

玄海原子力発電所 審査資料	
資料番号	HB-1-1-4
提出年月日	2024年1月30日

玄海原子力発電所 3号炉及び4号炉

設置許可基準規則への適合性について (高燃焼度燃料の使用)

< 補足説明資料 >

2024年1月

九州電力株式会社

枠囲みの範囲は、防護上の観点又は商業機密に係る事項のため、公開できません。

本資料においては、高燃焼度燃料の使用について、「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」（以下「設置許可基準規則」という。）への適合方針を説明する。

< 目 次 >

第 4 条	地震による損傷の防止
第 6 条	外部からの衝撃による損傷の防止
第 12 条	安全施設
第 13 条	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
第 15 条	炉心等
第 16 条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設
第 25 条	反応度制御系統及び原子炉停止系統
第 27 条	放射性廃棄物の処理施設
第 37 条	重大事故等の拡大の防止等

- ・ 添付資料 1 玄海 3、4 号炉「4 号炉 高燃焼度燃料の使用」の申請に伴う条文の整理表
- ・ 添付資料 2 高燃焼度燃料の使用に伴うその他設備の影響確認について
- ・ 添付資料 3 高燃焼度燃料の使用に伴うその他設備の影響確認について（特定重大事故等対処施設）
- ・ 添付資料 4 玄海原子力発電所 3 / 4 号炉の使用済燃料ピットの共用状況について

「添付資料 3」については、防護上の観点から公開できないため、資料番号「HB-1-2-0」に記載します。

15 条
炉心等

<目 次>

1. 基本方針

1.1 要求事項に対する適合性

(1) 適合性説明

2. 炉心等

(別添1) 高燃焼度燃料の機械設計について

(別添2) 高燃焼度燃料装荷炉心の核設計について (動特性含む)

(別添3) 高燃焼度燃料の熱水力設計について

1. 基本方針

1.1 要求事項に対する適合性説明

(1) 適合性説明

(炉心等)

第十五条 設計基準対象施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。

2 炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えないものでなければならない。

3 燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるものでなければならない。

4 燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないものでなければならない。

5 燃料体は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。

6 燃料体は、次に掲げるものでなければならない。

一 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。

二 輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じないものとする。

1 について

濃縮ウラン燃料、軽水減速、軽水冷却、加圧水型の本発電用原子炉は、低濃縮二酸化ウラン燃料及びガドリニア入り低濃縮二酸化ウラン燃料を使用し、ドップラ係数、減速材温度係数、減速材ボイド係数及び圧力係数を総合した固有の負の反応度フィードバック特性を持たせることにより、固有の出力抑制特性を有する設計とする。

具体的には、発電用原子炉は、高温状態以外で臨界としない設計とする。ドップラ係数は、急激な反応度増加があった場合でも十分な出力抑制効果を有するように、常に負になる設計とする。減速材温度係数は、高温出力運転状態で負になる設計とする。減速材ボイド係数及び圧力係数は、減速材温度係数と同様、減速材密度の変化に基づく反応度係数であるが、これらによる反応度が炉心に与える効果は、通常、温度の効果に比べ小さい。

これらにより、設計負荷変化及び外乱に起因する反応度変化に対しては、固有の出力抑制特性と原子炉制御設備により原子炉出力の振動が十分な減衰特性を有する設計とするとともに、急激な反応度増加に対しても、固有の出力抑制特性により十分な出力抑制効果を有する設計とする。

発電用原子炉に固有の負の反応度フィードバック特性を持たせることにより、キセノンによる原子炉出力分布の空間振動のうち水平方向振動は減衰特性を有する設計とする。軸方向振動は、炉外核計装で軸方向中性子束偏差を計測することにより確実かつ容易に検出でき、制御棒クラスタを操作して、アキシヤルオフセットを適正な範囲に維持することによって出力振動を抑制できる設計とする。

また、アキシヤルオフセットが運転目標値から大きく逸脱した場合には、原子炉制御設備又は原子炉保護設備が作動し、出力低下あるいは原子炉トリップを行うことにより、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。

2 について

(1) 炉心は、それに関連する1次冷却系統、反応度制御系統、原子炉停止系統、計測制御系統、安全保護回路の機能とあいまって、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要素の許容損傷限界を超えないように以下の基準を満足する設計とする。

- a. 最小DNBRは、許容限界値以上であること。
- b. 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。

すなわち、炉心設計においては、炉内出力分布が平坦になるような燃料取替方式を採用するほか、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用する。

また、計測制御系統により、原子炉運転中の炉内出力分布を監視できる設計とする。

さらに、燃料中心最高温度が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を超えるか又は最小DNBRが許容限界値を下回るおそれがある場合には、安全保護回路の作動により発電用原子炉を自動的に停止できる設計とする。

(2) 想定される反応度投入過渡事象（原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き）時においては「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」に定める燃料材のエンタルピに関する燃料要素の許容損傷限界及び「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」に定めるPCMI破損しきい値のめやすを超えることのない設計とする。

3 について

炉心を構成する燃料要素以外の燃料体の構成要素及び原子炉容器内で炉心近辺に位置する燃料体以外の構成要素は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において想定される荷重の組合せに対し、発電用原子炉の安全停止及び炉心の冷却を確保するために必要な構造及び強度を維持し得る設計とする。

4 について

燃料体は、1次冷却材の挙動により生じる流体振動により損傷を受けない設計とする。

炉心支持構造物、熱遮へい材並びに1次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、1次冷却材又は2次冷却材の循環、沸騰等により生じる流体振動又は温度差のある流体の混合等により生じる温度変動により損傷を受けない設計とする。

5及び6の一 について

燃料体は、通常運転時における燃料要素の内外圧差、燃料要素及び他の材料の照射、負荷の変化により起こる圧力及び温度の変化、化学的効果、静的及び動的荷重、燃料材の変形並びに燃料要素内封入ガスの組成の変化等を考慮して、各構成要素が十分な強度を有し、その機能を保持できる設計とし、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、核分裂生成物の蓄積による燃料被覆材の内圧上昇、熱応力等の荷重に耐える設計とする。

このため、燃料要素は所要の運転期間において、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、以下の基準を満足できる設計とする。

- (1) 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。
- (2) 燃料要素内圧は、通常運転時において、燃料被覆材の外向きのクリープ変形

により燃料材と燃料被覆材のギャップが増加する圧力を超えないこと。

- (3) 燃料被覆材応力は、燃料被覆材の耐力以下であること。
- (4) 燃料被覆材に生じる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。
- (5) 累積疲労サイクルは、設計疲労寿命以下であること。

6の二 について

燃料体は、輸送及び取扱中に燃料体に加わる荷重に対して構成部品が十分な強度を有し、燃料体としての機能を阻害することのない設計とする。

また、輸送及び取扱いに当たっては、過度な外力がかからないよう十分な配慮するとともに、発電所へ搬入後、健全性を確認する。

2. 炉心等

(別添 1) 高燃焼度燃料の機械設計について

(別添 2) 高燃焼度燃料装荷炉心の核設計について (動特性含む)

(別添 3) 高燃焼度燃料の熱水力設計について

高燃焼度燃料の機械設計について

目 次

1. 概 要	15条-別添1-1
2. 燃料棒の健全性	15条-別添1-5
2.1 設計方針	15条-別添1-5
2.2 設計評価	15条-別添1-8
3. 燃料集合体の健全性	15条-別添1-32
3.1 設計方針	15条-別添1-32
3.2 設計評価	15条-別添1-32
4. まとめ	15条-別添1-37

別紙 1 燃料棒設計コードについて

別紙 2 設置許可基準規則第15条の各条文と対象設備について

別紙 3 設置許可基準規則第15条5項及び第15条6項1号の設計方針
及び設計上考慮している負荷について

1. 概 要

玄海原子力発電所4号炉で採用を計画している燃料集合体最高燃焼度を55,000MWd/tとする高燃焼度燃料（以下「ステップ2燃料」という。）は、高燃焼度化による燃料健全性への影響に対応するため、現行の燃料集合体最高燃焼度を48,000MWd/tとする高燃焼度燃料（以下「ステップ1燃料」という。）に対し以下の仕様変更を行っている。

なお、燃料の基本仕様にはA型燃料（三菱原子燃料（以下「三菱」という。）製燃料）及びB型燃料（原子燃料工業（以下「原燃工」という。）製燃料）がある。

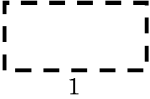

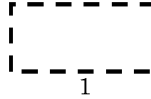

- ・炉内滞在期間の長期化に伴う被覆管の腐食及び水素吸収量増加を抑制するため、耐食性を向上させた改良被覆管（A型燃料はMDA及びZIRLO^{®*}、B型燃料はNDA）を採用する。
- ・ペレットからの核分裂生成ガス放出の増加等に伴う燃料棒内圧の増加を抑制するため、ステップ1燃料に比べ、燃料棒初期ヘリウム圧力を低下させる。

このステップ2燃料の健全性を評価するに際し設定したA型及びB型の燃料主要仕様を表1-1に示す。また改良被覆管に関する照射データを取得した際の照射条件について、照射プラント毎に表1-2に示す。

ステップ2燃料の設計方針及び設計評価について以降に示す。

* ZIRLO[®]はウエスチングハウス社により商標登録されたものであり、以下「ZIRLO」という。

表1-1 燃料の主要仕様

項目	A型		B型	
	ステップ1	ステップ2	ステップ1	ステップ2
ペレット				
材料	UO ₂ 又は(U,Gd)O ₂	同 左	同 左	同 左
濃縮度	UO ₂ 約4.1wt%	約4.8wt%	約4.1wt%	約4.8wt%
	(U,Gd)O ₂ 約2.6wt%	約3.2wt%	約2.6wt%	約3.2wt%
ガドリニア濃度	約6wt%	約10wt%	約6wt%	約10wt%
初期密度	UO ₂ 理論密度の約95%	理論密度の約97%	理論密度の約95%	理論密度の約97%
	(U,Gd)O ₂ 理論密度の約95%	理論密度の約96%	理論密度の約95%	理論密度の約96%
ペレット直径	約8.19mm	同 左	約8.05mm	約8.19mm
ペレット長さ	約9.5mm	同 左	約9.0mm	約9.2mm
ペレット最高燃焼度	約62,000MWd/t	約71,000MWd/t	約62,000MWd/t	約71,000MWd/t
被覆管				
材料	ジルカロイ-4	MDA又はZIRLO	ジルカロイ-4	NDA
外径	約9.50mm	同 左	同 左	同 左
厚さ	約0.57mm	同 左	約0.64mm	約0.57mm
被覆管-ペレット間隙(直径)	約0.17mm	同 左	同 左	同 左
燃料集合体				
燃料棒配列	17×17	同 左	同 左	同 左
集合体当たり燃料棒本数	264	同 左	同 左	同 左
燃料棒全長(端栓とも)	約3,852mm	約3,863mm	約3,852mm	約3,862mm
燃料棒初期ヘリウム圧力				
UO ₂				
(U,Gd)O ₂	1		1	
燃料棒プレナム体積*				
燃料棒ピッチ	約12.6mm	同 左	同 左	同 左
集合体全長	約4,058mm	同 左	同 左	約4,055mm
集合体断面寸法	約214mm×約214mm	同 左	同 左	同 左
支持格子材料				
最上下部	ニッケル・クロム・鉄合金	同 左	同 左	同 左
中間部	ニッケル・クロム・鉄合金	ジルカロイ-4	ニッケル・クロム・鉄合金	ジルカロイ-4
集合体当たり支持格子数	9	同 左	同 左	同 左
制御棒案内シンプル材料	ジルカロイ-4	同 左	同 左	同 左
集合体当たり制御棒案内シンプル本数	24	同 左	同 左	同 左
制御棒案内シンプル				
外径 上部	約12.2mm	同 左	同 左	同 左
下部	約10.9mm	同 左	同 左	同 左
厚さ 上部	約0.41mm	同 左	同 左	同 左
下部	約0.41mm	同 左	同 左	同 左
炉内計装用案内シンプル材料	ジルカロイ-4	同 左	同 左	同 左
集合体当たり炉内計装用案内シンプル本数	1	同 左	同 左	同 左
炉内計装用案内シンプル				
外径	約12.2mm	同 左	同 左	同 左
厚さ	約0.41mm	同 左	同 左	同 左
燃焼度				
燃料集合体最高	48,000MWd/t	55,000MWd/t	48,000MWd/t	55,000MWd/t

*ステップ1燃料の燃料棒プレナム体積を1とした場合の値。

: 商業機密に係る事項のため公開できません。

表 1-2 改良被覆管の照射データに関する照射条件 (1/2)

照射プラント		照射条件					燃料形式	改良被覆管(MDA/ZIRLO)照射データ取得項目*3						
		冷却材入口温度(°C)	冷却材圧力(MPa[gage])	冷却材リチウム濃度(ppm)	冷却材pH	平均線出力(炉線出力)(kW/m)		腐食	水素吸収	燃料棒外径	燃料棒伸び	機械特性	疲労特性	PCI
海外試験炉	BR2	約293	約15.5	約2.7	約6.8 ~7.2	(約34)	17×17	○ (13R)	○ (14R)	○ (16R)	○ (16R)	○ (22P)	-	-
海外商業炉	BR3	約255	約14.2	-	-	(~約39)	14×14	○ (63R)	○ (63R)	○ (63R)	○ (63R)	○ (71P)	-	-
	NorthAnna1	約289	約15.5	~約3.2	約6.9*1	約18.6	17×17	○ (55R)	-	○ (55R)	○ (55R)	-	-	-
	Vandellos2	約292	約15.4	~約3.5	約6.3 ~7.2	約17.9	17×17*2	○ (57R)	○ (56R)	○ (60R)	○ (57R)	○ (56P)	○ (56P)	○ (60P)
国内商業炉	大飯4号機	約289	約15.4	約2.2*1	約7.2 ~7.4*1	約17.9	17×17	○ (57R)	○ (57R)	○ (57R)	○ (57R)		-	-

*1 管理値。

*2 通常の長尺燃料棒及び7つのセグメント燃料から構成される燃料棒。

*3 括弧内は燃料棒平均燃焼度(R)及び局所燃焼度(P)の最高燃焼度(GWd/t)を表す。

[]: 商業機密に係る事項のため、公開できません。

表 1-2 改良被覆管の照射データに関する照射条件 (2/2)

照射プラント		照射条件					燃料 形式	改良被覆管(NDA)照射データ取得項目*4						
		冷却材 入口温度 (°C)	冷却材 圧力 (MPa[gage])	冷却材 リウム濃度 (ppm)	冷却材 pH	平均線出力 (t^{-1} 線出力) (kW/m)		腐食	水素 吸収	燃料棒 外径	燃料棒 伸び	機械 特性	疲労 特性	PCI
海外 試験炉	BR2	約293	約15.5	約2.7	約6.8~ 7.2	(約25~40)	17×17	○ (19R)	○ (14R)	○ (19R)	○ (19R)	○ (23P)	-	○ (23P)
	Osiris (BR2から継続照射)	約250	約15.4	約0.6	約5.9~ 6.7	(約30)	17×17	○ (27R)	-	○ (27R)	○ (27R)	-	-	-
	R2*1 (McGuire1から継続照射)	約80*2	約14.5	約1.7*1	-	(約14~33)	17×17	○ (84R)	○ (62R)	○ (84R)	-	○ (63P)	-	○ (65P)
	Halden	約300	約16.2	約2.0*3	約7.1*3	(約26~37)	17×17	○ (55R)	○ (54R)	○ (55R)	○ (55R)	-	-	○ (55P)
海外 商業炉	McGuire1	約293	約15.4			約17.8	17×17	○ (42R)	○ (42R)	○ (42R)	○ (42R)	○ (43P)	○ (45P)	○ (46P)
国内 商業炉	大飯4号機	約289	約15.4	約2.2*3	約7.2~ 7.4*3	約17.9	17×17	○ (57R)	○ (57R)	○ (57R)	○ (57R)	○ (63P)	-	-

*1 最初の4サイクル（局所燃焼度で約2~3GWd/t照射に相当）での冷却材は純水を使用。

*2 被覆管表面温度が商業炉条件に相当するよう高出力にて照射。

*3 管理値。

*4 括弧内は燃料棒平均燃焼度(R)及び局所燃焼度(P)の最高燃焼度(GWd/t)を表す。

[]: 商業機密に係る事項のため、公開できません。

2. 燃料棒の健全性

2.1 設計方針

ステップ2燃料棒は、燃料材料、使用温度、圧力条件及び照射効果を評価し、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に基づき、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉施設の各設備とあいまって燃料の健全性を確保するため、以下の5つの設計基準を満足するよう設計する。

(1) 燃料中心最高温度

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。

ここで、燃料中心最高温度の解析上の制限値を設定するに際し、以下の点を考慮する。

- ・未照射二酸化ウランの溶融点は、ステップ1燃料と同じ2,800℃とし、未照射ガドリニア入り二酸化ウランの溶融点は図2.1-1に示す三菱データのガドリニア濃度10wt%時における非溶融点の上限であり、且つ原燃工が設定した固相線を下回る保守的な値として2,700℃とする。
- ・燃料の製造公差及び計算モデルの不確定性に基づく燃料中心最高温度の不確定性は、ステップ1燃料では製造実績に基づく不確定性幅にて評価し200℃と設定していたが、ステップ2燃料では導入当初の製造実績が十分ではないことから、表2.1-1に示すとおり、保守的に製造公差を不確定性幅として評価し220℃と設定する。
- ・燃焼に伴う溶融点の低下は図2.1-2に示す二酸化ウランの溶融点と燃焼度との関係を考慮して、ステップ1燃料と同様、保守的に10,000MWd/t当たり32℃と設定する。

以上より、二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度の解析における制限値は、未照射燃料では2,580℃、燃焼に伴う低下を10,000 MWd/t当たり32℃と設定する。また、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度の解析における制限値は、未照射燃料では2,480℃、燃焼に伴う低下を10,000 MWd/t当たり32℃と設定する。

(2) 燃料棒内圧

燃料棒内圧は、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。

ここで、燃料棒内圧基準値は、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）」に記載された方法により設定する。具体的には、図2.1-3に示すように、評価対象の燃料棒仕様に対し実際の炉心運用で考えられる燃料棒出力履歴のうち燃料棒内圧が厳しくなる複数の燃料棒出力履歴を用いて、燃料棒設計コードによるペレットと被覆管ギャップ変化の解析結果からギャップが増加する時点を求め、この時の燃料棒内圧を最大内圧値（限界内圧）とする。この各出力履歴に対する限界内圧の下限を包絡する内圧値を設定し、更に解析における不確定性を考慮して、燃料棒内圧基準値を設定する。

A型燃料の場合、ステップ2燃料にて採用する改良被覆管（MDA及びZIRLO）の内向きのクリープ変形は、ステップ1燃料のジルカロイ-4製被覆管に比べ減少することから、ステップ2燃料の限界内圧はステップ1燃料のそれに比べ高くなる。これより、ステップ2燃料においても、保守的にステップ1燃料と同じ燃料棒内圧基準値19.7MPaを適用する。

B型燃料の場合、ステップ2燃料にて採用する改良被覆管（NDA）の内向きのクリープ変形は、ステップ1燃料のジルカロ

イ-4製被覆管と同等であるが、ペレット体積変化の照射データ拡充に伴い燃料棒設計コードのペレットスエリング率をこれまでより小さくなるよう見直したことから、ペレット外径増加速度が低下するため、ステップ2燃料の限界内圧はステップ1燃料に比べ低くなる。これより、前述の方法により限界内圧を評価した結果、ステップ2燃料の燃料棒内圧基準値は、ステップ1燃料の19.0MPaから18.6MPaに変更する。

(3) 被覆管応力

被覆管にかかる応力は、被覆材の耐力以下であること。

ここで、改良被覆管（MDA、NDA及びZIRLO）の耐力は、図2.1-4に示すように、ジルカロイ-4製被覆管の耐力と同等であり、炉内での使用温度及び高速中性子照射の効果を考慮すると、約310N/mm²～約590N/mm²となる。被覆管応力基準値は、未照射、照射のいずれの場合でも、被覆管耐力の最確値にその不確定性を考慮して保守的に定めた温度依存の被覆管耐力を使用する。

(4) 被覆管引張歪

被覆管に生じる円周方向引張歪の変化量は、各過渡変化に際して1%を超えないこと。

ここで、図2.1-5に示すように、改良被覆管（MDA、NDA及びZIRLO）の延性は、ジルカロイ-4製被覆管の延性と同等であり、従来と同様、各過渡変化に対して円周方向引張歪の変化量が1%を超えないことを設計基準として使用する。

(5) 被覆管累積疲労

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。

ここで、図2.1-6に示すように、改良被覆管（MDA、NDA及びZIRLO）の疲労強度は、ジルカロイ-4製被覆管の疲労強度と

同等であり、設計疲労曲線としては、従来と同様、Langer and O'Donnellの曲線を使用する。

2.2 設計評価

ステップ2燃料棒の健全性評価は、改良被覆管の特性等を反映した燃料棒設計コード（A型燃料は高燃焼度用FINEコード*1、B型燃料は高燃焼度用FPACコード*2）を用いて、以下の燃焼度範囲まで行っている。

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

燃料棒設計コードは、燃料棒の定常状態での挙動を解析するものであり、国内外の試験炉及びPWR商業炉で取得された改良被覆管等を含む高燃焼度までの照射データに基づき実証性が確認されている。

ステップ2燃料棒の健全性評価のうち、燃料中心最高温度は、ステップ2燃料棒が寿命中に経験する最大線出力密度を包絡するよう核設計を通じて設定された線出力密度条件にて評価する。また、その他の評価項目は、ステップ2燃料を装荷したサイクル以降の平衡炉心（以下「ステップ2燃料装荷平衡炉心」という。）における通常運転時の各燃料棒の出力履歴のうち評価値が厳しくなる出力履歴並びに運転時の異常な過渡変化時のうち線出力密度が大きくなる代表事象において生じる最大線出力密度及び線出力密度変化幅を用いて評価する。

ステップ2燃料装荷平衡炉心におけるステップ2燃料棒の健全性評価結果を以下に示すが、これより機械設計の観点から原子炉内

*1 参考文献

- ・「三菱PWRの燃料設計計算コードの概要」、MAPI-1019改1、三菱原子力工業、昭和63年
- ・「三菱PWR高燃焼度化ステップ2燃料（信頼性向上燃料）の機械設計」、MNF-1010改0、三菱原子燃料株式会社、令和4年

*2 参考文献

- ・「燃料棒性能解析コード（FPAC）」、NFK-8011改11、原子燃料工業、平成21年

における使用期間中の健全性が確保できる。

(1) 燃料中心最高温度

二酸化ウラン燃料の定格出力時の最大線出力密度（ $43.1\text{kW}/\text{m}$ ）並びに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（ $59.1\text{kW}/\text{m}$ ）に対する燃料中心最高温度の評価結果を表2.2-1に示す。また、ガドリニア濃度約10wt%のガドリニア入り二酸化ウラン燃料について、定格出力時の最大線出力密度（ $33.4\text{kW}/\text{m}$ ）並びに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（ $44.3\text{kW}/\text{m}$ ）に対する燃料中心最高温度の評価結果を同表に示す。これらの評価結果は、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時の値である。

同表に示すとおり、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度は約 $2,220^{\circ}\text{C}$ であり、制限値を十分に下回っている。また、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度についても約 $2,040^{\circ}\text{C}$ であり、制限値を十分に下回っている。

(2) 燃料棒内圧

代表的な燃料棒に対する燃料棒内圧及び燃料棒平均線出力の燃焼度変化について図2.2-1に示す。燃料棒内圧は、燃焼に伴うFPガスの蓄積等により徐々に上昇し寿命末期で最も高くなる。

通常運転時における燃料棒内圧評価結果を表2.2-2に示すとおり、二酸化ウラン燃料及びガドリニア入り二酸化ウラン燃料とも設計比は1より小さく、設計基準を満足している。

(3) 被覆管応力

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被覆管応力評価結果を表2.2-3に示す。被覆管の応力として、内外圧差による応力、ペレットの接触圧による応力、熱応力、水力振

動による応力に、地震による応力を考慮しても、同表に示すとおり、二酸化ウラン燃料及びガドリニア入り二酸化ウラン燃料とも設計比は1より小さく、設計基準を満足している。

(4) 被覆管引張歪

代表的な燃料棒に対する燃料径の燃焼度変化について図2.2-2に示す。寿命初期は燃料棒内圧が1次冷却材定格運転圧力より低いため、被覆管は、内外圧差による圧縮荷重を受けクリープにより徐々に径が減少し、ペレットとの接触に至る。ペレットと接触後は、ペレットのスエリングによる膨張速度と、接触圧及び内外圧差による被覆管のクリープ変形速度が釣り合った状態で、径が徐々に増加する。

運転時の異常な過渡変化時における被覆管引張歪の変化量の評価結果を表2.2-4に示す。運転時の異常な過渡変化時には、線出力密度の増加に応じて被覆管引張歪が増加するが、同表に示すとおり、二酸化ウラン燃料及びガドリニア入り二酸化ウラン燃料とも設計比は1より小さく、設計基準を満足している。

(5) 被覆管累積疲労

被覆管累積疲労評価では、表2.2-5に示す燃料寿命中の起動停止や負荷変化により被覆管にかかる応力サイクル数と、それぞれの応力振幅に対応して設計疲労曲線から求まる設計許容繰返し数との比の疲労損傷係数に、地震による疲労損傷係数を足し合わせても累積疲労損傷係数が1.0を超えないことを確認している。

寿命末期における被覆管の累積疲労損傷係数の評価結果を表2.2-6に示す。同表に示すとおり、二酸化ウラン燃料及びガドリニア入り二酸化ウラン燃料とも設計比は1より小さく、設計基準を満足している。

(6) その他の評価事項

ステップ2燃料棒の健全性評価に際し、上述の評価事項の他に高燃焼度化に伴う影響を確認した事項について以下に示す。

a. 被覆管の腐食及び水素吸収

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評価した結果、A型で約8.2%、B型で約8.3%となり、いずれも被覆管応力への影響が小さい10%以下の減肉量である。

また、被覆管の最大水素吸収量を評価した結果、A型で約570ppm、B型で約700ppmとなり、図2.2-3に示す水素吸収させた未照射被覆管の高温引張試験結果及び図2.2-4に示す照射被覆管の高温引張試験より得られた破断伸びと水素吸収量の関係から、延性が確保されていることが確認できる約800ppmより小さい。

b. PCI破損

燃料のPCI（ペレット－被覆管相互作用）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、種々の実験結果や実炉での経験から知られている。

改良被覆管の耐PCI性は、図2.2-5に示すとおり、高燃焼度領域までジルカロイ-4製被覆管と同等以上であり、現行のPCI破損しきい値に対し十分余裕があることが確認でき、これをPCI破損評価に適用する。

サイクル初期及びサイクル末期において想定した原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈事象及び出力運転中の制御棒の異常な引き抜き事象の出力変化を図2.2-6にPCI破損しきい値とともに示す。これより、運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度及び線出力密度変化幅は、同時にPCI破損しきい値を超えることはなく、PCI破損は生じない。

表 2.1-1 燃料中心最高温度の不確定性

[単位：℃]

項 目	A 型	B 型
不確定性	220	220

(注) 不確定性評価手順

- ・ ①についてデータのばらつきに起因する計算コード予測の不確定性を評価
- ・ ②～⑧について個々の不確定性幅に応じた燃料中心最高温度の増加分を評価
- ・ 平均二乗誤差法により⑨を評価

$$\textcircled{9} = (\textcircled{1}^2 + \textcircled{2}^2 \sim \textcircled{7}^2)^{1/2} + \textcircled{8}$$

[]: 商業機密に係る事項のため、公開できません。

表 2.2-1(1) 燃料中心最高温度評価結果 (A型燃料)

燃 料	線出力密度 (kW/m)	燃 焼 度 (MWd/t)	燃 料 中 心 最 高 温 度 (°C)	判定	制 限 値 (°C)
二酸化ウラン燃料	59.1	0	約2,220	<	2,580
	43.1		約1,800		
ガドリニア入り 二酸化ウラン燃料	44.3	10,000	約2,040	<	2,440
	33.4		約1,680		

表 2.2-1(2) 燃料中心最高温度評価結果 (B型燃料)

燃 料	線出力密度 (kW/m)	燃 焼 度 (MWd/t)	燃 料 中 心 最 高 温 度 (°C)	判定	制 限 値 (°C)
二酸化ウラン燃料	59.1	0	約2,170	<	2,580
	43.1		約1,750		
ガドリニア入り 二酸化ウラン燃料	44.3	15,000	約1,900	<	2,430
	33.4	25,000	約1,540		2,400

表 2.2-2(1) 燃料棒内圧評価結果 (A型燃料)

条件/時期	燃 料	設 計 比*	判定	判定基準
通常運転時期 寿命末期	二酸化ウラン燃料	0.71	≤	1
	ガドリニア入り 二酸化ウラン燃料	0.56		

*設計比とは評価値と基準値の比である。

表 2.2-2(2) 燃料棒内圧評価結果 (B型燃料)

条件/時期	燃 料	設 計 比*	判定	判定基準
通常運転時期 寿命末期	二酸化ウラン燃料	0.72	≤	1
	ガドリニア入り 二酸化ウラン燃料	0.59		

*設計比とは評価値と基準値の比である。

表 2.2-3(1) 被覆管応力評価結果 (A型燃料)

条件/時期	燃 料	設 計 比*	判定	判定基準
運転時の 異常な過渡変化時	二酸化ウラン燃料	0.87	≤	1
	ガドリニア入り 二酸化ウラン燃料	0.69		

*設計比とは評価値と基準値の比である。

表 2.2-3(2) 被覆管応力評価結果 (B型燃料)

条件/時期	燃 料	設 計 比*	判定	判定基準
運転時の 異常な過渡変化時	二酸化ウラン燃料	0.75	≤	1
	ガドリニア入り 二酸化ウラン燃料	0.67		

*設計比とは評価値と基準値の比である。

表 2.2-4(1) 被覆管引張歪評価結果 (A型燃料)

条件/時期	燃 料	設 計 比*	判定	判定基準
運 転 時 の 異常な過渡変化時	二酸化ウラン燃料	0.39	≤	1
	ガドリニア入り 二酸化ウラン燃料	0.33		

*設計比とは評価値と基準値の比である。

表 2.2-4(2) 被覆管引張歪評価結果 (B型燃料)

条件/時期	燃 料	設 計 比*	判定	判定基準
運 転 時 の 異常な過渡変化時	二酸化ウラン燃料	0.26	≤	1
	ガドリニア入り 二酸化ウラン燃料	0.22		

*設計比とは評価値と基準値の比である。

表 2.2-5 被覆管累積疲労評価における応力サイクル数

過渡条件の分類	繰り返し回数
起動・停止 (冷態←→温態)	4回/年
負荷追従を含む運転時出力変化 (0%←→100%)	520回/年
異常な過渡変化における原子炉トリップ (0%←→過渡)	32回/年

表 2.2-6(1) 被覆管累積疲労評価結果 (A型燃料)

条件/時期	燃 料	設 計 比*	判定	判定基準
寿 命 末 期	二酸化ウラン燃料	0.35	≤	1
	ガドリニア入り 二酸化ウラン燃料	0.16		

*設計比とは評価値と基準値の比である。

表 2.2-6(2) 被覆管累積疲労評価結果 (B型燃料)

条件/時期	燃 料	設 計 比*	判定	判定基準
寿 命 末 期	二酸化ウラン燃料	0.27	≤	1
	ガドリニア入り 二酸化ウラン燃料	0.25		

*設計比とは評価値と基準値の比である。

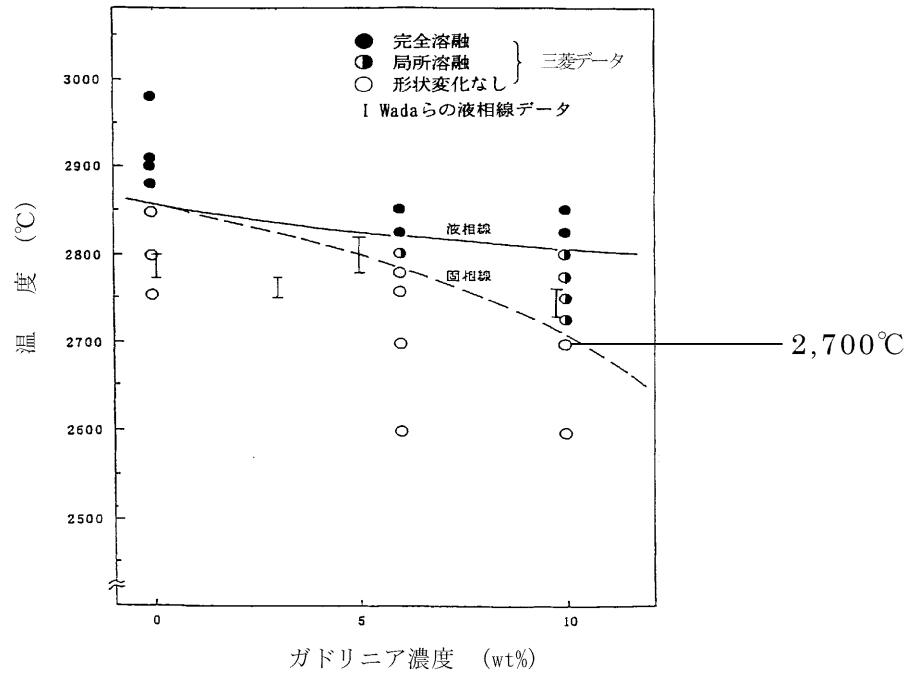


図 2.1-1(1) ガドリニア入り二酸化ウランの溶融点 (三菱)

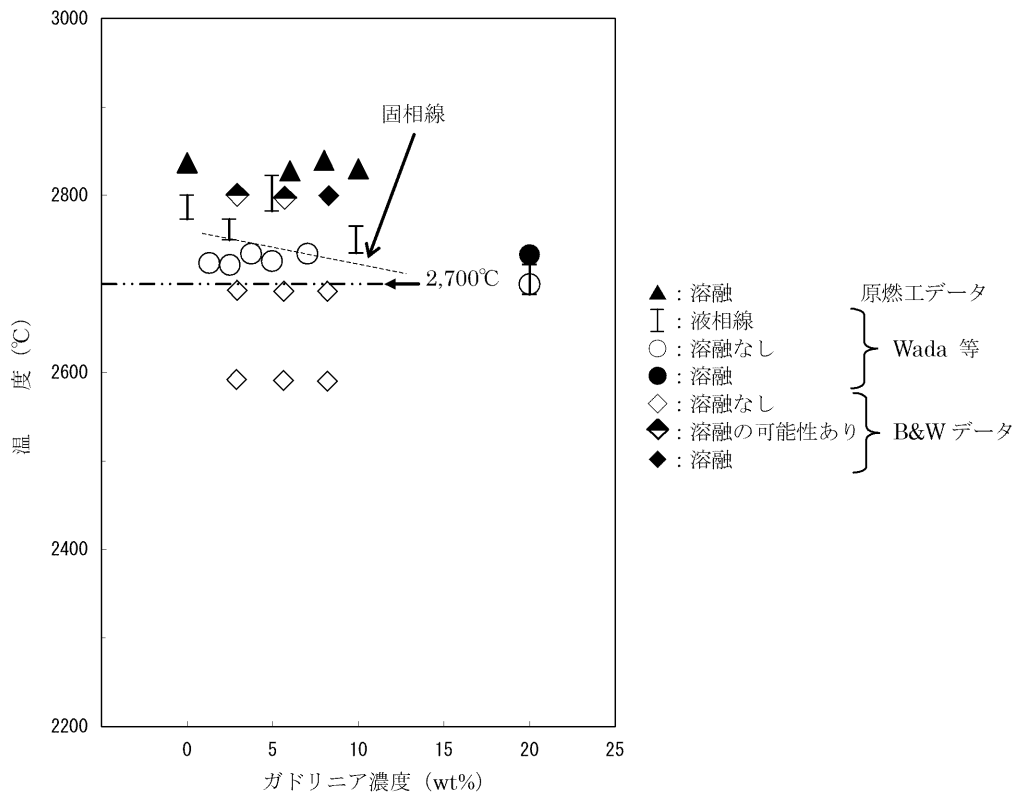


図 2.1-1(2) ガドリニア入り二酸化ウランの溶融点 (原燃工)

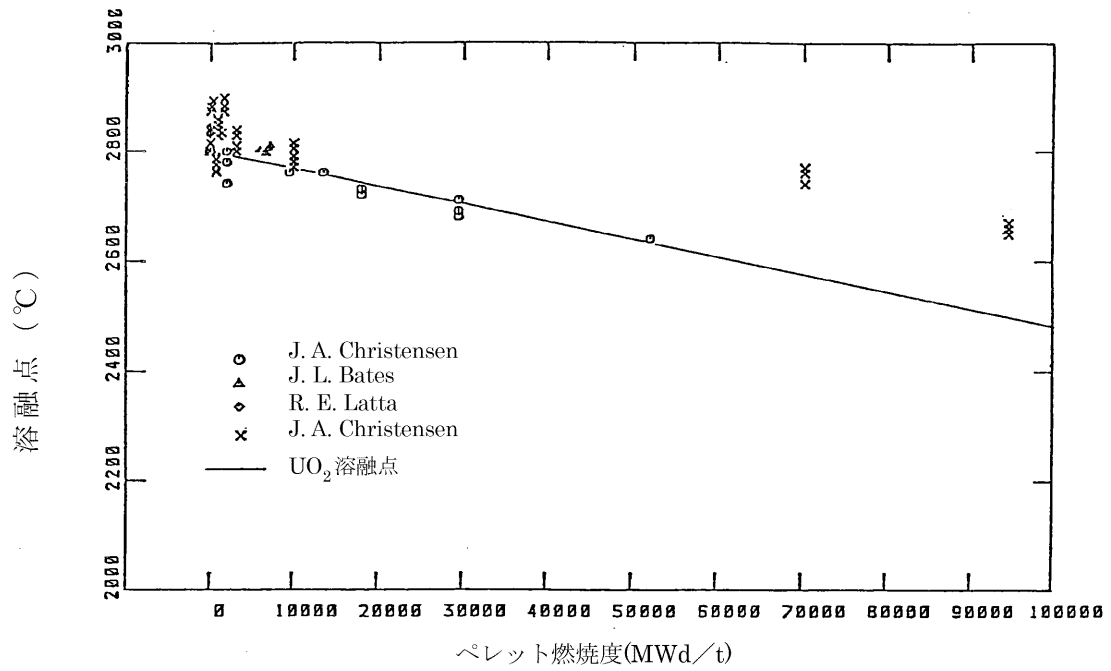


図 2.1-2 二酸化ウランの溶融点の燃焼に伴う変化

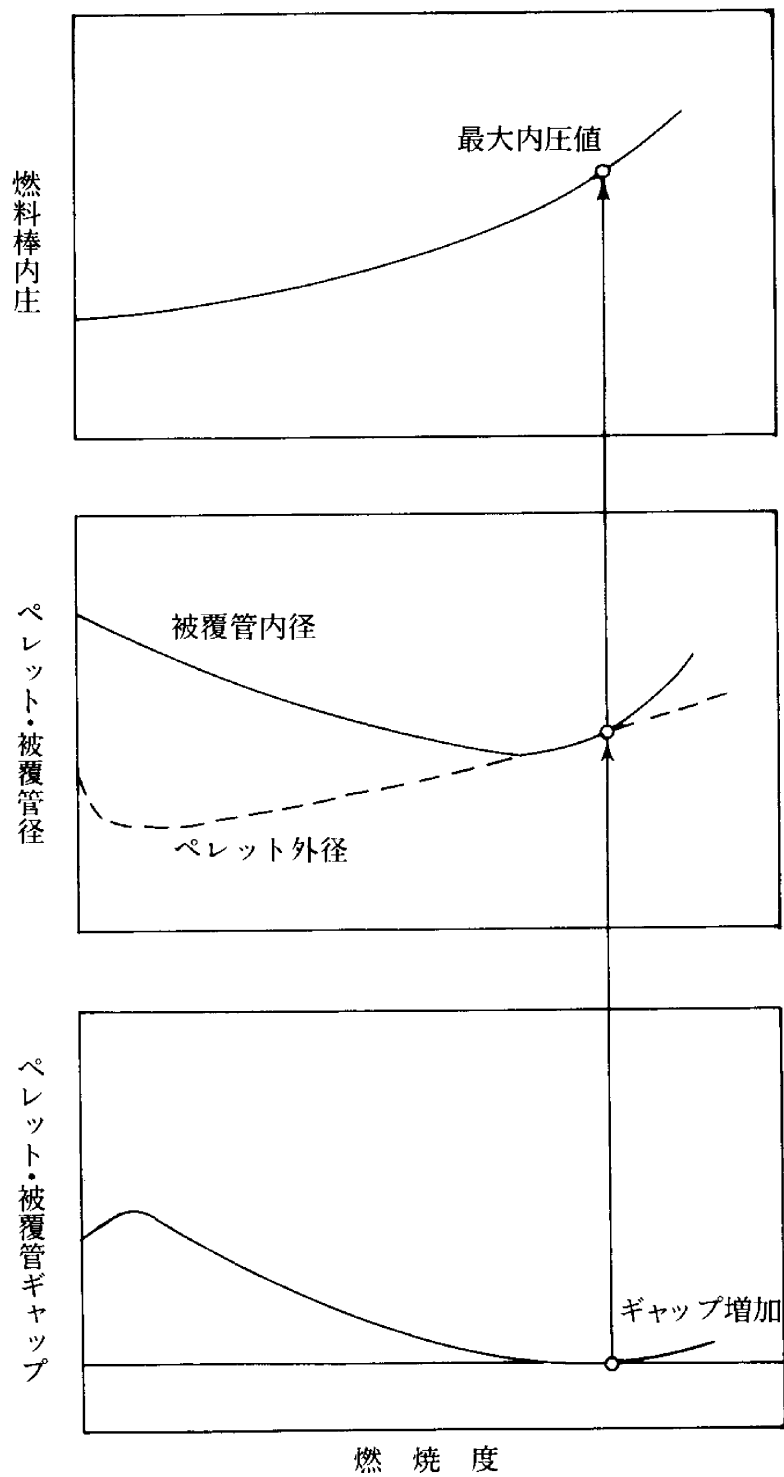


図 2.1-3 限界内圧の求め方

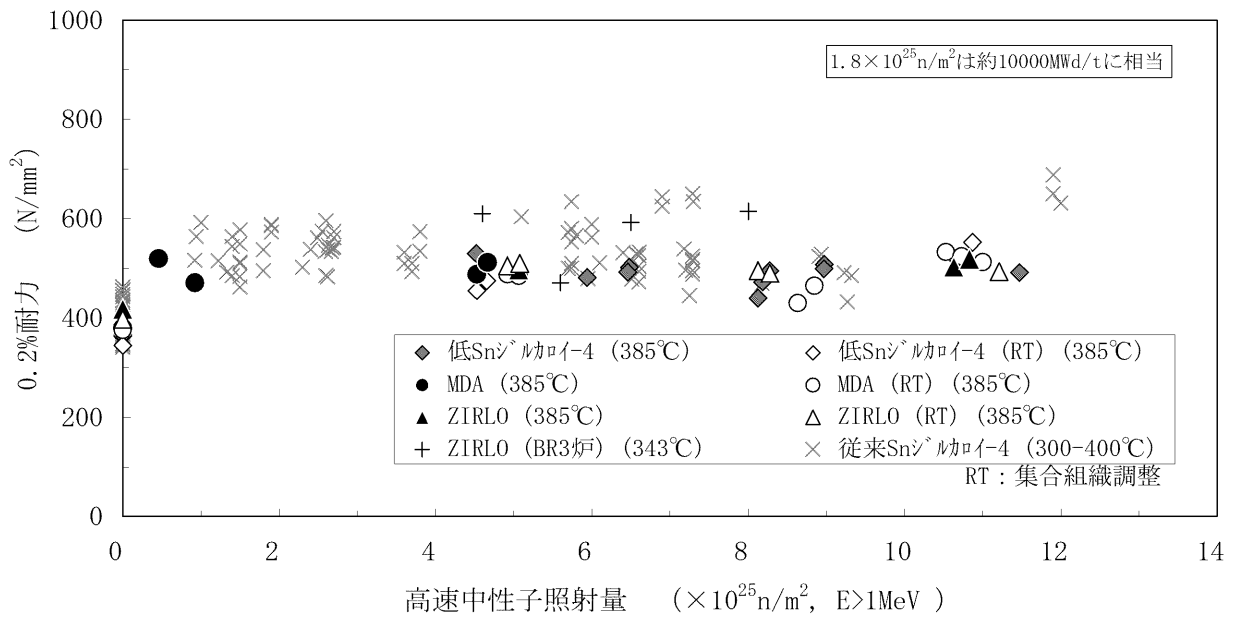


図 2.1-4(1) 改良被覆管 (MDA及びZIRLO) の耐力

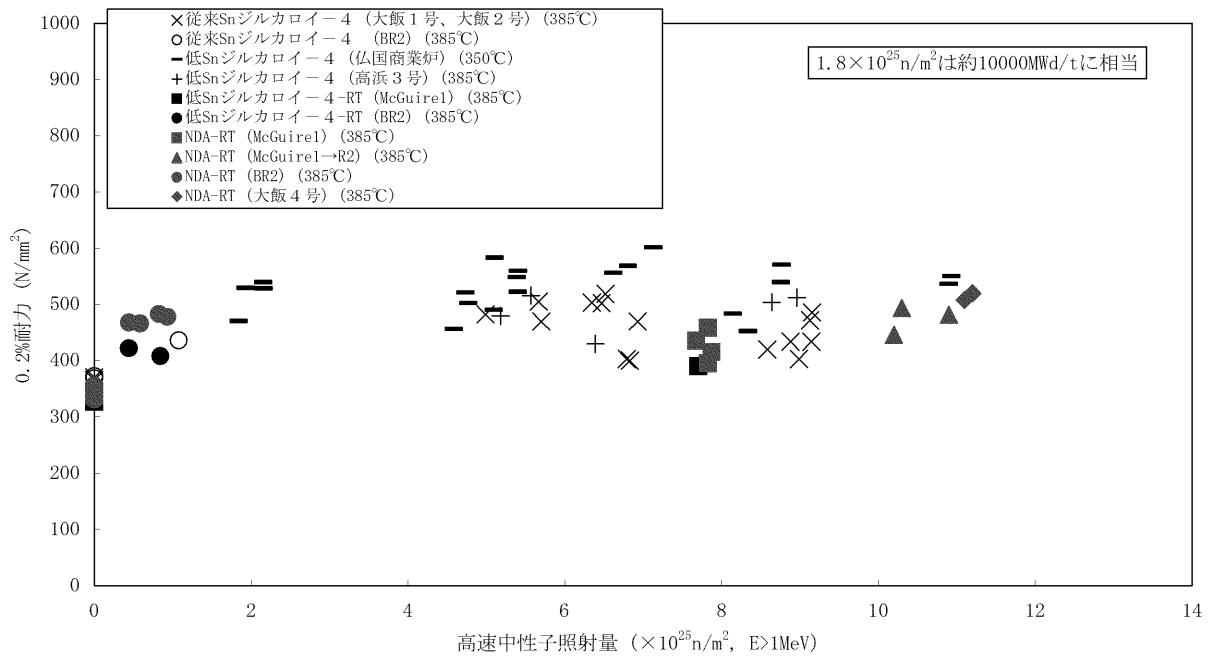


図 2.1-4(2) 改良被覆管 (NDA) の耐力

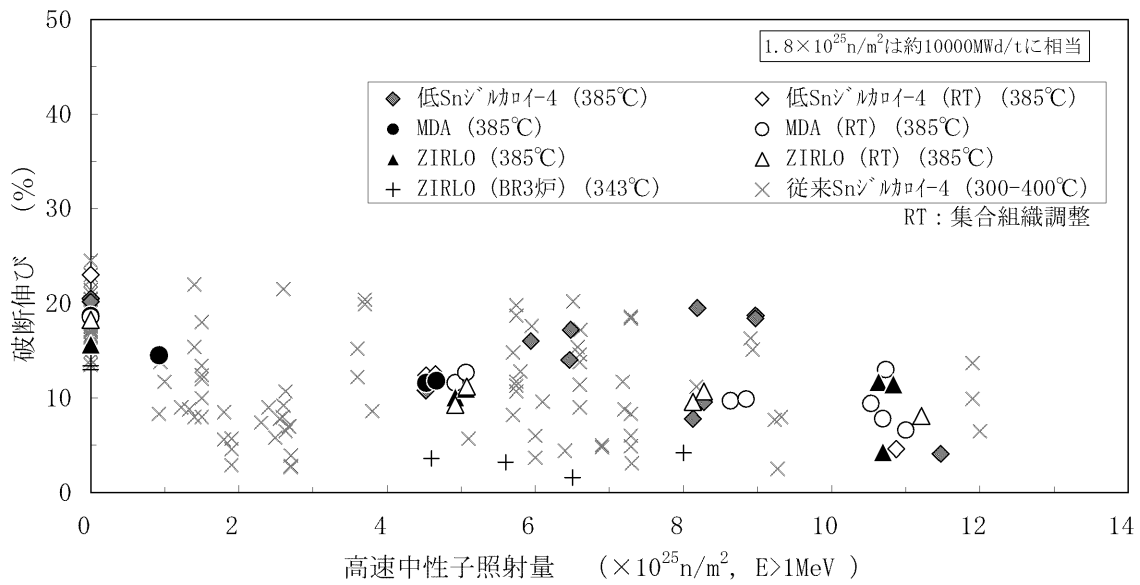


図 2.1-5(1) 改良被覆管 (MDA及びZIRLO) の延性

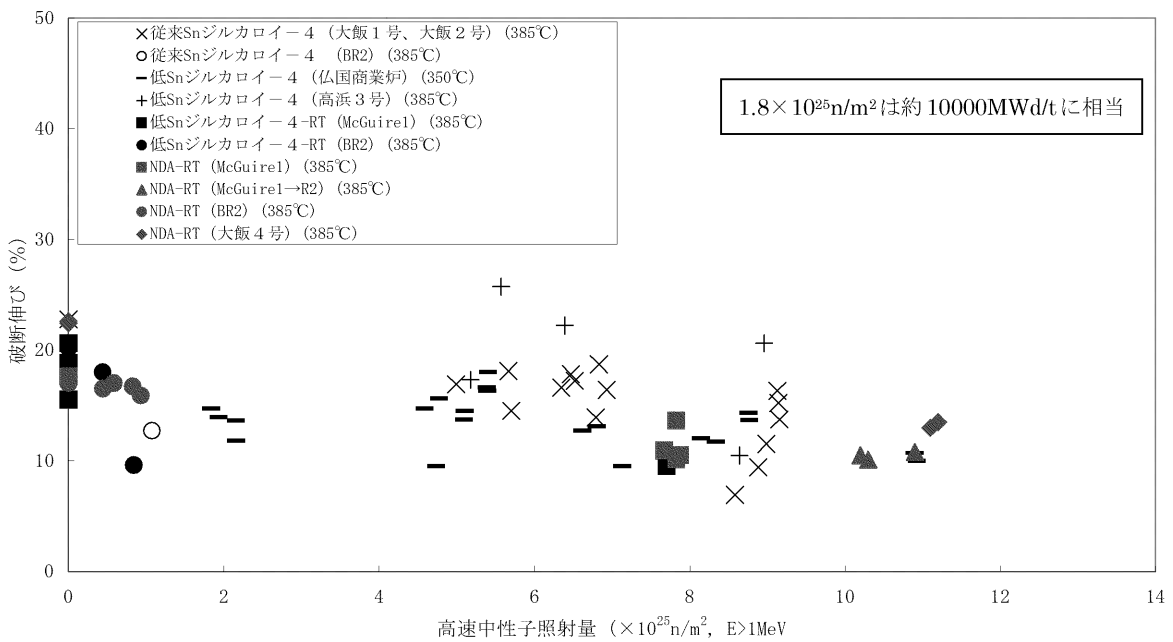


図 2.1-5(2) 改良被覆管 (NDA) の延性

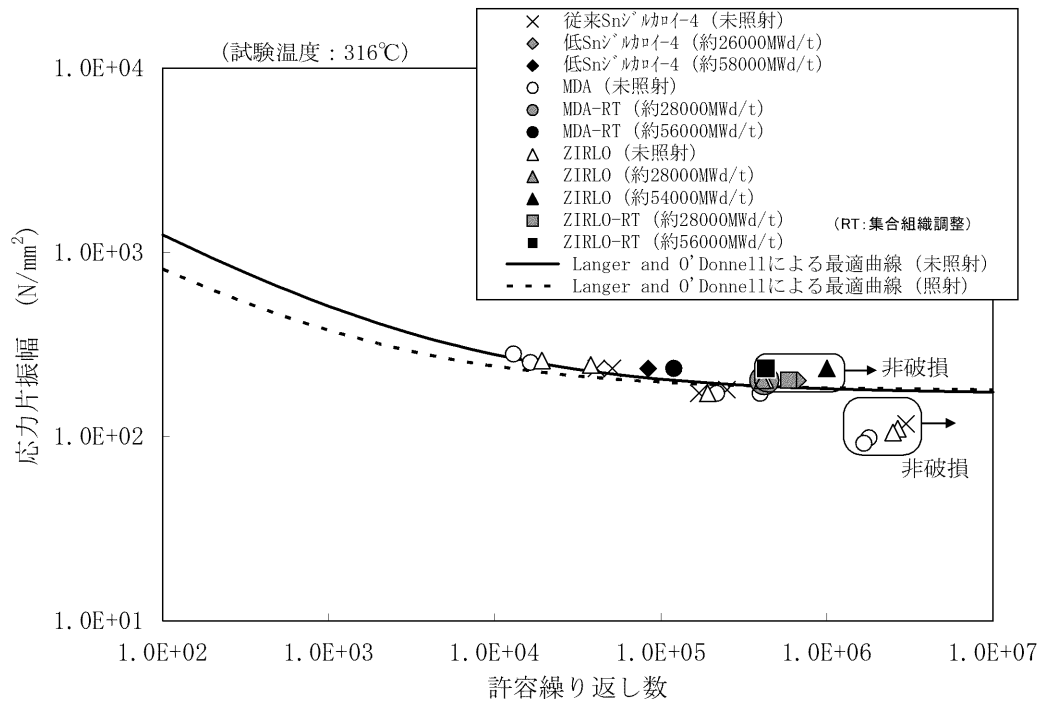


図2.1-6(1) 改良被覆管 (MDA及びZIRLO) の疲労強度

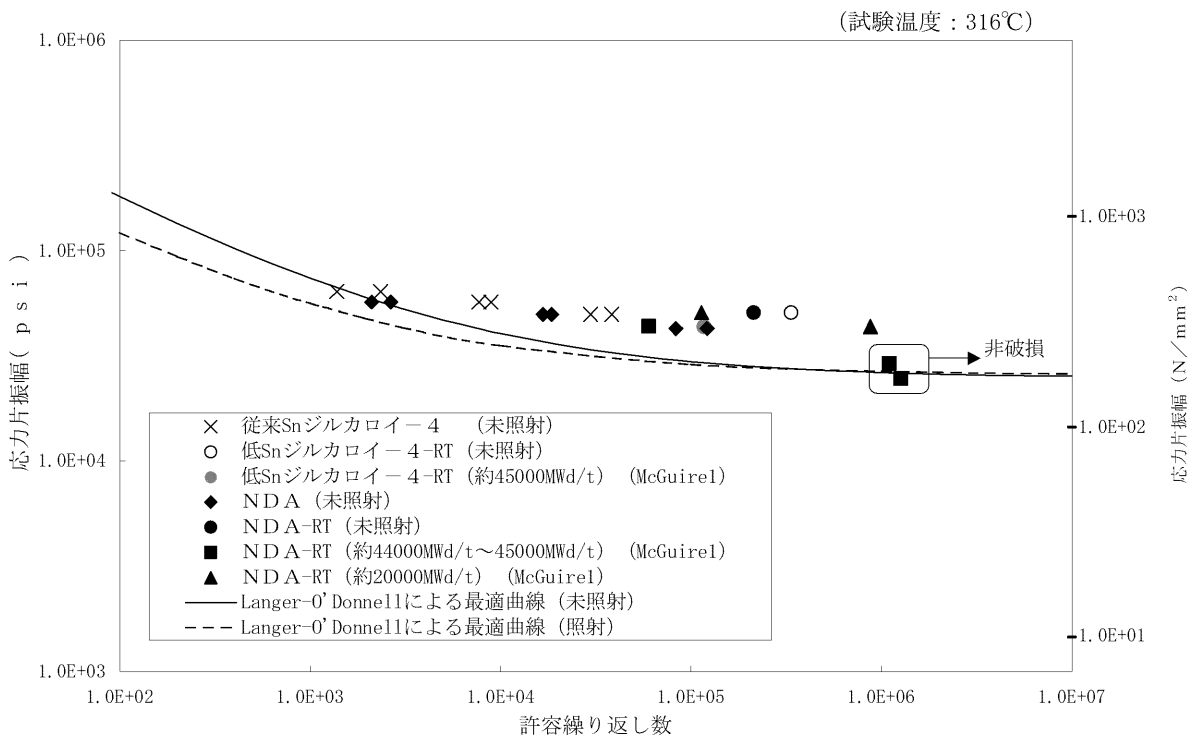


図2.1-6(2) 改良被覆管 (NDA) の疲労強度

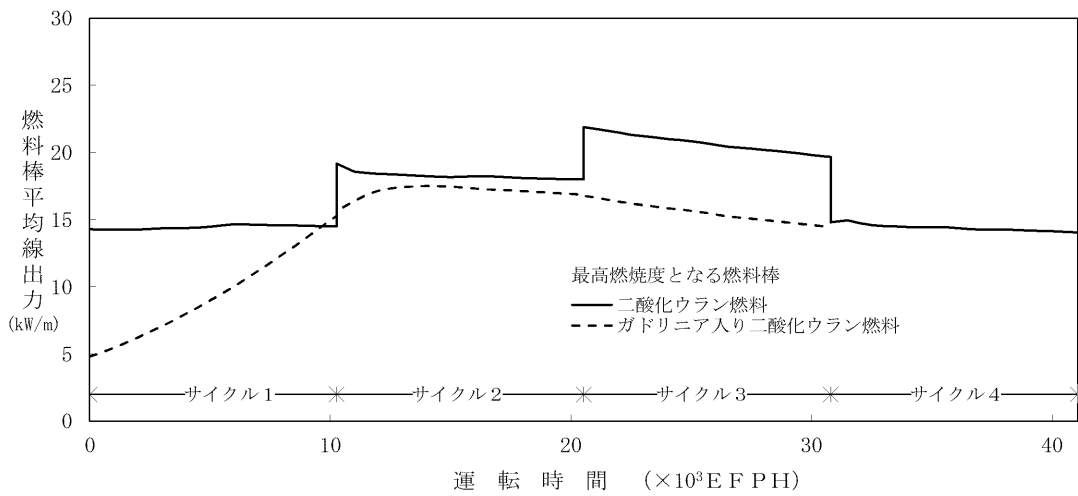
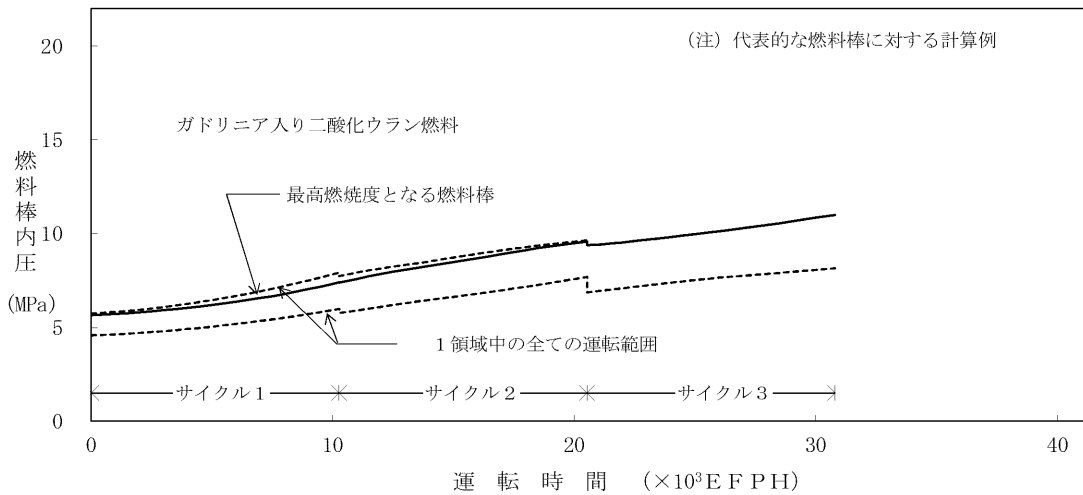
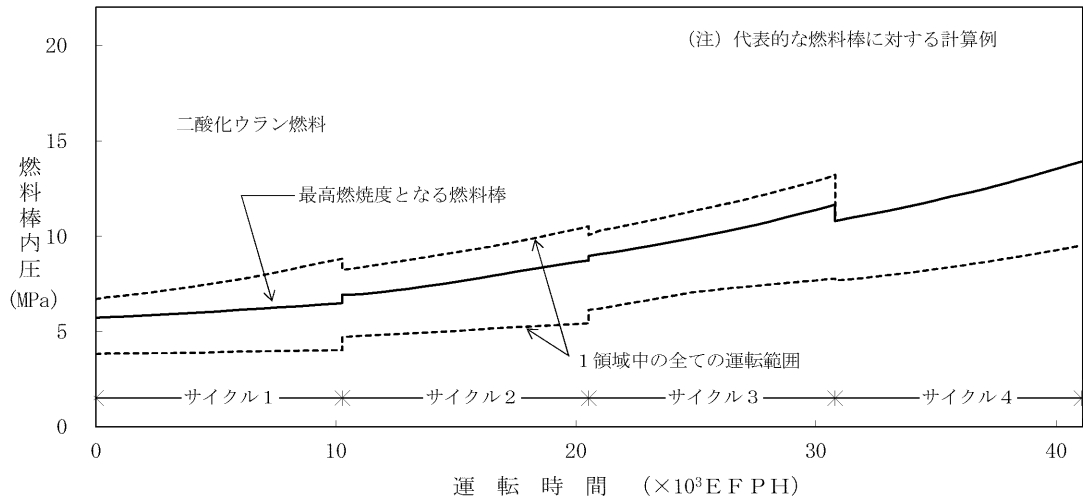


図 2.2-1(1) 燃料棒内圧の燃焼度変化 (A型燃料)

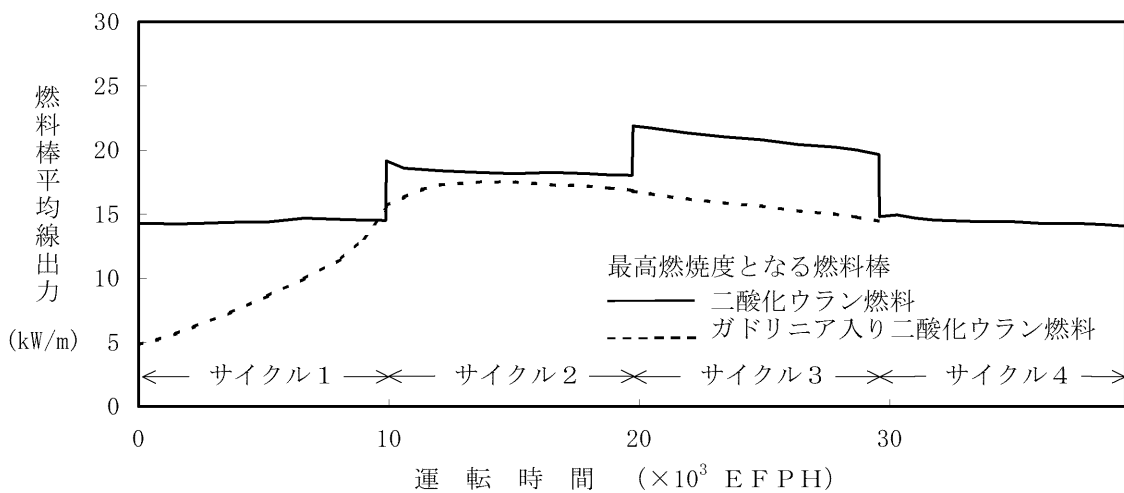
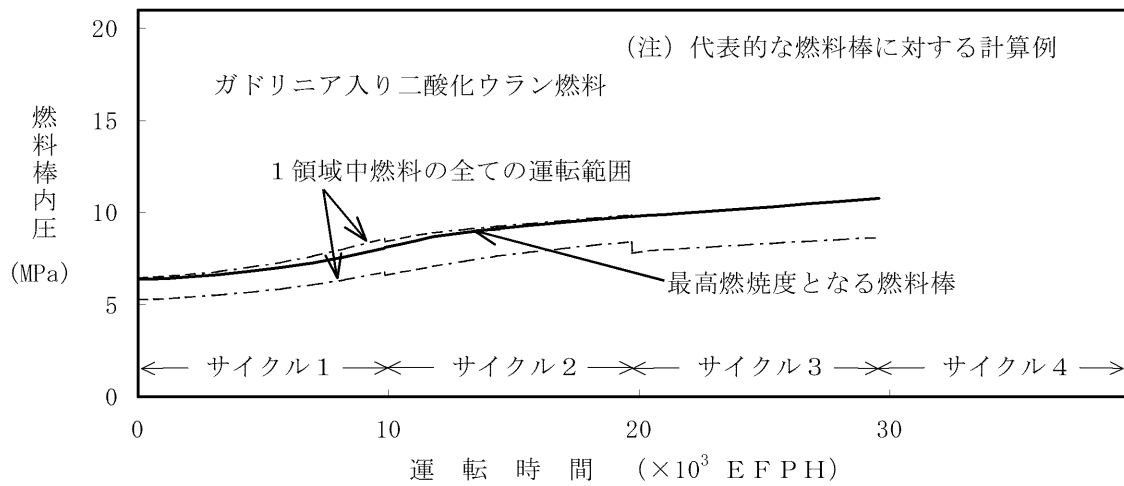
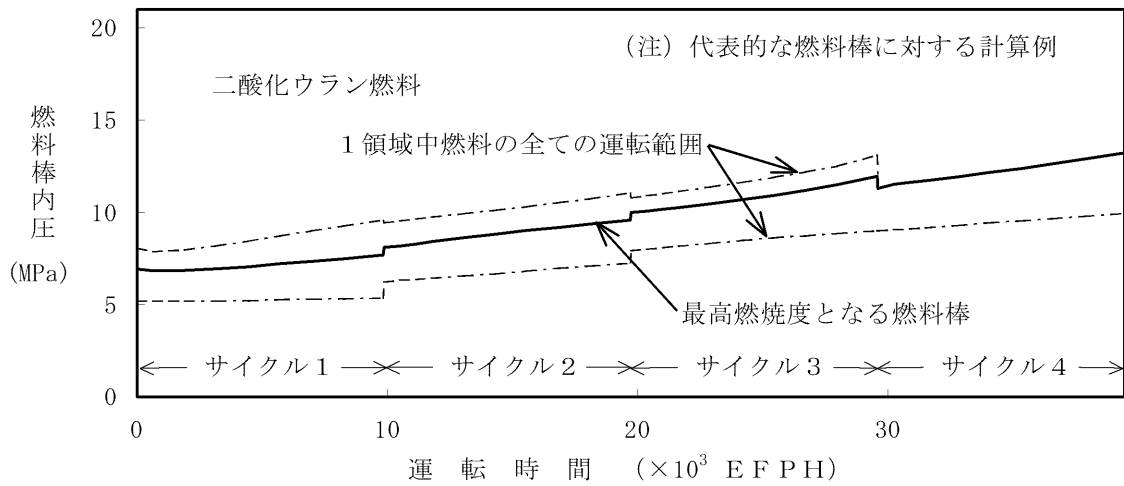


図 2.2-1(2) 燃料棒内圧の燃焼度変化 (B型燃料)

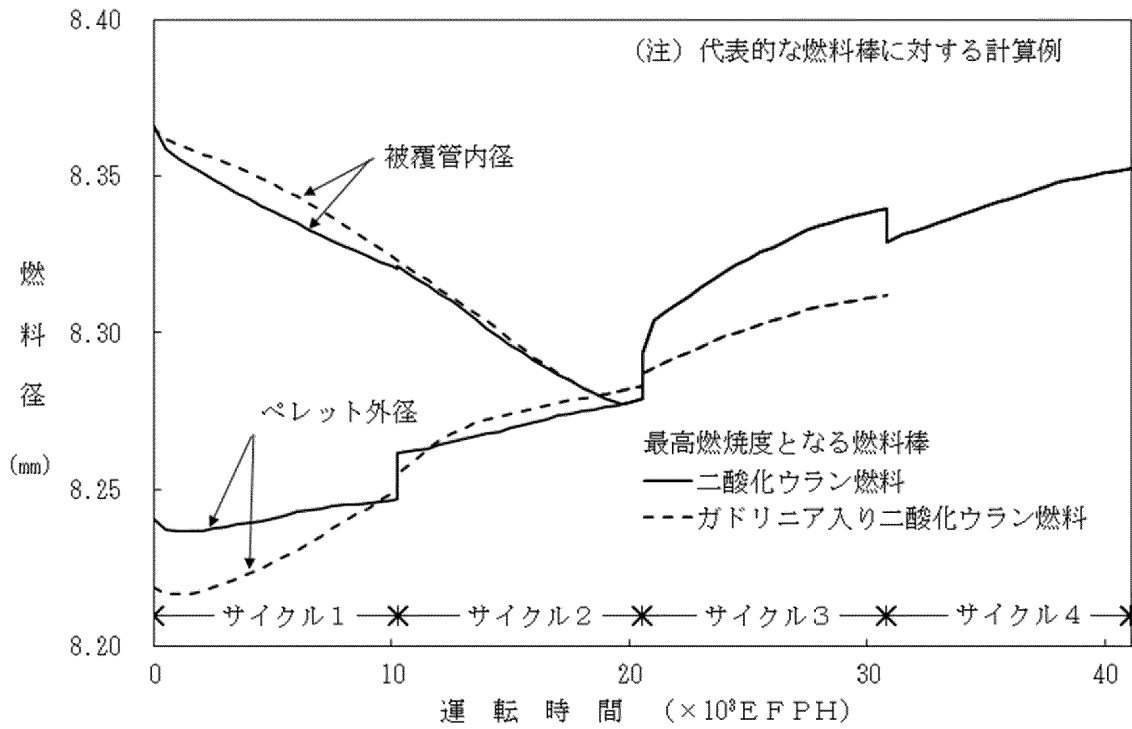


図 2.2-2(1) 燃料径の燃焼度変化 (A型燃料)

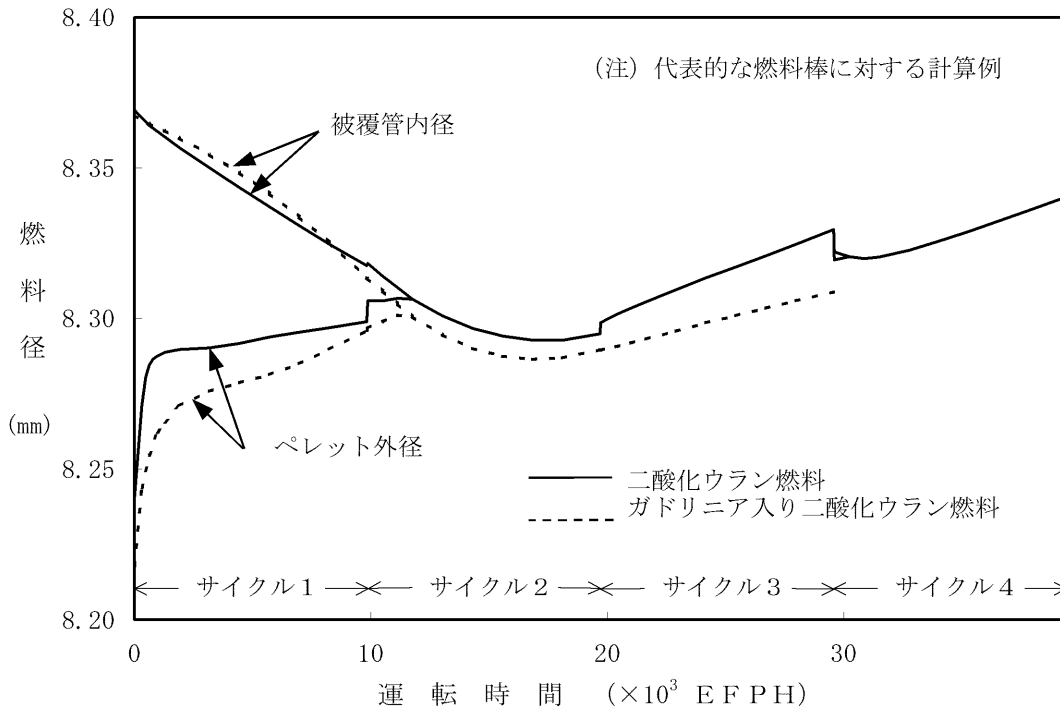


図 2.2-2(2) 燃料径の燃焼度変化 (B型燃料)

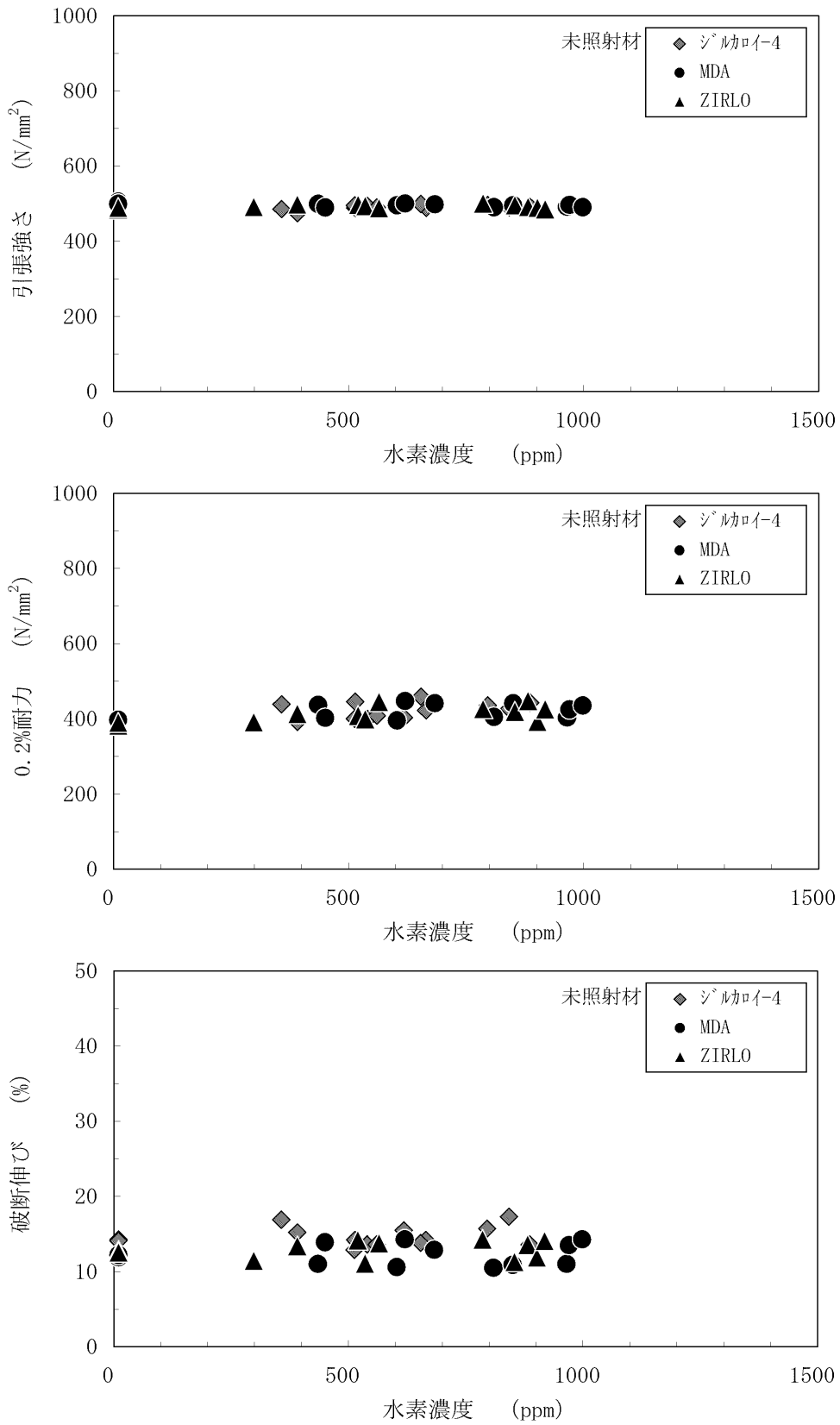


図 2.2-3(1) 未照射改良被覆管 (MDA及びZIRLO) の機械的特性と水素吸収量 (水素濃度) の関係

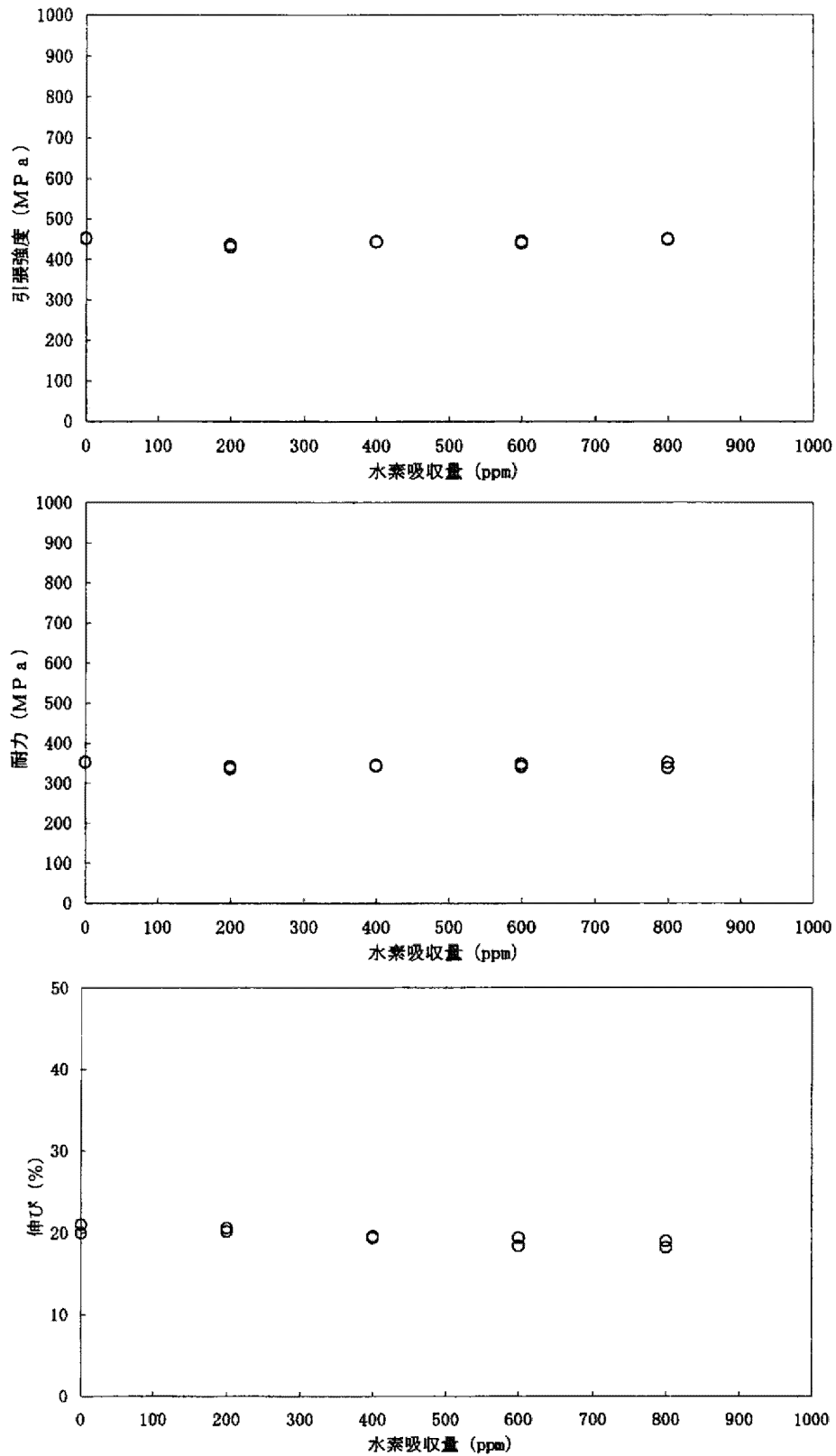


図 2.2-3(2) 未照射改良被覆管 (NDA) の機械的特性と水素吸収量の関係

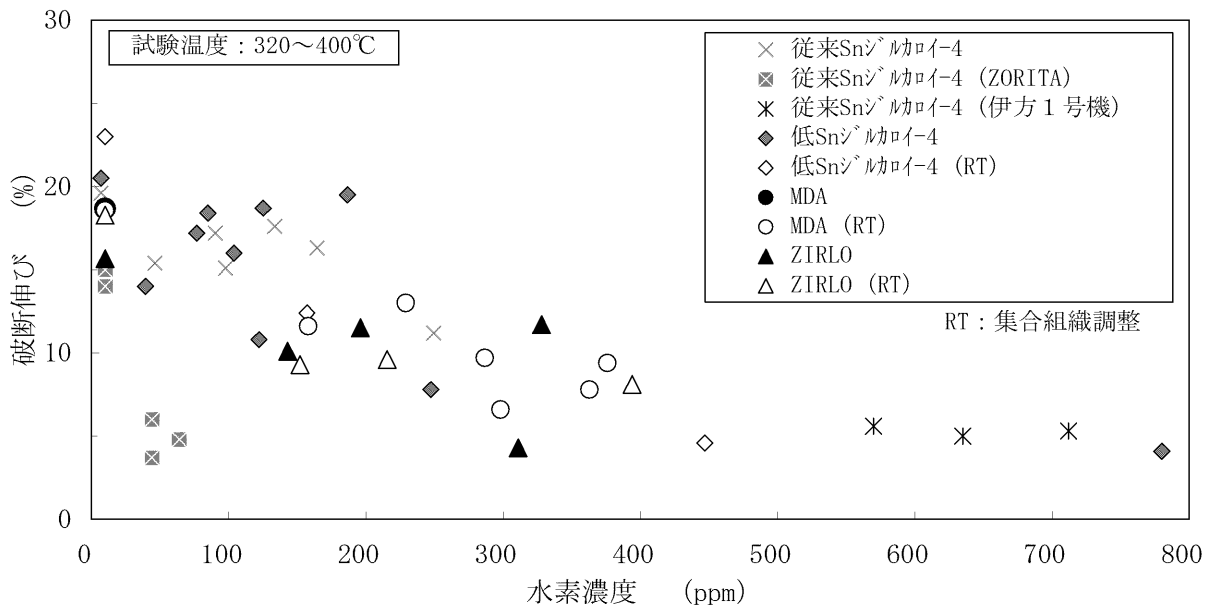


図 2.2-4(1) 改良被覆管 (MDA及びZIRLO) の破断伸びと水素吸収量 (水素濃度) の関係

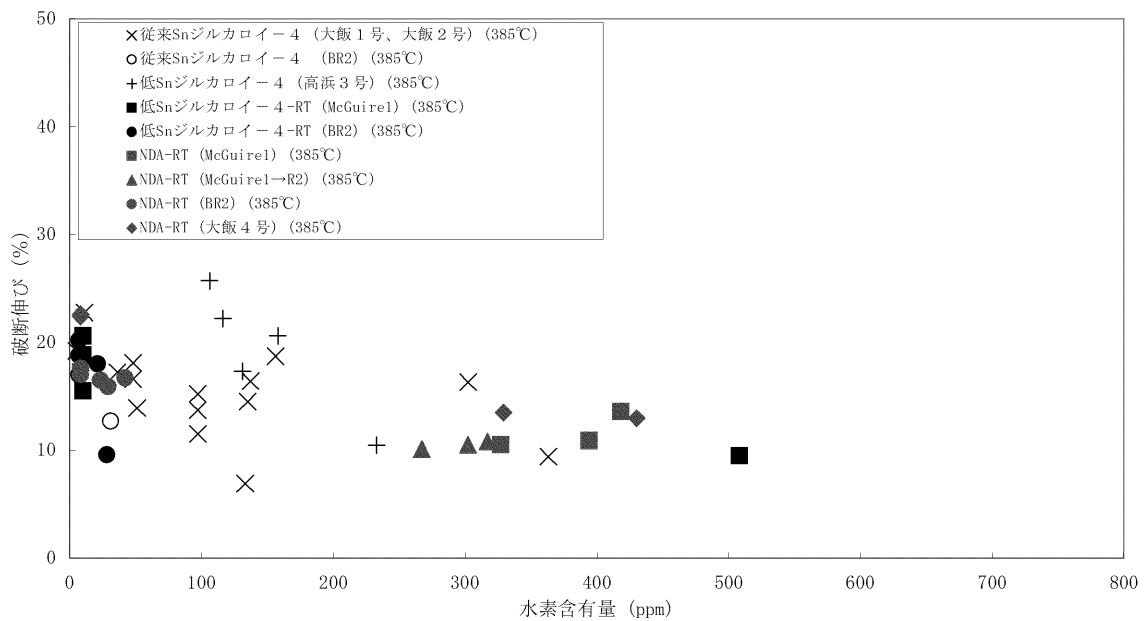


図 2.2-4(2) 改良被覆管 (NDA) の破断伸びと水素吸収量の関係

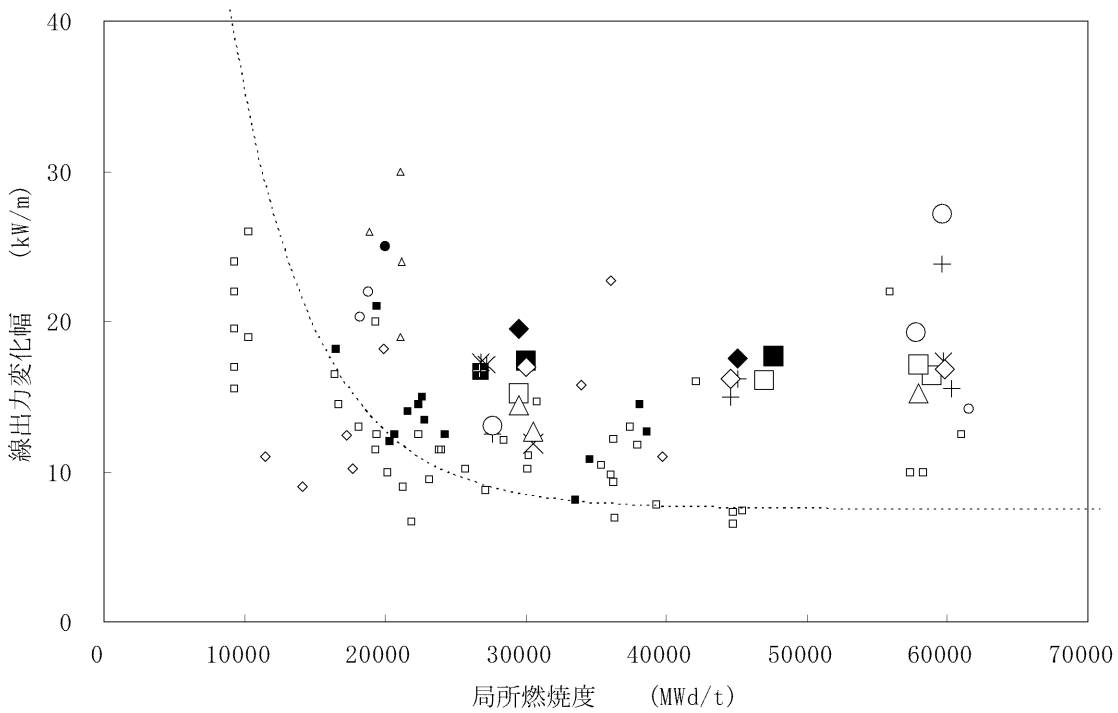
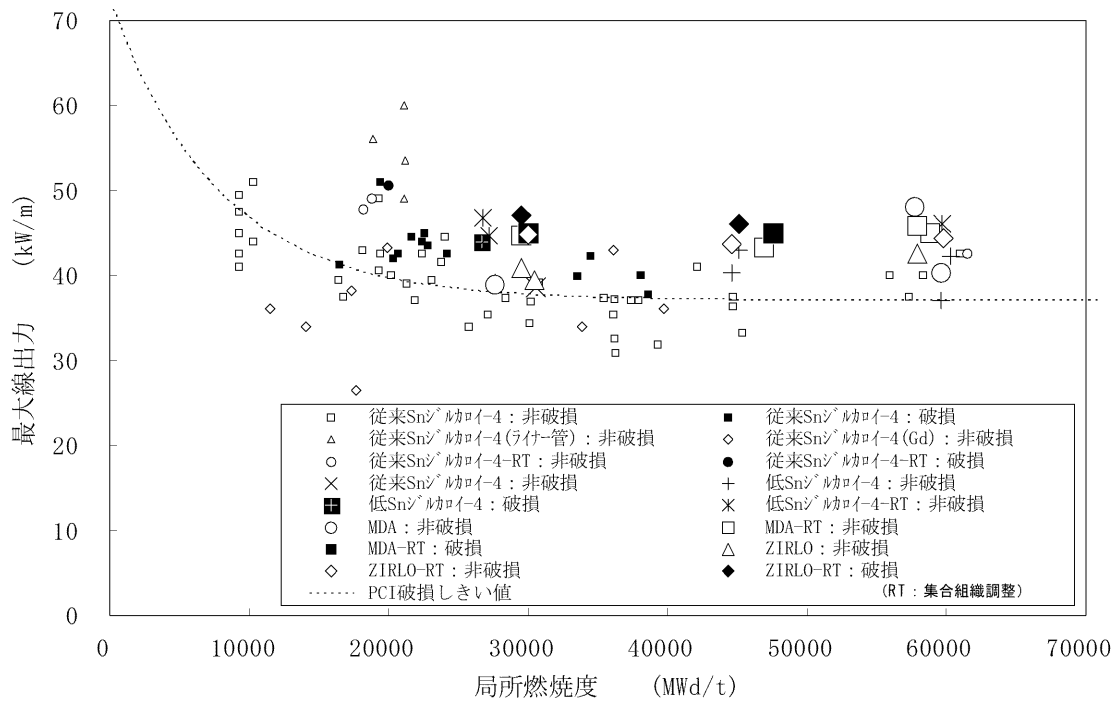


図2.2-5(1) 改良被覆管 (MDA及びZIRLO) の耐PCI性

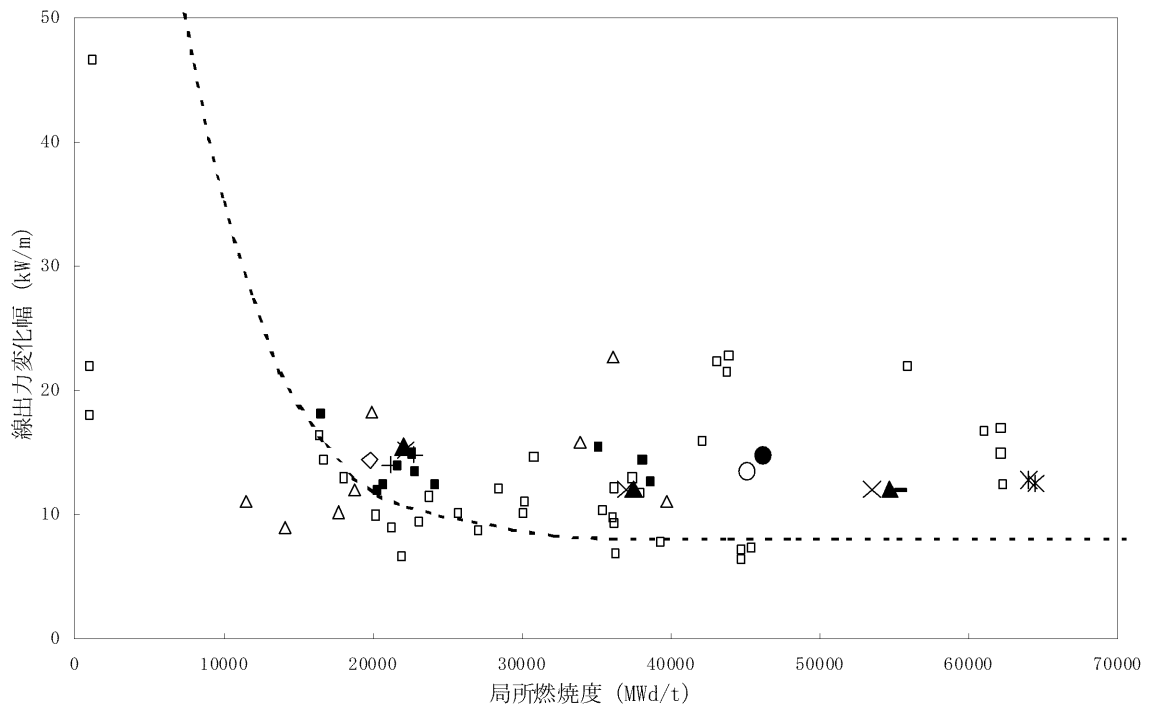
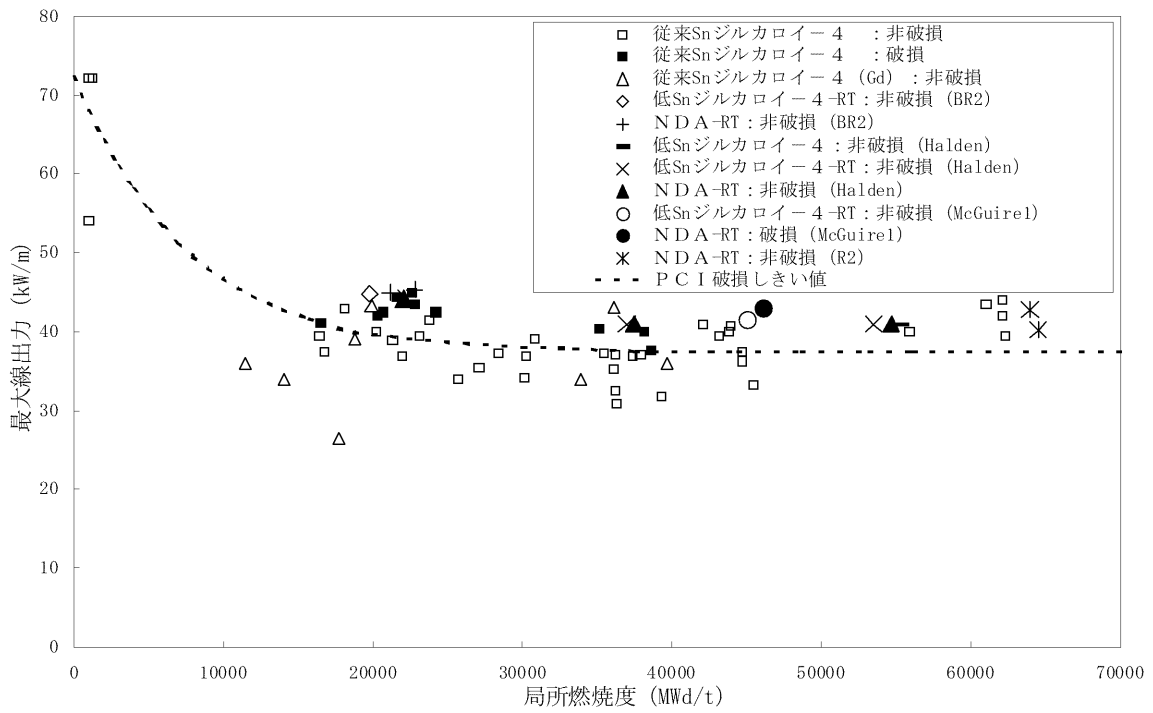


図2.2-5(2) 改良被覆管 (NDA) の耐PCI性

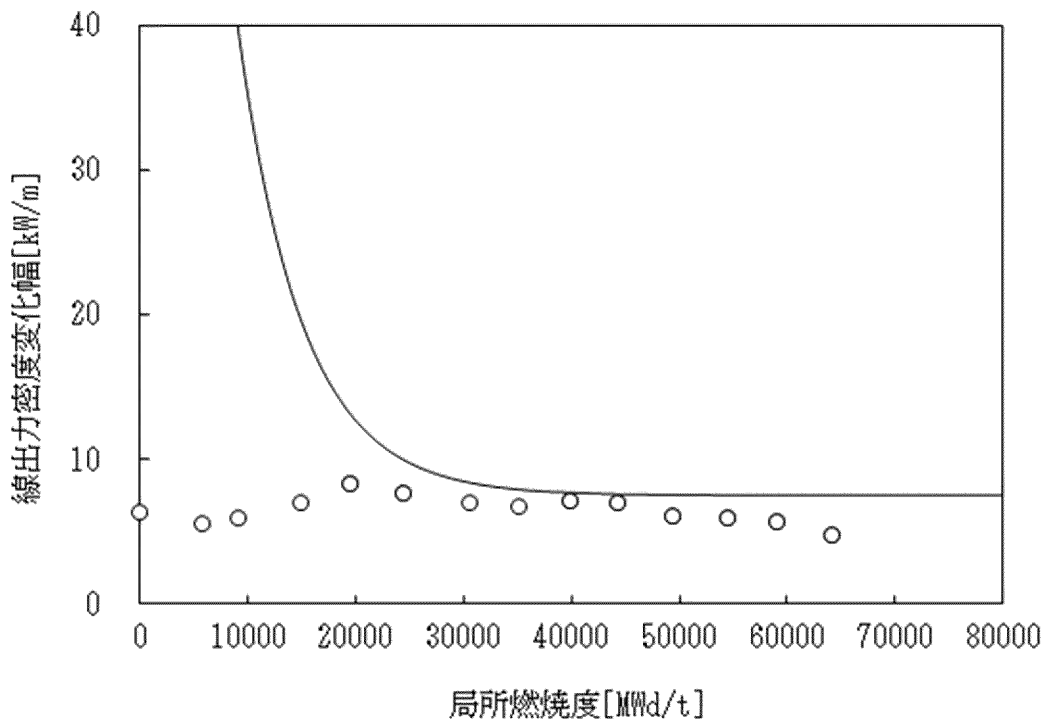
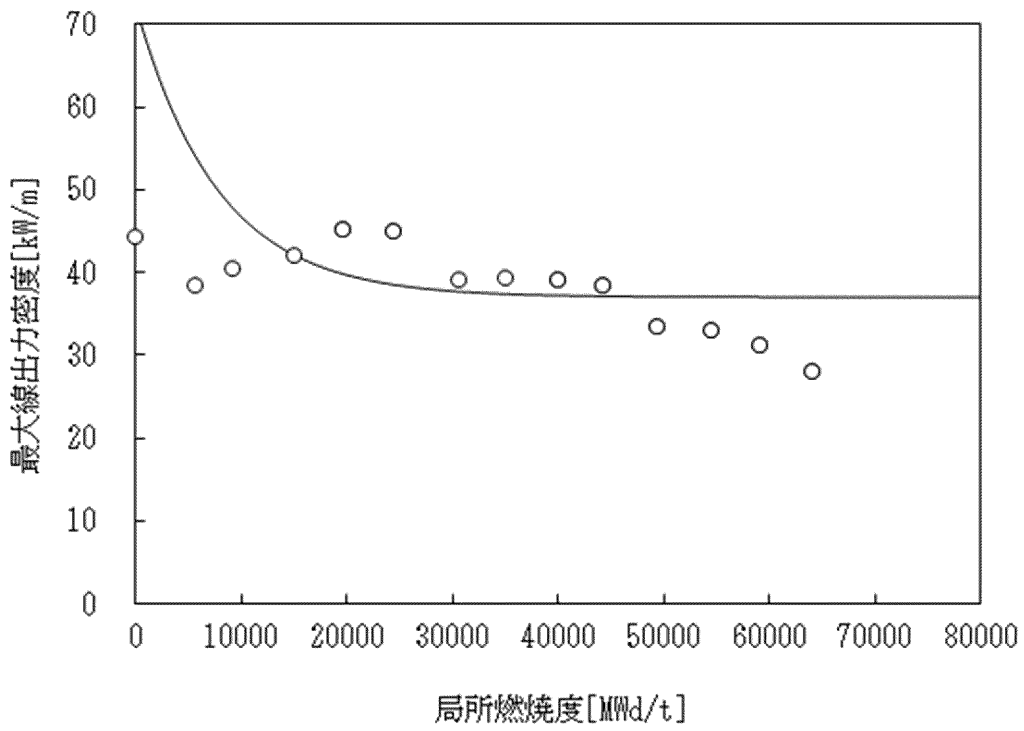


图 2.2-6 PCI 评估结果

3. 燃料集合体の健全性

3.1 設計方針

ステップ2燃料集合体は、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に基づき、燃料集合体の骨格を形成する制御棒案内シンプル、支持格子、上部ノズル及び下部ノズル並びにこれらの部材の接合部分について、種々の荷重に対してその健全性が保持され、周囲の炉心構造物の機能に影響を与えないように、以下の2つの設計基準を満足するよう設計する。

(1) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時の強度

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化状態において生ずる静的荷重及び繰り返し荷重に対する応力は、原則として、ASME Section IIIに基づいて評価する。

(2) 輸送及び取扱時の強度

輸送及び取扱時の荷重に対して、6G（Gは重力加速度を示す）の荷重で著しい変形が生じないこと。

3.2 設計評価

ステップ2燃料集合体は、基本構造がステップ1燃料集合体と同等であり、その健全性を確保するため従来と同様、実験、有限要素法構造解析等に基づき、以下の点を考慮して設計する。

(1) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時の強度

原子炉内における使用期間中、通常運転時には燃料集合体の各構成部品に水力的揚力、浮力、上部ノズル押えばね力及び燃料集合体自重が働き、運転時の異常な過渡変化時には、これらに加

えてスクラム時の衝撃荷重が働く。

ステップ2燃料集合体は、これらの荷重に対する健全性に問題ない設計とする。

なお、上記荷重はステップ1燃料集合体に対するものと同程度であること、またステップ2燃料集合体の基本構造がステップ1燃料集合体と同等であることから、ステップ2燃料集合体はステップ1燃料集合体と同様、その健全性に問題ない設計とすることができる。

(2) 輸送及び取扱い時の強度

ステップ2燃料集合体は、輸送及び取扱い時の設計荷重6Gに対する健全性に問題ない設計とする。

なお、設計荷重はステップ1燃料集合体に対するものと同程度であること、またステップ2燃料集合体の基本構造がステップ1燃料集合体と同等であることから、輸送及び取扱い時についても、ステップ2燃料集合体はステップ1燃料集合体と同様、その健全性に問題ない設計とすることができる。また、この設計荷重6Gは、輸送時の最大荷重が輸送容器に装備したショック指示計又は加速度計により6G以下であることを確認すること、また燃料取扱い時の最大荷重は使用されるクレーンの特性で決まり、3G～4G程度であることから、燃料集合体としての機能は保持される。

(3) その他の設計上の考慮事項

上述の考慮事項の他に高燃焼度化に伴う影響を考慮する主要事項について以下に示す。

a. 燃料集合体の寸法変化

燃料集合体は、制御棒案内シンプルの照射成長に加え、燃料棒の伸びと制御棒案内シンプルの照射成長の差及び支持格子

の燃料棒拘束力に応じて制御棒案内シンプルに加わる引張力による照射クリープ変形により、燃焼度の増加とともに伸びる。また、燃料棒とノズルの間隙は、燃料棒伸びが燃料集合体伸びより大きいことから、燃焼度の増加とともに減少する。

ステップ2燃料集合体は、寿命末期において燃料集合体と炉心板並びに燃料棒とノズルが干渉しないよう十分な間隙を確保した設計とする。

b. 燃料棒曲がり

燃料棒曲がりは、燃料棒と燃料集合体の伸びの差により、支持格子の燃料棒拘束力に応じた圧縮力が燃料棒に作用するため発生する。

ステップ2燃料集合体は、過度な燃料棒曲がりが生じないよう支持格子の燃料棒拘束力等を適切な設計とする。

c. 燃料棒の流動振動によるフレットニング摩耗

燃料寿命中に生じる燃料棒の流動振動の振幅は、燃料棒が支持格子により保持されているため小さい。この支持格子の燃料棒拘束力は、燃料棒曲がりが過大とならないこと、輸送及び取扱い時に燃料棒の移動がないこと並びにフレットニング摩耗が過大とならないことを考慮して設計している。

ステップ2燃料集合体においても、燃料棒の流動振動による過度なフレットニング摩耗が生じないよう支持格子の燃料棒拘束力等を適切な設計とする。

d. 支持格子の位置ずれ

A型燃料集合体の中間部支持格子は制御棒案内シンプルに固定されているため、燃料集合体伸びに応じて移動するが、燃料集合体伸びは比較的小さく、移動した支持格子が隣接する支持格子と過大な位置ずれを起こすことはない。

一方、B型燃料集合体の中間部支持格子はフローティング型となっており、燃料棒伸びに応じて移動することから、支持格子の移動量は比較的大きく、移動した支持格子が隣接する支持格子と過大な位置ずれを起こした場合、1次冷却材の横流れが発生し、燃料棒の流動振動を増加させる可能性がある。

このため、B型のステップ2燃料集合体の中間部支持格子は、B型燃料集合体及びA型燃料集合体との隣接を考慮し、これら隣接する燃料集合体の中間部支持格子と燃焼期間を通じて重なり合った状態となる設計とする。

e. ジルカロイ-4製部材の腐食

ステップ2燃料集合体に用いられるジルカロイ-4製部材（制御棒案内シングル及び中間部支持格子）は、被覆管と同様、炉内滞在中に腐食するものの、非発熱体であることから、被覆管に比べ腐食量は少なくなる。

国内外商業炉にて照射された制御棒案内シングルの酸化膜厚さ及び水素吸収量をそれぞれ図3.2-1及び図3.2-2に示す。制御棒案内シングルの酸化膜厚さは、制御棒案内シングル肉厚に対して十分小さく、また水素吸収量も小さい。中間部支持格子は制御棒案内シングルと同じ材料であり温度条件も同等であることから、制御棒案内シングルと同様な腐食特性を示すと考えられる。

なお、照射データを取得した制御棒案内シングルは従来Snジルカロイ-4製であるが、現在のステップ1燃料ではより耐食性に優れた低Snジルカロイ-4製制御棒案内シングルを用いており、ステップ2燃料でも引き続きこれを使用する。

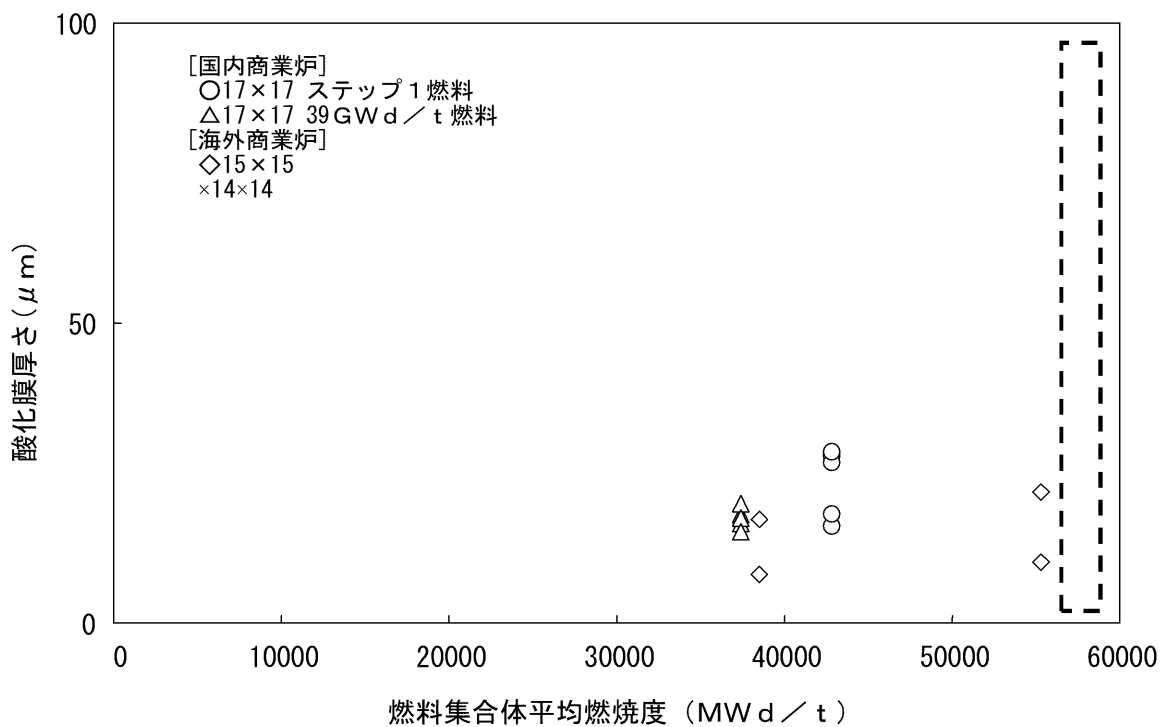


図 3.2-1 制御棒案内シンプルの酸化膜厚さ

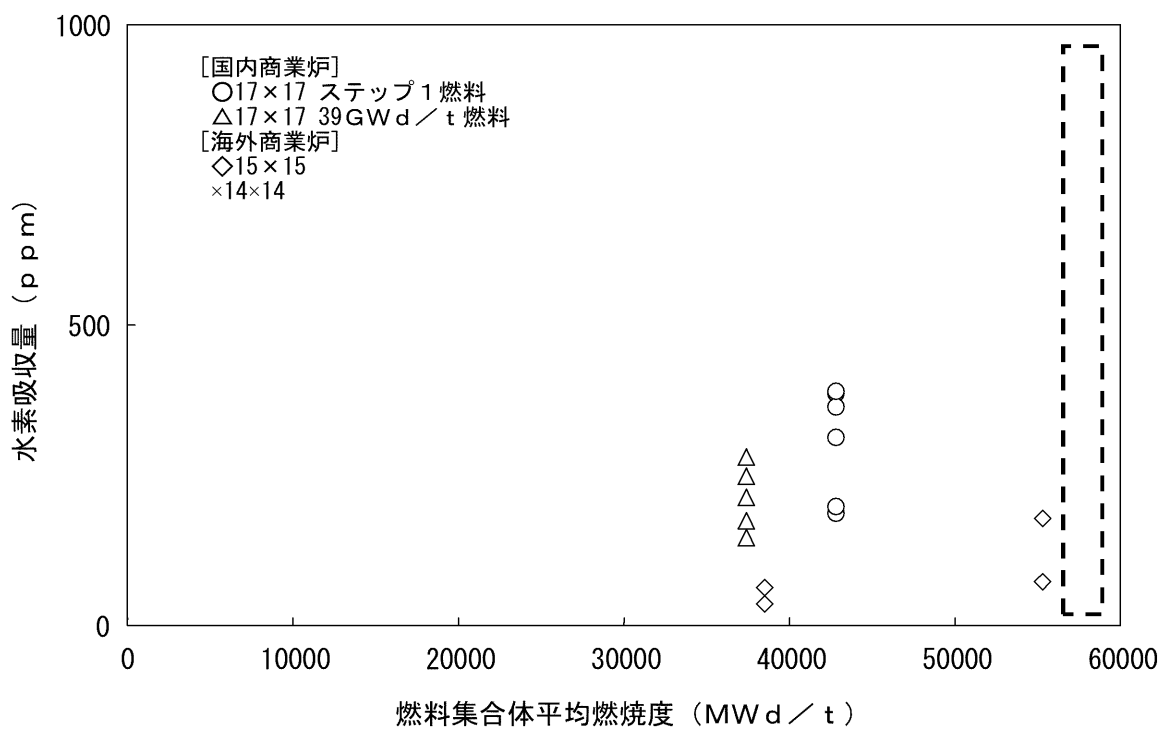


図 3.2-2 制御棒案内シンプルの水素吸収量

[- - -]: 商業機密に係る事項のため、公開できません。

4. まとめ

玄海原子力発電所4号炉で採用を計画しているステップ2燃料について、改良被覆管等の特性を踏まえた健全性評価の結果から、ステップ2燃料の機械設計が所要の設計基準を満足するものであることを確認した。

設置許可基準規則第 15 条の各条文と対象設備について

第 15 条	条文	要求対象設備 (評価対象)	設計観点	具体的な設計
2 項	<p>炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えないものでなければならない。</p>	炉心 (炉心)	<p>燃料被覆材を以下に示す熱的及び機械的観点から損傷させないため、炉心として熱的制限値及び核的制限値を設けるとともに、過大温度 ΔT 高原子炉トリップ等の安全保護系により炉心を防護する設計としている。</p> <p>熱的破損：DNB 発生による燃料被覆材表面の熱伝達悪化、反応度投入事象時の被覆管の熔融及び脆化に起因する破損を考慮</p> <p>機械的破損：燃料ペレットの熔融に伴う体積膨張、反応度投入事象時における急激な出力上昇により生じるペレット-被覆管機械的相互作用 (PCMI) による破損を考慮</p>	<p>炉心は、それに関連する 1 次冷却系統、反応度制御系統、原子炉停止系統、計測制御系統、安全保護回路の機能とあいまって、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要素の許容損傷限界を超えないように以下の基準を満足する設計とする。</p> <p>a. 最小 DNBR は、許容限界値以上であること。 b. 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熔融点未満であること。</p> <p>これらはプラントの安全評価により確認されるものであるが、安全評価の前提条件である通常運転時の最小 DNBR が 2.19 以上となること、最大線出力密度が 43.1kW/m 以下となることを熱的制限値としている。</p> <p>また、想定される反応度投入過渡事象（原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き）時も燃料材のエンタルピに関する燃料要素の許容損傷限界及び PCMI 破損しきい値のめやすを超えない設計とする。これはプラントの安全評価により確認されるものであるが、安全評価の前提条件である制御棒クラスタによる最大反応度添加率が 0.00075 ($\Delta K/K$)/s 以下となることを核的制限値としている。</p>

第 15 条	条文	要求対象設備 (評価対象)	設計観点	具体的な設計
3 項	<p><u>燃料体</u>、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、<u>発電用原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるもの</u>でなければならない。</p>	<p>燃料体 (燃料棒以外の構成要素)</p>	<p>燃料棒以外の構成要素を以下に示す構造・強度的観点から、燃料集合体の構成要素としての安全機能を維持できる構造・強度を有する設計とすることとしている。</p> <p>【停止機能】 制御棒の挿入経路及び挿入性維持 (制御棒案内シンプル)</p> <p>【冷却機能】 燃料集合体の支持骨格及び燃料棒間隔による冷却材流路維持 (上下部ノズル、支持格子、制御棒案内シンプル)</p>	<p>原子炉内における使用期間中の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、各構成要素が原則として ASME Sec. III の規格に準拠して十分な強度を有し、その機能が保持できる設計とする。</p> <p>また、設計基準事故時においては原子炉容器内の圧力変動により発生する応力に対して、燃料集合体の構成要素が安全機能を維持できることを確認することとしている。</p> <p>詳細は設工認申請書において、通常運転時の水力的揚力、浮力、ホールドダウン力及び自重、異常な過渡変化時のスクラムによる荷重を考慮し、燃料集合体の各構成要素が燃料集合体としての機能を維持できること、及び事故時の燃料集合体の振動が耐震評価に包絡されることを説明する。*</p>

第 15 条	条文	要求対象設備 (評価対象)	設計観点	具体的な設計
4 項	<p>燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないものでなければならない。</p>	<p>燃料体 (燃料被覆材)</p>	<p>燃料被覆材を以下に示す機械的観点から、流体振動により損傷しない設計としている。</p> <p>機械的損傷：燃料棒と支持格子のスプリング、ディンプルの接点におけるフレットング摩耗による燃料被覆材の損傷を考慮</p>	<p>燃料棒が流体振動によるフレットング摩耗によって損傷を受けない設計であることを確認している。</p> <p>設計の詳細は設工認申請において示す予定であり、確証試験結果によりフレットング摩耗評価を行い、燃料棒の健全性を示す。*</p> <p>詳細は設工認申請において、確証試験結果によりフレットング摩耗評価を行い、燃料棒の健全性を説明する。*</p>
			<p>燃料被覆材を以下に示す機械的観点から損傷させないために、流体振動に伴う発生応力(水力振動による応力)により燃料被覆材が損傷しない設計としている。</p> <p>機械的損傷：燃料棒の振動により発生する応力による燃料被覆材の損傷を考慮</p>	<p>燃料被覆管応力評価において水力振動による荷重を考慮し、燃料被覆材の耐力以下となる設計とする。</p> <p>詳細は設工認申請において、内外圧差による応力、ペレットの接触圧による応力、熱応力及び水力振動による応力を組み合わせた場合でも燃料被覆材の耐力を下回ることを説明する。*</p>

第 15 条	条文	要求対象設備 (評価対象)	設計観点	具体的な設計												
5 項	<p>燃料体は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、<u>必要な物理的及び化学的性質を保持するもの</u>でなければならない。</p>	燃料体 (燃料棒)	燃料棒及び燃料ペレットの構成材料について、原子炉運転状態に応じた圧力及び温度条件、燃焼度、中性子照射量等の最も厳しい条件においても、耐熱性、耐放射線性、耐食性等を保持するものとしている。	<p>燃料ペレット及び燃料被覆管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、燃料ペレットの変形（熱膨張、スエリング及び焼き縮まり）、核分裂生成ガスの生成及び放出、燃料被覆管の変形（熱膨張、クリープ、弾性変形）等を考慮しても、燃料寿命中に耐熱性、耐放射線性、耐食性等を保持するものとしている。</p> <p>詳細は設工認申請において、上記条件を考慮した強度評価を実施し、その健全性を説明する。*</p>												
6 項	燃料体は、次に掲げるものでなければならない。															
6 項一	<p>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こと。</p>	燃料体 (燃料棒)	<p>燃料棒を、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において閉じ込め機能を維持するよう設計する。具体的には、燃料棒に損傷を生じないよう設計する。</p>	<p>燃料棒は燃料寿命中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、以下の方針で設計する。</p> <table border="1" data-bbox="1393 754 1989 1265"> <tr> <td data-bbox="1393 754 1585 842">燃料中心温度</td> <td data-bbox="1585 754 1989 842">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を確認する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1393 842 1585 967">燃料棒内圧</td> <td data-bbox="1585 842 1989 967">燃料被覆管の外向きのクリープ変形により燃料ペレットと燃料被覆管のギャップが増加する圧力を超えないことを確認する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1393 967 1585 1023">燃料被覆管応力</td> <td data-bbox="1585 967 1989 1023">燃料被覆管の耐力以下であることを確認する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1393 1023 1585 1142">燃料被覆管歪</td> <td data-bbox="1585 1023 1989 1142">燃料被覆管に生じる円周方向引張歪の変化量は各過渡変化に対して 1%以下であることを確認する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1393 1142 1585 1198">被覆管疲労</td> <td data-bbox="1585 1142 1989 1198">累積疲労サイクルは設計疲労寿命以下であることを確認する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1393 1198 1585 1265">その他の考慮事項</td> <td data-bbox="1585 1198 1989 1265">腐食、水素吸収、PCI の観点で問題ないことを確認する。</td> </tr> </table> <p>詳細は設工認申請において、燃料棒が上記の基準を満足するよう設計されていることを説明する。*</p>	燃料中心温度	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を確認する。	燃料棒内圧	燃料被覆管の外向きのクリープ変形により燃料ペレットと燃料被覆管のギャップが増加する圧力を超えないことを確認する。	燃料被覆管応力	燃料被覆管の耐力以下であることを確認する。	燃料被覆管歪	燃料被覆管に生じる円周方向引張歪の変化量は各過渡変化に対して 1%以下であることを確認する。	被覆管疲労	累積疲労サイクルは設計疲労寿命以下であることを確認する。	その他の考慮事項	腐食、水素吸収、PCI の観点で問題ないことを確認する。
燃料中心温度	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を確認する。															
燃料棒内圧	燃料被覆管の外向きのクリープ変形により燃料ペレットと燃料被覆管のギャップが増加する圧力を超えないことを確認する。															
燃料被覆管応力	燃料被覆管の耐力以下であることを確認する。															
燃料被覆管歪	燃料被覆管に生じる円周方向引張歪の変化量は各過渡変化に対して 1%以下であることを確認する。															
被覆管疲労	累積疲労サイクルは設計疲労寿命以下であることを確認する。															
その他の考慮事項	腐食、水素吸収、PCI の観点で問題ないことを確認する。															

第 15 条	条文	要求対象設備 (評価対象)	設計観点	具体的な設計
6 項二	<p>輸送中又は取扱中において、<u>著しい変形を生じないもの</u>とすること。</p>	<p>燃料体 (燃料棒以外の構成要素)</p>	<p>輸送中又は取扱中に想定される荷重により、燃料集合体の以下の構成部品が十分な強度を有し、燃料集合体としての機能が保持できる設計とすることとしている。</p> <p>【停止機能】 制御棒の挿入経路及び挿入性維持 (制御棒案内シンプル)</p> <p>【冷却機能】 燃料集合体の支持骨格及び燃料棒間隔による冷却材流路維持 (上下部ノズル、支持格子、制御棒案内シンプル)</p>	<p>輸送中又は取扱中に燃料集合体に加わる荷重を 6G と設定し、構成部品がこの荷重に対して十分な強度を有し、燃料集合体としての機能が保持できる設計とする。</p> <p>詳細は設工認申請において、6G の設計荷重に対し燃料集合体の各構成要素が燃料集合体としての機能が維持できることを説明する。*</p>

※原子炉設置変更許可申請にあつては、基本設計段階であり、燃料体の構造・強度評価に必要な各構成部材の詳細設計（詳細寸法等）が確定していないことを踏まえ、その仕様を決定する上での設計方針を記載し、詳細段階である設工認申請において、上記条件を考慮した強度評価を実施し、その健全性を確認することとしている。

設置許可基準規則第 15 条 5 項及び第 15 条 6 項 1 号の
設計方針及び設計上考慮している負荷について

1 設置許可基準規則第 15 条 5 項について

設置許可基準規則 15 条 5 項の要求事項は、

「燃料体は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。」であり、その設計方針は、

「燃料体は、通常運転時における燃料要素の内外圧差、燃料要素及び他の材料の照射、負荷の変化により起こる圧力及び温度の変化、化学的効果、静的及び動的荷重、燃料材の変形並びに燃料要素内封入ガスの組成の変化等を考慮して、各構成要素が十分な強度を有し、その機能を保持できる設計とし、」としている。

具体的な設計及び申請書関連記載箇所を表に示す。

2 設置許可基準規則第 15 条 6 項 1 号について

設置許可基準規則 15 条 6 項 1 号の要求事項は、

「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。」であり、その設計方針は、

「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、核分裂生成物の蓄積による燃料被覆材の内圧上昇、熱応力等の荷重に耐える設計とする。このため、燃料要素は所要の運転期間において、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、以下の基準を満足できる設計とする。

- (1) 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。
- (2) 燃料要素内圧は、通常運転時において、燃料被覆材の外向きのクリープ変形により燃料材と燃料被覆材のギャップが増加する圧力を超えないこと。
- (3) 燃料被覆材応力は、燃料被覆材の耐力以下であること。
- (4) 燃料被覆材に生じる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。
- (5) 累積疲労サイクルは設計疲労寿命以下であること。」としている。

なお、設置許可基準規則第 15 条 6 項 1 号の設計は、設置許可基準規則第 15 条 5 項の考慮事項を踏まえた上での設計である。

具体的な設計及び申請書関連記載箇所を表に示す。

表 設置許可基準規則第 15 条 5 項及び第 15 条 6 項 1 号に係る具体的な設計及び申請書関連記載箇所

要求対象設備 (評価対象)	設計上考慮している 燃料体のふるまい	設計上考慮している負荷	具体的な設計	申請書関連記載箇所
燃料体 (燃料棒)	[ペレット] ・熱膨張 ・スエリング ・焼きしまり ・核分裂生成ガスの生成及び放出 ・核分裂生成物の蓄積による燃料の溶融点低下 ・燃焼に伴う熱伝導率低下 [被覆管] ・熱膨張 ・クリープ ・弾性変形 ・中性子照射による強度増加、延性低下 ・腐食(酸化) ・水素吸収 [燃料棒] ・ペレットと被覆管の間隙中のガスの熱伝導率	ペレット溶融によるペレットと被覆管との熱膨張差による応力	燃料中心最高温度が各燃料(二酸化ウラン、Gd 入り二酸化ウラン)の溶融点未満	3.2 機械設計 3.2.1 燃料 (2)設計方針 (5)評価 a. 燃料棒 b. 照射効果 c. 燃料棒 (a)燃料中心最高温度
		被覆管の外向きのクリープ変形	燃料棒内圧が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	3.2 機械設計 3.2.1 燃料 (2)設計方針 (5)評価 a. 燃料棒 b. 照射効果 c. 燃料棒 (b)燃料棒内圧
		燃料棒の内外圧差による被覆管応力	被覆管応力は被覆材の耐力以下	3.2 機械設計 3.2.1 燃料 (2)設計方針 (5)評価 a. 燃料棒 b. 照射効果 c. 燃料棒 (c)被覆管の応力
		ペレットの接触圧による被覆管応力		
		被覆管の熱応力		
		燃料棒の水力振動による被覆管応力	被覆管に生じる円周方向引張歪の変化量は各過渡変化に対して 1%以下	3.2 機械設計 3.2.1 燃料 (2)設計方針 (5)評価 a. 燃料棒 b. 照射効果 c. 燃料棒 (d)被覆管の歪
		被覆管の累積疲労サイクル	累積疲労サイクルは Lannger and O' Donnell の曲線に基づく許容累積疲労サイクルを十分下回る	3.2 機械設計 3.2.1 燃料 (2)設計方針 (5)評価 a. 燃料棒 b. 照射効果 c. 燃料棒 (e)疲労サイクル
		被覆管の腐食(酸化)	被覆管の酸化減肉による応力増加は問題としないこと	3.2 機械設計 3.2.1 燃料 (5)評価 c. 燃料棒 その他の考慮事項
		被覆管の水素吸収	被覆管の水素吸収を考慮しても被覆管の延性は確保されていること	3.2 機械設計 3.2.1 燃料 (5)評価 c. 燃料棒 その他の考慮事項

以上

高燃焼度燃料装荷炉心の
熱水力設計について

目 次

1. 概 要	15 条-別添 3-1
2. 熱水力設計方針	15 条-別添 3-2
3. ステップ 2 燃料装荷炉心における DNBR 評価	15 条-別添 3-3
3.1 DNBR の評価手法	15 条-別添 3-3
3.2 改良統計的熱設計手法の実機への適用	15 条-別添 3-4
3.3 最小 DNBR 評価結果	15 条-別添 3-10
4. ステップ 2 燃料装荷炉心における燃料温度評価 ...	15 条-別添 3-23
4.1 燃料中心最高温度の制限値	15 条-別添 3-23
4.2 燃料中心温度の評価結果	15 条-別添 3-23
5. ステップ 2 燃料装荷炉心の熱水力設計値	15 条-別添 3-27
6. まとめ	15 条-別添 3-29

別紙 1 通常運転時の熱的制限値について

1. 概 要

玄海原子力発電所4号炉では、使用済燃料発生量低減の観点から、燃料集合体最高燃焼度が48,000MWd/tである現行の高燃焼度燃料（以下、「ステップ1燃料」という。）に代わり、燃料集合体最高燃焼度を55,000MWd/tへ引き上げた高燃焼度燃料（以下、「ステップ2燃料」という。）を取替燃料として採用することとしている。

ステップ2燃料を装荷したサイクル以降の炉心（以下、「ステップ2燃料装荷炉心」という。）の熱水力設計においては、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最小DNBR^{*1}及び燃料中心最高温度を確認する。なお、DNBR評価には改良統計的熱設計手法を適用する。

本資料は、玄海原子力発電所4号炉ステップ2燃料装荷炉心の熱水力設計についてまとめたものである。

^{*1} DNBR：沸騰熱伝達の過程において核沸騰からの離脱が起こるときの熱流束と実際の熱流束との比。Departure from Nucleate Boiling Ratio

2. 熱水力設計方針

熱水力設計は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の健全性を確保するため、以下の方針の下に行う。

- ① 最小DNBRは、許容限界値以上である設計とする。
- ② 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熔融点未満となる設計とする。

3. ステップ2燃料装荷炉心におけるDNBR評価

3.1 DNBRの評価手法

DNBRはDNB熱流束と実際の熱流束との比であり、この評価には、実際の熱流束に対応するものとして設計出力分布を用い、DNB熱流束は冷却材条件に応じてDNB相関式により求める。

DNB相関式に入力される炉心内局所冷却材条件は、THINCコード又は改良COBRA-3Cコードによるサブチャンネル解析により求める。

DNB相関式としては、主にMIRC-1相関式又はNFI-1相関式を使用しているが、これらの相関式を用いるDNBR評価には、「発電用加圧水型原子炉の炉心熱設計評価指針」（原子力安全委員会平成12年8月28日一部改訂）（以下、「熱設計評価指針」という。）において妥当性が認められている改良統計的熱設計手法を適用する。

なお、MIRC-1相関式及びNFI-1相関式は、それぞれTHINCコード及び改良COBRA-3Cコードとの組合せで使用し、以降これらのDNB相関式に関する記述は、すべてこれらのサブチャンネル解析コードとの組合せを指すものとする。

図3-1に改良統計的熱設計手法によるDNBR評価の流れを示す。改良統計的熱設計手法では、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に基づき、最小DNBRの許容限界値を設定する。そして、実際のプラントパラメータに基づいて求めたDNBR最確値を最小DNBRの評価値として、この値が通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において最小DNBRの許容限界値以上であることを確認する。

なお、運転時の異常な過渡変化時に、炉心圧力がMIRC-1相関式及びNFI-1相関式の適用下限圧力9.8MPa未満に低下する事象に関しては、DNB相関式としてW-3相関式を使用する。その場合、

DNBR評価は主要な設計パラメータの解析コードへの入力値として保守的に選定した固定値を用いて実施する。

3.2 改良統計的熱設計手法の実機への適用

最小DNBRの評価に改良統計的熱設計手法を用いて行う場合には、熱設計評価指針において、以下の項目を満足していることが求められている。

- ① DNB相関式の不確定性を表す確率分布の設定が妥当に行われていること。
- ② 統計的に取り扱う入力パラメータの不確定性を表す確率分布の設定が妥当に行われていること。
- ③ 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評価結果に基づき、最小DNBRの許容限界値の設定が妥当に行われていること。

3.2.1 DNB相関式の不確定性を表す確率分布

DNB相関式の不確定性を表す確率分布 (M/P^{*2} の確率分布) については、熱設計評価指針に示された M/P の確率分布 (95 × 95 基準を満たす DNBR が 1.17 である平均値 1.0、標準偏差 0.0883 の正規分布。以下、「熱設計評価指針の分布」という。) を適用する。

熱設計評価指針の分布は、ステップ1燃料 (A型燃料及びB型燃料) に対する MIRC-1 相関式及び NFI-1 相関式の不確定性を包絡するように設定されており、これらの燃料に対する適用性が熱設計評価指針において認められている。

ステップ2燃料は、従来のニッケル・クロム・鉄合金を材料

*2 M/P : DNB 試験において測定された熱流束 (M) と DNB 相関式により予測される DNB 熱流束 (P) の比。

とする支持格子（以下、「インコネルグリッド」という。）に代わり、ジルカロイ-4を材料とする支持格子（以下、「ジルカロイグリッド」という。）を採用している。これに対する熱設計評価指針の分布の適用性については、ジルカロイグリッド燃料を模擬したDNB試験結果を両相関式により解析した結果に基づき、以下のとおり確認した。

ジルカロイグリッド燃料を模擬したDNB試験によるDNB熱流束の測定値とDNB相関式による予測値を比較して図3-2及び図3-3に示す。

この試験結果を統計処理して得られる95×95基準を満たすDNBRを表3-1に示す。同表には、B型ジルカロイグリッド燃料のDNB試験データをMIRC-1相関式で解析した結果及びA型ジルカロイグリッド燃料のDNB試験データをNFI-1相関式で解析した結果もあわせて示す。両相関式ともに、いずれの燃料形式に対しても95×95基準を満たすDNBRは1.17を下回っている。

したがって、ジルカロイグリッド燃料に対しても、両相関式の不確定性を示す確率分布として、95×95基準を満たすDNBRが1.17となる熱設計評価指針の分布を適用することは、DNB相関式の不確定性をより保守的に与えることとなり、妥当である。

3.2.2 入力パラメータの不確定性を表す確率分布

改良統計的熱設計手法を適用したDNBRの評価において使用する入力パラメータ及びその統計的取扱いの考え方については、熱設計評価指針に示されたとおりであり、これらを表3-2に示す。

(1) 統計的に取り扱う入力パラメータ

統計的に取り扱う入力パラメータのうち、ステップ2燃料

(ジルカロイグリッド燃料)の採用に伴い核的エンタルピ上昇熱水路係数($F_{\Delta H}^N$)の確率分布を見直す。炉心バイパス流量については、表3-3に示すとおり、ステップ2燃料として採用するジルカロイグリッドの圧力損失係数*3が従来のインコネルグリッドに比べて若干大きいため、制御棒案内シンプルを通る炉心バイパス流量が従来の約1.9%から約2.0%に増加するが、炉心バイパス流量の最確値及び標準偏差(不確定性)はステップ1燃料装荷炉心の値が採用できる。なお、それ以外の統計的に取り扱う入力パラメータについては、従来の統計的熱設計手法での取扱いと同一とする。

- a. 核的エンタルピ上昇熱水路係数($F_{\Delta H}^N$)(水平方向出力分布)
ステップ2燃料装荷炉心では、燃焼燃料と新燃料の反応度差が拡大することにより、水平方向出力分布が平坦化しにくくなる。このため、炉心設計の柔軟性を確保する観点から、DNBR評価に用いる $F_{\Delta H}^N$ 最確値を1.54から1.58に変更する。

表3-4に、熱設計評価指針に定められた手法に基づき評価したステップ2燃料装荷炉心の統計的に取り扱う入力パラメータの最確値及び標準偏差の設定値を示す。これらは、95%以上の信頼度をもって各パラメータの不確定性を表わせるように設定している。

(2) 固定値として取り扱う入力パラメータ

固定値として取り扱う入力パラメータのうち、ステップ2燃料装荷炉心では、ステップ2燃料の採用に伴い、軸方向ピーキ

*3 流体が流路を流れるときの流れの抵抗を表す係数

ング係数 (F_z^N) 及び熱拡散係数*4 (TDC) を見直し、いずれも最小DNBRの評価の結果が厳しくなるように選定した。なお、それ以外の固定値として取り扱う入力パラメータについては、従来の統計的熱設計手法での取扱いと同一とする。

a. 軸方向ピーキング係数 (F_z^N) (軸方向出力分布)

燃料の高燃焼度化に伴い、サイクル末期では炉心中央部の燃焼が進み炉心上部の出力が高くなる傾向にあることから、DNBR評価が厳しくなる可能性がある。

このためDNBR評価に用いる軸方向出力分布については、通常運転時に現れる様々な軸方向出力分布によるDNBRを包絡して評価することができるよう、従来使用していた最大と平均の比が1.55であるコサイン分布から、最大と平均の比が1.62であるコサイン分布に変更する。

b. 熱拡散係数 (TDC)

ステップ2燃料(ジルカロイグリッド燃料)のTDCは、ステップ1燃料(インコネルグリッド燃料)と異なるため、TDCの測定を行った。DNBR評価では、従来の使用値0.045から、第3-5表に示すTDC実験の測定値を統計処理して得られる95×95下限値0.026に変更する。これにより、ステップ1燃料及びステップ2燃料(各A型燃料とB型燃料の2タイプ)の全てを包絡して取り扱うことができる。

3.2.3 最小DNBRの許容限界値の設定

3.2.1に述べたM/Pの確率分布及び3.2.2に述べた入力パラメータの統計的取扱いに基づき、以下のとおりDNBR設計限界値及びDNBペナルティを評価し、最小DNBRの許容限界値

*4 水路間の乱流混合による熱移動量を表す係数。(TDC : Thermal Diffusion Coefficient)

を設定する。

(1) DNBR設計限界値の評価

DNBR設計限界値は、改良統計的熱設計手法を適用する運転時の異常な過渡変化や事故の各事象における炉心冷却材条件を考慮した代表的な条件として、熱設計評価指針で規定されているDNB設計限界評価条件において評価する。

相関式ごとに求めたDNBR設計限界値を表3-6に示す。DNBR設計限界値は炉心冷却材条件により若干の差があるため、最大の値を与えるものをDNBR設計限界値とし、MIRC-1相関式に対し1.24、NFI-1相関式に対しては1.25となる。

(2) DNBペナルティの評価

改良統計的熱設計手法の実機への適用において考慮すべきDNBペナルティ（燃料棒曲がり及び混在によるDNBペナルティ）については、熱設計評価指針で規定されている手法に基づいて、以下のとおり評価する。

a. 燃料棒曲がりによるDNBペナルティ

燃料棒間隔の閉塞割合実績を基に実績データを包絡する値を用いて、保守的に曲がり量が最も大きくなるステップ2燃料の燃料寿命末期（燃料集合体燃焼度55,000MWd/t）における95%確率上限の燃料棒曲がり量（ギャップ閉塞割合 ΔC_{95} ）を評価する。評価結果を表3-7に示す。

ここで、燃料棒曲がりによるDNBペナルティの評価には、A型燃料とB型燃料の ΔC_{95} 評価結果のうち、値の大きい方を使用する。

包絡的に求めた ΔC_{95} 評価結果に基づき、熱設計評価指針に記載された評価手法に従い、燃料棒曲がりによるDNBペナルティを求める。

燃料棒曲がり量（ギャップ閉塞割合）とDNBペナルティの関係を図3-4に示すが、これより、燃料寿命末期の95%確率の燃料棒曲がり量（ ΔC_{95} ）によるDNBペナルティ（ δ_{95} ）は4.2%となる。

b. 混在によるDNBペナルティ

ステップ2燃料装荷炉心においては、ステップ1燃料とステップ2燃料（各A型燃料及びB型燃料の2タイプ）の混在を考慮する。燃料型式ごとのグリッド圧力損失係数の値を表3-8に示す。混在する燃料間では、グリッド圧力損失係数差が約9%程度であるが、混在によるDNBペナルティの評価では、保守的に約14%のグリッド圧力損失係数差を考慮する。

包絡的かつ保守的に定めた圧力損失係数差に基づき、熱設計評価指針に記載された評価手法に従って、混在によるDNBペナルティを評価する。

その結果、混在によるDNBペナルティは、MIRC-1相関式に対し6.5%、NFI-1相関式に対して5.8%となる。

(3) 最小DNBRの許容限界値の設定

上記(1)及び(2)の評価に基づき、最小DNBRの許容限界値を設定した結果を表3-9に示す。

DNBR設計限界値(①)に対し、燃料棒曲がりによるDNBペナルティ(②)及び混在によるDNBペナルティ(③)のための余裕を考慮した値(①/(1-②-③))をMIRC-1相関式及びNFI-1相関式それぞれに対して求める。

ここでDNBR設計限界値(①)及び燃料棒曲がりによるDNBペナルティ(②)は、ステップ1燃料及びステップ2燃料（各A型燃料及びB型燃料の2タイプ）を包絡する値であり、また、混在によるDNBペナルティ(③)はこれらの燃料の圧力損失係数

差を包絡する混在炉心のDNBペナルティとして保守的に評価していることから、上記の値(①/(1-②-③))はいずれの燃料及びその混在に対しても適用可能である。

最小DNBRの許容限界値は、ここで挙げた全ての燃料及びDNB相関式の組合せに対して適用できる値として、保守的に1.42に設定した。

3.3 最小 DNBR 評価結果

定格出力運転時の最小DNBRは、統計的に取り扱う入力パラメータについては表3-4に示す最確値を用い、統計的に取り扱わない入力パラメータについては評価結果が厳しくなるように保守的に選定した固定値を用いて求める。定格出力運転時の最小DNBRを評価した結果2.19となり、最小DNBRの許容限界値1.42に対して十分な余裕が確保されている。

なお、運転時の異常な過渡変化時については、別途安全解析により最小DNBRが許容限界値以上であることを確認する。その際、W-3相関式を使用する評価では、入力パラメータとして保守的に選定した固定値を用い、最小DNBRの許容限界値は1.30とする。

表 3-1 DNB 相関式の M/P
(ジルカロイグリッド燃料)

相関式及び燃料型式		M/P 平均値	M/P 標準偏差	95×95 基準を 満たす DNBR*1
MIRC-1	A型ジルカロイグリッド燃料	1.029	0.077	1.13
	B型ジルカロイグリッド燃料	1.104	0.097	1.08
NFI-1	A型ジルカロイグリッド燃料	1.035	0.071	1.11
	B型ジルカロイグリッド燃料	1.086	0.087	1.08
評価に使用する確率分布 (熱設計評価指針の分布)		1.0	0.0883	1.17

*1 1/(M/P)の確率分布の95×95上限値

表 3-2 最小 DNBR の評価に使用する入力パラメータの統計的取扱いの有無

入力パラメータ	統計的取扱いの有無	備 考
<p>(1) 運転状態に関連したパラメータ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材流量 ○ ・ 炉心バイパス流量 ○ ・ 炉心入口流量分布 × ・ 原子炉出力 ○ ・ 1次冷却材平均温度 ○ ・ 炉心圧力 ○ 		<p>流動試験により炉心入口で流量分布が存在することは確認されている。安全側に高温集合体の入口流量を平均値より低下させ固定値として用いる。</p>
<p>(2) 核熱パラメータ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 核的エンタルピ上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H}^N$) ○ ・ 軸方向ピーキング係数 (F_z^N) × ・ 熱拡散係数(TDC) × 		<p>軸方向出力分布は制御棒挿入位置、キセノン分布により種々の形を取り得る。よって、F_z^N一定のコサイン分布を用いる。安全側に固定値として用いる。</p>
<p>(3) 製作誤差に基づくパラメータ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ エンタルピ上昇に関する工学的熱水路係数 ($F_{\Delta H,1}^E$) ○ 		<p>ペレット直径、密度、濃縮度の製作公差の影響を考慮。</p>
<p>(4) その他</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 流路面積 × ・ グリッド圧力損失係数 × 		<p>燃料棒の曲がりによるペナルティは別途考慮するので高温水路に対するピッチ減少は考えない。 DNBRへの感度は小さく固定値として用いる。</p>

表 3-3 炉心バイパス流量最確値と不確定性

	最 確 値		不 確 定 性
	ステップ1燃料 装荷炉心	ステップ2燃料 装荷炉心	
① 原子炉容器上部ふた部へ向かう流れ	1.6%	1.6%	0.3%
② 制御棒案内シンブルを通る流れ	1.9%	2.0%	0.7%
③ 原子炉容器と炉心槽の間隙を経て原子炉容器出口ノズルに至る流れ	0.2%	0.2%	0.2%
④ 炉心バッフルと炉心槽の間を通る流れ	0.4%	0.4%	0.1%
合 計	4.1%	4.2%	0.8% ^{*1}
DNBR評価用	4.5% ^{*2}	4.5% ^{*2}	1.0% ^{*2}

*1 不確定性の合計は、各バイパス流量の不確定性の二乗和平均をとっている。

*2 DNBR評価用バイパス流量の最確値及び不確定性は、合計値を基に保守的に設定している。

表 3-4 統計的に取り扱う入力パラメータの最確値及び標準偏差の設定について

パラメータ	最 確 値	標準偏差 (σ)	具体的取扱い
1 次冷却材流量	定格流量を使用	流量測定誤差に基づいて設定	最確値 = 80,400m ³ /h $\sigma = 2.0 / \sqrt{3}\%$ (最確値 $\pm 2.0\%$ の一様分布)
炉心バイパス流量	各バイパス流路の定格寸法及び各部圧力損失に基づいて設定	各バイパス流路の寸法公差及び各部圧力損失の不確定性による影響を考慮して設定	最確値 = 4.5% $\sigma = 1.0 / \sqrt{3}\%$ (最確値 $\pm 1.0\%$ の一様分布)
原子炉出力	定格値を使用	熱出力校正誤差に基づいて設定	最確値 = 3,411MW $\sigma = 2.0 / \sqrt{3}\%$ (最確値 $\pm 2.0\%$ の一様分布)
1 次冷却材平均温度	定格値を使用	温度測定誤差及び制御系による影響を考慮して設定	最確値 = 307.1°C $\sigma = 2.2 / \sqrt{3}\%$ (最確値 $\pm 2.2\%$ の一様分布)
炉心圧力	炉心部分の圧力評価値に基づいて設定	圧力測定誤差及び制御系による影響を考慮して設定	最確値 = 15.6MPa[gage] $\sigma = 0.21 / \sqrt{3}\%$ (最確値 $\pm 0.21\%$ の一様分布)
核的エンタルピー上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H}^N$)	核設計上の上限値に基づいて設定	実炉心及び臨界実験装置での測定結果を用いた誤差評価に基づいて設定	最確値 = <u>1.58</u> $\sigma = 4.0 / 1.645\%$ (正規分布)
エンタルピー上昇に関する工学的熱水路係数 ($F_{\Delta H,1}^E$)	1.0 を使用	燃料の製造実績及び公差を考慮して設定	最確値 = 1.0 $\sigma = 0.02 / 1.645$ (正規分布)

下線部：本申請における変更箇所

表 3-5 TDC 測定値

	ステップ1燃料 (インコネルグリッド燃料)			ステップ2燃料 (ジルカロイグリッド燃料)		
	平均値	標準 偏差	95×95 下限値	平均値	標準 偏差	95×95 下限値
A型燃料	0.059	0.007	0.045	0.030	0.002	0.026
B型燃料	0.062	0.007	0.048	0.064	0.005	0.054

表 3-6 DNBR 設計限界値評価結果

(1) MIRC-1 相関式による評価

DNB設計限界評価条件	DNBR設計限界値 (DNBR _{DL})
① 以下の条件で、炉心入口温度を上昇させてDNB設計限界となる条件 原子炉圧力16.7MPa [gage]、原子炉出力120% 原子炉圧力16.7MPa [gage]、原子炉出力 80% 原子炉圧力11.8MPa [gage]、原子炉出力120% 原子炉圧力11.8MPa [gage]、原子炉出力100%	1.23 1.23 1.23 1.22
② 定格条件より1次冷却材流量のみを減少させ、DNB設計限界となる条件	1.24
③ 定格条件より $F_{\Delta H}^N$ のみを増加させ、DNB設計限界となる条件	1.24
最大値	1.24

(2) NFI-1 相関式による評価

DNB設計限界評価条件	DNBR設計限界値 (DNBR _{DL})
① 以下の条件で、炉心入口温度を上昇させてDNB設計限界となる条件 原子炉圧力16.7MPa [gage]、原子炉出力120% 原子炉圧力16.7MPa [gage]、原子炉出力 80% 原子炉圧力11.8MPa [gage]、原子炉出力120% 原子炉圧力11.8MPa [gage]、原子炉出力100%	1.23 1.24 1.22 1.22
② 定格条件より1次冷却材流量のみを減少させ、DNB設計限界となる条件	1.25
③ 定格条件より $F_{\Delta H}^N$ のみを増加させ、DNB設計限界となる条件	1.24
最大値	1.25

表 3-7 ギャップ閉塞割合 ΔC_{95} 評価結果

	A型燃料	B型燃料	包絡値
ギャップ閉塞割合 ΔC_{95}			

表 3-8 グリッド圧力損失係数

	A型燃料	B型燃料
ステップ1燃料		
ステップ2燃料		
混在による 圧力損失係数差	約9%	

[- - -]: 商業機密に係る事項のため、公開できません。

表 3-9 最小 DNBR の許容限界値評価結果

	MIRC-1 相関式	NFI-1 相関式
DNBR 設計限界値 ①	1.24	1.25
燃料棒曲がりによる DNBペナルティ ②	4.2%	
混在による DNBペナルティ ^(注1) ③	6.5%	5.8%
① / (1 - ② - ③)	1.39	1.39
最小 DNBR の 許容限界値設定値	1.42	

(注1) 熱設計評価指針に基づき、最小 DNBR が最小 DNBR の許容限界値と一致する条件で算出した値

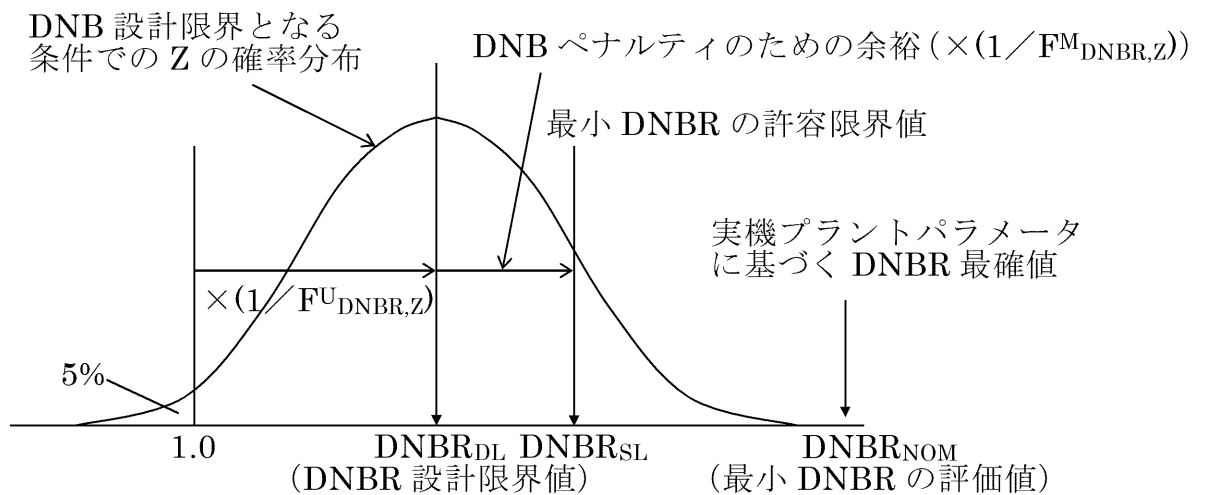
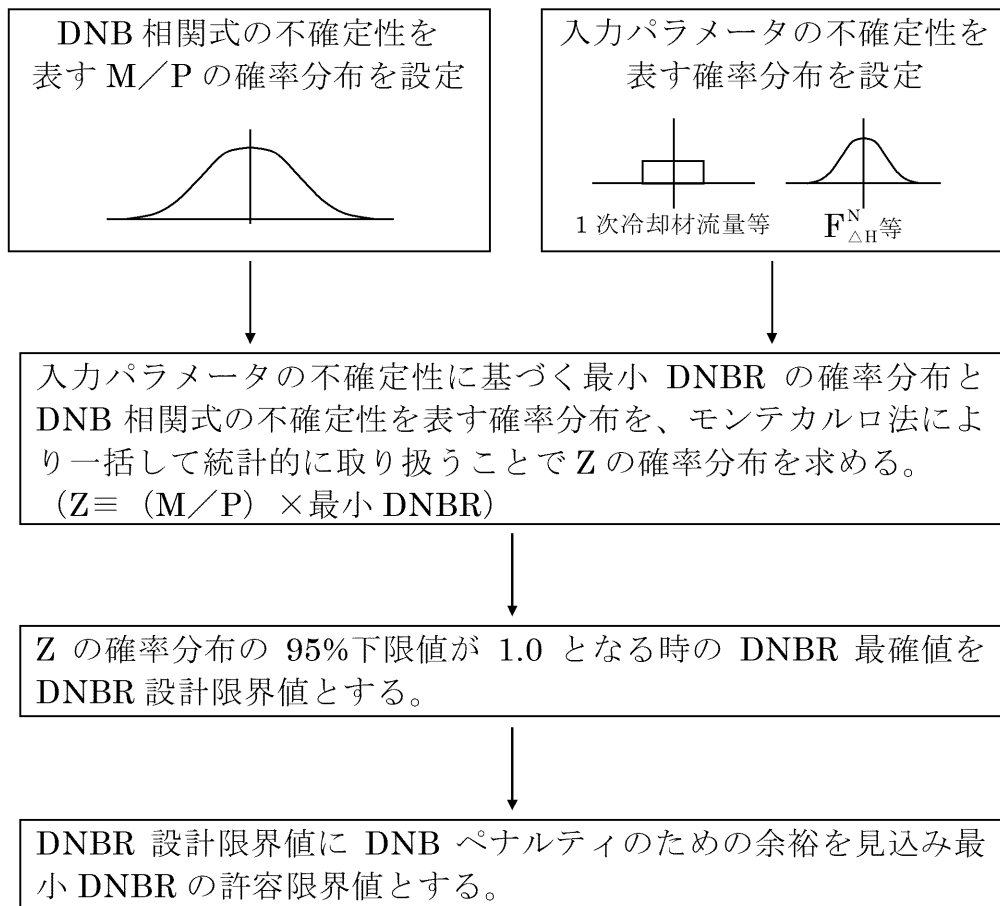


図 3-1 改良統計的熱設計手法による DNBR 評価の流れ

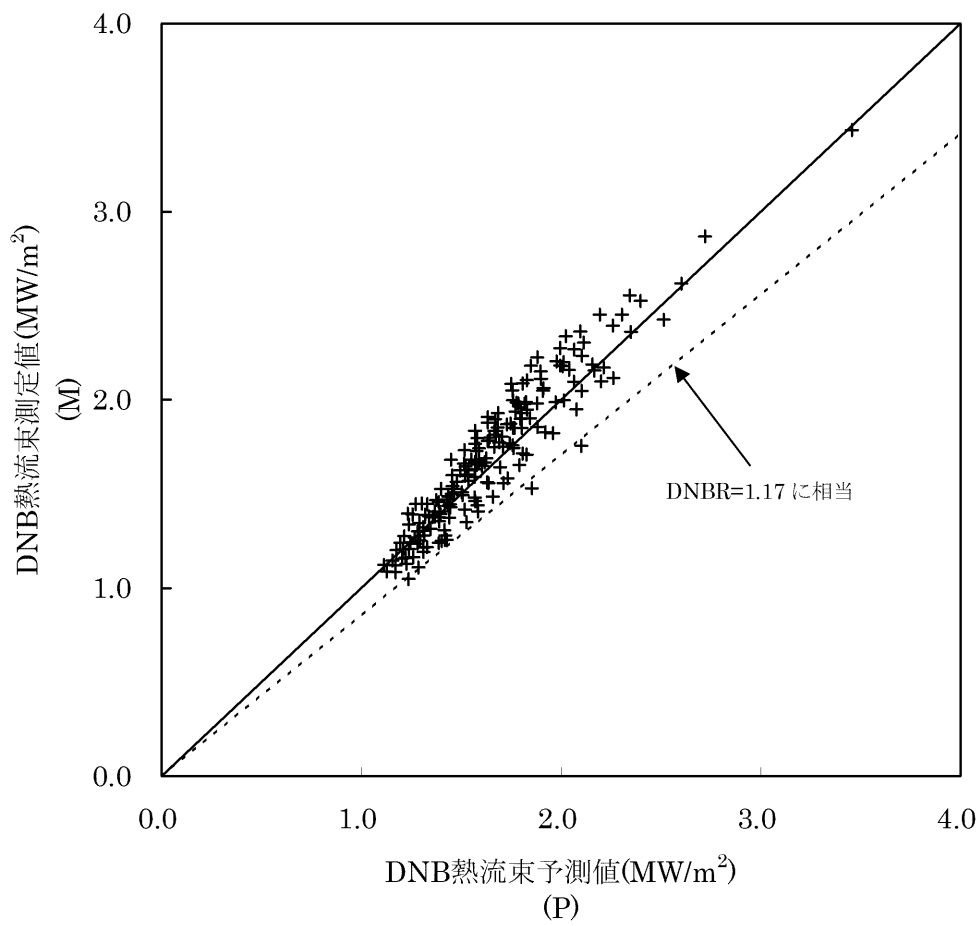


図 3-2 DNB 熱流束の測定値と予測値の比較
(A 型ジルカロイグリッド燃料、MIRC-1 相関式)

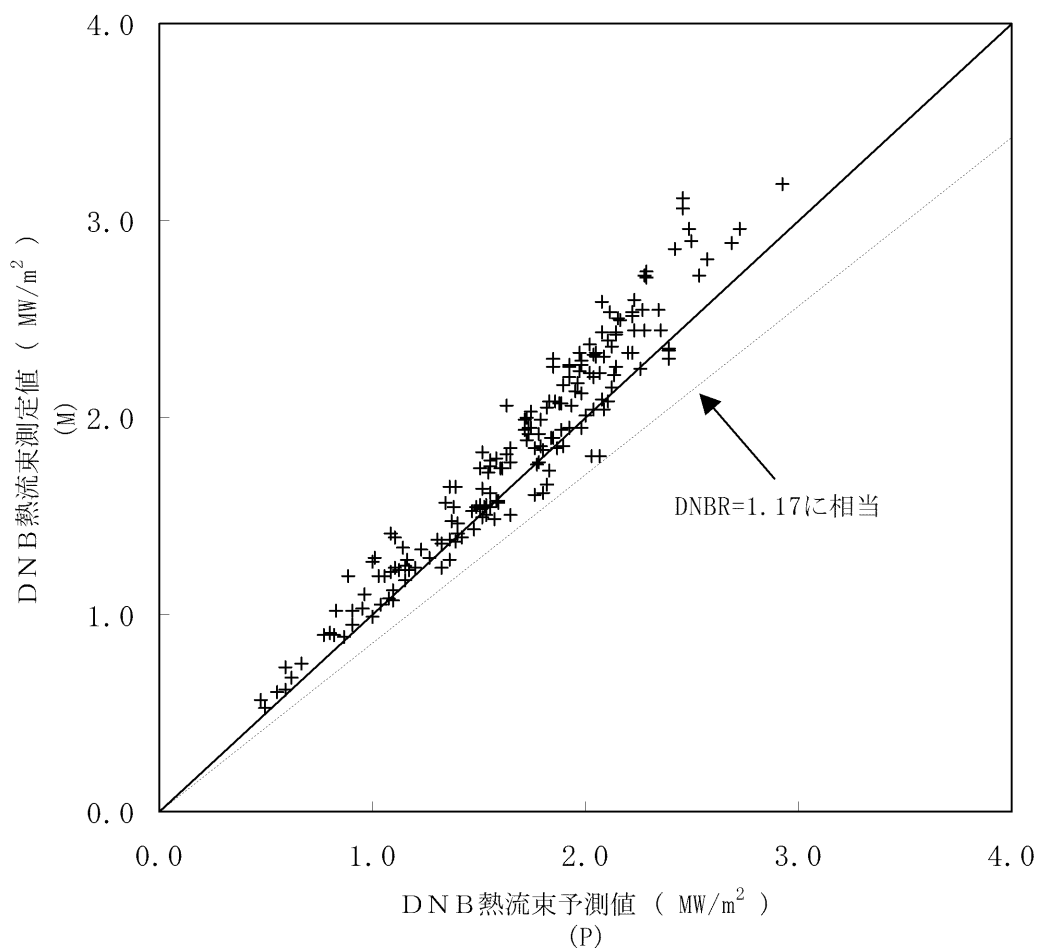


図 3-3 DNB 熱流束の測定値と予測値の比較
(B 型ジルカロイグリッド燃料、NFI-1 相関式)

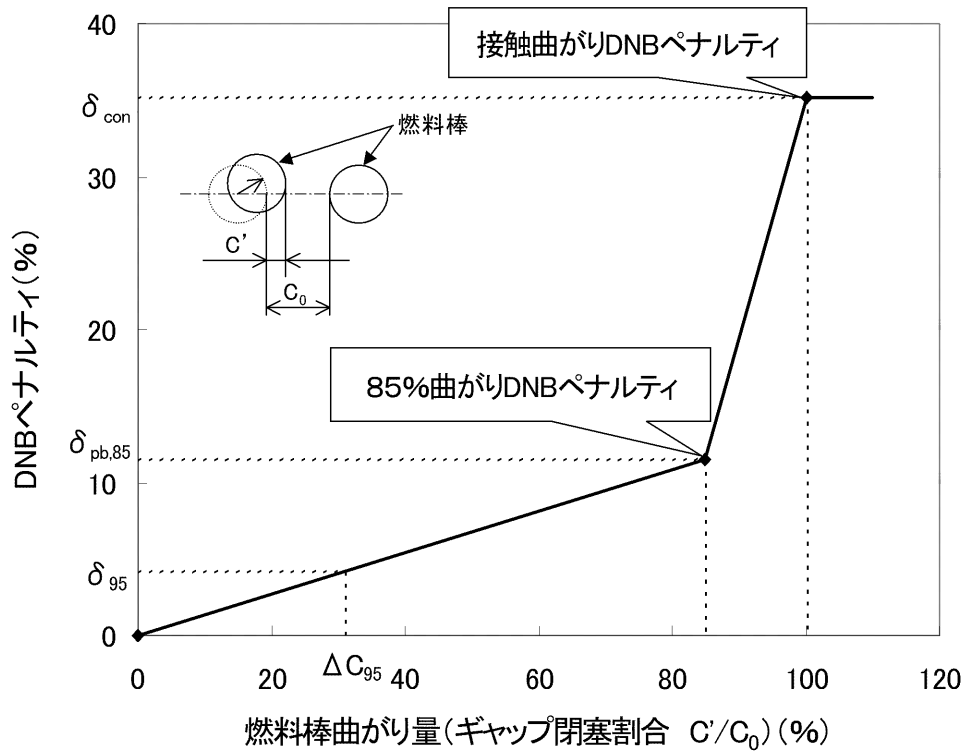


図 3-4 燃料棒曲がりによる DNB ペナルティと曲がり量の関係

4. ステップ2燃料装荷炉心における燃料温度評価

ステップ2燃料装荷炉心においては、ステップ1燃料の混在も考慮し、ステップ1燃料及びステップ2燃料を対象に以下のとおり燃料中心温度を評価する。なお、評価は「燃料の機械設計について」において使用されている燃料棒設計コードを用いる。

4.1 燃料中心最高温度の制限値

二酸化ウランの溶融点は、実験結果を基に未照射二酸化ウランでは約2,800℃、燃焼に伴う溶融点の低下は10,000MWd/t当たり32℃とし、燃焼度71,000MWd/tでは約2,570℃とする。燃料中心最高温度の解析上の制限値は、計算モデルの不確定性及び燃料の製造公差を考慮して、未照射燃料では2,580℃、燃焼に伴う溶融点の低下を10,000MWd/t当たり32℃とし、燃焼度71,000MWd/tでは2,350℃とする。

ガドリニア入り二酸化ウランの溶融点は、高濃度ガドリニア入りペレットの採用に伴う溶融点の低下を考慮し、未照射燃料に対して約2,700℃、燃焼に伴う溶融点の低下は10,000MWd/t当たり32℃とする。ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度の解析上の制限値は、溶融点の燃焼に伴う低下、計算モデルの不確定性及び製造公差を考慮して、未照射燃料では2,480℃、燃料中心温度が最高となる燃焼度10,000MWd/tでは2,440℃とする。

4.2 燃料中心温度の評価結果

ステップ1燃料及びステップ2燃料の燃料中心温度の評価結果を、二酸化ウラン燃料について表4-1に、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料について表4-2に示す。

二酸化ウラン燃料の中心温度の評価が最も厳しくなるのは、いずれの燃料の場合も燃料中心温度が最高となり、かつ、燃料中心温度とその制限値との差が最も小さくなる燃料寿命初期であるが、ペレット初期密度が理論密度の約95%であるステップ1燃料の場合

合がわずかに厳しい結果となる。この場合の燃料中心温度の制限値は $2,570^{\circ}\text{C}$ *5であるが、定格出力時の最大線出力密度における燃料中心最高温度は約 $1,830^{\circ}\text{C}$ 、また運転時の異常な過渡変化時の最大線出力密度における燃料中心最高温度は約 $2,270^{\circ}\text{C}$ であり、いずれも制限値を下回っている。

ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の中心温度の評価結果が最も厳しくなるのは、いずれの燃料の場合も燃料中心温度が最高となり、かつ、燃料中心温度とその制限値との差が最も小さくなる燃焼度約 $10,000\text{MWd/t}$ であるが、ガドリニア濃度が約 $10\text{wt}\%$ であるステップ2燃料の場合がわずかに厳しい結果となる。この場合の燃料中心温度の制限値は $2,440^{\circ}\text{C}$ であるが、定格出力時の最大線出力密度における燃料中心最高温度は約 $1,680^{\circ}\text{C}$ 、また運転時の異常な過渡変化時の最大線出力密度における燃料中心最高温度は約 $2,040^{\circ}\text{C}$ であり、いずれも制限値を下回っている。

*5 ステップ1燃料に対する制限値は、不確定性が 200°C であることから燃焼度 $1,200\text{MWd/t}$ 時には $2,590^{\circ}\text{C}$ となるが、便宜上ステップ2燃料の不確定性 220°C を用い、 $2,570^{\circ}\text{C}$ としている。

表 4-1(1) 二酸化ウラン燃料の中心温度評価結果 (A 型燃料)

燃料の種類	線出力密度 (kW/m)	燃焼度 (MWd/t)	燃料中心最高温度 (°C)	判定	制限値 (°C)
ステップ1燃料	43.1 (定格出力時)	1,200	約1,830	<	2,570*
	59.1 (異常な過渡時)	1,200	約2,270	<	
ステップ2燃料	43.1 (定格出力時)	0	約1,800	<	2,580
	59.1 (異常な過渡時)	0	約2,220	<	

(注) ペレット初期密度は、ステップ1燃料で理論密度の約95%、ステップ2燃料で理論密度の約97%である。

* ステップ1に対する制限値は、不確実性が200°Cであることから燃焼度1,200MWd/t時においては2,590°Cとなるが、便宜上ステップ2燃料の不確実性220°Cを用い、2,570°Cとしている。

表 4-1(2) 二酸化ウラン燃料の中心温度評価結果 (B 型燃料)

燃料の種類	線出力密度 (kW/m)	燃焼度 (MWd/t)	燃料中心最高温度 (°C)	判定	制限値 (°C)
ステップ1燃料	43.1 (定格出力時)	0	約1,810	<	2,580*
	59.1 (異常な過渡時)	0	約2,230	<	
ステップ2燃料	43.1 (定格出力時)	0	約1,750	<	2,580
	59.1 (異常な過渡時)	0	約2,170	<	

(注) ペレット初期密度は、ステップ1燃料で理論密度の約95%、ステップ2燃料で理論密度の約97%である。

* ステップ1に対する制限値は、不確実性が200°Cであることから燃焼度0MWd/t時においては2,600°Cとなるが、便宜上ステップ2燃料の不確実性220°Cを用い、2,580°Cとしている。

表 4-2(1) ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の中心温度評価結果 (A 型燃料)

燃料の種類	線出力密度 (kW/m)	燃焼度 (MWd/t)	燃料中心最高温度 (°C)	判定	制限値 (°C)
ステップ1燃料	33.4 (定格出力時)	10,000	約1,610	<	2,440*
	44.3 (異常な過渡時)		約1,960	<	
ステップ2燃料	33.4 (定格出力時)		約1,680	<	2,440
	44.3 (異常な過渡時)		約2,040	<	

(注) ステップ1燃料のペレット初期密度は理論密度の約95%、ガドリニア濃度は約6wt%である。

ステップ2燃料のペレット初期密度は理論密度の約96%、ガドリニア濃度は約10wt%である。

* ステップ1燃料に対する制限値は、ガドリニア濃度が6wt%であり、不確定性が200°Cであることから燃焼度10,000MWd/t時においては2,490°Cとなるが、便宜上ステップ2燃料の制限値を用い、2,440°Cとしている。

表 4-2(2) ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の中心温度評価結果 (B 型燃料)

燃料の種類	線出力密度 (kW/m)	燃焼度 (MWd/t)	燃料中心最高温度 (°C)	判定	制限値 (°C)
ステップ1燃料	33.4 (定格出力時)	25,000	約1,460	<	2,400*
	44.3 (異常な過渡時)	15,000	約1,810	<	2,430*
ステップ2燃料	33.4 (定格出力時)	25,000	約1,540	<	2,400
	44.3 (異常な過渡時)	15,000	約1,900	<	2,430

(注) ステップ1燃料のペレット初期密度は理論密度の約95%、ガドリニア濃度は約6wt%である。

ステップ2燃料のペレット初期密度は理論密度の約96%、ガドリニア濃度は約10wt%である。

* ステップ1燃料に対する制限値は、ガドリニア濃度が6wt%であり、不確定性が200°Cであることから燃焼度25,000MWd/t時及び15,000MWd/t時においては2,450°C及び2,480°Cとなるが、便宜上ステップ2燃料の制限値を用い、2,400°C及び2,430°Cとしている。

5. ステップ2燃料装荷炉心の熱水力設計値

以上に述べた熱水力設計に基づくステップ2燃料装荷炉心の主要な熱水力設計値は、表5-1に示すとおりである。

表 5-1 熱水力設計値

	ステップ1燃料装荷炉心	ステップ2燃料装荷炉心
炉心熱出力	約3,411MW	同左
燃料棒からの熱発生割合	約97.4%	同左
1次冷却材圧力	約15.4MPa[gage]	同左
1次冷却材流量	約60.1×10 ⁶ kg/h	同左
炉心バイパス流量割合	約4.5%	同左
実効熱伝達面積	約5,550m ²	同左
原子炉容器入口1次冷却材温度	約289℃	同左
原子炉容器出口1次冷却材温度	約325℃	同左
平均出力密度	約105kW/ℓ	同左
熱流束 定格出力時平均 定格出力時最大	約599kW/m ² 約1,443kW/m ²	同左 同左
線出力密度 定格出力時平均 定格出力時最大	約17.9kW/m 43.1kW/m 34.5kW/m (ガドリニア入り二酸化ウラン燃料)	同左 同左 33.4kW/m (ガドリニア入り二酸化ウラン燃料)
熱水路係数(定格出力時) F_Q $F_{\Delta H}^N$	2.41 1.60	同左 1.64
燃料中心最高温度 定格出力時 最大線出力密度 59.1kW/m時 (ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については39.4kW/m (ステップ1燃料装荷炉心) または44.3kW/m (ステップ2燃料装荷炉心))	約1,830℃ 約1,800℃ (ガドリニア入り二酸化ウラン燃料) 約2,270℃ 約1,990℃ (ガドリニア入り二酸化ウラン燃料)	約1,830℃ 約1,680℃ (ガドリニア入り二酸化ウラン燃料) 約2,270℃ 約2,040℃ (ガドリニア入り二酸化ウラン燃料)
最小DNBR 定格出力時 運転時の異常な過渡変化時	(統計的熱設計手法) 1.80 1.17以上 (MIRC-1関連式、 NFI-1関連式) 1.30以上 (W-3関連式)	(改良統計的熱設計手法) 2.19 1.42以上 (MIRC-1関連式、 NFI-1関連式) 同左

6. まとめ

玄海原子力発電所 4 号炉で採用を計画しているステップ 2 燃料装荷炉心について、最小 DNBR 及び燃料中心最高温度の評価結果から、ステップ 2 燃料装荷炉心の熱水力設計が所要の設計基準を満足するものであることを確認した。

通常運転時の熱的制限値について

1. 最小限界熱流束比（最小 DNBR）

炉心の熱水力設計における DNBR 評価は、「発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 平成 12 年 8 月 28 日 一部改訂）に基づき実施しており、「最小限界熱流束比（最小 DNBR） 2.19」は、通常運転時を包絡する運転条件を入力パラメータとして評価した値である。DNBR 評価の入力パラメータ等について表 1 に示す。

安全解析では、通常運転時を包絡する運転条件を初期条件として運転時の異常な過渡変化時の最小 DNBR が許容限界値以下であることを確認しているため、通常運転時の最小 DNBR を熱的制限値とすることで、間接的に運転時の異常な過渡変化時の最小 DNBR が許容限界値を満足することを担保している。

表 1 熱水力設計における DNBR 評価の比較

(a) 設計手法及び評価結果

	ステップ 1 燃料装荷炉心	ステップ 2 燃料装荷炉心	備考
熱設計手法	統計的熱設計 手法 (ITDP : Improved Thermal Design Procedure)	改良統計的熱 設計手法 (GSTM : Generalized Statistical Thermal-design Method)	<ul style="list-style-type: none"> ・当社のステップ 2 燃料導入時に採用実績のある知見の反映 ・ITDP (ステップ 1 燃料装荷炉心) は、DNB 相関式の不確定性を許容限界値に、入力パラメータの不確定性(*)を評価値に、それぞれ個別に考慮する設計手法 ・GSTM (ステップ 2 燃料装荷炉心) は、ITDP において別々に取扱っている DNB 相関式の不確定性と入力パラメータの不確定性(*)を一括して統計的に取扱い、全て許容限界値に考慮する設計手法 (*ここでは、計測誤差等の、統計的に取り扱うことが妥当な不確定性のみを指す
熱的制限値：定格出力時の最小 DNBR (最小限界熱流束比)	1.80	2.19	通常運転時を包絡する条件を入力パラメータとした評価値(後述の入力パラメータの変更に加えて、以下の手法による差を含む) <ul style="list-style-type: none"> ・ITDP (ステップ 1 燃料装荷炉心) では、入力パラメータの不確定性と設計余裕を差し引いた値としているが、GSTM (ステップ 2 燃料装荷炉心) では、これらを考慮しない値としている

(b) 入力パラメータ (ステップ 2 燃料の採用に伴い見直したパラメータ)

入力パラメータ	ステップ 1 燃料装荷炉心	ステップ 2 燃料装荷炉心	備考
核的エンタルピー上昇 熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$ (水平方向出力分布)	1.54	1.58	燃料の高燃焼度化に伴い、燃焼燃料と新燃料の反応度差が拡大することにより、水平方向出力分布が平坦化しにくくなるため、炉心設計の柔軟性を確保する観点から、 $F_{\Delta H}^N$ 最確値を 1.54 から 1.58 へ変更
軸方向ピーキング係数 F_z^N (軸方向出力分布)	1.55 コサイン分布	1.62 コサイン分布	燃料の高燃焼度化に伴い、サイクル末期では炉心中央部の燃焼が進み炉心上部の出力が高くなる傾向にあることから、DNBR 評価が厳しくなる可能性がある。このため DNBR 評価に用いる軸方向出力分布は、通常運転時に現れる様々な軸方向出力分布による DNBR を包絡して評価することができるよう、従来使用していた 1.55 コサイン分布から 1.62 コサイン分布へ変更
熱拡散係数 TDC (水路間の乱流混合による熱移動量を表す係数 TDC : Thermal Diffusion Coefficient)	0.045	0.026	ステップ 2 燃料 (ジルカロイグリッド燃料) の TDC は、ステップ 1 燃料 (インコネルグリッド燃料) と異なるため、燃料型式毎の TDC の計測結果より、ステップ 1 燃料及びステップ 2 燃料の全てを包絡する条件へ変更 (0.045→0.026)
グリッド圧力損失係数			ステップ 1 燃料の値からステップ 2 燃料の値に変更 ([])。

[] : 商業機密に係る事項のため、公開できません。

(c) 入力パラメータ (ステップ 2 燃料の採用で変更のないパラメータ)

入力パラメータ	ステップ 1 燃料装荷炉心	ステップ 2 燃料装荷炉心	備考
1 次冷却材流量	80,400m ³ /h	←	
炉心バイパス流量	4.5%	←	
炉心入口流量分布	※	←	※炉心入口流量の不均一性について、高温集合体への冷却材流量を平均より 5% 減少させることにより考慮
原子炉出力	3411MW	←	
1 次冷却材平均温度	307.1℃	←	
原子炉圧力	15.6 MPa [gage]	←	
エンタルピ上昇に関する工学的熱水路係数 $F_{\Delta H}^E$	1.0	←	
流路面積	※	←	※流路面積は燃料棒ピッチ、燃料棒外径、制御棒案内シングル外径、炉内計装用案内シングル外径より算出

2. 燃料棒最大線出力密度

「燃料棒最大線出力密度 43.1kW/m」は、通常運転時を包絡する条件として炉心平均線出力密度に熱流束熱水路係数（ F_Q ）制限値を考慮して設定した値である。安全解析の初期条件の制限値として、間接的に運転時の異常な過渡変化時の燃料中心最高温度が燃料の溶融点を満足することを担保している。

燃料棒最大線出力密度（43.1kW/m）

$$= \text{炉心平均線出力密度（17.9kW/m）} \times F_Q \text{ 制限値（2.41）}$$

なお、ステップ 2 燃料導入にあたって炉心平均線出力密度に変更はなく、また、通常運転時の熱流束熱水路係数（ F_Q ）制限値についても変更しないため、燃料棒最大線出力密度も同様に変更はない。

16 条

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

<目 次>

1. 基本方針

1.1 要求事項に対する適合性

(1) 適合性説明

2. 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

別添1 使用済燃料ピットへの重量物落下について

別添2 新燃料貯蔵庫及び使用済燃料ピットの未臨界性について

別添3 使用済燃料ピットの冷却能力について

別添4 使用済燃料ピットの遮へい能力について

別添5 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設の変更箇所に関する補足について

1. 基本方針

1.1 要求事項に対する適合性説明

(1) 適合性説明

(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)

第十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）の取扱施設（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。

二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする事。

四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする事。

五 燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとする事。

2 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。以下この項において同じ。）を設けなければならない。

一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものである事。

ロ 燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものとする事。

ハ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする事。

二 使用済燃料の貯蔵施設（キャスクを除く。）にあつては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものである事。

イ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする事。

ロ 貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであつて、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有するものとする事。

ニ 燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとする事。

適合のための設計方針

1 について

燃料体等の取扱設備は、下記事項を考慮した設計とする。

二 燃料取扱設備は、燃料体等を一体ずつ取り扱う構造とし、臨界を防止する設計とす

る。

四 使用済燃料の取扱設備は、取扱い時において、十分な水遮へい深さが確保される設計とするなど、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低くする設計とする。

五 燃料取扱設備は、移送操作中の燃料体等の落下を防止するため十分な考慮を払った設計とする。

2 について

一 燃料体等の貯蔵設備は、以下のように設計する。

ロ 新燃料の貯蔵設備は、1回の燃料取替えに必要なとする燃料集合体数に十分余裕を持たせた貯蔵容量を有する設計とし、また、使用済燃料の貯蔵設備は、使用済燃料に加え、全炉心燃料及び1回の燃料取替えに必要なとする燃料集合体数に十分余裕を持たせた貯蔵容量を有する設計とする。

ハ 新燃料貯蔵庫中の新燃料ラックは、燃料集合体の間隔を十分にとり、設備容量分の燃料を収容しても実効増倍率は、0.95（解析上の不確定さを含む。）以下となる設計とする。

使用済燃料ピット中の使用済燃料ラックは、燃料集合体の間隔を十分にとり、設備容量分の燃料を収容しても実効増倍率は、0.98（解析上の不確定さを含む。）以下となる設計とする。

二 使用済燃料の貯蔵設備は以下のように設計する。

イ 使用済燃料ピットの壁面及び底部はコンクリート壁による遮へいを有し、使用済燃料の上部は十分な水深を持たせた遮へいにより、放射線業務従事者の受ける線量を合理的に達成できる限り低くする設計とする。

ロ 使用済燃料の貯蔵設備は、使用済燃料ピット水浄化冷却設備を有する設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、使用済燃料ピット水を冷却して、使用

済燃料ピットに貯蔵した使用済燃料からの崩壊熱を十分除去できる設計とする。
使用済燃料ピット水浄化冷却設備で除去した熱は、原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備を経て最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

また、浄化系は、使用済燃料ピット水を適切な水質に維持できる設計とする。

ニ 使用済燃料の貯蔵設備は、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時においても使用済燃料ピット水の著しい減少を引き起こすような損傷が生じない設計とする。

2. 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

別添1 使用済燃料ピットへの重量物落下について

別添2 新燃料貯蔵庫及び使用済燃料ピットの未臨界性について

別添3 使用済燃料ピットの冷却能力について

別添4 使用済燃料ピットの遮へい能力について

別添5 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設の変更箇所に関する補足について

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設の
変更箇所に関する補足について

1. 4号炉における燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設の対象燃料について

玄海原子力発電所の燃料体等の主な取扱施設及び貯蔵施設における、取扱又は貯蔵対象となる燃料体等の概要を図1に示す。また、本申請による変更箇所を同図の赤字にて示す。本申請において、4号炉において取替燃料として燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t の高燃焼度燃料（以下「高燃焼度燃料」という。）を使用することとしているが、図1に示すとおり4号炉以外の燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設に変更を加えるものではない。

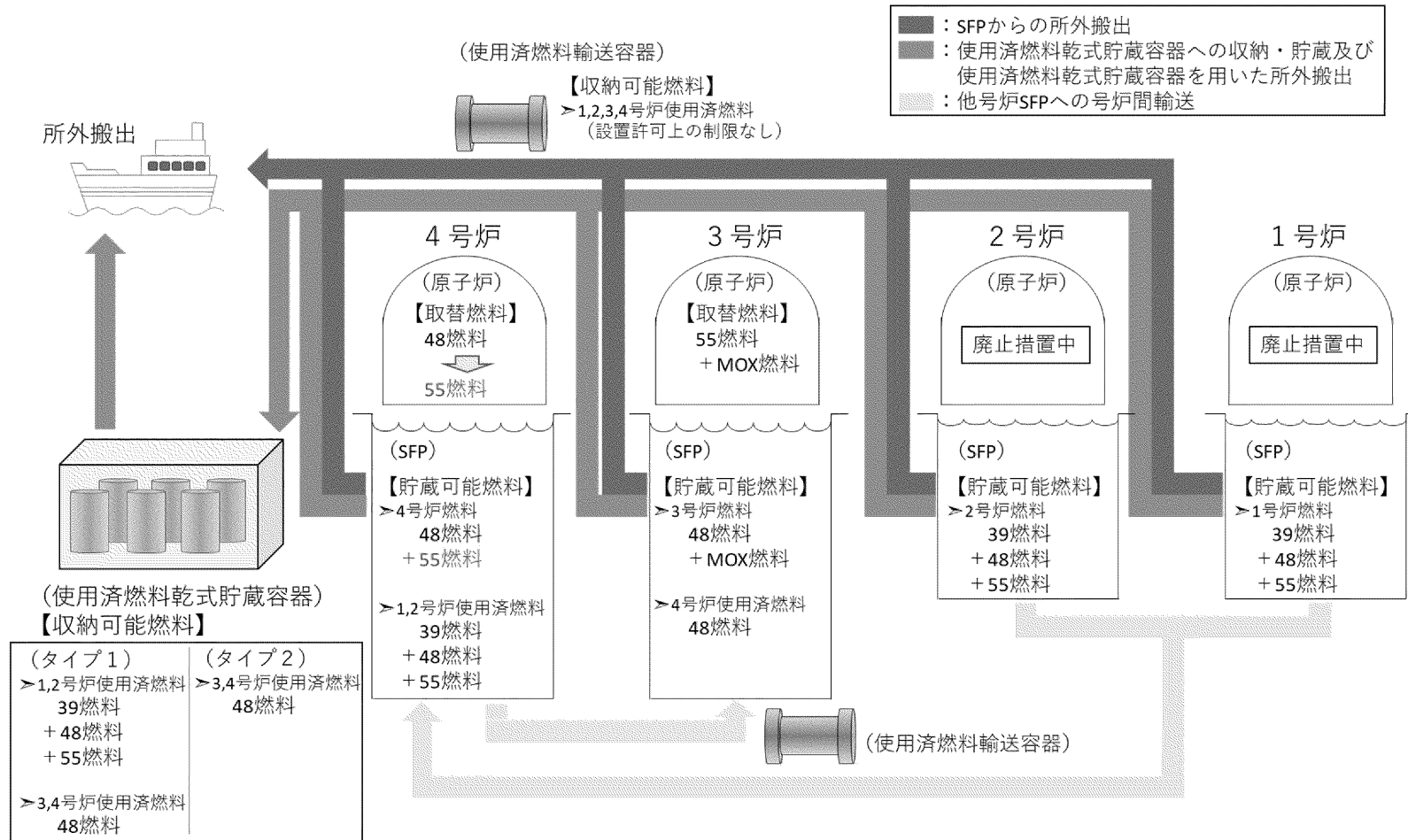


図1 玄海原子力発電所の燃料取扱施設及び貯蔵施設の対象燃料※1、2

※1 燃料集合体最高燃焼度が 39,000Mwd/t、48,000Mwd/t、55,000Mwd/t の燃料集合体をそれぞれ 39 燃料、48 燃料、55 燃料という。
 ※2 使用済燃料乾式貯蔵容器は兼用キャスクであるため、輸送容器を兼ねる。

2. 本申請における本文変更箇所について

1. のとおり、本申請後も4号炉以外の燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設の既許可条件に変更を加えるものでないことから、4号炉と共用化している3号炉の使用済燃料ピットに高燃焼度燃料を貯蔵しない旨を明確するため、4号炉の申請書本文を以下①に示すとおり変更するとともに4号炉の添付書類八の関連箇所を変更する。

また、1, 2号炉と共用化している4号炉の使用済燃料ピットについて、既許可では貯蔵可能な燃料集合体最高燃焼度が1, 2号炉と4号炉で異なっていたためその旨を明確化していたが、本申請により4号炉の使用済燃料ピットに貯蔵可能な使用済燃料の燃料集合体最高燃焼度が1, 2, 4号炉で同じとなったことから、以下②に示すとおり当該記載を削除する。

なお、これらの変更については変更前後で既許可条件を変更するものではないことから記載の適正化と整理している。

【変更内容】

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ニ、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

(1) 核燃料物質取扱設備の構造

変更前	変更後
<p>.....</p> <p>使用済燃料 ② (1号炉及び2号炉の燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t のものを含む。) は、遮へいに必要な水深を確保した状態で、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で燃料取扱棟内へ移送し、同棟内の使用済燃料貯蔵設備 (一部1号、2号及び4号炉共用) のほう酸水中に貯蔵するとともに、7年以上冷却した4号炉の使用済燃料については、必要に応じて3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備 (一部3号及び4号炉共用) のほう酸水中に貯蔵する。</p> <p>.....</p>	<p>.....</p> <p>使用済燃料は、遮へいに必要な水深を確保した状態で、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で燃料取扱棟内へ移送し、同棟内の使用済燃料貯蔵設備 (一部1号、2号及び4号炉共用) のほう酸水中に貯蔵するとともに、7年以上冷却した4号炉の使用済燃料 ① (燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t のものを除く。) については、必要に応じて3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備 (一部3号及び4号炉共用) のほう酸水中に貯蔵する。</p> <p>.....</p>

(2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

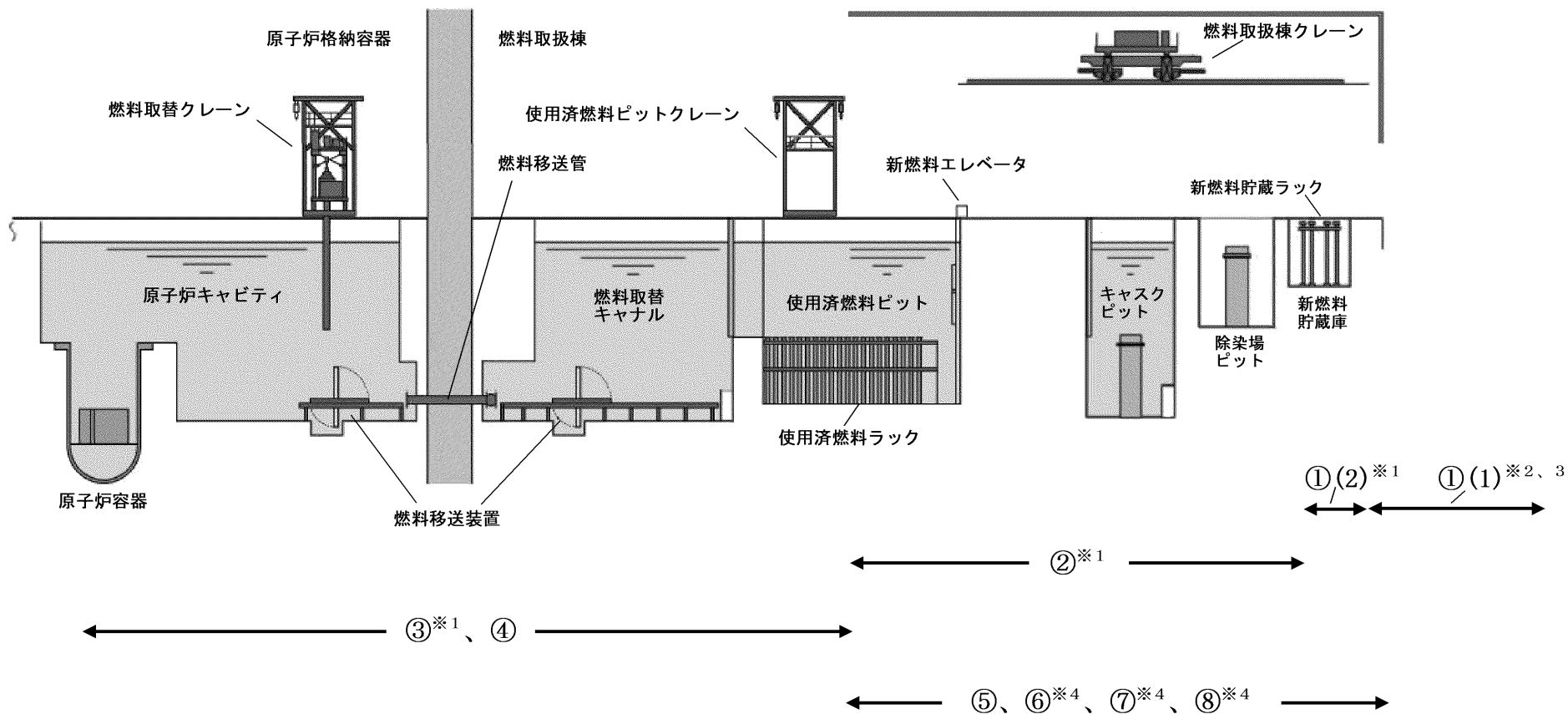
変更前	変更後
<p>(ii) 使用済燃料貯蔵設備</p> <p>a. 構造</p> <p>使用済燃料貯蔵設備 (一部4号炉燃料取扱棟内1号、2号及び4号炉共用、並びに一部3号炉燃料取扱棟内3号及び4号炉共用、一部既設) は、燃料体等 ② (1号及び2号炉の燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t の使用済燃料を含む。) をほう酸水中の使用済燃料ラックに挿入して貯蔵する鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼内張りの水槽 (使用済燃料ピット) であり、燃料取扱棟内に設ける。</p> <p>.....</p>	<p>(ii) 使用済燃料貯蔵設備</p> <p>a. 構造</p> <p>使用済燃料貯蔵設備 (一部4号炉燃料取扱棟内1号、2号及び4号炉共用、並びに一部3号炉燃料取扱棟内3号及び4号炉共用、一部既設) は、燃料体等をほう酸水中の使用済燃料ラックに挿入して貯蔵する鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼内張りの水槽 (使用済燃料ピット) であり、燃料取扱棟内に設ける。</p> <p>.....</p>

3. 4号炉における燃料体等の取り扱いについて

本申請後も設置許可基準規則第16条第1項第1号における適合性に影響が無いことを示すため、表1及び図2に燃料取扱作業内容とその使用設備、表2に燃料取扱作業内容と本文記載との関連を示す。また、各燃料体等の取扱施設の概要について参考を示す。

表1 4号炉の燃料取扱作業内容とその使用設備

作業項目	作業内容	使用設備
①新燃料受入	(1)新燃料輸送容器の移動 (2)新燃料輸送容器の開梱、 新燃料貯蔵庫への移動	燃料取扱棟クレーン(4号炉内、1、 2、4号炉共用)
②新燃料の使用済燃料ピットへの移動	(1)新燃料貯蔵庫から新燃料エレベータへの移動 (2)新燃料エレベータでの下降 (3)使用済燃料ピット(4号炉内、1、2、 4号炉共用)への移動	(1)燃料取扱棟クレーン(4号炉内、 1、2、4号炉共用) (2)新燃料エレベータ (3)使用済燃料ピットクレーン(4 号炉内、1、2、4号炉共用)
③燃料装荷	(1)使用済燃料ピット(4号炉内、1、2、 4号炉共用)から燃料移送装置への移動 (2)原子炉格納容器内への移送 (3)原子炉内へ装荷	(1)使用済燃料ピットクレーン(4 号炉内、1、2、4号炉共用) (2)燃料移送装置 (3)燃料取替クレーン
④燃料取出	(1)原子炉内から燃料移送装置への移動 (2)燃料取扱棟内への移送 (3)使用済燃料ピット(4号炉内、1、2、 4号炉共用)へ移動	(1)燃料取替クレーン (2)燃料移送装置 (3)使用済燃料ピットクレーン(4 号炉内、1、2、4号炉共用)
⑤号炉間輸送(1、2号炉使用済燃料受入)	(1)使用済燃料輸送容器のキャスクピットへの移動 (2)使用済燃料ピット(4号炉内、1、2、 4号炉共用)への移動	(1)燃料取扱棟クレーン(4号炉内、 1、2、4号炉共用) (2)使用済燃料ピットクレーン(4 号炉内、1、2、4号炉共用)
⑥号炉間輸送(3号炉への使用済燃料搬出)	(1)使用済燃料ピット(4号炉内、1、2、 4号炉共用)から使用済燃料輸送容器への装てん (2)使用済燃料輸送容器の搬出 (3)使用済燃料輸送容器のキャスクピットへの移動 (4)使用済燃料ピット(3号炉内、3、4号 炉共用)への移動	(1)使用済燃料ピットクレーン(4 号炉内、1、2、4号炉共用) (2)燃料取扱棟クレーン(4号炉内、 1、2、4号炉共用) (3)燃料取扱棟クレーン(3号炉内、 3、4号炉共用) (4)使用済燃料ピットクレーン(3 号炉内、3、4号炉共用)
⑦使用済燃料ピットからの所外搬出	(1)使用済燃料ピット(4号炉内、1、2、 4号炉共用)から使用済燃料輸送容器への使用済燃料の装てん (2)使用済燃料輸送容器の搬出	(1)使用済燃料ピットクレーン(4 号炉内、1、2、4号炉共用) (2)燃料取扱棟クレーン(4号炉内、 1、2、4号炉共用)
⑧乾式貯蔵施設への搬出	(1)使用済燃料ピット(4号炉内、1、2、 4号炉共用)から使用済燃料乾式貯蔵容器への使用済燃料の装てん (2)使用済燃料乾式貯蔵容器の搬出	(1)使用済燃料ピットクレーン(4 号炉内、1、2、4号炉共用) (2)燃料取扱棟クレーン(4号炉内、 1、2、4号炉共用)



- ※1 取扱時として燃料体に加わる荷重を考慮する範囲
- ※2 輸送時として燃料体に加わる荷重を考慮する範囲
- ※3 「新燃料の搬入」に該当
- ※4 ⑥のうち(1)及び(2)、⑦及び⑧が「使用済燃料の搬出」に該当

図2 燃料取扱作業内容とその使用設備の概略（玄海4号炉内）

赤字部：本申請における追加箇所
 灰色部：本変更申請書の記載範囲外（説明性の観点から完本版より抜粋）

表2 4号炉の各燃料取扱作業内容と本文記載との関連

本文記載	添付書類八 4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 4.1 燃料取扱及び貯蔵設備	備考
<p>①新燃料受入及び②新燃料の使用済燃料ピットへの移送</p> <p>ニ. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備</p> <p>(1) 核燃料物質取扱設備の構造(略)</p> <p>新燃料は、燃料取扱棟内の新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備から燃料取扱設備により、原子炉格納容器内に搬入する。燃料取扱替えは、原子炉上部の原子炉キャビティに水張りし、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で行う。(以下略)</p>	<p>4.1.1 通常運転時等</p> <p>4.1.1.1 概要(略)</p> <p>発電所に搬入した新燃料は、受入検査後、燃料取扱棟内の新燃料貯蔵庫又は使用済燃料ピットに貯蔵する。これらの新燃料は、再装荷燃料等とともに炉心へ装荷するが、新燃料貯蔵庫に貯蔵した新燃料は、炉心へ装荷する前に通常使用済燃料ピットに一時的に保管する。(以下略)</p> <p>4.1.1.4 主要設備(略)</p> <p>(6) 使用済燃料ピットクレーン 使用済燃料ピットクレーン（1号、2号及び4号炉共用）は、使用済燃料ピット上を移動する架台と、その上を移動する移送台車よりなるブリッジクレーンであり、使用済燃料ピット内での4号炉の燃料集合体の移動は、移送台車上のグリッパチューブを内蔵したマストチューブアセンブリ又は架台上のホイスト、4号炉燃料用取扱工具等によって行う。(以下略)</p> <p>(7) 燃料取扱棟クレーン 燃料取扱棟クレーン（1号、2号及び4号炉共用）は、新燃料輸送容器、使用済燃料輸送容器、使用済燃料乾式貯蔵容器及び新燃料等の移動を安全かつ確実にを行う天井走行形クレーンである。(以下略)</p> <p>(8) 新燃料エレベータ 新燃料エレベータは、1体の燃料集合体を載せることのできる箱型エレベータで、燃料取扱棟クレーンから使用済燃料ピットクレーンに新燃料を受渡する装置である。(以下略)</p>	<p>・「新燃料」とは、4号炉の最高燃焼度48,000MWd/t及び55,000MWd/tの新燃料を示す。</p>

本文記載	添付書類八 4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 4.1 燃料取扱及び貯蔵設備	備考
<p>③燃料装荷及び④燃料取出</p> <p>ニ. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備</p> <p>(1) 核燃料物質取扱設備の構造(略)</p> <p>新燃料は、燃料取扱棟内の新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備から燃料取扱設備により、原子炉格納容器内に搬入する。燃料取扱は、原子炉上部の原子炉キャビティに水張りし、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で行う。</p> <p>使用済燃料は、遮へいに必要な水深を確保した状態で、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で燃料取扱棟内へ移送し、同棟内の使用済燃料貯蔵設備（一部1号、2号及び4号炉共用）のほう酸水中に貯蔵するとともに、7年以上冷却した4号炉の使用済燃料（燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t のものを除く。）については、必要に応じて3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備（一部3号及び4号炉共用）のほう酸水中に貯蔵する。</p> <p>(以下略)</p>	<p>4.1.1 通常運転時等</p> <p>4.1.1.1 概要</p> <p>(略)</p> <p>炉心への装荷の手順は、以下に示す燃料の取出しとほぼ逆の手順によって行う。</p> <p>原子炉停止後、原子炉より取り出す使用済燃料は、燃料取替クレーン、燃料移送装置、使用済燃料ピットクレーン等を使用して、ほう酸水を張った原子炉キャビティ、燃料取替チャンネル及び燃料移送管を通して使用済燃料ピットへ移動する。(以下略)</p> <p>4.1.1.4 主要設備</p> <p>(略)</p> <p>(5) 燃料取替クレーン</p> <p>燃料取替クレーンは、原子炉キャビティと原子炉格納容器内チャンネルの上に設けたレール上を水平に移動する架台と、その上を移動する移送台車よりなるブリッジクレーンである。</p> <p>移送台車上には、運転台及び燃料集合体をつかむためのグリッパチューブを内蔵したマストチューブアセンブリがあり、燃料集合体は、マストチューブ内に入った状態で原子炉キャビティ及び原子炉格納容器内チャンネルの適当な位置に移動することができる。(以下略)</p> <p>(6) 使用済燃料ピットクレーン</p> <p>使用済燃料ピットクレーン（1号、2号及び4号炉共用）は、使用済燃料ピット上を移動する架台と、その上を移動する移送台車よりなるブリッジクレーンであり、使用済燃料ピット内での4号炉の燃料集合体の移動は、移送台車上のグリッパチューブを内蔵したマストチューブアセンブリ又は架台上のホイスト、4号炉燃料用取扱工具等によって行う。(以下略)</p> <p>(9) 燃料移送装置</p> <p>燃料移送装置は、燃料移送管を通して燃料を移送するために、水中でレール上を走行する移送台車及び燃料移送管の両端のトラックフレームに燃料集合体の姿勢を変えるリフティング機構を設ける。(以下略)</p>	<p>・「新燃料」とは、4号炉の最高燃焼度 48,000MWd/t 及び 55,000MWd/t の新燃料を示す。</p>

本文記載	添付書類八 4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 4.1 燃料取扱及び貯蔵設備	備考
⑤号炉間輸送（1, 2号炉使用済燃料受入）及び⑥号炉間輸送（3号炉への搬出）		
<p>ニ. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備</p> <p>(1) 核燃料物質取扱設備の構造(略)</p> <p>使用済燃料は、遮へいに必要な水深を確保した状態で、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で燃料取扱棟内へ移送し、同棟内の使用済燃料貯蔵設備（一部1号、2号及び4号炉共用）のほう酸水中に貯蔵するとともに、7年以上冷却した4号炉の使用済燃料（燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t のものを除く。）については、必要に応じて3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備（一部3号及び4号炉共用、一部既設）のほう酸水中に貯蔵する。</p> <p>(以下略)</p>	<p>4.1.1 通常運転時等</p> <p>4.1.1.1 概要</p> <p>(略)</p> <p>使用済燃料は、使用済燃料ピットに貯蔵するが、必要に応じて使用済燃料ピット内で別に用意した容器に入れて貯蔵する。</p> <p>また、使用済燃料は必要に応じて使用済燃料ピットで7年以上冷却し、使用済燃料の再処理工場への輸送に使用する使用済燃料輸送容器に入れて3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料ピットに運搬する。ただし、3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料ピットに運搬する使用済燃料には、4号炉で使用した燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t のものを除く。</p> <p>(略)</p> <p>なお、使用済燃料ピット内に貯蔵する使用済燃料には、1号炉及び2号炉で使用した燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t のものを含む。</p> <p>(以下略)</p> <p>4.1.1.4 主要設備</p> <p>(略)</p> <p>(6) 使用済燃料ピットクレーン</p> <p>使用済燃料ピットクレーン（1号、2号及び4号炉共用）は、使用済燃料ピット上を移動する架台と、その上を移動する移送台車よりなるブリッジクレーンであり、使用済燃料ピット内での4号炉の燃料集合体の移動は、移送台車上のグリッパチューブを内蔵したマストチューブアセンブリ又は架台上のホイスト、4号炉燃料用取扱工具等によって行う。また、使用済燃料ピット内での1号炉及び2号炉の燃料集合体の移動は、架台上のホイスト、1号炉及び2号炉燃料用取扱工具等によって行う。</p> <p>(略)</p> <p>また、3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料ピットクレーン（3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類八 4.1.1.4 (6) 使用済燃料ピットクレーンに同じ。</p> <p>(7) 燃料取扱棟クレーン</p> <p>燃料取扱棟クレーン（1号、2号及び4号炉共用）は、新燃料輸送容器、使用済燃料輸送容器、使用済燃料乾式貯蔵容器及び新燃料等の移動を安全かつ確実にを行う天井走行形クレーンである。</p> <p>(略)</p> <p>また、3号炉燃料取扱棟内の燃料取扱棟クレーン（3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類八 4.1.1.4 (7) 燃料取扱棟クレーンに同じ。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・「使用済燃料」とは、4号炉及び1、2号炉で生じた使用済燃料の全てを示す。 ・「4号炉の使用済燃料（燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t のものを除く。）」とは4号炉で生じた使用済燃料のうち最高燃焼度 48,000MWd/t 燃料のものを示す

本文記載	添付書類八 4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 4.1 燃料取扱及び貯蔵設備	備考
<p>⑦所外搬出</p> <p>ロ. 発電用原子炉施設の一般構造</p> <p>(3) その他の主要な構造</p> <p>(k) 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設</p> <p>(略)</p> <p>使用済燃料貯蔵設備から再処理工場への使用済燃料の搬出には、使用済燃料輸送容器を使用する。</p>	<p>4.1.1 通常運転時等</p> <p>4.1.1.1 概要</p> <p>使用済燃料は、使用済燃料ピット内で通常1年間以上冷却し、冷却を終えた使用済燃料は、使用済燃料ピットクレーン等を使用して水中で使用済燃料輸送容器に入れ再処理工場へ搬出する。</p> <p>(略)</p> <p>4.1.1.4 主要設備</p> <p>(6) 使用済燃料ピットクレーン</p> <p>使用済燃料ピットクレーン（1号、2号及び4号炉共用）は、使用済燃料ピット上を移動する架台と、その上を移動する移送台車よりなるブリッジクレーンであり、使用済燃料ピット内での4号炉の燃料集合体の移動は、移送台車上のグリッパチューブを内蔵したマストチューブアセンブリ又は架台上のホイスト、4号炉燃料用取扱工具等によって行う。また、使用済燃料ピット内での1号炉及び2号炉の燃料集合体の移動は、架台上のホイスト、1号炉及び2号炉燃料用取扱工具等によって行う。（以下略）</p> <p>(7) 燃料取扱棟クレーン</p> <p>燃料取扱棟クレーン（1号、2号及び4号炉共用）は、新燃料輸送容器、使用済燃料輸送容器、使用済燃料乾式貯蔵容器及び新燃料等の移動を安全かつ確実にを行う天井走行形クレーンである。（以下略）</p>	<p>・「使用済燃料」とは、4号炉及び1、2号炉で生じた使用済燃料の全てを示す。</p>

本文記載	添付書類八 4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 4.1 燃料取扱及び貯蔵設備	備考
<p>⑧乾式貯蔵施設への搬出</p> <p>ロ. 発電用原子炉施設の一般構造</p> <p>(3) その他の主要な構</p> <p>(k) 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設</p> <p>(略)</p> <p>また、1号炉、2号炉、3号炉又は4号炉の使用済燃料貯蔵設備にて貯蔵する使用済燃料のうち、十分に冷却した使用済燃料は、原則として、使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を維持できることを確認のうえ使用済燃料乾式貯蔵容器に収納し、使用済燃料乾式貯蔵施設へ運搬して貯蔵する。その後、使用済燃料乾式貯蔵容器を用いて再処理工場へ搬出する。</p>	<p>4.1.1 通常運転時等</p> <p>4.1.1.1 概要</p> <p>(略)</p> <p>使用済燃料のうち、十分に冷却（15年以上冷却）した使用済燃料は、原則として、使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を維持できることを確認のうえ使用済燃料乾式貯蔵容器に収納し、ヘリウムガスを封入後、使用済燃料乾式貯蔵施設へ運搬する。使用済燃料を使用済燃料乾式貯蔵容器に収納するに当たっては、臨界評価で考慮した因子についての条件又は範囲並びに遮へい機能及び除熱機能に関する評価で考慮した使用済燃料の燃焼度に応じた配置の条件又は範囲を逸脱しないことを、あらかじめ確認する。使用済燃料乾式貯蔵施設では、周辺施設である使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン及び使用済燃料乾式貯蔵容器搬送台車を使用して使用済燃料乾式貯蔵容器を貯蔵する。その後、使用済燃料乾式貯蔵容器を用いて再処理工場へ搬出する。（以下略）</p> <p>4.1.1.4 主要設備</p> <p>(略)</p> <p>(6) 使用済燃料ピットクレーン</p> <p>使用済燃料ピットクレーン（1号、2号及び4号炉共用）は、使用済燃料ピット上を移動する架台と、その上を移動する移送台車よりなるブリッジクレーンであり、使用済燃料ピット内での4号炉の燃料集合体の移動は、移送台車上のグリッパチューブを内蔵したマストチューブアセンブリ又は架台上のホイスト、4号炉燃料用取扱工具等によって行う。また、使用済燃料ピット内での1号炉及び2号炉の燃料集合体の移動は、架台上のホイスト、1号炉及び2号炉燃料用取扱工具等によって行う。（以下略）</p> <p>(7) 燃料取扱棟クレーン</p> <p>燃料取扱棟クレーン（1号、2号及び4号炉共用）は、新燃料輸送容器、使用済燃料輸送容器、使用済燃料乾式貯蔵容器及び新燃料等の移動を安全かつ確実に行う天井走行形クレーンである。（以下略）</p> <p>(13) 使用済燃料乾式貯蔵施設</p> <p>(略)</p> <p>a. 使用済燃料乾式貯蔵容器（タイプ1）（1号、2号、3号及び4号炉共用）</p> <p>(a) 1号炉及び2号炉用燃料収納時（ウラン燃料）</p> <p>燃料集合体中の燃料棒配列 14×14 燃料（1号及び2号炉用）</p> <p>ウラン 235 濃縮度 約 4.8wt%以下</p> <p>燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t 以下</p> <p>冷却年数 15 年以上</p> <p>(b) 3号炉及び4号炉用燃料収納時（ウラン燃料）</p> <p>燃料集合体中の燃料棒配列 17×17 燃料（3号及び4号炉用）</p> <p>ウラン 235 濃縮度 約 4.1wt%以下</p> <p>燃料集合体最高燃焼度 48,000MWd/t 以下</p> <p>冷却年数 15 年以上</p> <p>なお、1号炉及び2号炉用燃料と3号炉及び4号炉用燃料を同一容器に収納しない。</p> <p>b. 使用済燃料乾式貯蔵容器（タイプ2）（3号及び4号炉共用）</p> <p>(a) ウラン燃料</p> <p>燃料集合体中の燃料棒配列 17×17 燃料（3号及び4号炉用）</p> <p>ウラン 235 濃縮度 約 4.1wt%以下</p> <p>燃料集合体最高燃焼度 48,000MWd/t 以下</p> <p>冷却年数 15 年以上 （以下略）</p>	<p>・「使用済燃料」とは、4号炉及び1、2号炉で生じた使用済燃料の全てを示す。</p>

玄海 4 号炉の燃料体等の取扱施設について

1. 設備構成について

玄海 4 号炉の燃料体等の取扱施設は、主に添付書類八 第 4.1.1 表に記載の以下の設備から構成される。

- ・燃料取扱棟クレーン
- ・新燃料エレベータ
- ・使用済燃料ピットクレーン
- ・燃料移送装置
- ・燃料取替クレーン
- ・除染場ピット
- ・燃料取替チャンネル
- ・原子炉キャビティ

上記設備のうち、燃料体等を取り扱う、燃料取扱棟クレーン、新燃料エレベータ、使用済燃料ピットクレーン、燃料移送装置、燃料取替クレーンについて、高燃焼度燃料を使用した場合でも燃料集合体の取扱部のインターフェース形状に変更はなく、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いにおける設計方針に変更はないことを、次頁以降で説明する。

なお、除染場ピット、燃料取替チャンネル、原子炉キャビティは、燃料集合体を直接取り扱う設備ではなく、以下の目的で設けられているエリアである。

除染場ピットは、キャスクピットに隣接して設け、使用済燃料輸送容器等の除染を行う。

原子炉キャビティは、原子炉容器上方に設けられ、燃料取替時にほう酸水で満たされている。

燃料取替チャンネルは、原子炉キャビティと燃料取扱棟の間で燃料集合体を移送するための水路である。

2. 燃料取扱棟クレーン

燃料取扱棟クレーンは、新燃料輸送容器、使用済燃料輸送容器、使用済燃料乾式貯蔵容器、新燃料等の移動を安全かつ確実に行う天井走行形クレーンである。

燃料集合体の取り扱いに係る高燃焼度燃料の導入に伴う影響としては、燃料集合体の重量増を考慮する必要がある。燃料集合体重量は、従来燃料より約 20kg 増加し、約 690kg となるが、燃料取扱棟クレーンのホイストの定格荷重は 5t であるため問題とならず、設計方針に変更はない。

以下に、燃料取扱棟クレーンの概略図を示す。

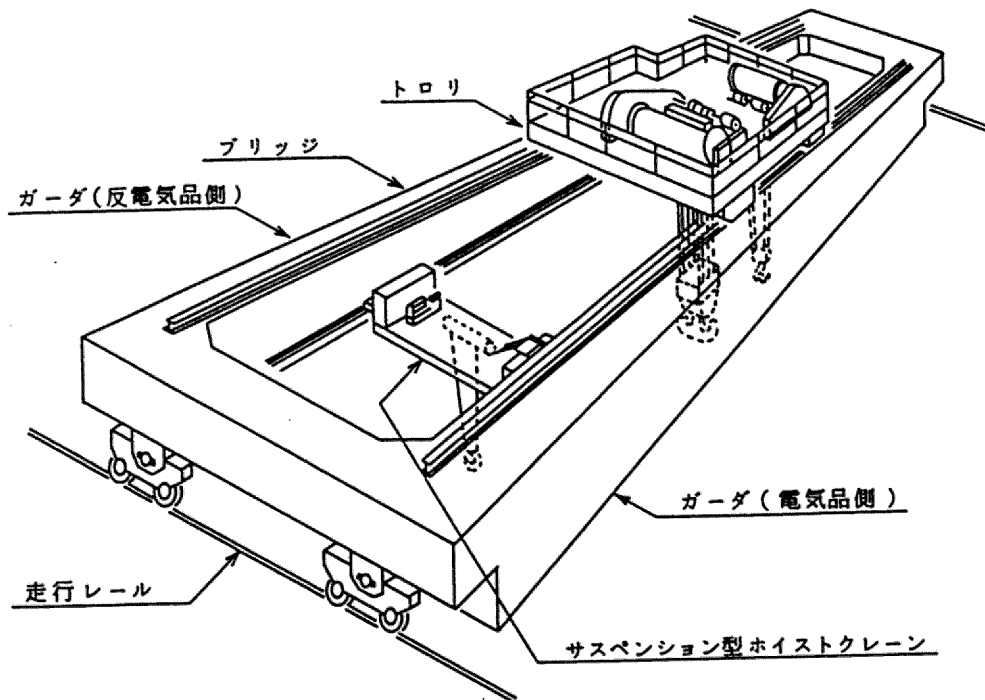


図 燃料取扱棟クレーンの概略図

3. 新燃料エレベータ

新燃料エレベータは、1体の燃料集合体を載せることのできる箱型エレベータで、燃料取扱棟クレーンから使用済燃料ピットクレーンに新燃料を受渡しする装置である。

燃料集合体の取り扱いに係る高燃焼度燃料の導入に伴う影響としては、燃料集合体の重量増及び燃料集合体の外寸増を考慮する必要がある。燃料集合体重量は、従来燃料より約20kg増加し、約690kgとなるが、新燃料エレベータは模擬燃料集合体（約740kg）の取扱いにおいても問題なく動作することを確認しており、また、燃料集合体の外寸（約214mm×約214mm）は変わらないため、設計方針に変更はない。

以下に、新燃料エレベータの概略図を示す。

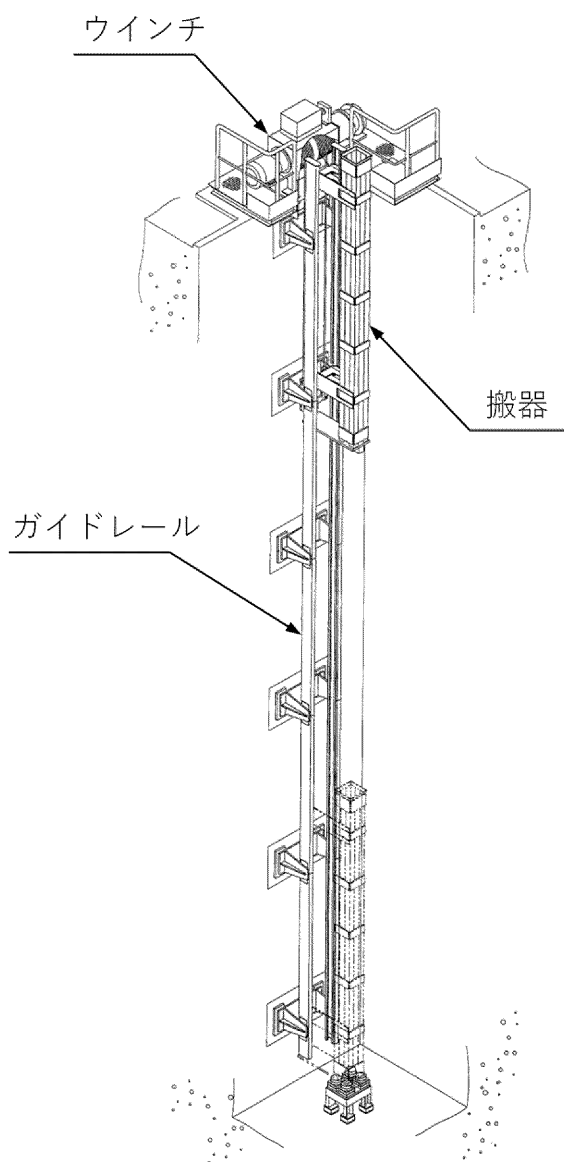


図 新燃料エレベータの概略図

4. 使用済燃料ピットクレーン

使用済燃料ピットクレーンは、使用済燃料ピット内での燃料体及び、内挿物の取扱いに使用されるもので、ブリッジと上部のホイストモノレールを手動鎖動横行する2台のモノレール型ホイストにより構成されている。

燃料集合体の取り扱いに係る高燃焼度燃料の導入に伴う影響としては、燃料集合体の重量増を考慮する必要がある。燃料集合体重量は、従来燃料より約20kg増加し、約690kgとなるが、使用済燃料ピットクレーンのホイストの定格荷重は2tであるため問題とならず、設計方針に変更はない。

以下に、使用済燃料ピットクレーンの概略図を示す。

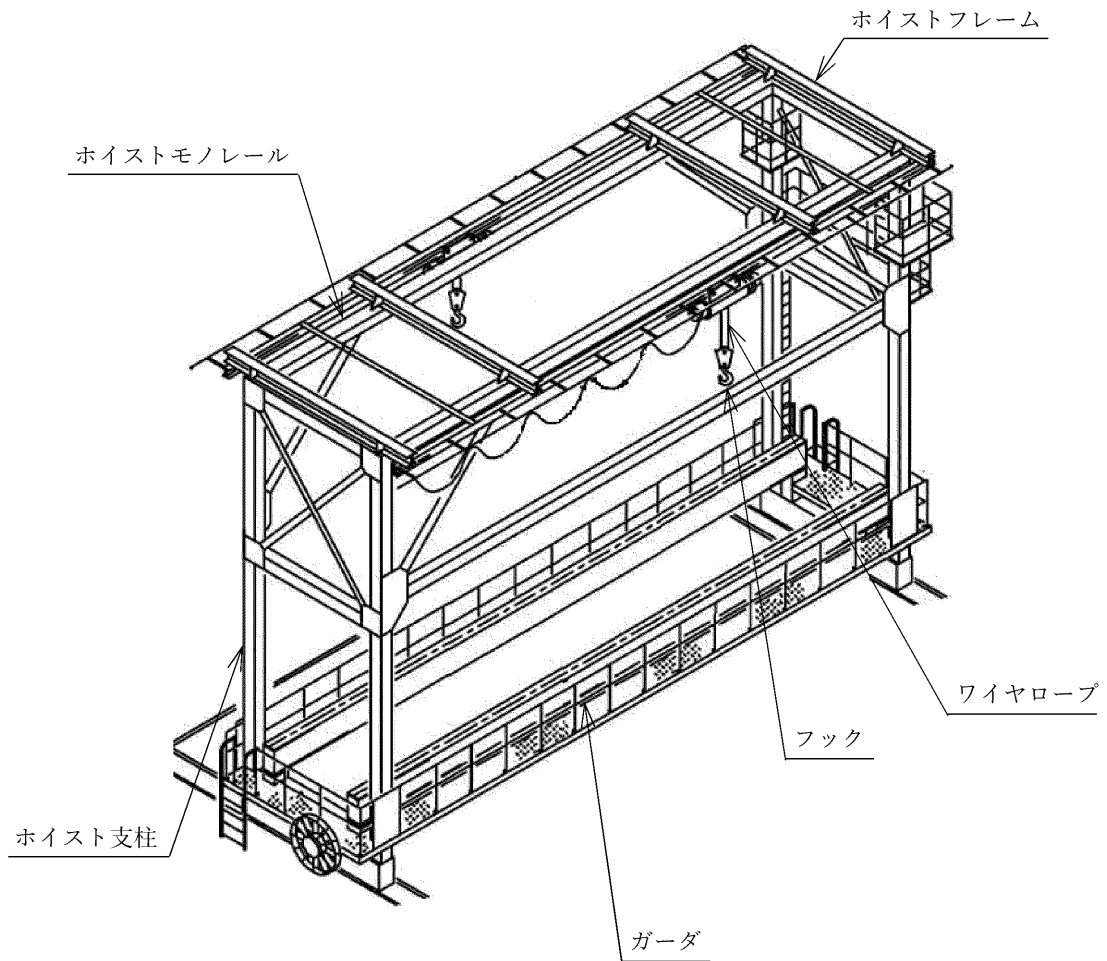


図 使用済燃料ピットクレーンの概略図

5. 燃料移送装置

燃料移送装置は、燃料移送管を通して燃料集合体を移送するために、水中でレール上を走行する移送台車及び燃料移送管の両端のトラックフレームに燃料集合体の姿勢を変えるリフティング機構を設ける。

燃料集合体の取り扱いに係る高燃焼度燃料の導入に伴う影響としては、燃料集合体の重量増及び燃料集合体の外寸増を考慮する必要がある。燃料集合体重量は、従来燃料より約 20kg 増加し、約 690kg となるが、燃料移送装置は模擬燃料集合体（約 740kg）の取扱いにおいても問題なく動作することを確認しており、また、燃料集合体の外寸（約 214mm×約 214mm）は変わらないため、設計方針に変更はない。

以下に、燃料移送装置の概略図を示す。

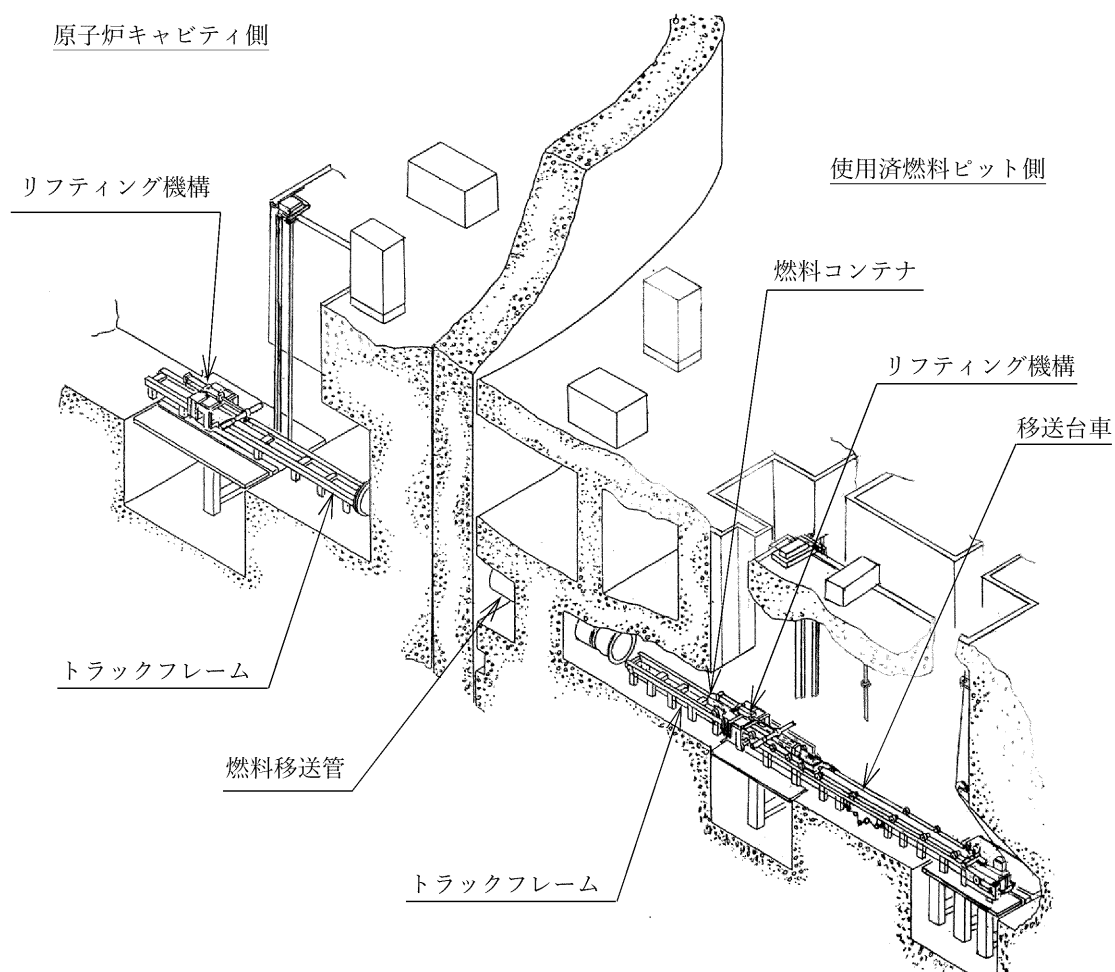


図 燃料移送装置の概略図

6. 燃料取替クレーン

燃料取替クレーンは原子炉内での燃料交換に使用されるもので、ブリッジとトロリで構成されている。ブリッジはキャビティをまたいで走行し、トロリを原子炉キャビティの長手方向の望む位置に位置決めするものである。

燃料集合体の取り扱いに係る高燃焼度燃料の導入に伴う影響としては、燃料集合体の重量増及び燃料集合体の外寸増を考慮する必要がある。燃料集合体重量は、従来燃料より約 20kg 増加し、約 690kg となるが、燃料取替クレーンは模擬燃料集合体（約 740kg）の取扱いにおいても問題なく動作することを確認しており、また、燃料集合体の外寸（約 214mm×約 214mm）は変わらないため、設計方針に変更はない。

以下に、燃料取替クレーンの概略図を示す。

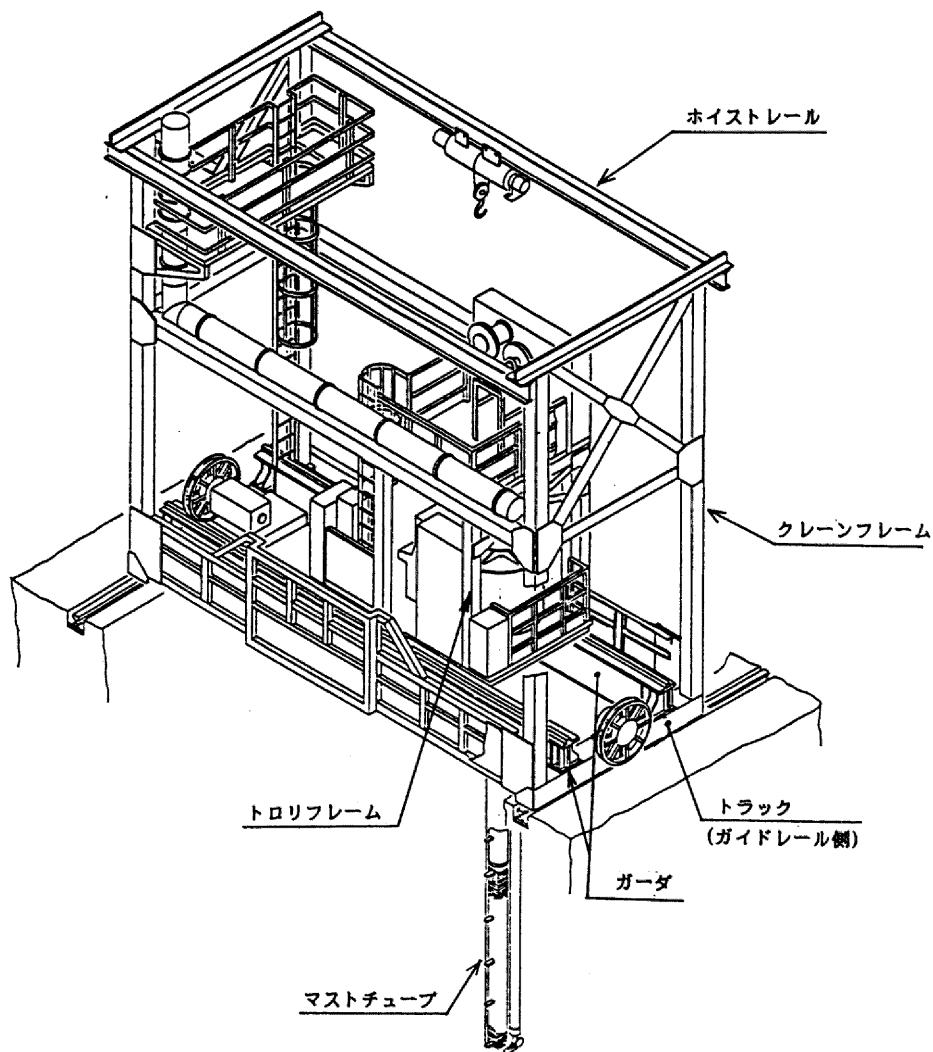


図 燃料取替クレーンの概略図