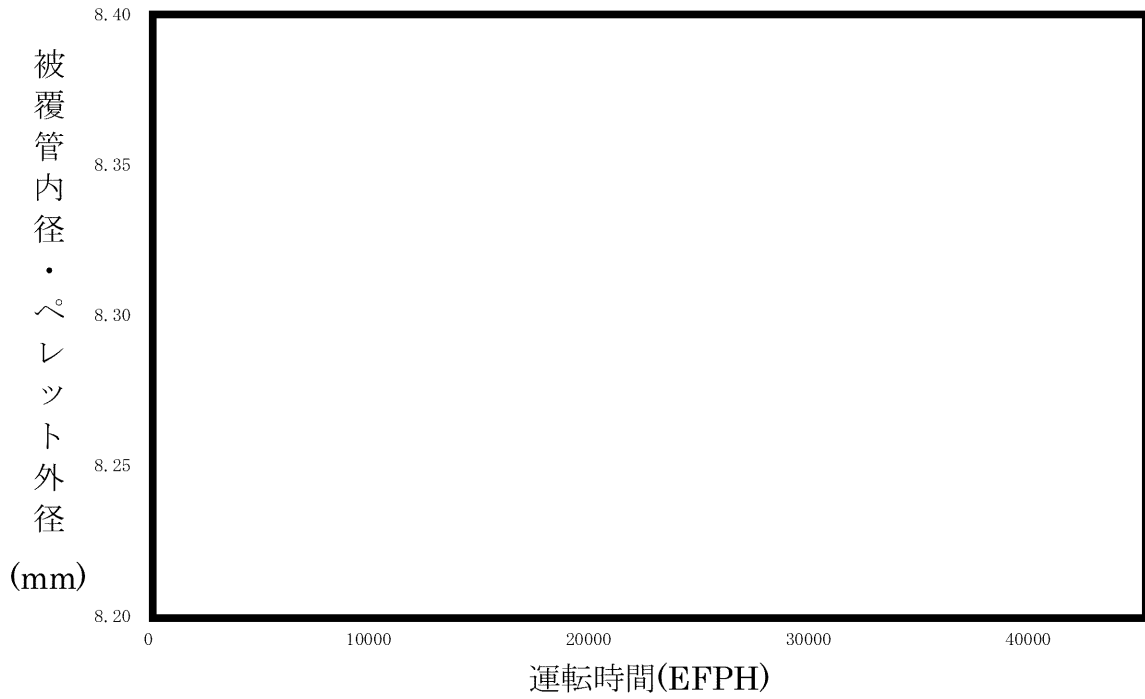
*：比出力は燃料棒の平均出力を炉心平均線出力密度を1として規格化したもの
 第3-3図(1/2) 各評価項目で最も厳しくなる燃料棒の出力履歴(通常運転時)
 (二酸化ウラン燃料棒)



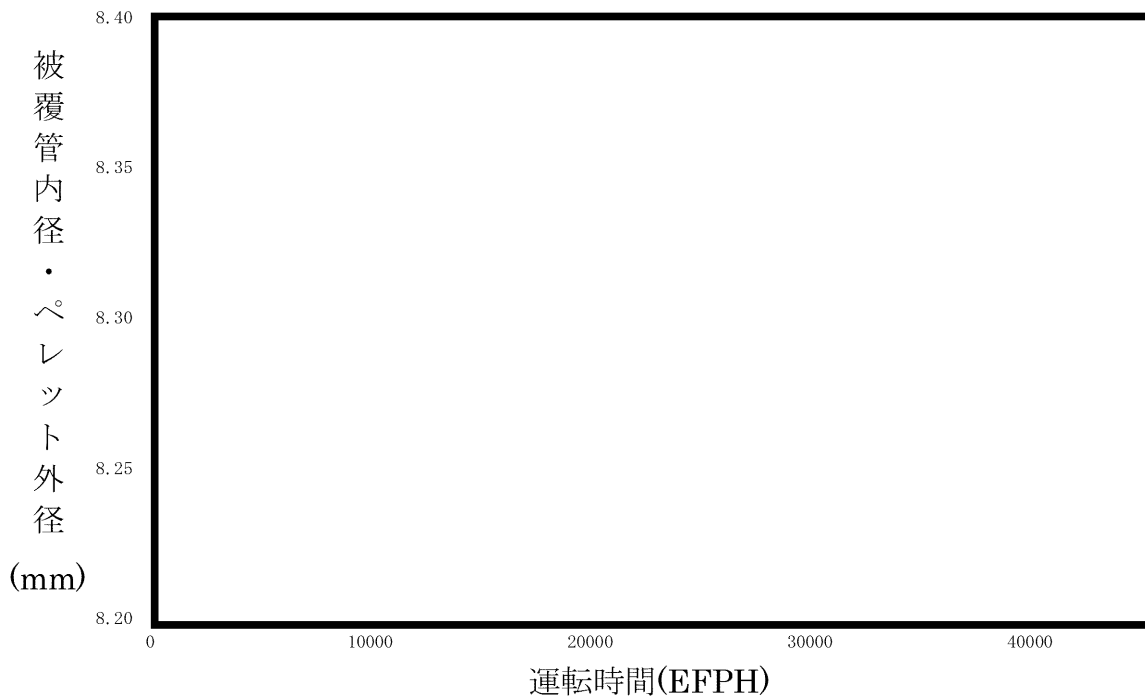
*：比出力は燃料棒の平均出力を炉心平均線出力密度を1として規格化したもの
 第3-3図(2/2) 各評価項目で最も厳しくなる燃料棒の出力履歴(通常運転時)
 (ガドリニア入り燃料棒)



第 3-4 図 内圧評価上で最も厳しくなる燃料棒の内圧履歴 (通常運転時)



第3-5図 (1/2) 被覆管内径及びペレット外径変化
(二酸化ウラン燃料棒)



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

3.3.3 燃料棒の温度評価結果

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

溶融点は、未照射状態における二酸化ウランペレットに対して 2,800°C、またガドリニア入り二酸化ウランペレットでは 2,700°Cである。燃料中心温度の各燃焼度に対する計算上の制限値は、溶融点の燃焼に伴う低下、並びに計算モデルの不確定性及び燃料中心温度が高くなる方向に影響する主な燃料製造公差に基づく不確定性を基に燃料中心温度の不確定性 220°Cを考慮し、以下のとおりとする。

(1) 二酸化ウランペレット

未照射燃料では不確定性 220°Cを考慮し、2,580°Cとする。以降燃焼に伴い 10,000MWd/t あたり 32°Cの割合で低下するとする。

(2) ガドリニア入り二酸化ウランペレット

未照射燃料では不確定性 220°Cを考慮し、2,480°Cとする。以降燃焼に伴い 10,000MWd/t あたり 32°Cの割合で低下するとする。

二酸化ウランペレットについては、燃料中心温度の評価が最も厳しくなるのは、燃料中心温度が最高となり、かつ、燃料中心温度と制限値との差が最も小さくなる燃料寿命初期である。この時点の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における燃料中心温度を第 3-5 表に示す。同表に示されるように、評価上最も厳しい燃料中心温度でも制限値を十分に下回っている。

ガドリニア入り二酸化ウランペレットについては、濃縮度を二酸化ウランペレットより低下させることにより最大線出力密度が通常のウラン燃料より低くなるような設計としている。ガドリニウム同位体の中性子吸収効果が減少する効果を考慮した線出力密度が最高となる時期において燃料中心温度が最大となり、かつ制限値に対する余裕が最小となるが第 3-5 表に示すように制限値を十分に下回っている。

第 3-5 表 燃料中心温度評価結果

種 類	条 件	燃 焼 度 (MWd/t)	燃料中心温度 (°C)	判定	設計基準 (°C)
二酸化ウラン 燃料棒	通常運転時 (41.1kW/m)	0	約 1,740	<	2,580
	運転時の異常 な過渡変化時 (59.1kW/m)		約 2,220		
ガドリニア 入り燃料棒	通常運転時 (31.9kW/m)	10,000	約 1,630	<	2,440
	運転時の異常 な過渡変化時 (44.3kW/m)		約 2,040		

3.3.4 燃料棒の内圧評価結果

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

(1) ギャップ増加限界内圧

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

限界内圧を一般化して求めるために、17 行 17 列型燃料と 14 行 14 列型（及び 15 行 15 列型）燃料の両タイプを包絡する限界内圧を求め、更に安全側に限界内圧が低くなる方向に影響する主な燃料製造公差に基づく不確定性及び評価モデルの不確定性を考慮して評価した結果、限界内圧は次のとおりとなった。

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

この値を判断基準として評価を行う。

(2) 内圧評価

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

最大内圧を示す燃料棒内圧に、燃料棒内圧が高くなる方向に影響する主な燃料製造公差に基づく不確定性及び評価モデルの不確定性を考慮した結果を第 3-6 表に示す。同表より、種々の不確定因子を考慮しても、燃料棒の内圧は設計基準を満足している。

また、その燃料寿命中の内圧変化は第 3-4 図に示したとおりである。

第 3-6 表 燃料棒内圧評価結果（通常運転時）

（単位：MPa[abs]）

種 類	時 期	内 圧			設計基準	設計比 ^(注1)
		最確値	不確定性	合計		
二酸化ウラン 燃料棒				15.4	≦19.7	0.78
ガドリニア入り 燃料棒				12.5	≦19.7	0.64

（注 1） 設計基準値に対する評価値の比である。

3.3.5 被覆管の応力評価結果

被覆管の応力評価は、体積平均相当応力を被覆管の耐力と比較することで行う。

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

被覆管の材料であるジルコニウム基合金の耐力は、高速中性子照射によって増加するが、比較的短時間の照射で飽和する。したがって、燃料寿命初期は未照射材の耐力と、またそれ以外の時点では、照射材の耐力と比較する。ここで、未照射材及び照射材の設計基準は、それぞれ耐力実績データに基づき、データのばらつきを考慮して導いた値（また、耐力基準値は被覆管温度の関数としている。）を用いる。照射材の設計基準の求め方を第 3-6 図に示す。

燃料寿命初期においては、被覆管とペレット間のギャップにより、被覆管には主に内外圧差による応力が発生するが、その値は小さい。燃焼が進むと被覆管は径方向内向きにクリープ変形（クリープダウン）し、ペレットはスエリングにより外径が増加し、ペレットと被覆管の接触が生じ被覆管応力が大きくなる。通常運転時におけるこのような被覆管とペレットの径変化を第 3-5 図に示す。

被覆管応力評価では、内外圧差及び接触圧（ペレット-被覆管相互作用）による応力、熱応力、水力振動による応力を考慮する。ここで、水力振動による応力は、安全側に $\pm 0.5\text{MPa}$ としている。発生応力が厳しくなる運転時の異常な過渡変化時における評価結果を第 3-7 表及び第 3-7 図に示す。これより二酸化ウラン燃料棒及びガドリニア入り燃料棒での被覆管応力はいずれも設計基準を満足している。

第3-7表 二酸化ウラン燃料棒及びガドリニア入り燃料棒
被覆管応力評価結果

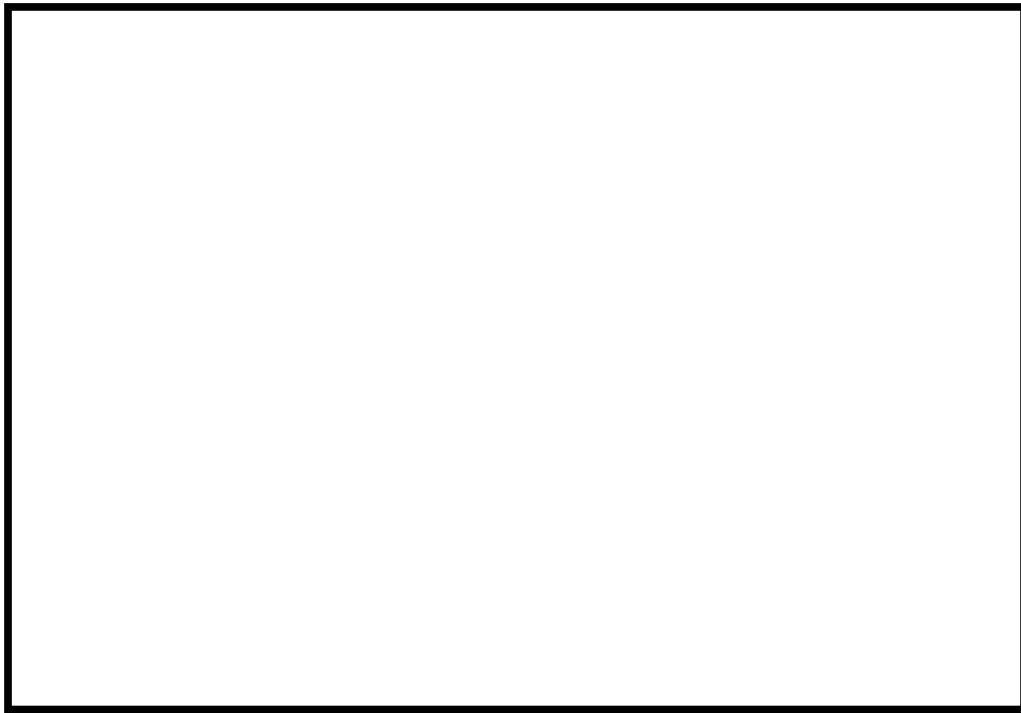
(単位：MPa)

評価条件		運転時の異常な過渡変化時											
		二酸化ウラン燃料棒			ガドリニア入り燃料棒								
項目	応力成分	σ_{θ}	σ_r	σ_z	σ_{θ}	σ_r	σ_z						
	1.内外圧差及び接触圧による応力	内面											
外面													
2.熱応力	内面												
	外面												
3.水力振動による応力	内外面	0							0	± 0.5	0	0	± 0.5
4.合計応力 ^(注1) 1+2+3	内面												
	外面												
評価時点													
体積平均相当応力 ^(注1)													
設計基準（被覆管耐力）													
設計比 ^(注1) 、 ^(注2)								0.92			0.80		
		0.92			0.80								

(注1) 上段は水力振動による応力を+方向に、下段は-方向にとったものである。

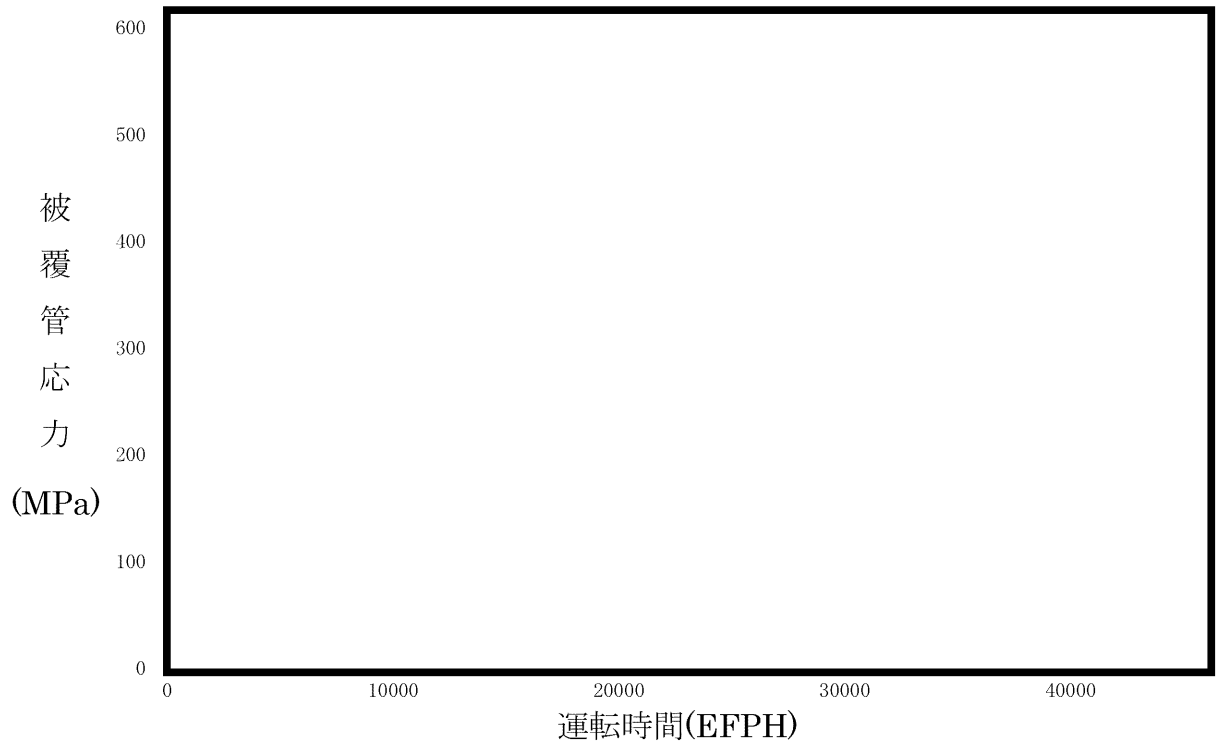
(注2) 設計基準（被覆管耐力）に対する評価値との比である。

耐
力
(MPa)

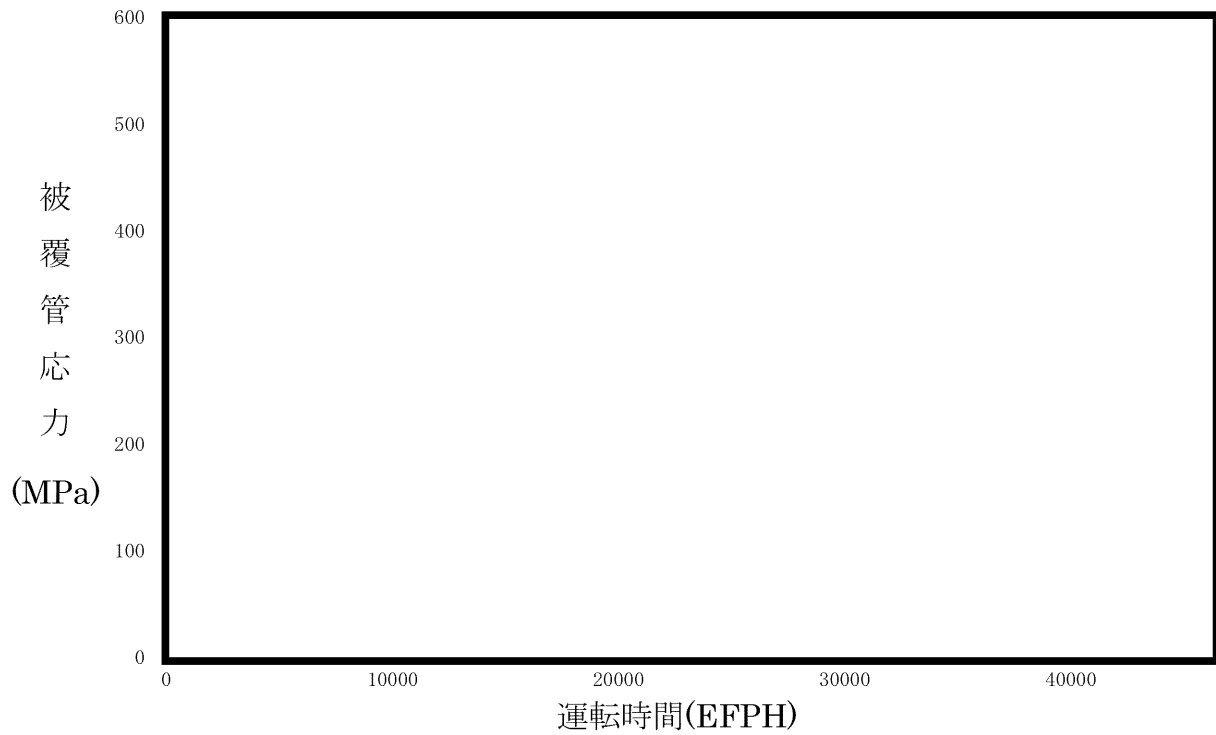


温 度(°C)

第 3-6 図 被覆管の耐力



(二酸化ウラン燃料棒)



(ガドリニア入り燃料棒)

第 3-7 図 被覆管の応力履歴 (運転時の異常な過渡変化時)

3.3.6 被覆管のひずみ評価結果

被覆管の内圧は、燃料寿命初期においては1次冷却材運転圧力より低いので、被覆管は運転中、内外圧差による圧縮荷重を受け、ペレットに接触するまでクリープにより徐々に径が減少する。ペレットとの接触は照射の最も進んだ燃料棒の高出力部で生じ、それ以後はペレットのスエリングにより被覆管の径は増加をはじめ、最終的にはスエリングによる膨張速度と接触圧及び内圧によるクリープ速度が釣り合った状態で、径が徐々に増加する（第3-5図参照）。

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

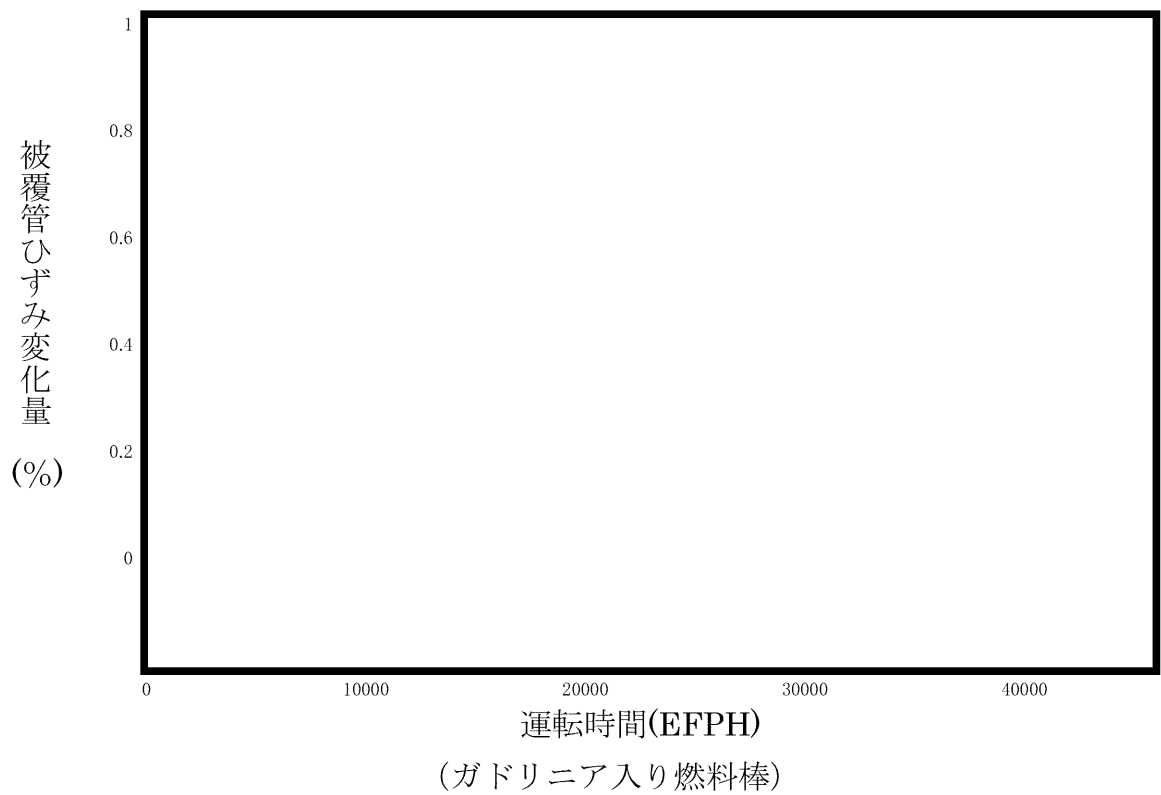
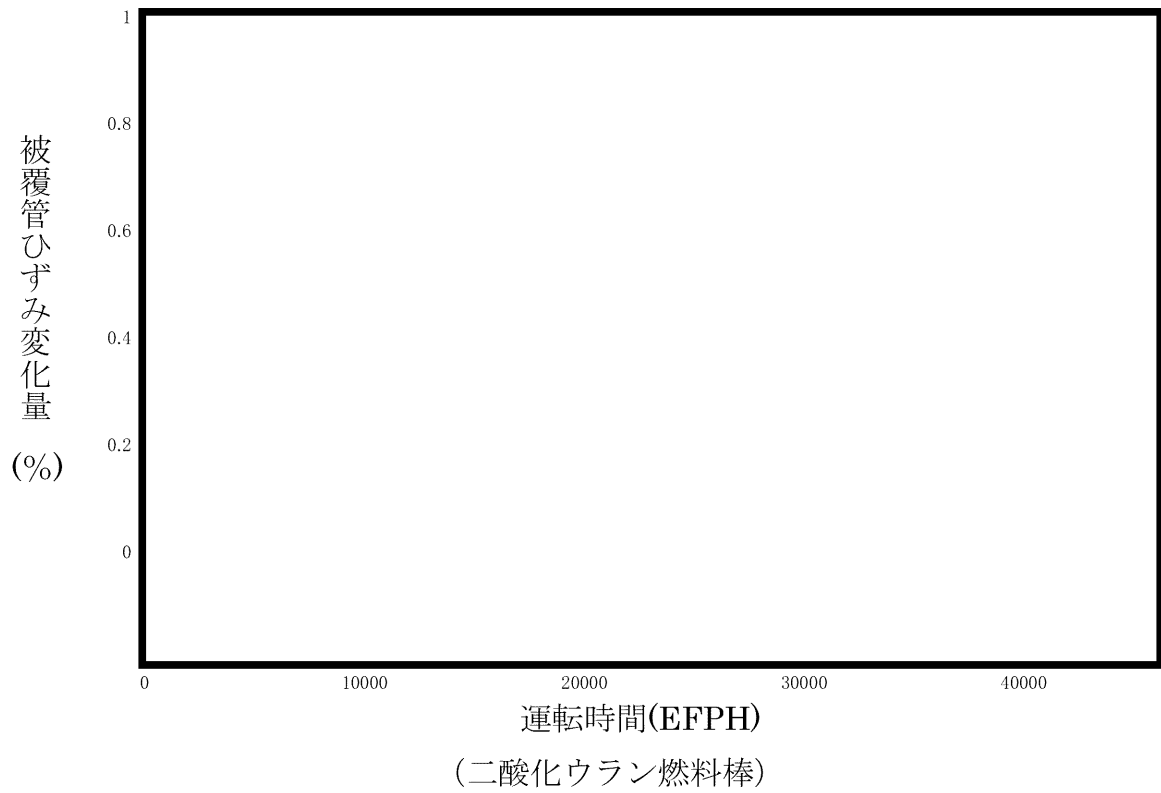
これに対して、運転時の異常な過渡変化時においては、被覆管にはペレットと被覆管の接触後に引張ひずみが発生する。このため、応力評価と同様にペレットと被覆管の接触後引張ひずみは大きくなる。運転時の異常な過渡変化時における被覆管引張ひずみの変化量は、第3-8表及び第3-8図に示すとおり二酸化ウラン燃料棒及びガドリニア入り燃料棒ともに設計基準1%以下を満足している。

第3-8表 運転時の異常な過渡変化時の引張ひずみ評価結果

(単位：%)

種類	時期	ひずみ	設計基準	設計比 ^(注1)
二酸化ウラン 燃料棒		0.46	≤1	0.46
ガドリニア入り 燃料棒		0.43	≤1	0.43

(注1) 設計基準値に対する評価値の比である。



第 3-8 図 被覆管のひずみ履歴 (運転時の異常な過渡変化時)

3.3.7 被覆管の疲労評価結果

被覆管の累積疲労は燃料寿命中に想定される過渡条件を、1次系機器の設計過渡条件に基づいて3つに分類し、それぞれ [] 保守的に設定した第3-9表に示す年当たりの繰返し回数に、原子炉内滞在期間を考慮して応力の繰返し回数を設定（添付参照）し、第3-10表に示す評価手順により評価する。

MDA 及び ZIRLO 被覆管の設計疲労曲線としては疲労特性がジルカロイ-4 被覆管と同等のため、第3-9図を用いる。

各事象に対する損傷係数を合計した結果を第3-11表及び第3-10図に示すが、両燃料棒とも設計基準100%を満足している。

第3-9表 疲労評価に用いる繰返し回数

(単位：回)

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

(注1) 燃料寿命中の繰返し回数

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

(注3) 評価上の想定運転期間

第3-10表 疲労評価手順

①第3-9表に示した過渡条件（出力条件）での応力を計算する。

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

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

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

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

③第3-9図に示した設計疲労曲線よりある期間 i における許容繰返し回数 N_i を求める。

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

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

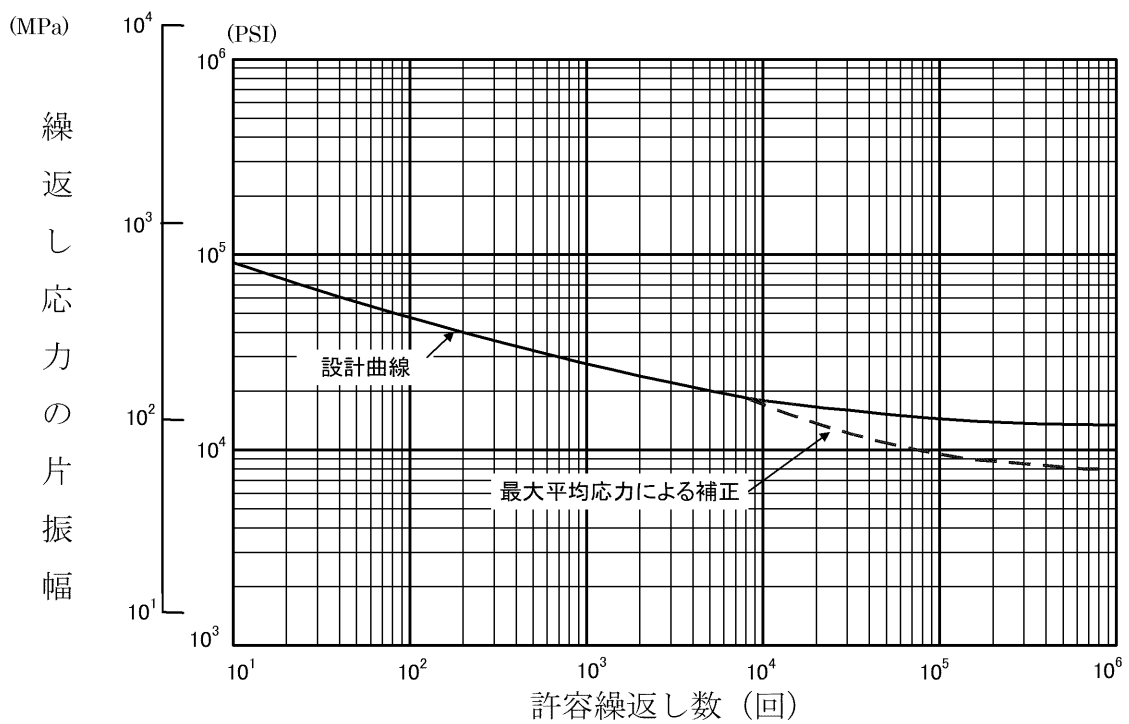
損傷係数）が設計基準を満足することを確認する。

第3-11表 被覆管の疲労評価結果

(単位：%)

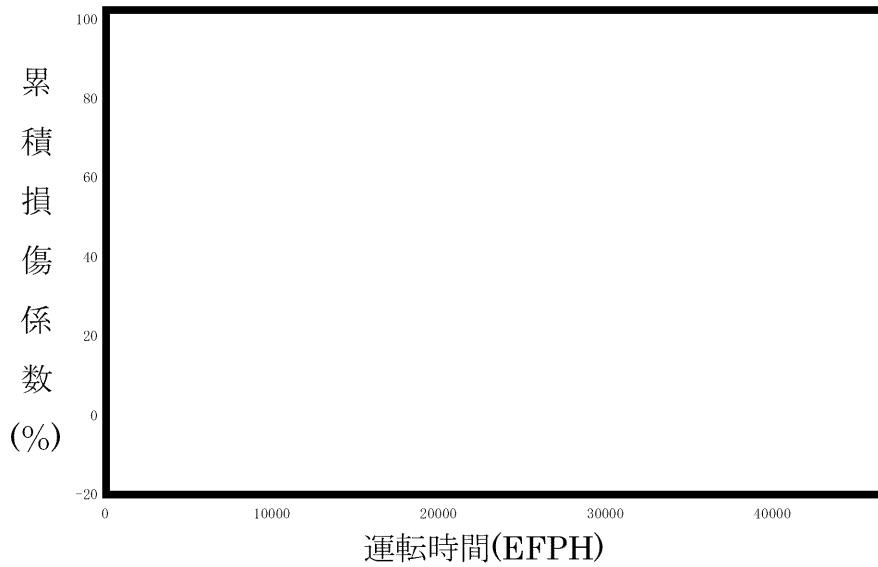
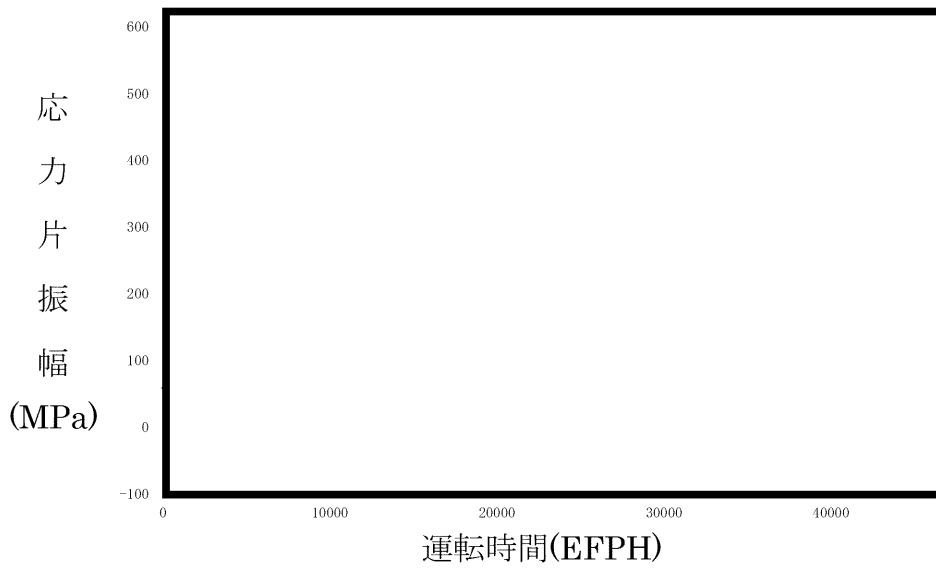
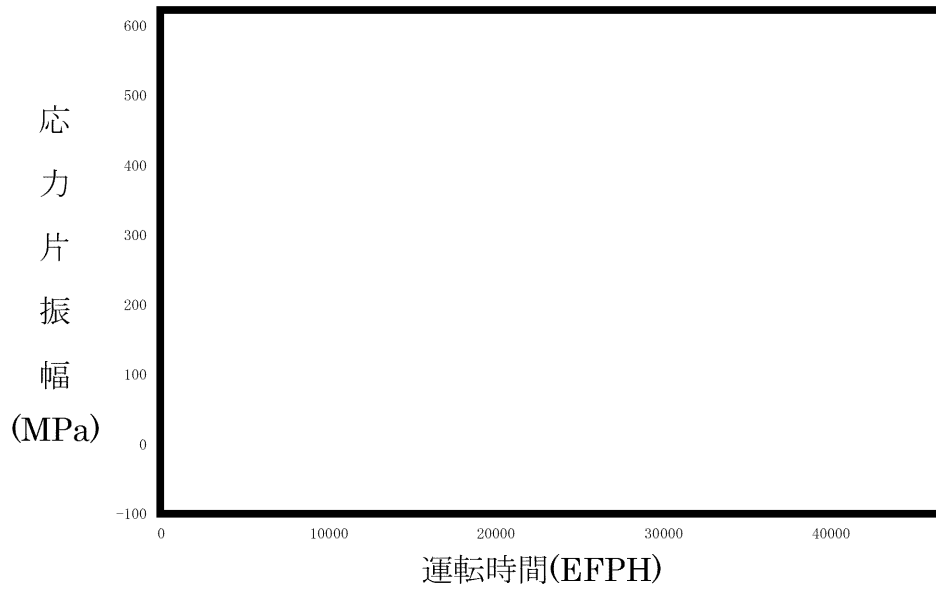
種 類	累積損傷係数	設計基準	設計比 ^(注1)
二酸化ウラン 燃料棒	38	≦100	0.38
ガドリニア入り 燃料棒	30	≦100	0.30

(注1) 設計基準値に対する評価値の比である。



第3-9図 ジルカロイ-4 被覆管の設計疲労曲線^(注1)

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



第3-10図 被覆管の疲労評価

3.4 その他の考慮事項

3.4.1 燃料棒曲がり評価^(注1)

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

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

これらによって生じる燃料棒曲がりに伴う燃料棒間ギャップの減少や燃料棒同士の接触により、被覆管表面温度上昇や燃料棒同士のフレットング摩耗等の曲がり燃料棒健全性（後述の 3.4.1 項(1)に示す。）や炉心性能（DNB 評価、後述の 3.4.1 項(2)に示す。）に影響を及ぼすため、燃料棒曲がりについて考慮する必要がある。

第 3-11 図に燃料棒にかかる圧縮力と曲がりの関係を示す。燃料棒の曲がりモデルは、燃料棒と制御棒案内シンプルの照射成長の違い及び支持格子の燃料棒拘束力に依存して発生した軸圧縮力により、燃料棒曲がりが初期曲がりより拡大していくモデルとしている。

ここで、支持格子の燃料棒拘束力は照射によって緩和するため、上記圧縮力は燃焼とともに小さくなることを考慮している。拘束力の照射による緩和実績を第 3-12 図に示す。

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

燃料集合体の燃料棒間隔の閉塞割合を第 3-13 図に示す。

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

(注 1) 三菱原子力工業(株), "燃料棒のわん曲(Bowing)について", MAPI-1031 改 3, 昭和 63 年 5 月

(1) 接触時の曲がり燃料棒の健全性

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

仮に接触に至るチャンネルが生じるとした場合の評価結果を以下に示す。

a. 被覆管表面温度の上昇の検討

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

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

第3-14図に燃料棒間のギャップの大きさと被覆管表面温度についての計算例を示す。

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

b. 燃料棒同士のフレットング摩耗の検討

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

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

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

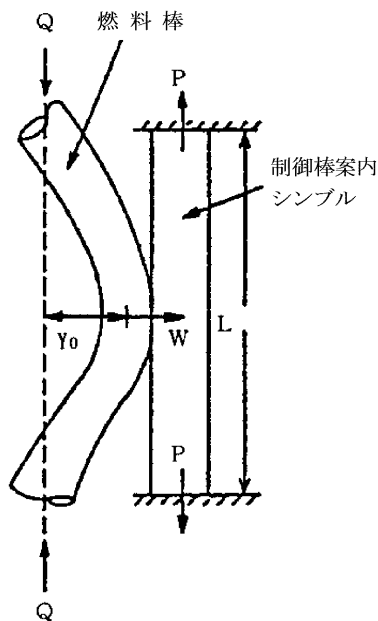
- ・燃料棒同士の接触の確率は小さい。
- ・フレットング摩耗の進行は緩慢で、ほかの原因による燃料破損と同様に、1次冷却材放射能レベルの監視が可能であり、必要な場合に適切な処置を取り得る時間的な余裕があること。

c. 燃料棒曲がり制御棒案内シンブルに及ぼす影響

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

(a) 熱膨張差により生じる制御棒案内シンブルの弾性的な変位の検討

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



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

ここで、

- P : 引張力
- W : 接触力
- Q : 軸圧縮力
- L : 制御棒案内シンブル長さ
- Y₀ : 曲がりによる燃料棒の変位

(b) 接触による制御棒案内シンブルクリープ変形量の検討

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

(a)項と同様の体系で、制御棒案内シンブルに接触力W及び引張力Pが加わった場合のスパン中央のクリープ変形量を求めると、時間で約 mm 以下となる。

(c) 制御棒クラスタ挿入機能

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

したがって、制御棒クラスタ挿入に対して影響を与えないと考えられる。

(2) 燃料棒曲がりの炉心性能に及ぼす影響 (DNB 評価)

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

部分曲がりに対する DNB ペナルティは、第 3-15 図に示すように原点と $\delta_{\text{pb},85}$ と δ_{contact} を直線で結んだもので与えられる。

一方、第 3-13 図は、曲がりが最大になるクリティカルスパンでの 0.3% タイル曲がり $Y_{0.3}$ ^(注1) を表しているが、これから標準偏差 σ_c が次のように求まる。

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

これより、95%確率の投影クリアランス減少量 ΔC_{95} は、

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

ΔC_{95} が 0.85 より小さければ、95%確率の DNB ペナルティ δ_{95} は

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

で与えられ、また、0.85 より大きい場合には

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

で与えられる。

本申請の燃料集合体を装荷する原子炉に関する評価結果を第 3-12 表に示す。

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

(注 1) それよりも大きな曲がりが全体の 0.3%に相当する閉塞割合

第 3-12 表 燃料棒曲がり炉心性能に及ぼす影響 (DNB 評価結果)

標準偏差 σ_c は第 3-13 図より次のように求まる。

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

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

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

ここで、

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

となる。

[評価結果]

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

(注 1) DNB 余裕は次式における $F_{DNBR, Z}^M$ により考慮している。

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

ここで、

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

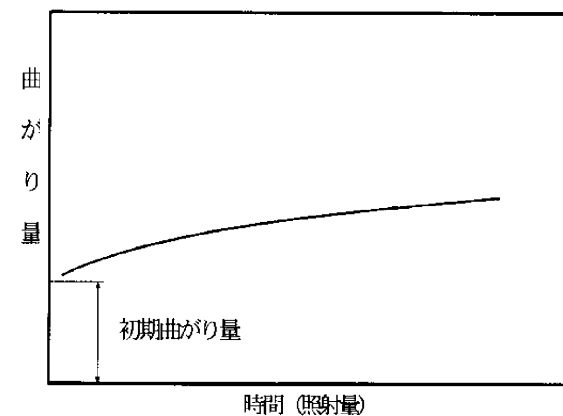
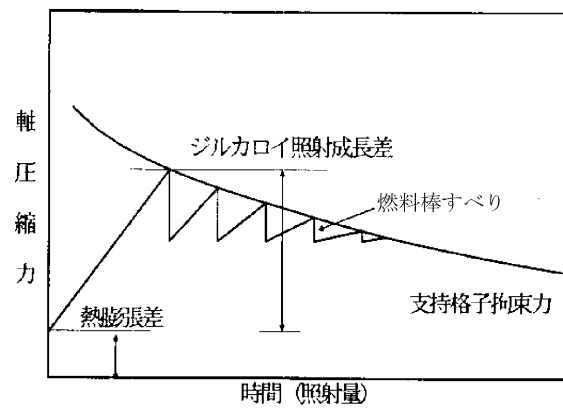
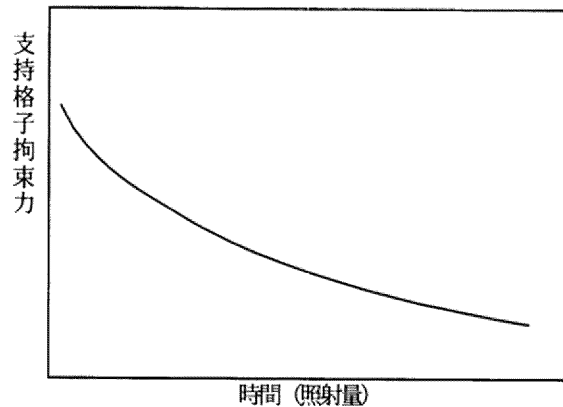
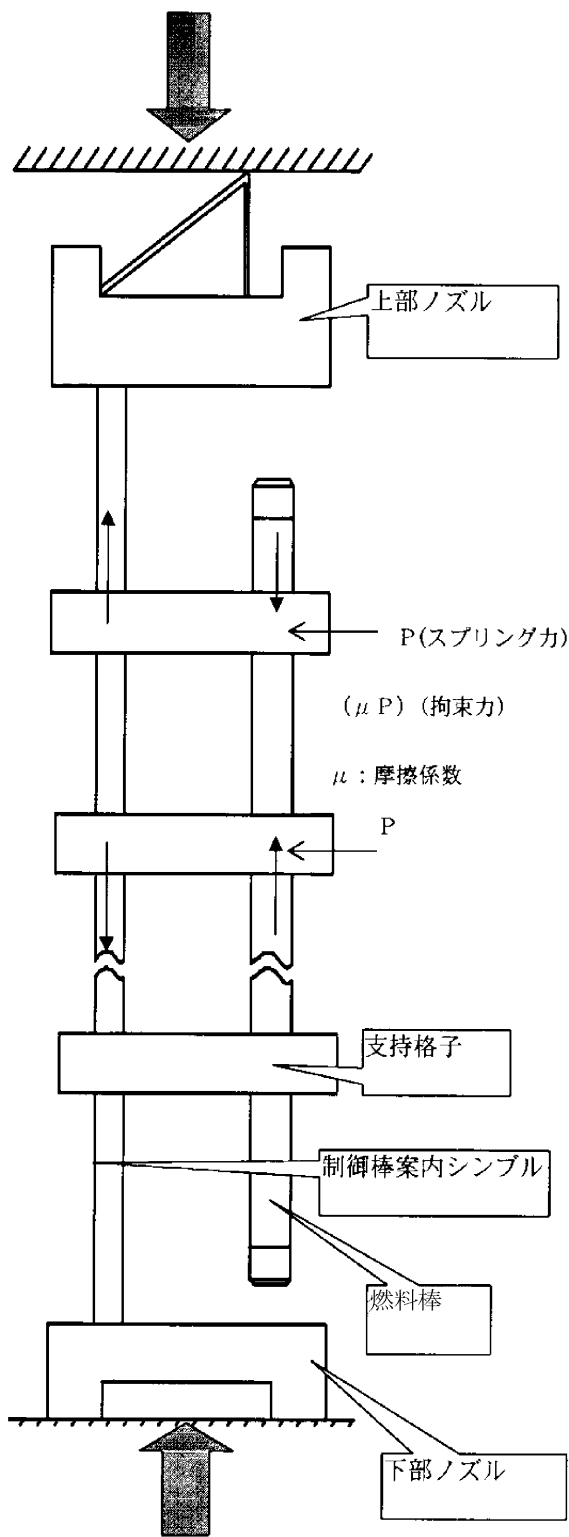
$$1.0 = \text{DNBR}_{DL} \times F_{DNBR, Z}^U$$

$F_{DNBR, Z}^M$: DNB ペナルティのための余裕

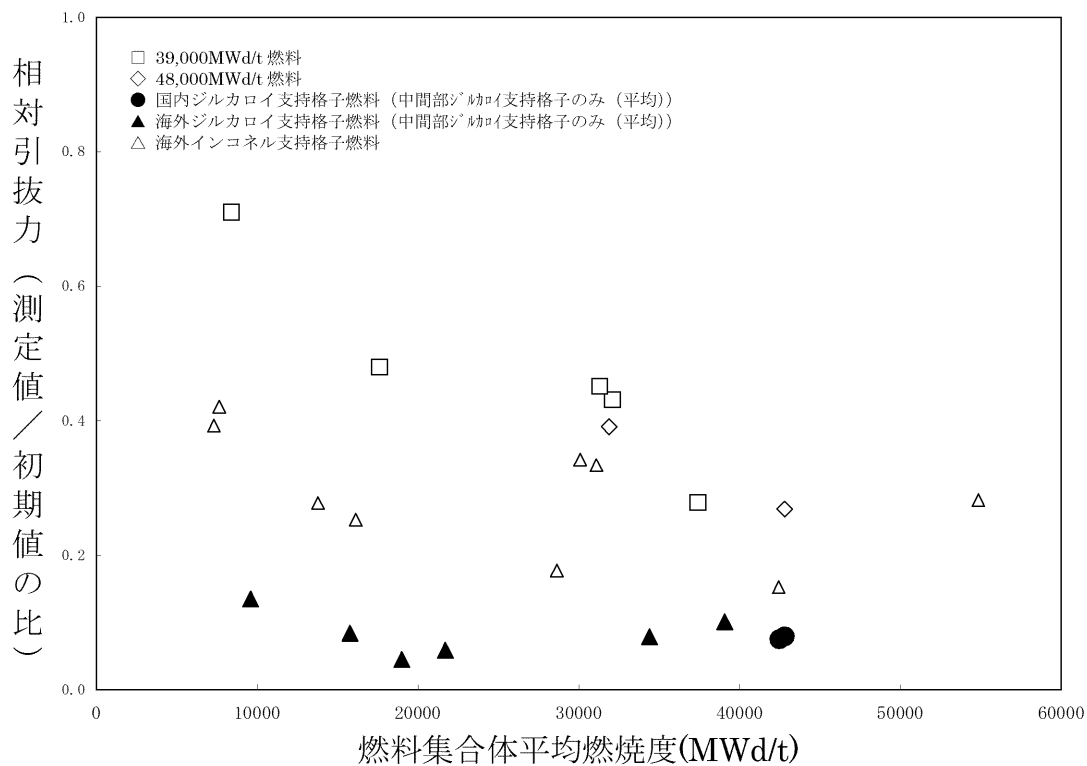
DNBR_{SL} : 最小 DNBR の許容限界値

DNBR_{DL} : DNBR 設計限界値

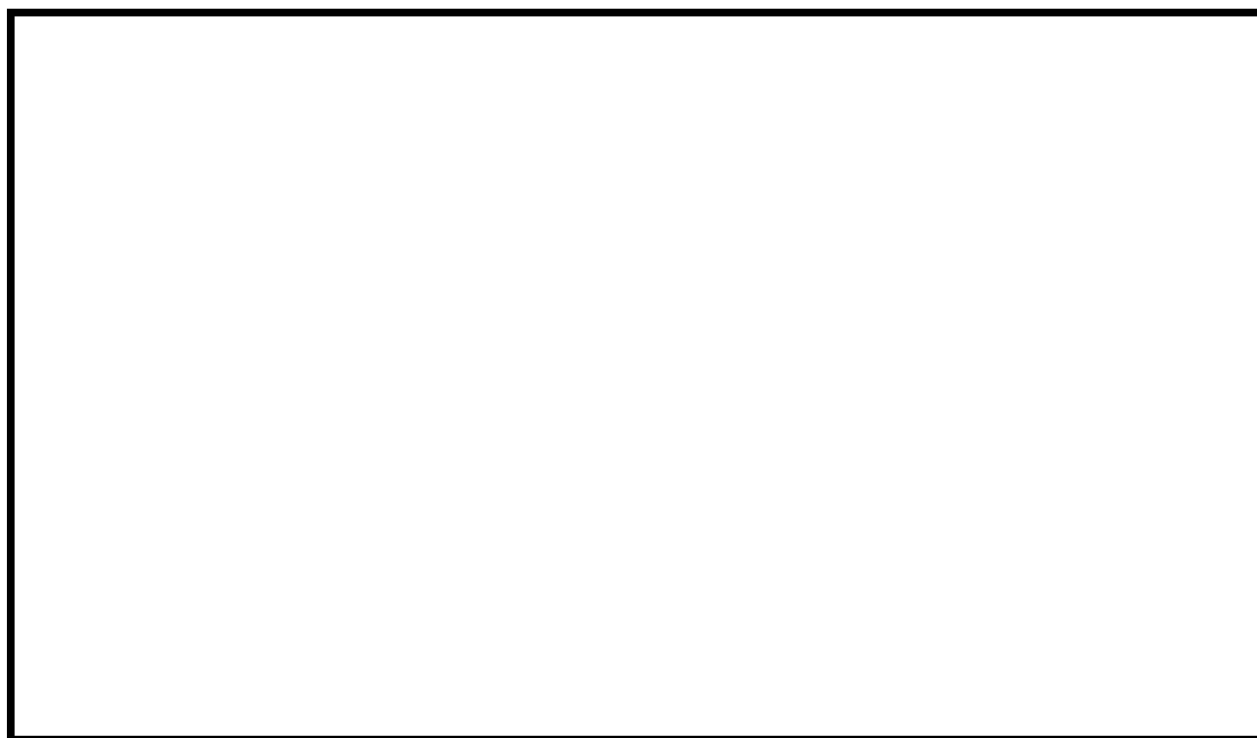
$F_{DNBR, Z}^U$: DNB 相関式の不確定性を表す確率分布と入力パラメータの不確定性に基づく最小 DNBR の確率分布を一括して統計的に取り扱った確率分布の不確定性因子



第3-11図 燃料棒にかかる圧縮力と曲がり



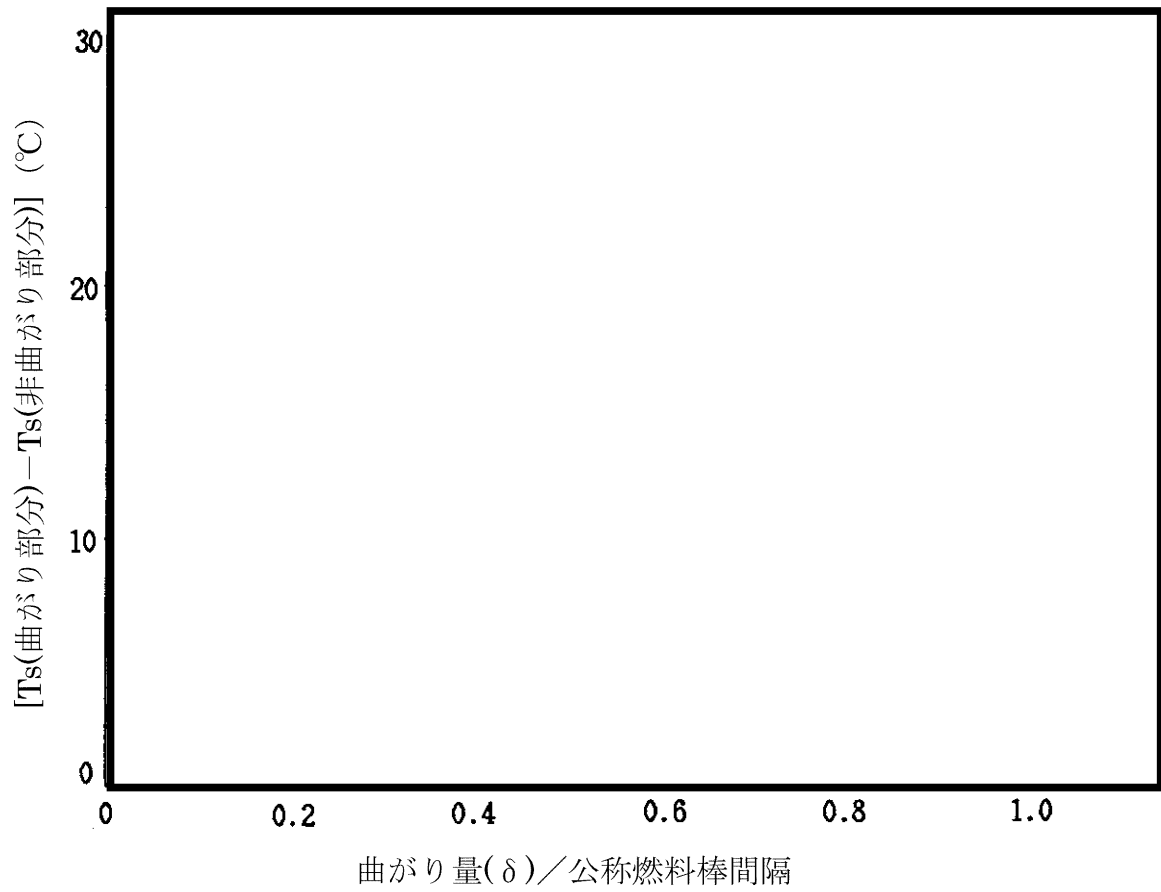
第 3-12 図 拘束力の照射による緩和実績



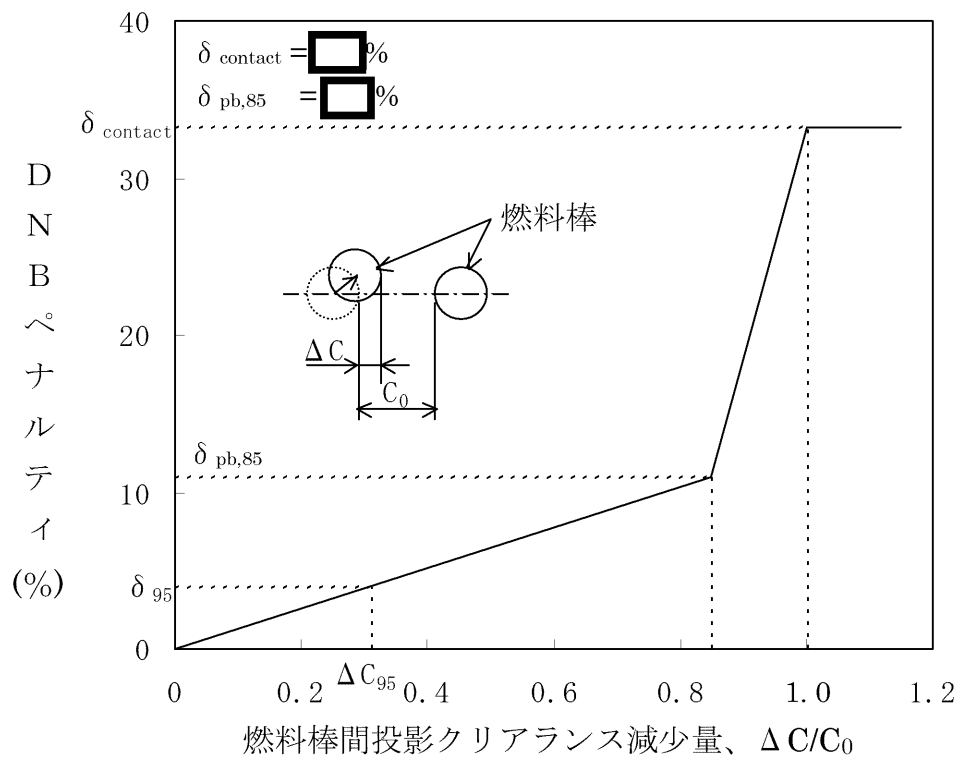
第 3-13 図 燃料棒 (17 行 17 列、9 支持格子) 間隔の閉塞割合^(注1) ^(注2)

(注 1) (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

(注 2) 佐々木ら, "国内 PWR における高燃焼度化ステップ 2 燃料(A 型)の 3 サイクル照射後オンサイト検査結果", 日本原子力学会「2009 年秋の大会」, 2009 年 9 月, 東北大学



第 3-14 図 曲がり部分の DNB 以前の被覆管表面温度



第3-15図 DNBペナルティと燃料棒間投影クリアランス減少量の関係

3.4.2 トータルギャップ評価

(1) 燃料集合体の伸び

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

燃料集合体の伸びについて、国内外燃料の実績を第 3-16 図に示す。インコネル-718 支持格子燃料に対し、照射に伴う燃料棒拘束力の緩和が大きいジルカロイ-4 支持格子燃料では燃料集合体の伸びは比較的小さい傾向にあることが認められる。

設計においては、55,000MWd/t までの燃料集合体の伸びを考慮しても、上部及び下部炉心板と燃料集合体との軸方向ギャップが閉塞することのないように、製造時の燃料集合体の全長を設定している。ここで、55,000MWd/t までの燃料集合体の伸びはインコネル-718 支持格子燃料集合体の伸びの実績データに基づく最確評価にばらつきを考慮して評価している。

(2) 燃料棒と上部及び下部ノズルの間隔

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

トータルギャップの減少量について、国内外燃料の実績を第 3-17 図に示す。照射成長がジルカロイ-4 より小さい MDA 及び ZIRLO 被覆管を採用する燃料集合体はジルカロイ-4 被覆管を採用する燃料集合体と比べ、トータルギャップの減少量が小さくなることが認められる。

設計においては、61,000MWd/t（燃料集合体で 55,000MWd/t に相当）までの燃料棒の伸びを考慮してもトータルギャップが閉塞することのないように、製造時の燃料棒と上部及び下部ノズルとの軸方向ギャップを設定している。

ここで 61,000MWd/t までの燃料棒の伸びは、MDA 及び ZIRLO 被覆管

の照射成長の実績データに基づき、ばらつきを考慮して評価している。

3.4.3 被覆管外面腐食及び水素吸収量評価

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

MDA 及び ZIRLO 被覆管の腐食メカニズムはジルカロイ-4 被覆管と同様であり、したがって、MDA 及び ZIRLO 被覆管の腐食モデル式は第 3-13 表に示すジルカロイ-4 被覆管のモデル式と同様とする。ここで MDA 及び ZIRLO 被覆管の腐食特性（原子炉外腐食試験 腐食速度比からジルカロイ-4 に対して改良効果約 30%^(注1)）を考慮した。MDA 及び ZIRLO 被覆管の原子炉内腐食量について、実測値と予測値を第 3-18 図に比較した。第 3-18 図に示すとおり、被覆管腐食モデルは実測値を適切に予測していることから、高燃焼度用 FINE コードにより MDA 及び ZIRLO 被覆管の腐食量を適切に評価できる。

また、MDA 及び ZIRLO 被覆管の原子炉内水素吸収量の実測値と予測値を第 3-19 図に示す。ここでは腐食量の予測値に対し、水素吸収率を約 15% として MDA 及び ZIRLO 被覆管の水素吸収量を計算した。第 3-19 図に示すとおり、水素吸収モデルは実測値を適切に予測していることから、高燃焼度用 FINE コードにより MDA 及び ZIRLO 被覆管の水素吸収量を適切に評価できる。

以上より、原子炉内滞在中に生じる腐食による被覆管肉厚の最大減肉量を高燃焼度用 FINE コードにより評価した結果、約 7.6% となり、被覆管の機械的健全性の観点から目安としている 10% 減肉以下^(注2) である。

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

(注 1) (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

(注 2) V ノッチ疵を有するジルカロイ被覆管の機械特性試験結果に基づき、被覆管肉厚の 10% 深さ程度までは機械的特性への影響がわずかであることを参考に設定。

3.4.4 PCI 評価

MDA 及び ZIRLO 被覆管の出力ランプ試験データを第 3-20 図に示す。被覆管の PCI 破損限界は、高燃焼度域まで PCI 破損しきい値以上であることが確認でき、MDA 及び ZIRLO 被覆管に対して安全側に PCI 破損しきい値が適用できる。

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

第 3-20 図に示したとおり運転時の異常な過渡変化時の出力は、PCI 破損しきい値以下であり、PCI 破損は発生しない。また、ガドリニア入り燃料棒では出力が高くなるように、濃縮度を低下させているので PCI 破損は生じない。

3.4.5 クリープコラプス評価

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

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

高密度ペレットの照射中の焼きしまりは小さいこと、原子炉内クリープが小さいMDA又はZIRLO被覆管を採用していること、また、ヘリウム加圧を採用していることからクリープコラプスは発生しないと判断できる。

3.4.6 フレッシング摩耗評価

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

燃料棒と支持格子の材料について、ジルカロイ-4、MDA、ZIRLOの3種の被覆管の材料と、インコネル-718、ジルカロイ-4の2種の支持格子とのそれぞれの組合せを設定し、摩耗試験を実施している。試験で計測された摩耗体積の比を、ジルカロイ-4被覆管を1.0として規格化して、第3-21図及び第3-22図に示す。MDA及びZIRLO被覆管の摩耗は、ジルカロイ-4被覆管の摩耗と同程度であり、摩耗特性は同等であると考えられる。

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

(1) ジルカロイ-4被覆管とインコネル-718支持格子のフレッシング摩耗

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

から、被覆管の健全性は確保される。

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

(2) ジルカロイ-4 被覆管とジルカロイ-4 支持格子のフレッシング摩耗

流水試験によると、ジルカロイ-4 被覆管とジルカロイ-4 支持格子の間でのフレッシング摩耗は、上記と同様の結果であることを確認している。この試験結果を基に全寿命を4サイクルとし、評価上はサイクル1のばね力を [] に、また、サイクル2、3、4のばね力を [] と安全側に仮定して被覆管の摩耗減肉量を評価すると、 [] mm 以下と被覆管肉厚の10%より小さいことから、被覆管の健全性は確保される。

第3-13表 腐食評価式

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

ここで、

Z : 被覆管酸化膜厚さ

Z_1 : 被覆管酸化膜第1遷移点

Z_2 : 被覆管酸化膜第2遷移点

t : 時間

t_1 : 第1遷移点到達時間

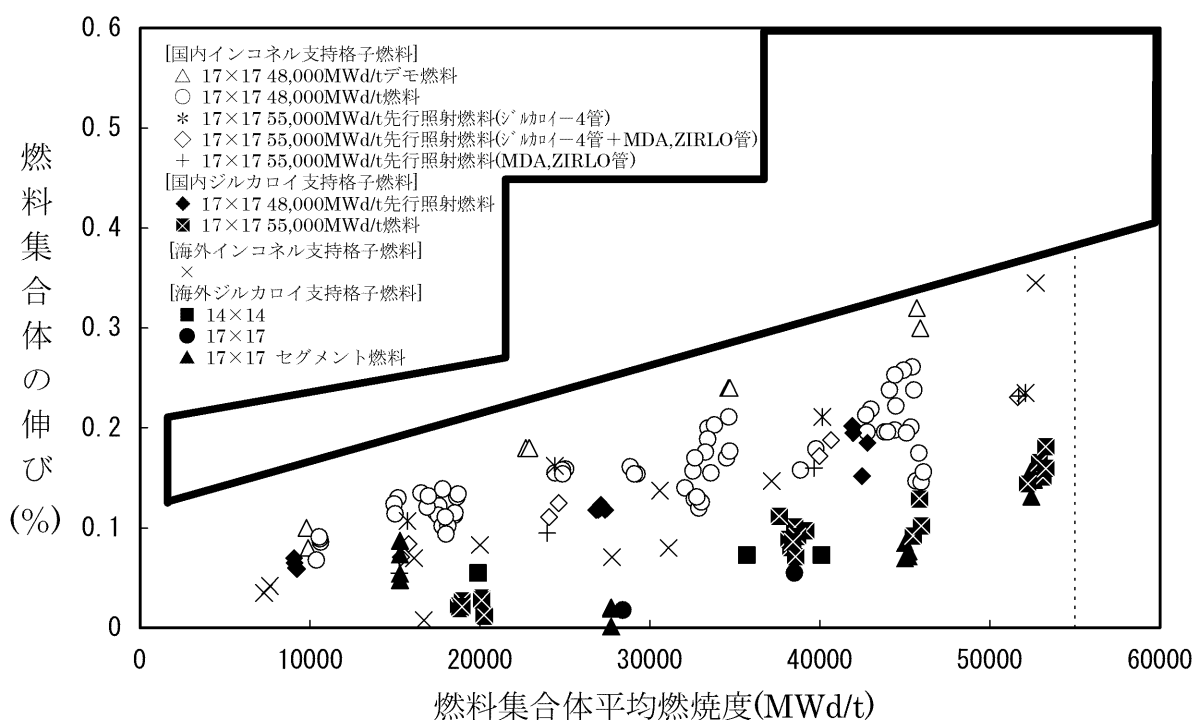
t_2 : 第2遷移点到達時間

Q_1 、 Q_2 : 第1遷移点前後の活性化エネルギー

R : 気体定数

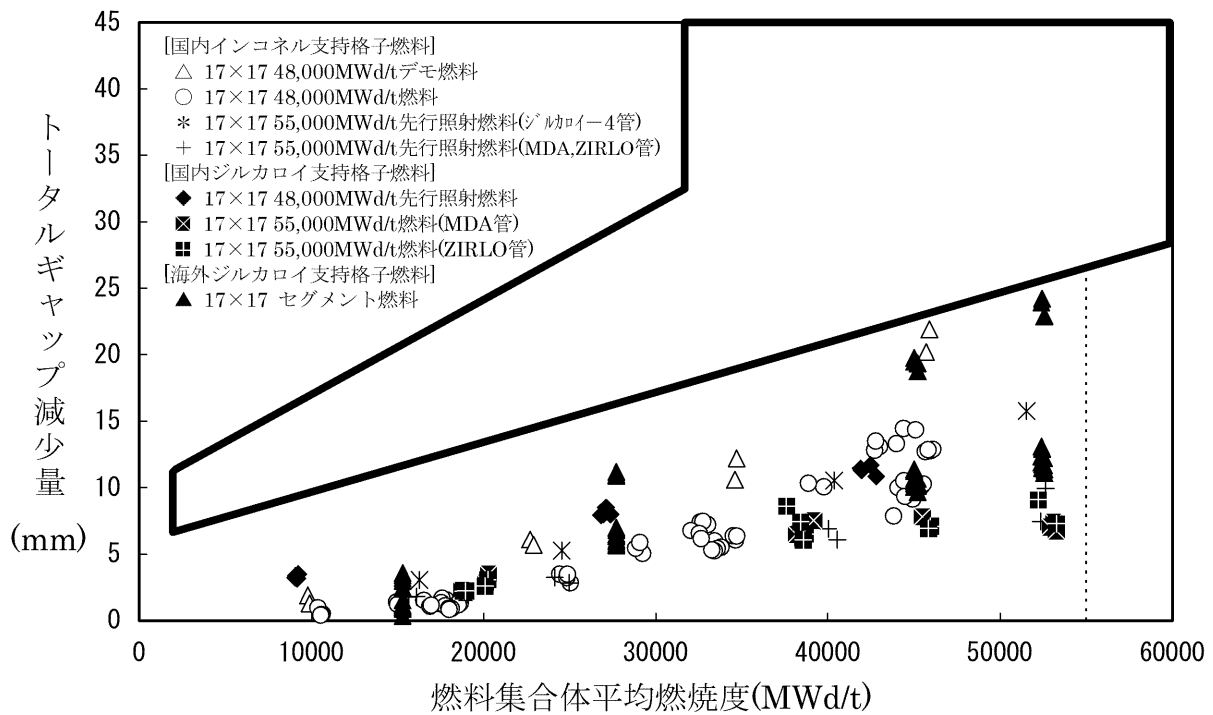
A_1 、 A_2 、 A_3 : 定数

T : 酸化膜-金属境界温度



第3-16図 燃料集合体の伸び (注1) (注2) (注3) (注4) (注5) (注6)

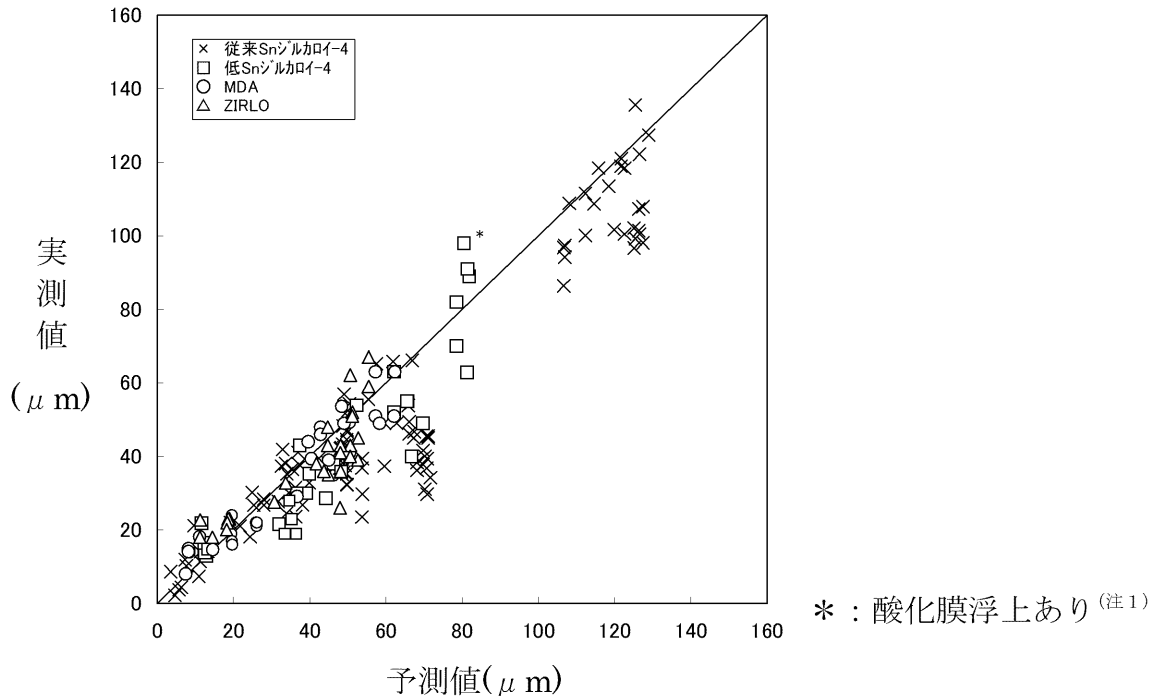
- (注1) (財)原子力発電技術機構, 平成11年度 軽水炉改良技術確証試験 (高燃焼度等燃料に関するもの) に関する報告書, 平成12年3月
- (注2) 佐々木ら, "国内PWRにおける高燃焼度化ステップ2燃料(A型)の3サイクル照射後オンサイト検査結果", 日本原子力学会「2009年秋の大会」, 2009年9月, 東北大学
- (注3) H. W. Wilson et al., "Fuel Performance Characteristics at Extended Burnup", ANS Topical Meeting on LWR Extended Burnup - Fuel Performance and Utilization, April 1982, Williamsburg, Virginia
- (注4) R. S. Kaiser et al., "Westinghouse High Burnup Experience at Farley 1 and Point Beach 2", ANS Topical Meeting on LWR Fuel Performance, April 1988, Williamsburg, Virginia
- (注5) W. J. Leech et al., "Applications of Post-Irradiation Data from Light Water Reactor Fuel", ANS Conference on Fast, Thermal and Fusion Reactor Experiments, 1982, Salt Lake City, Utah
- (注6) 田原ら, "国内PWRにおける高燃焼度先行照射燃料(A型)の3サイクル照射後オンサイト検査結果", 日本原子力学会「2001年秋の大会」, 2001年9月, 北海道大学



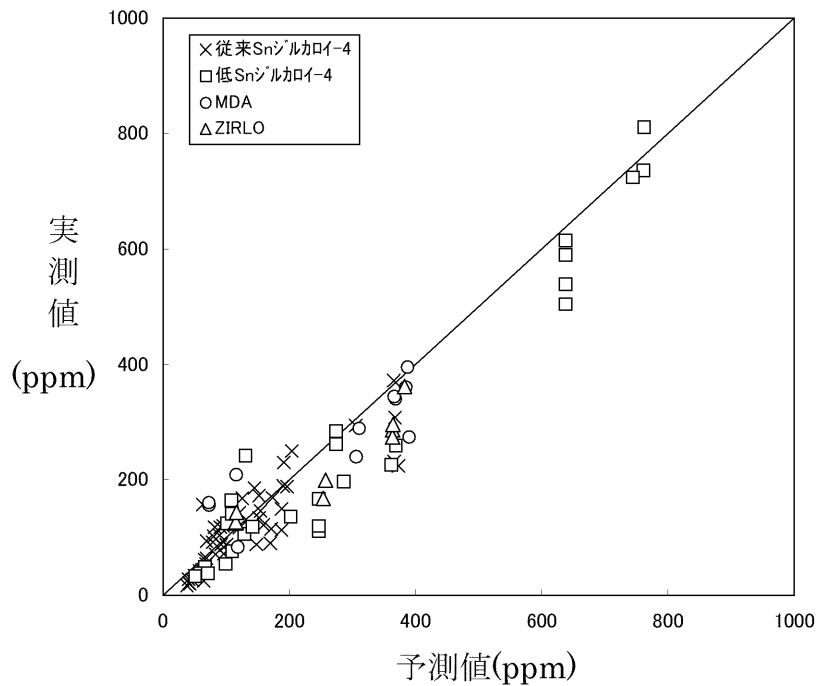
第3-17図 トータルギャップ減少量^(注1) ^(注2)

(注1) (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

(注2) 佐々木ら, "国内PWRにおける高燃焼度化ステップ2燃料(A型)の3サイクル照射後オンサイト検査結果", 日本原子力学会「2009年秋の大会」, 2009年9月, 東北大学



第3-18図 被覆管腐食量(最大酸化膜厚)の実測値と予測値の比較(注2)(注3)

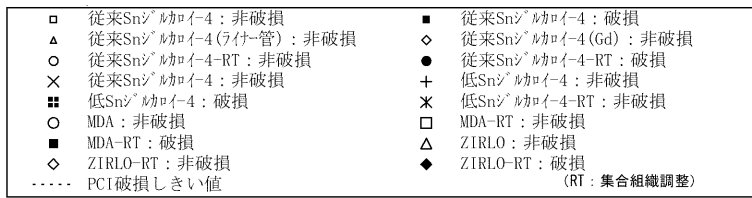


第3-19図 被覆管水素吸収量の実測値と予測値の比較(注3)

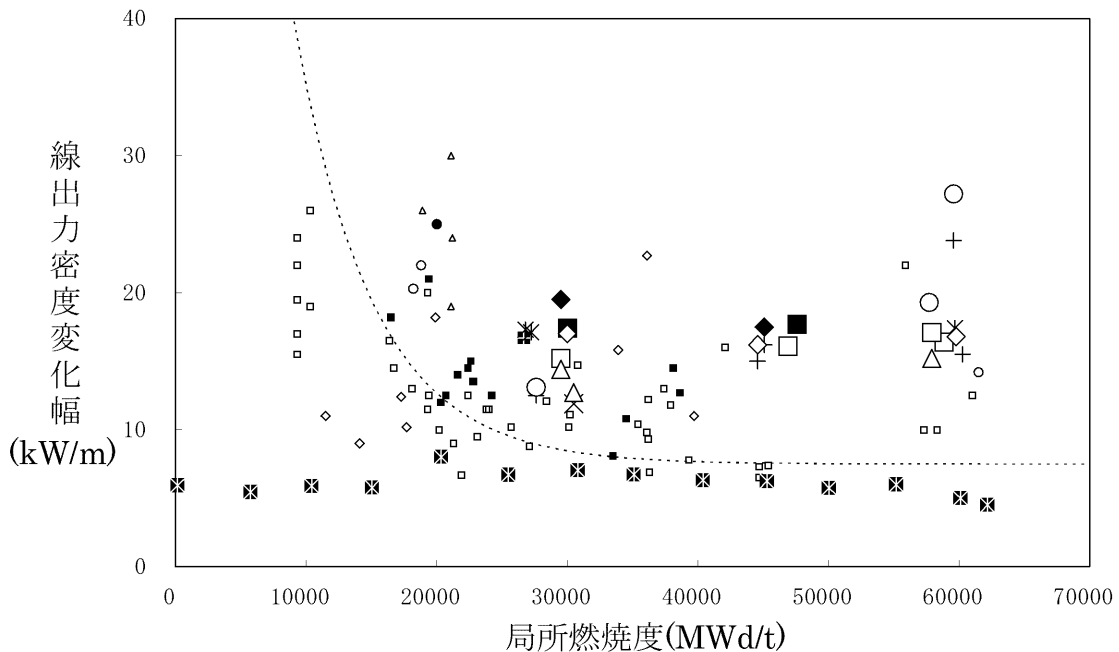
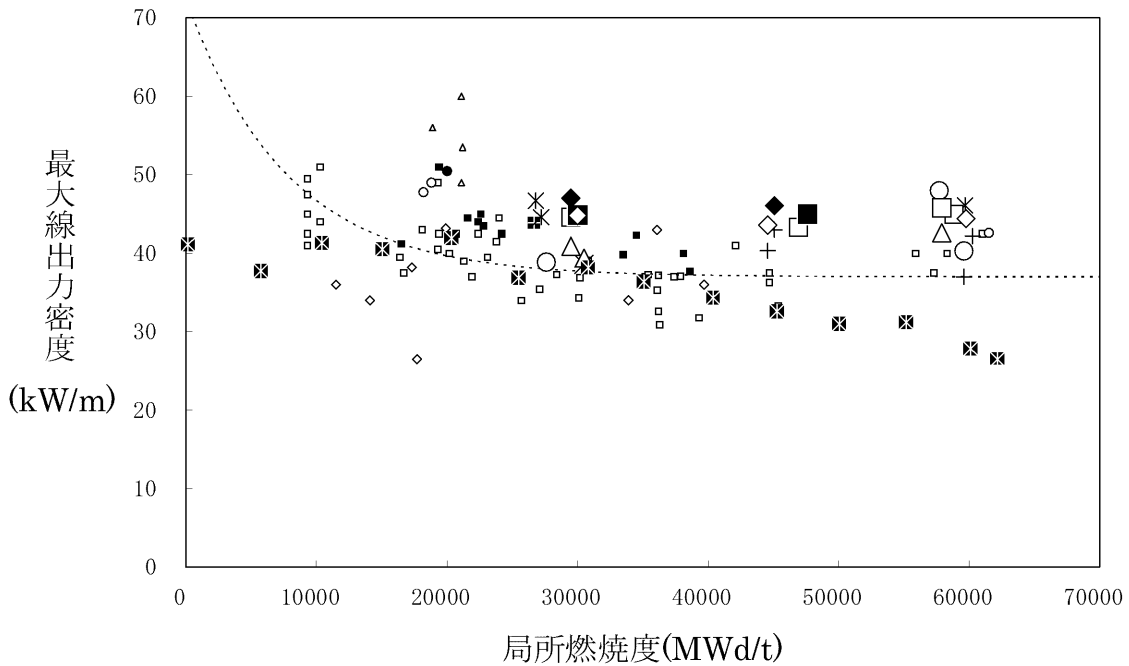
(注1) (財)原子力発電技術機構, 平成13年度 高燃焼度等燃料安全試験に関する報告書 (PWR 高燃焼度燃料 総合評価編), 平成14年3月

(注2) 通商産業省 原子力発電技術顧問会(基本設計) 高燃焼度化検討会, "加圧水型原子炉 高燃焼度化ステップ2 先行照射燃料 検討結果報告書", 基0516-6, 平成5年4月

(注3) 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



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



第3-20 図 (1/2) 被覆管の出力ランプ試験結果 (注1) (注2) (注3) (注4)

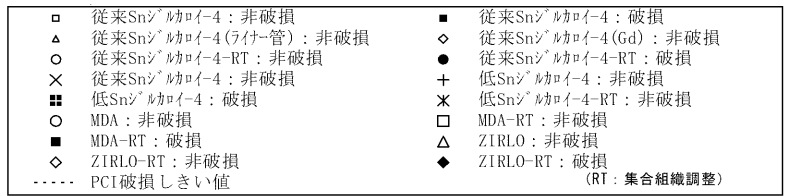
(最大線出力密度が最大の場合の出力変化)

(注1) S.Doï et al., "Advanced Fuel Design and Performance for Burnup Extension", ANS 2000 International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, April 2000, Park City, Utah

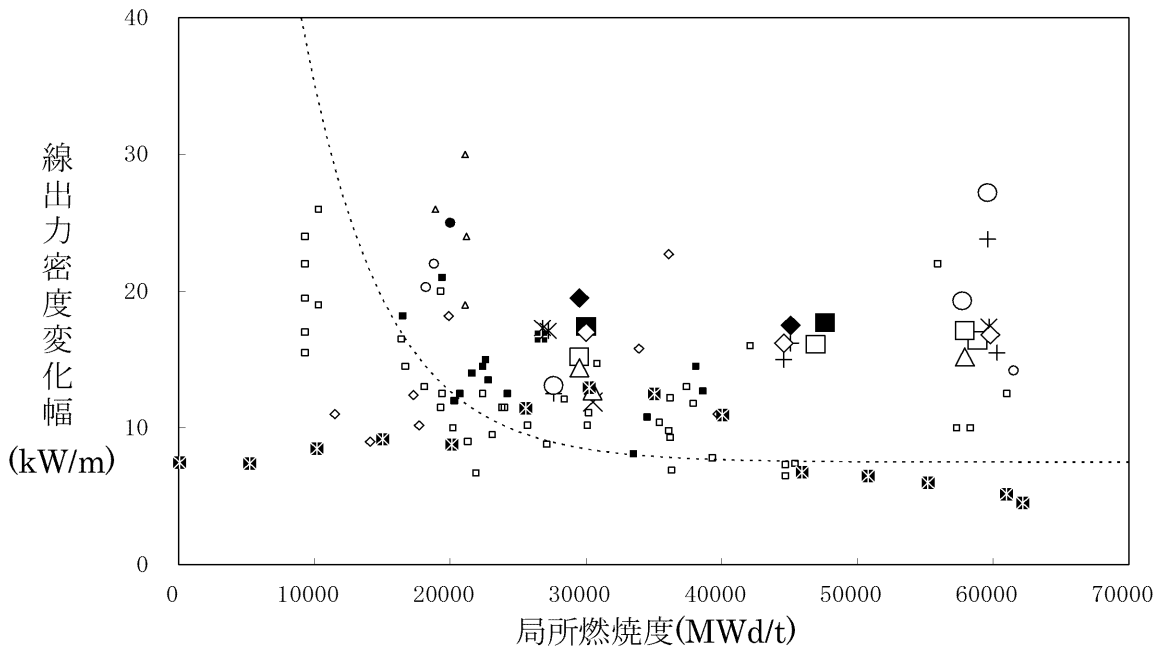
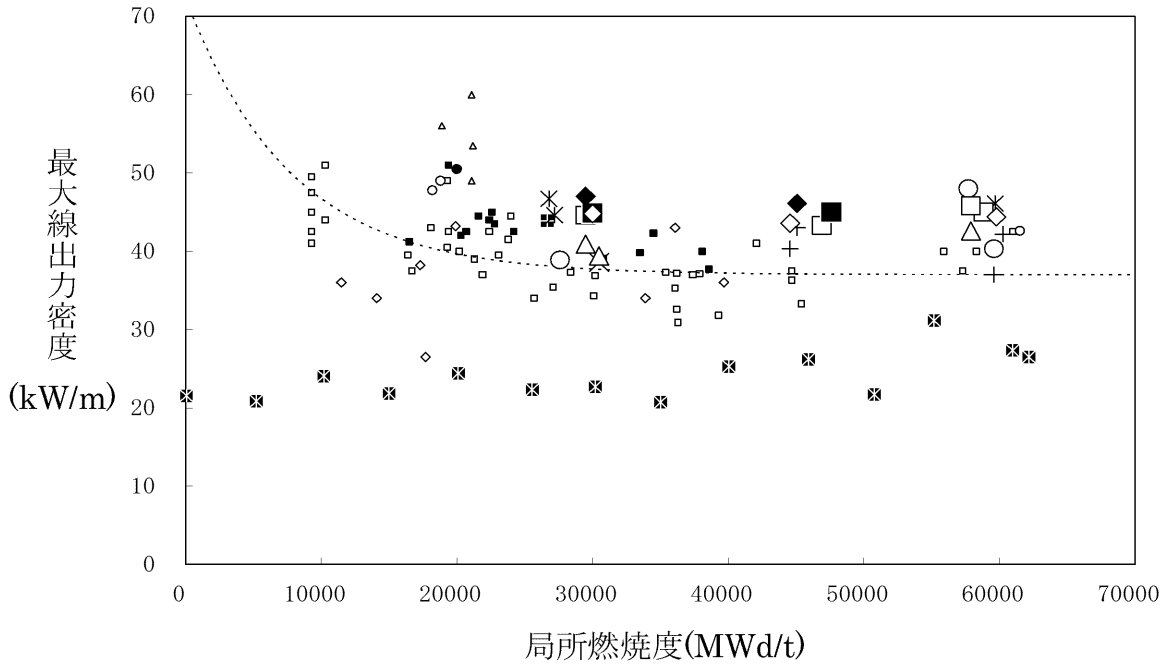
(注2) (財)原子力発電技術機構, 平成11年度 軽水炉改良技術確証試験(高燃焼度等燃料に関するもの)に関する報告書, 平成12年3月

(注3) (財)原子力発電技術機構, 平成12年度 高燃焼度等燃料確証試験に関する報告書, 平成13年6月

(注4) T.Takahashi et al., "Advanced Fuel Development for Burnup Extension", ANS 1997 International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, March 1997, Portland, Oregon



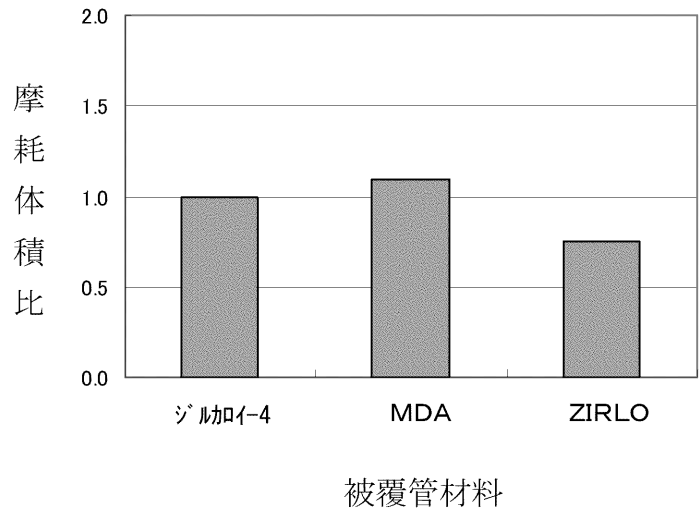
※ 高燃焼度炉心における出力変化
(17×17・3 ループ；異常な過渡変化時)



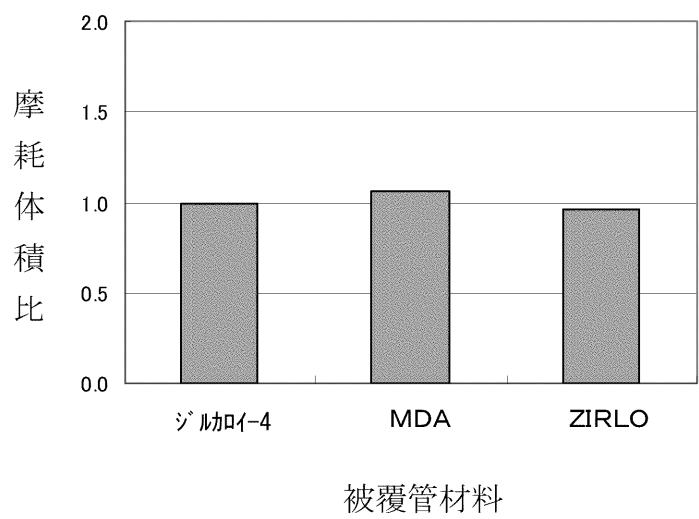
第3-20図(2/2) 被覆管の出力ランプ試験結果(注1)(注2)(注3)(注4)

(線出力密度変化幅が最大の場合の出力変化)

- (注1) S.DoI et al., "Advanced Fuel Design and Performance for Burnup Extension", ANS 2000 International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, April 2000, Park City, Utah
(注2) (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
(注3) (財)原子力発電技術機構, 平成12年度 高燃焼度等燃料確証試験に関する報告書, 平成13年6月
(注4) T.Takahashi et al., "Advanced Fuel Development for Burnup Extension", ANS 1997 International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, March 1997, Portland, Oregon



第3-21 図 インコネル-718 支持格子との組合せにおける被覆管材料の摩耗体積比の比較



第3-22 図 ジルカロイ-4 支持格子との組合せにおける被覆管材料の摩耗体積比の比較

4. 燃料集合体の強度計算

4.1 燃料集合体の設計基準

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

- ・燃料輸送及び取扱い時の **6G** の設計荷重に対して、著しい変形を生じないこと。
- ・通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において生じる荷重に対する応力は、原則として **ASME Sec.III** ^(注1) に基づいて評価されること。

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

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

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

第4-1表 燃料輸送及び取扱い時の燃料集合体の評価項目
(軸方向荷重に対する評価、設計荷重=6G)

構成部品	考慮点	材 料	(注1) 応力	許 容 値 (注1)
上部ノズル、 下部ノズル	上部及び下部ノズルの応力評価を行う。	ステンレス鋼	$P_m + P_b$	1.5Sm
上部ノズルー 制御棒案内シ ンプル結合部	荷重分布を考慮し、拡管部、溶接部及びスリーブの強度評価を行う。	ステンレス鋼 ジルカロイ-4	—	結合部の強度試験に基づく荷重変位曲線の弾性限界荷重
支持格子ー 制御棒案内シ ンプル結合部	荷重分布を考慮し、拡管部の強度評価を行う。	ステンレス鋼 ジルカロイ-4	—	結合部の強度試験に基づく荷重変位曲線の弾性限界荷重
制御棒案内シ ンプル	荷重分布を考慮し、応力評価を行う。	ジルカロイ-4	P_m	Sm

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

P_m : 一次一般膜応力

P_b : 一次曲げ応力

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

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

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

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

P_m : 一次一般膜応力

P_b : 一次曲げ応力

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

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

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

4.2 燃料集合体強度評価方法

4.1 項で述べた設計基準に従って強度評価を行う。以下にこれら評価方法の概要を述べる。

また第 4-1 図に燃料集合体強度評価フロー図を示す。

燃料集合体の強度評価においては、燃料輸送及び取扱い時に加わる 6G の設計荷重並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において加わる荷重に対して、各構成要素が著しい変形を生じないための強度を有しており、その機能を保持していることを確認する。

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

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

なお、評価に使用する解析コードは「ABAQUS Ver.6.7-1」及び「ABAQUS Ver.6.7-2」（以下「ABAQUS」という。）である。

4.2.1 燃料輸送及び取扱い時における評価方法

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

燃料輸送時に急停止あるいは急加速により、上部ノズルあるいは下部ノズルを圧縮する方向に荷重が加わるが、荷重の大きさは輸送容器に装備されたショック指示計にて監視し、6G の設計荷重内にあることを確認している。

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

以上を考慮して、設計荷重は 6G を設定し評価している。但し 6G 以上の荷重があった場合には再評価を行う。

(1) 上部及び下部ノズルの応力評価

上部ノズルは、燃料輸送及び取扱い時で、上述のように荷重の加わり方が異なるため、それぞれの荷重条件を考慮し、有限要素法にて最大応力を

ABAQUS コードを用いて評価する。求められた応力をもとに ASME Sec. III の考え方に則り、一次一般膜＋一次曲げ応力強さ(Pm+Pb)を評価し、許容値(1.5Sm)と比較して、塑性変形が生じないことを確認する。

一方、下部ノズルには、燃料輸送及び取扱い時ともに、圧縮荷重が加わるので、そのときの最大応力を ABAQUS コードを用いて有限要素法にて評価する。求められた応力をもとに上部ノズルと同様に、一次一般膜＋一次曲げ応力強さ(Pm+Pb)を評価し、許容値(1.5Sm)と比較して、塑性変形が生じないことを確認する。

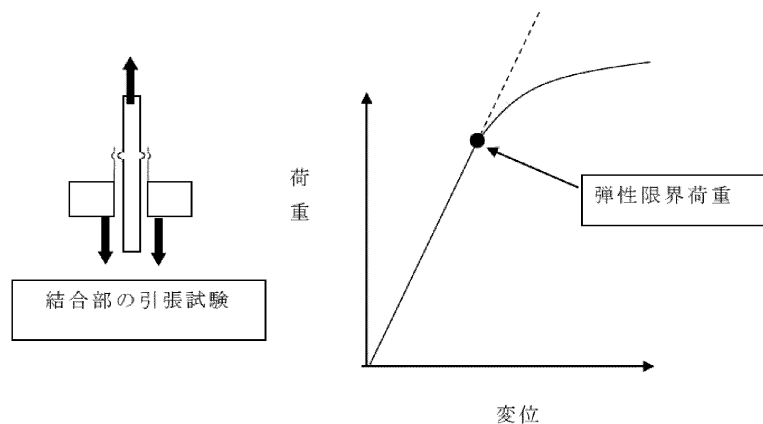
(2) 上部ノズルー制御棒案内シンプル結合部強度評価

上部ノズルー制御棒案内シンプル結合部が 6G 荷重を受けた際に、1 本あたりに作用する荷重を評価する。上部ノズルー制御棒案内シンプル結合部は、応力強さで評価することは困難であるため、試験により 1 本あたりの許容荷重^(注1)を求めており、この許容値と比較して弾性限界荷重を超えないことを確認する。

(3) 支持格子ー制御棒案内シンプル結合部強度評価

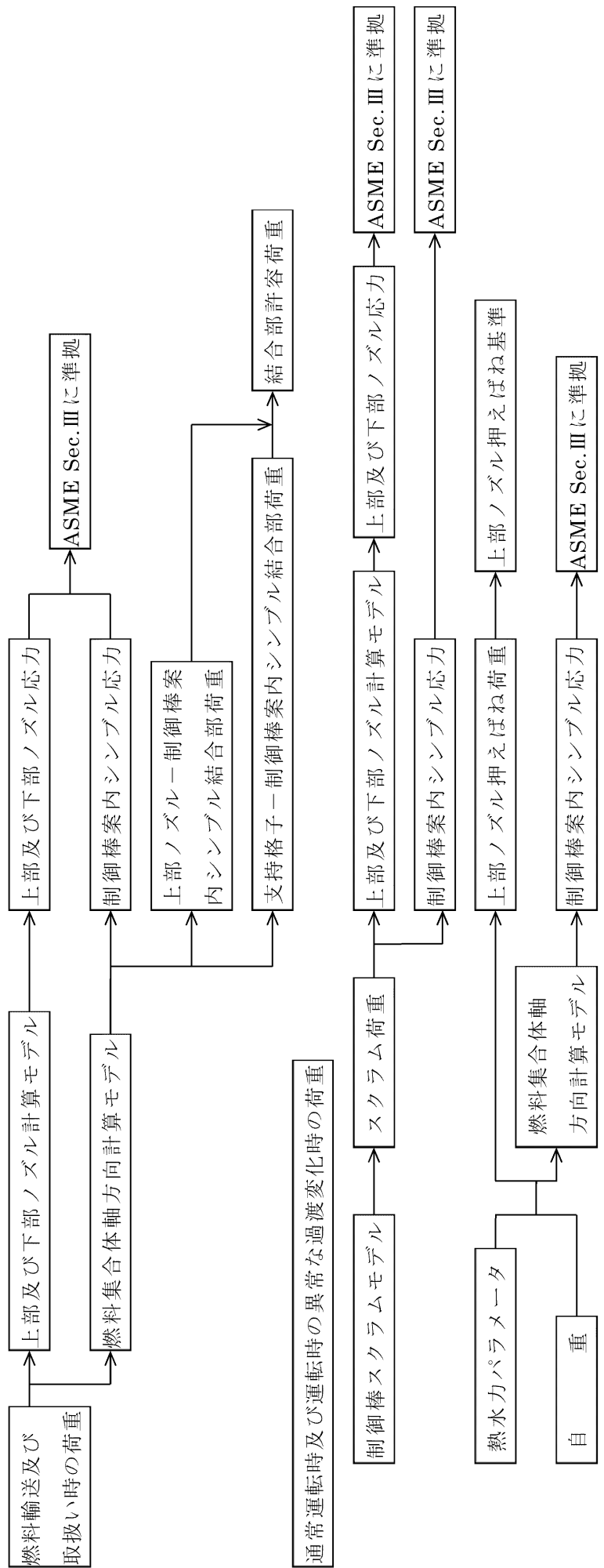
支持格子ー制御棒案内シンプル結合部は、制御棒案内シンプルと燃料棒に荷重が分担されるが、保守的に支持格子ー制御棒案内シンプル結合部がすべての荷重を受けた際の、1 本あたりに作用する荷重を評価する。支持格子ー制御棒案内シンプル結合部は、応力強さで評価することは困難であるため、試験により 1 本あたりの許容荷重^(注1)を求めており、この許容値と比較して弾性限界荷重を超えないことを確認する。

(注 1) 結合部の許容荷重は、引張試験により結合部の変形が弾性変形内にとどまる範囲の荷重（弾性限界荷重）としている（下図参照）。

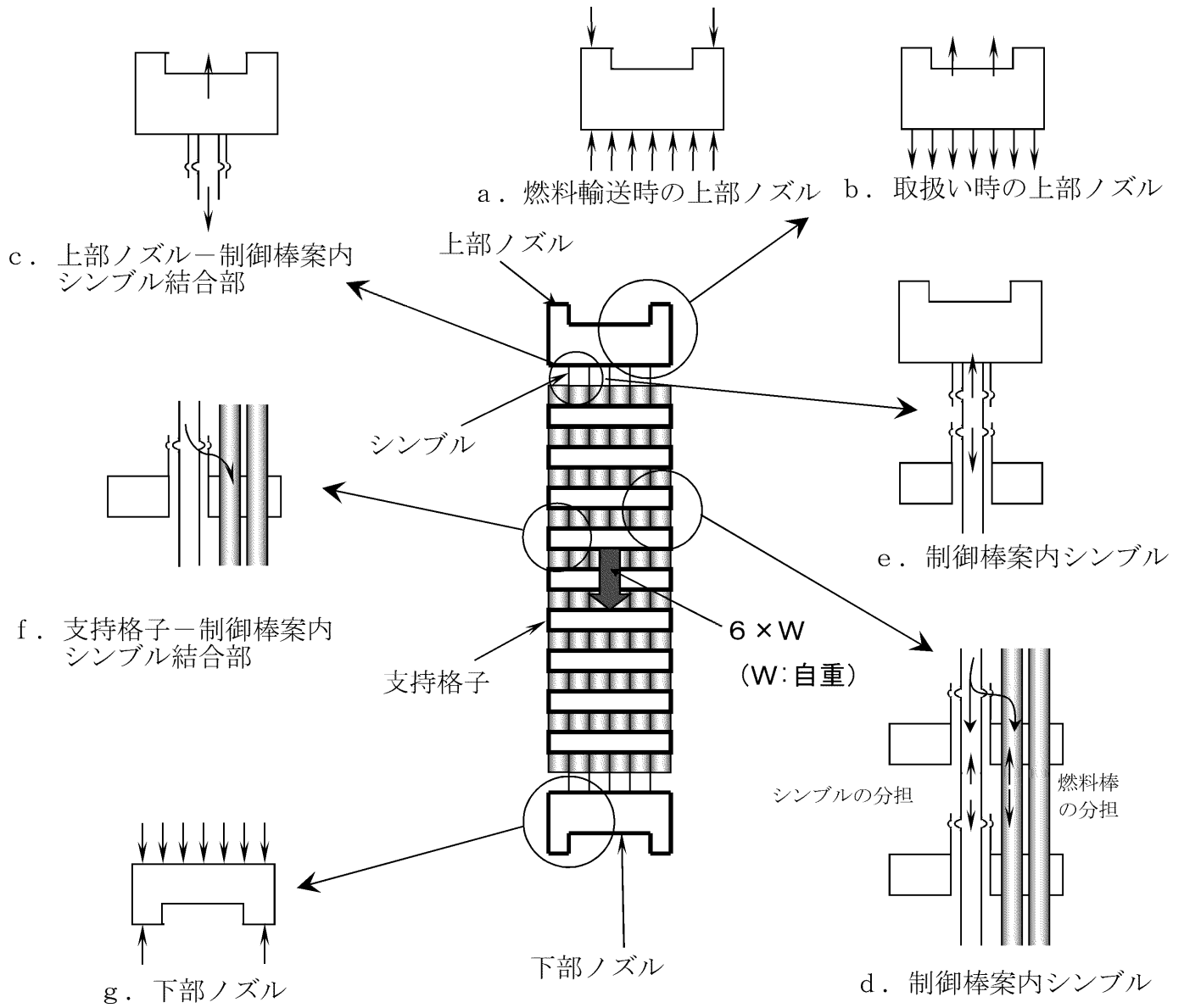


(4) 制御棒案内シンプル応力評価

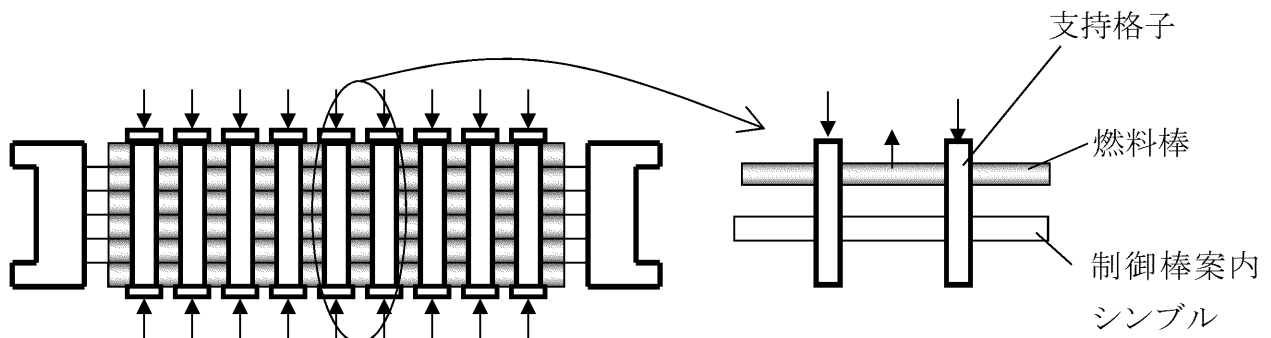
制御棒案内シンプルは、制御棒案内シンプルと燃料棒に荷重が分担されるが、上部ノズル直下の部分については、燃料棒の分担がなく、全荷重を受ける。したがって、6G 荷重すべてを制御棒案内シンプルの断面積で割ったものが応力となる。このときに生じる制御棒案内シンプルの応力を評価する。



第4-1図 燃料集集体強度評価フロー図



x 方向の荷重条件



燃料棒には曲げが加わるが、制御棒案内シンプルには曲げはほとんど加わらない。

y 方向の荷重条件

第 4-2 図 燃料集合体にかかる荷重

4.2.2 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における評価方法

(1) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における応力評価

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

スクラム時の荷重としては、

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

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

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

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

(2) 上部ノズル押えばねの機能評価

上部ノズル押えばねに要求される機能は次のとおりである。

- a. 機械設計流量に対して、燃料集合体の浮き上がりを防止する。

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

(注2) 1つの制御棒スパイダ及び24本の制御棒から構成された構造物

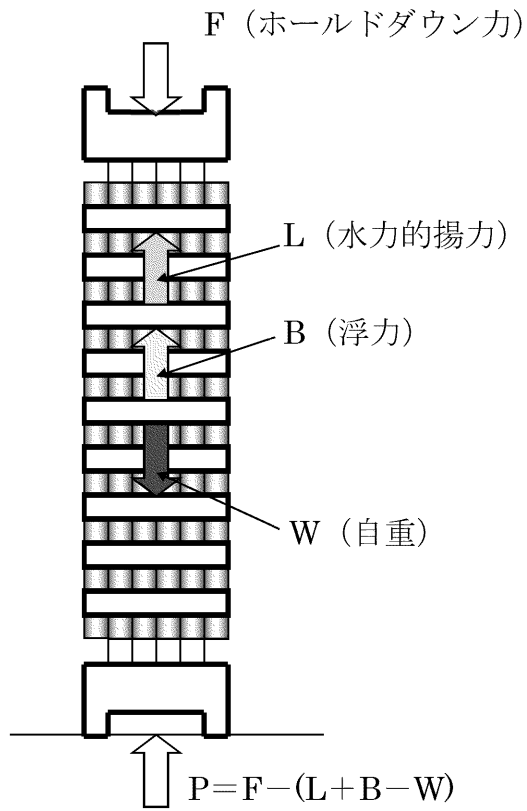
(注3) 繰返し回数は□回と設定している。

- b. 運転時の異常な過渡変化時の事象であるポンプオーバースピード^(注1)条件で、上部ノズル押えばねの塑性変形は進行しない。

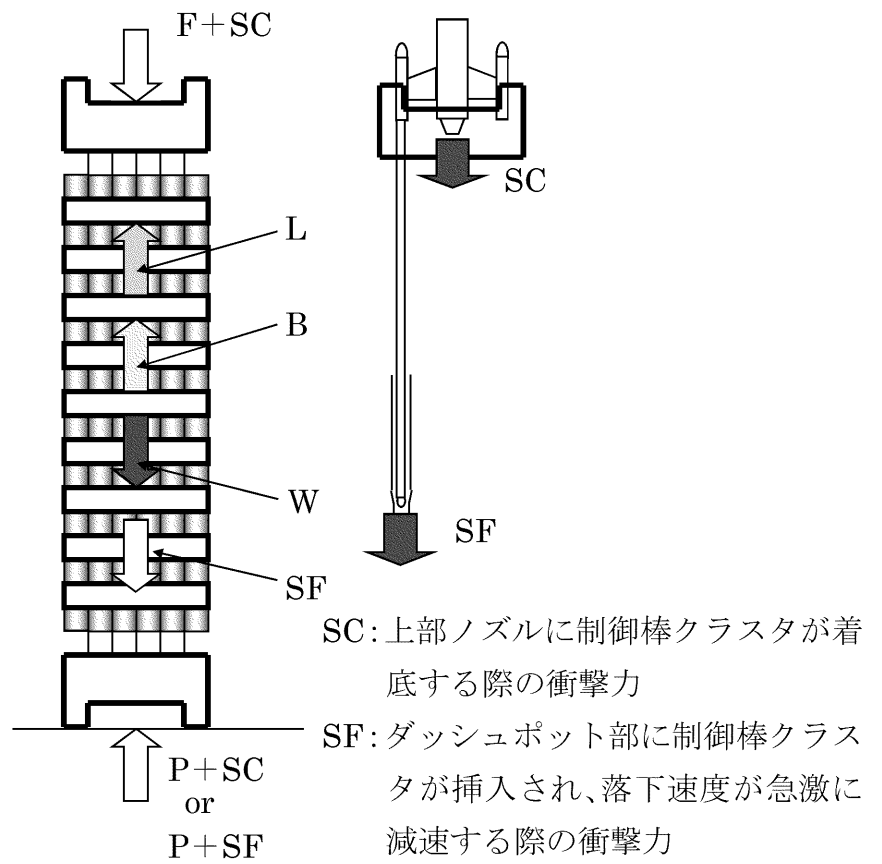
通常運転時の燃料集合体の評価は、最も条件が厳しい燃料寿命初期において行い、浮き上がり方向の荷重としては、水力的揚力及び浮力を、それと反対方向の荷重としては、燃料集合体自重及びばね力を考慮する。

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

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



第4-3図 通常運転時荷重



第4-4図 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時荷重

4.3 強度評価結果

4.3.1 燃料輸送及び取扱い時における評価結果

(1) 上部及び下部ノズルの応力評価

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

(2) 上部ノズル—制御棒案内シムブル結合部強度評価

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

(3) 支持格子—制御棒案内シムブル結合部強度評価

第 4-3 表に結合部に生じる最大荷重と許容荷重を示す。最大荷重は支持格子拘束力の大きいジルカロイ-4 支持格子（中間部支持格子）の結合部で発生するが、永久変形は生じない。

(4) 制御棒案内シムブル応力評価

第 4-3 表に制御棒案内シムブルに生じる最大応力と許容応力を示す。最大応力は外周コーナ位置にある上部ノズルスリーブと上部支持格子スリーブ間の制御棒案内シムブルで発生するが、永久変形は生じない。

なお、横方向については各支持格子部固定の条件で 6G の荷重に対して被覆管に発生する応力は、約 \square MPa と耐力（約 \square MPa）に比べ十分小さい。また、支持格子のばねに作用する荷重は約 \square N であるのに対し、支持格子のばねの塑性変形が進行する荷重は約 \square N であるので、支持格子のばねに永久変形が生じることはなく、保持機能は確保される。

第4-3表 燃料輸送及び取扱い時の荷重における評価結果

(単位：MPa)

構成部品	最大応力	許容応力	(注3) 設計比
上部ノズル	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.89
下部ノズル	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.90
上部ノズルー制御棒 案内シンプル結合部	<input type="text"/> (注1)	<input type="text"/> (注2)	0.76 (注4)
支持格子ー制御棒案 内シンプル結合部	<input type="text"/> (注1) (ジルカロイ製)	<input type="text"/> (注2) (ジルカロイ製)	0.48 (注4)
	<input type="text"/> (注1) (インコネル製)	<input type="text"/> (注2) (インコネル製)	0.45 (注4)
制御棒案内シンプル	<input type="text"/>	<input type="text"/>	0.85

(注1) 最大荷重(N)

(注2) 許容荷重(N)

(注3) 許容応力値に対する最大応力値の比である。

(注4) 許容荷重値に対する最大荷重値の比である。

4.3.2 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における評価結果

(1) 応力評価

a. 上部ノズル

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

b. 下部ノズル

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

c. 制御棒案内シンプル

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

また、通常運転時の荷重に対する応力を評価した。ダッシュポット部の応力評価結果を第 4-4 表に示す。ここから分かるとおり、最大応力は許容応力よりも小さい。

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

(2) 上部ノズル押えばねの機能評価

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

また、運転時の異常な過渡変化時の事象であるポンプオーバースピード条件下（）でも、燃料集合体は浮き上がらず、上部ノズル押えばねの機能は損なわれない。

第 4-4 表 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時の応力評価結果
(単位 : MPa)

	最大応力	許容応力	設計比 ^(注1)
上部ノズル	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	0.45
下部ノズル ^(注2)	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	0.40
制御棒案内シンプル ^(注2) ダッシュポット部	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	0.46
制御棒案内シンプル ^(注3) ダッシュポット部	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	0.05

(注1) 許容応力値に対する最大応力値の比である。

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

(注3) 制御棒案内シンプルに対する通常運転時の応力

第 4-5 表 上部ノズル押えばね評価結果

(単位 : N)

	上部ノズル押えばねに要求される力 ^(注1)	上部ノズル押えばね力	評価	^(注2) 設計比
低温起動時	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	浮き上がらない。	0.69
高温全出力時	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	浮き上がらない。	0.30
ポンプオーバー スピード時 (高温)	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	浮き上がらない。	0.98

(注1) 水力的揚力+浮力-自重

(注2) 「上部ノズル押えばね力」に対する「上部ノズル押えばねに要求される力」の比である。

被覆管の疲労評価における応力繰返し回数について

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

- ① 起動・停止（0%冷態 ⇔ 0%温態）：(a), (b)

回/年

これを安全側に回/年を用いている。

⇒ 回/サイクル

⇒ 回/燃料寿命

- ② 日間負荷変動を含む運転時出力変化（0%温態 ⇔ 100%温態）：(c)～(i)

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

回/年

これを安全側に回/年を用いている。

⇒ 回/サイクル

- ③ 異常な過渡変化における原子炉トリップ：(j)～(r)

回/年

これを安全側に回/年を用いている。

⇒ 回/サイクル

表 1 原子炉寿命中の過渡条件及び繰返し回数

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