

玄海原子力発電所 審査資料	
資料番号	HB-1-1-5
提出年月日	2024年2月15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2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

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

<目 次>

1. 基本方針

1.1 要求事項に対する適合性（3号炉）

（1）適合性説明

1.2 要求事項に対する適合性（4号炉）

（1）適合性説明

2. 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

2.1 運転時の異常な過渡変化の解析について

2.2 設計基準事故の解析について

2.3 設計基準事故時の被ばく評価について

（別添1） 各事象の説明（運転時の異常な過渡変化の解析）

（別添2） 各事象の説明（設計基準事故の解析）

（別添3） 各評価の説明（設計基準事故時の被ばく評価）

2. 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

2.1 運転時の異常な過渡変化の解析について

2.1.1 概要

玄海原子力発電所 4 号炉において、燃料集合体最高燃焼度が 55,000MWd/t の高燃焼度燃料（以下「ステップ 2 燃料」という。）の使用に伴う、安全保護系、原子炉停止系等の設計の妥当性を確認するため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という。）等に従い、「運転時の異常な過渡変化」について安全評価を実施し、「安全評価指針」の判断基準を満足することを確認する。

なお、「運転時の異常な過渡変化」とは、発電用原子炉の運転中において、発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象である。

評価事象は、発電用原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象の中から、代表的な事象を選定している。

解析においては、事象発生前の状態、使用するモデル、ステップ 2 燃料の使用等を考慮した入力条件について、評価の結果が厳しくなるように考慮したものをを用い、さらに事象に対処するために必要な系統及び機器について、安全機能別に結果を厳しくする機器の単一故障を仮定している。

2.1.2 評価事象

今回の変更申請に伴い、本発電用原子炉施設において評価する「運転時の異常な過渡変化」は、「安全評価指針」に基づき、発電用原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」(以下「MS」という。)に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、加圧水型である本発電用原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして、代表的な事象を選定している。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象である*。

※「安全評価指針」では、指針作成の際に使用されている発電用軽水炉施設を対象として、発電用原子炉が固有の安全性と安全確保のために設計した設備により安全に運転できることを示し、安全設計の基本方針の妥当性を確認するため、異常状態、すなわち、主として異常発生防止系に属する系統、機器等の故障、破損あるいはこれに係る運転員の誤操作等の発生を仮定した場合に、評価すべき事象を3種類(以下の(1)~(3))に分類し、評価すべき具体的な事象を選定している。

- (1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
 - a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
 - b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
 - c. 制御棒の落下及び不整合
 - d. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

- (2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
 - a. 原子炉冷却材流量の部分喪失
 - b. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動
 - c. 外部電源喪失

- d. 主給水流量喪失
- e. 蒸気負荷の異常な増加
- f. 2次冷却系の異常な減圧
- g. 蒸気発生器への過剰給水

(3) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

- a. 負荷の喪失
- b. 原子炉冷却材系の異常な減圧
- c. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

2.1.3 解析方法及び解析条件

2.1.3.1 解析上の取扱いの主な変更内容

今回の変更申請における解析上の取扱いの主な変更内容は以下のとおりである。

(1) ステップ 2 燃料の使用に伴う変更

a. 燃料機械設計の変更

ステップ 2 燃料の構造は、基本的に現行の 48,000MWd/t 燃料（以下「ステップ 1 燃料」という。）と同一であるが、ペレット密度及び濃縮度をステップ 1 燃料より高めている。今回の解析上のペレット密度及び濃縮度の取扱いを表 2.1-1 に示す。

なお、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、二酸化ウラン燃料と比較して、ウラン 235 濃縮度を低下させており、最大線出力密度が低くなる様設計していることから、安全評価への影響は問題とならない。

b. 安全解析使用値の変更

ステップ 2 燃料の使用に伴い、安全解析使用値をステップ 1 燃料装荷炉心の安全解析使用値から変更している。表 2.1-2 に今回変更した安全解析使用値を示す。

今回の解析における安全解析使用値は、ステップ 1 燃料装荷炉心からステップ 2 燃料装荷炉心までの炉心特性パラメータの変動を考慮して、ステップ 2 燃料装荷炉心の評価値に余裕をとって設定している。

(2) その他の変更

a. 新評価手法の採用

(a) 改良統計的熱設計手法の採用

「発電用加圧水型原子炉の炉心熱設計評価指針」に従い、ステップ 2 燃料装荷炉心の DNBR 評価では、改良統計的熱設計手法（以下「GSTM」という。）を適用している。

「運転時の異常な過渡変化」の解析においても、この手法

を用いて **DNBR** 評価を行うこととしており、その際の判断基準である許容限界値は、**1.42** としている。

なお、2次冷却系の異常な減圧の **DNBR** 評価については、従来どおり、決定論的な手法を適用している。

(b) 核設計計算コードの変更

出力分布の評価を核設計計算コード **ANC** に変更している。

b. 新指針等への対応

(a) 反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱い

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」（以下「**RIE** 評価指針」という。）に加えて「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」（以下「**RIE** 報告書」という。）に従った評価を行っている。

c. その他

(a) 炉心崩壊熱の変更

炉心崩壊熱については、日本原子力学会推奨値（以下「**AESJ** 推奨値」という。）及び **ORIGEN-2** コードによる評価値に基づく炉心崩壊熱を評価に使用している。**AESJ** 推奨値は、平成4年6月の「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（以下「**ECCS** 性能評価指針」という。）改訂において、従来の崩壊熱データに追加して使用が認められたものである。

(b) 蒸気発生器伝熱管施栓率の扱い

蒸気発生器伝熱管施栓率について、10%までを考慮して解析を行っている。

2.1.3.2 解析方法

解析は、表 2.1-3 に示す計算プログラム（以下「コード」とい

う。)により行われる。

今回、制御棒の落下及び不整合、原子炉冷却材系の停止ループの誤起動、2次冷却系の異常な減圧の解析に使用するコードを変更している。

2.1.3.3 解析条件

a. 主要な解析条件

解析で使用する主要なパラメータを表 2.1-4～表 2.1-6 及び図 2.1-1～図 2.1-3 に示す。

なお、今回の変更申請において、いずれも変更はない。

b. 影響緩和のための安全機能

影響緩和のため考慮する主要な安全機能を表 2.1-7 に示す。

なお、今回の変更申請において、変更はない。

表 2.1-1 安全解析におけるペレット密度及び濃縮度の取扱い

項目	特性	影響項目	安全解析での取扱い	
ペレット密度	ペレット密度が高くなると燃料保有熱量が大きくなる。 ペレット密度が低くなると熱伝導率が低くなり、燃料中心温度が高くなる。	初期燃料温度設定時のペレット密度	炉心平均応答解析	ステップ 2 燃料を対象とする。
			燃料中心温度、エンタルピ解析	ペレット中心温度が高めになるステップ 1 燃料を対象とする。
		過渡計算時のペレット密度	炉心平均応答解析	ステップ 2 燃料を対象とする。
			燃料中心温度、エンタルピ解析	熱伝導率が低くなるステップ 1 燃料を対象とする。
濃縮度	濃縮度が高くなると中性子スペクトルが硬くなり、炉心特性が影響を受ける。	炉心核特性評価値	「2.1.3.1(1)b.安全解析使用値の変更」及び「表 2.1-2」参照	
	濃縮度が変わるとペレット内径方向出力分布が影響を受けるが、その影響は小さい。	ペレット内径方向出力分布	ペレット中心温度が高めになるステップ 1 燃料を対象とする。	

※ステップ 1 燃料：理論密度の約 95%、濃縮度約 4.1wt%

ステップ 2 燃料：理論密度の約 97%、濃縮度約 4.8wt%

表 2.1-2 変更した安全解析使用値（運転時の異常な過渡変化）

安全解析入力パラメータ	単 位	安全解析使用値	
		ステップ 1 燃料装荷炉心	ステップ 2 燃料装荷炉心
1. 全般的プラント挙動解析			
核的エンタルピ上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H}^N$)	—	1.54 (最確値)	1.58 (最確値)
DNBR 評価用軸方向出力分布	—	1.55 コサイン	1.62 コサイン
2. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈			
プラント起動時 初期ほう素濃度	ppm	2,500	3,100
プラント起動時 臨界ほう素濃度		1,800	2,000
3. 2次冷却系の異常な減圧			
ほう素の反応度価値	($10^{-5} \Delta K/K$) /ppm	-8.9	-7.4
燃料取替用水ピットほう素濃度	ppm	2,500	3,100

表 2.1-3 解析に使用する計算プログラム一覧表

分類	解析項目	使用計算プログラム
炉心内の反応度 又は出力分布の 異常な変化	原子炉起動時における制御棒 の異常な引き抜き	CHICKIN-M FACTRAN THINC-III MARVEL
	出力運転中の制御棒の異常な 引き抜き	MARVEL FACTRAN
	制御棒の落下及び不整合	MARVEL THINC-III
	原子炉冷却材中のほう素の異 常な希釈	—————
炉心内の熱発生 又は熱除去の異 常な変化	原子炉冷却材流量の部分喪失	PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC-III
	原子炉冷却材系の停止ループ の誤起動	MARVEL
	外部電源喪失	—————
	主給水流量喪失	MARVEL
	蒸気負荷の異常な増加	
	2次冷却系の異常な減圧	MARVEL ANC THINC-III
	蒸気発生器への過剰給水	MARVEL
原子炉冷却材圧 力又は原子炉冷 却材保有量の異 常な変化	負荷の喪失	MARVEL
	原子炉冷却材系の異常な減圧	
	出力運転中の非常用炉心冷却 系の誤起動	

表 2.1-4 解析に使用する初期定常運転条件

	定 格 値	定 常 誤 差
原 子 炉 出 力	3,423MWt	±2%
1 次 冷 却 材 平 均 温 度	307.1℃	±2.2℃
原 子 炉 圧 力	15.41MPa[gage]	±0.21MPa

これらの初期値の選定に際しては、判断基準に照らして解析結果が最も厳しくなるように定常誤差の符号を選択するが、改良統計的熱設計手法を使用する DNBR の評価では、初期値として定格値を用いる。

表 2.1-5 解析に使用する原子炉トリップ
限界値及び応答時間

原子炉トリップ信号	解析に使用する トリップ限界値	応答時間 (秒)
出力領域中性子束高 (高設定)	118%(定格出力値に対して)	0.5
出力領域中性子束高 (低設定)	35%(定格出力値に対して)	0.5
過大温度 ΔT 高	1次冷却材平均温度等の関数 (図 2.1-1 参照)	6.0
過大出力 ΔT 高	1次冷却材平均温度等の関数 (図 2.1-1 参照)	6.0
原子炉圧力高	16.61MPa[gage]	2.0
原子炉圧力低	12.73MPa[gage]	2.0
1次冷却材流量低	87% (定格流量に対して)	1.0
1次冷却材ポンプ電源電圧低	65% (定格値に対して)	1.5
蒸気発生器水位低	狭域水位検出器下端水位	2.0
タービントリップ	—	1.0

表 2.1-6 解析に使用する工学的安全施設作動信号の
作動限界値及び応答時間

工学的安全施設作動信号	解析に使用する作動限界値	応答時間 (秒)
非常用炉心冷却設備作動信号 a. 原子炉圧力低 b. 主蒸気ライン圧力低 c. 原子炉格納容器圧力高	12.04MPa[gage] 3.35MPa[gage] 0.048MPa[gage]	2.0 2.0 2.0
主蒸気ライン隔離信号 主蒸気ライン圧力低	3.35MPa[gage]	2.0
原子炉格納容器スプレイ作動 信号 原子炉格納容器圧力異常高	0.205MPa[gage]	2.0

表 2.1-7 影響緩和のため考慮する主要な安全機能

分 類	機 能	系 統 及 び 機 器
MS-1	原子炉の緊急停止機能	制御棒クラスタ及び制御棒 駆動系（トリップ機能）
	未臨界維持機能	制御棒クラスタ及び制御棒 駆動系 非常用炉心冷却系（ほう酸 注入機能）
	原子炉冷却材圧力 バウンダリの過圧防止機能	加圧器安全弁（開機能）
	原子炉停止後の除熱機能	補助給水系 主蒸気安全弁
	工学的安全施設及び原子炉 停止系への作動信号の発生 機能	安全保護系
	安全上特に重要な関連機能	非常用電源系
MS-3	タービントリップ機能	タービントリップ

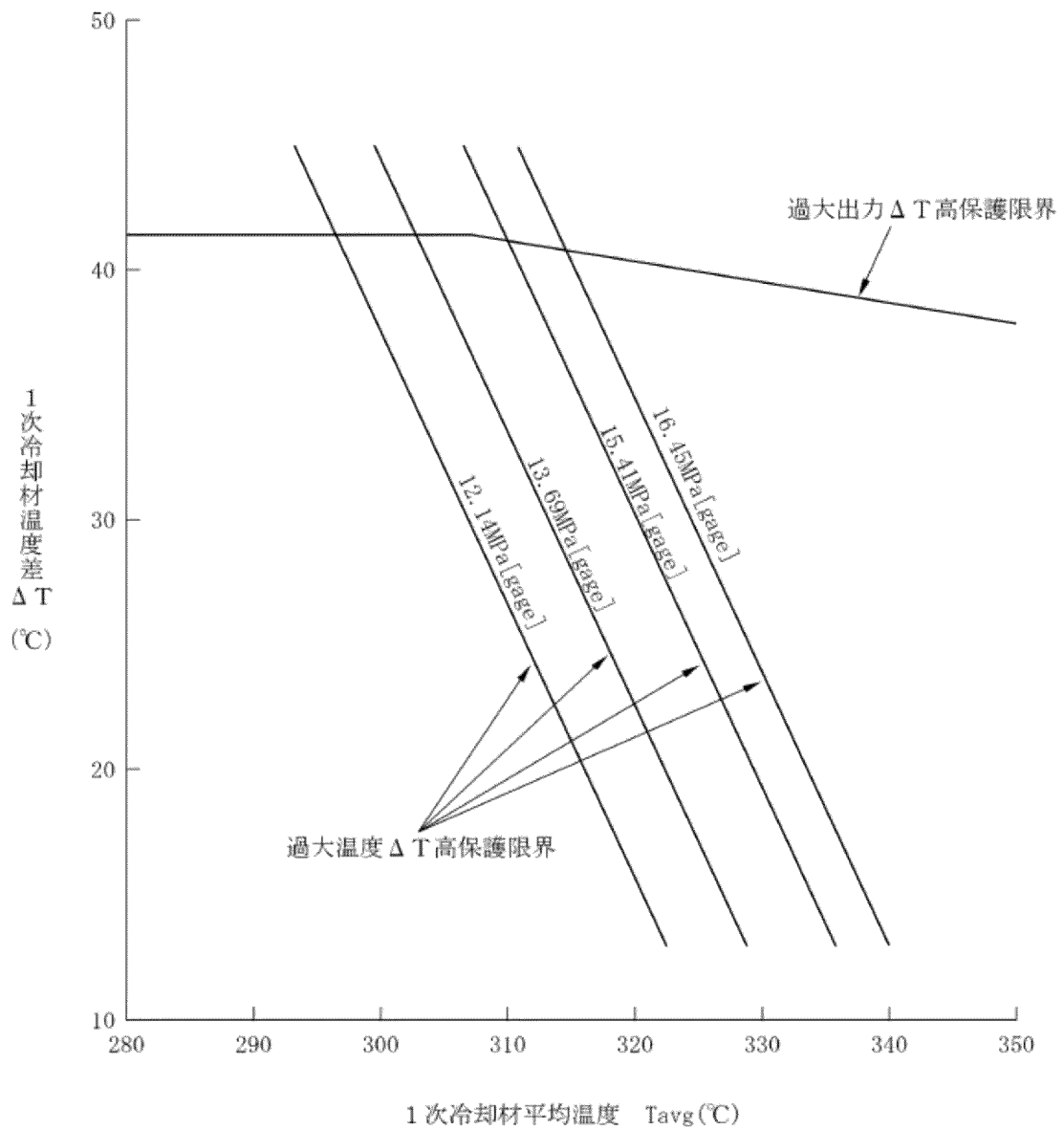


図 2.1-1 過大出力 ΔT 高及び過大温度 ΔT 高による保護限界図 (代表例)

制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間を2.2秒としている。

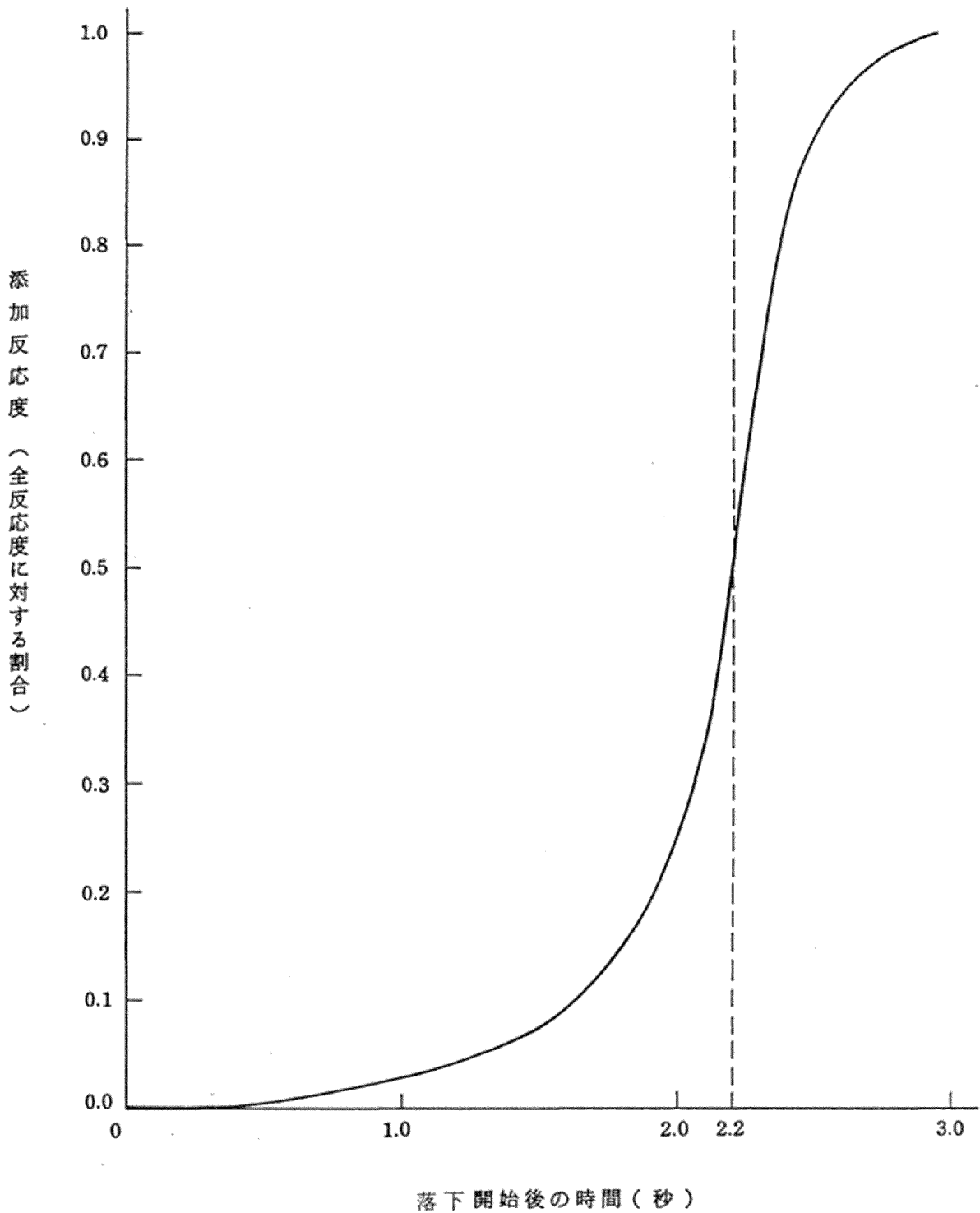


図 2.1-2 トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度添加曲線

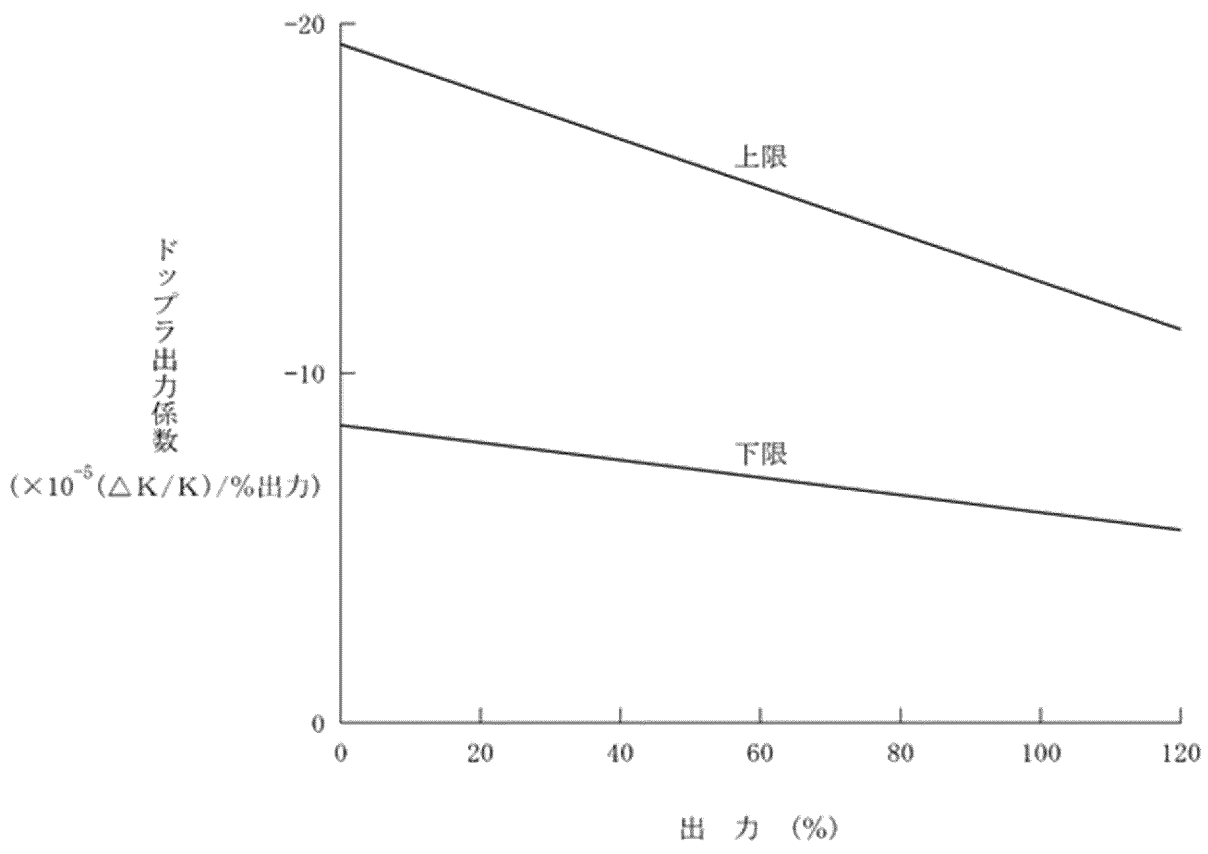


図 2.1-3 解析に使用したドップラ出力係数

2.1.4 判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、発電用原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認する。このことを判断する基準は以下のとおりである。

- (1) 最小 DNBR が許容限界値以上であること。
- (2) 燃料被覆管の機械的破損が生じないように、燃料中心最高温度は燃料ペレットの熔融点未満であること。
- (3) 燃料エンタルピは許容限界値以下であること。
 - a. 燃料エンタルピの最大値は、燃料の許容設計限界 $712\text{kJ}/\text{kg}\cdot\text{UO}_2$ （「RIE 評価指針」に示す $170\text{cal}/\text{g}\cdot\text{UO}_2$ に相当）を超えないこと。
 - b. ピーク出力部燃料エンタルピの増分は、「RIE 報告書」に示された以下のペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損しきい値のめやす（以下「PCMI 破損しきい値のめやす」という。）を超えないこと。

ペレット燃焼度	ピーク出力部燃料エンタルピの増分
25,000MWd/t 未満	$460\text{kJ}/\text{kg}\cdot\text{UO}_2$ ($110\text{cal}/\text{g}\cdot\text{UO}_2$)
25,000MWd/t 以上 40,000MWd/t 未満	$356\text{kJ}/\text{kg}\cdot\text{UO}_2$ ($85\text{cal}/\text{g}\cdot\text{UO}_2$)
40,000MWd/t 以上 65,000MWd/t 未満	$209\text{kJ}/\text{kg}\cdot\text{UO}_2$ ($50\text{cal}/\text{g}\cdot\text{UO}_2$)
65,000MWd/t 以上 75,000MWd/t 程度まで	$167\text{kJ}/\text{kg}\cdot\text{UO}_2$ ($40\text{cal}/\text{g}\cdot\text{UO}_2$)

上記の PCMI 破損しきい値のめやすは、「RIE 報告書」で示されたものを SI 単位に換算したものである。

- c. 浸水燃料については、ピーク出力部燃料エンタルピが $272\text{kJ}/\text{kg}\cdot\text{UO}_2$ （「RIE 評価指針」に示す $65\text{cal}/\text{g}\cdot\text{UO}_2$ に相当）を超える燃料棒の被覆は破裂したものし、発生する機械的エネルギーの影響を評価する。
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である $17.16\text{MPa}[\text{gage}]$ の 1.1 倍の圧力 $18.88\text{MPa}[\text{gage}]$ 以下である

こと。

2.1.5 解析結果

解析結果を表 2.1-8 に示す。

最小 DNBR については、これが最も厳しくなる「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」において約 1.64 であり、許容限界値である 1.42 を下回ることはない。

燃料中心最高温度については、これが最も厳しくなる「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」において約 2,300℃であり、設計に当たっての制限値である 2,570℃を下回っており、溶融点未満である。

燃料エンタルピの最大値については、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」において約 378kJ/kg・UO₂であり、燃料の許容限界値である 712kJ/kg・UO₂(「RIE 評価指針」に示す 170cal/g・UO₂に相当。)を下回っている。また、ピーク出力部燃料エンタルピの増分の最大値は、約 94kJ/kg・UO₂であり、「RIE 報告書」に示す PCMI 破損のしきい値のめやすを下回っており、燃料棒の破損は生じない。なお、ピーク出力部燃料エンタルピの最大値は、約 173kJ/kg・UO₂であり、浸水燃料の存在を仮定しても、この過渡変化による燃料棒の破裂は生じない。

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「負荷の喪失」において約 18.5MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.1 倍である 18.88MPa[gage]を下回っている。

表 2.1-8 運転時の異常な過渡変化の解析結果（玄海4号炉）

項目	最小 DNBR		燃料中心温度		燃料エンタルピー		原子炉圧力（注6）	
	現行	今回	現行	今回	現行	今回	現行	今回
判断基準	≥ 1.17 (ITDP) (注1) ≥ 1.42 (GSTM) (注1) ≥ 1.30 (W-3 相関式)		< 2,590°C (注4)	< 2,570°C (注4)	≤ 712 kJ/kg·UO ₂		原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 ≤ 18.88 MPa [gage]	
1. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	—		—		約 367 kJ/kg·UO ₂	約 378 kJ/kg·UO ₂ (注5)	約 17.0 MPa [gage] 【約 17.6 MPa [gage]】	約 17.0 MPa [gage] 【約 17.6 MPa [gage]】
2. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	約 1.36 (ITDP)	約 1.64 (GSTM)	約 2,300°C	約 2,300°C	—		圧力上昇幅 約 0.7 MPa	圧力上昇幅 約 0.7 MPa
3. 制御棒の落下及び不整合	(落下)	約 1.31 (ITDP)	約 1.66 (GSTM)	溶融点未満	—		圧力上昇幅 約 0.2 MPa	圧力上昇幅 約 0.2 MPa
	(不整合)	約 1.37 (ITDP)	約 1.72 (GSTM)	溶融点未満	—		初期状態で一定	初期状態で一定
4. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	(注2)		(注2)		—		(注2)	
5. 原子炉冷却材流量の部分喪失	約 1.60 (ITDP)	約 1.92 (GSTM)	溶融点未満	溶融点未満	—		圧力上昇幅 約 0.5 MPa	圧力上昇幅 約 0.5 MPa
6. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	約 1.29 (ITDP)	(注3)	約 2,240°C	(注3)	—		圧力上昇幅 約 0.9 MPa	圧力上昇幅 約 0.7 MPa
7. 外部電源喪失	「原子炉冷却材流量の喪失」及び「主給水流量喪失」の解析結果に包含される。							
8. 主給水流量喪失	—		—		—		約 17.4 MPa [gage] 【約 18.0 MPa [gage]】	約 17.4 MPa [gage] 【約 18.0 MPa [gage]】
9. 蒸気負荷の異常な増加	約 1.57 (ITDP)	約 1.90 (GSTM)	溶融点未満	溶融点未満	—		圧力上昇幅 約 0.2 MPa	圧力上昇幅 約 0.2 MPa
10. 2次冷却系の異常な減圧	約 3.2 (W-3 相関式)	約 3.3 (W-3 相関式)	溶融点未満	溶融点未満	—		過度に上昇することはない。	過度に上昇することはない。
11. 蒸気発生器への過剰給水	約 1.65 (ITDP)	約 2.00 (GSTM)	溶融点未満	溶融点未満	—		圧力上昇幅 約 0.2 MPa	圧力上昇幅 約 0.2 MPa
12. 負荷の喪失	約 1.73 (ITDP)	約 2.13 (GSTM)	溶融点未満	溶融点未満	—		約 17.9 MPa [gage] 【約 18.5 MPa [gage]】	約 17.9 MPa [gage] 【約 18.5 MPa [gage]】
13. 原子炉冷却材系の異常な減圧	約 1.55 (ITDP)	約 1.93 (GSTM)	—		—		—	
14. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	初期値より増加	初期値より増加	—		—		過度に上昇することはない。	過度に上昇することはない。

(注1) 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)

(注2) 反応度添加率が「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」で使用した範囲に含まれているので、この解析に包絡される。

(注3) 原子炉出力、熱流束の最大値が低く問題とならない。

(注4) 二酸化ウラン燃料の融点(2800°C)から不確定性(ステップ1燃料：200°C、ステップ2燃料：220°C)及び燃焼に伴う融点低下(32°C/10Gwd/t)を考慮

(注5) ピーク出力部燃料エンタルピー増分の最大値は、約 94 kJ/kg·UO₂であり、PCMI 破損しきい値の目安を下回っており、燃料の健全性が損なわれることはない。また、ピーク出力部燃料エンタルピーの最大値は、約 173 kJ/kg·UO₂であり、浸水燃料の存在を考慮しても、浸水燃料の破裂は生じないため、原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

(注6) 【 】内は、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を表わす。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力に約 0.57 MPa 加えた値。

□：最も厳しくなる事象の評価結果 —：安全評価指針にて判断基準の適用対象となっていない項目。

2.1.6 まとめ

ステップ 2 燃料の使用に伴う、安全保護系、原子炉停止系等の設計の妥当性を確認するため、「安全評価指針」に従って各種の「運転時の異常な過渡変化」を想定し、解析を実施した。その結果は「2.1.5 解析結果」に示すとおりであり、「安全評価指針」の判断基準を満足することを確認した。

2.2 設計基準事故の解析について

2.2.1 概要

玄海原子力発電所 4 号炉において、燃料集合体最高燃焼度が 55,000MWd/t の高燃焼度燃料（以下「ステップ 2 燃料」という。）の使用に伴う、工学的安全施設等の設計の妥当性を確認するため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という。）等に従い、「設計基準事故」について安全評価を実施し、「安全評価指針」の判断基準を満足することを確認する。

なお、「設計基準事故」とは、「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は発電用原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性がある、発電用原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要がある事象である。

評価事象は、発電用原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象の中から、代表的な事象を選定している。

解析においては、事象発生前の状態、使用するモデル、ステップ 2 燃料の使用等を考慮した入力条件について、評価の結果が厳しくなるように考慮したものをを用い、さらに事象に対処するために必要な系統及び機器について、安全機能別に結果を厳しくする機器の単一故障を仮定している。

2.2.2 評価事象

今回の変更申請に伴い、本発電用原子炉施設において評価する「設計基準事故」は、「安全評価指針」に基づき、発電用原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主として「異常影響緩和系」（以下「MS」という。）に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、加圧水型である本発電用原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして、代表的な事象を選定している。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象である*。

※「安全評価指針」では、指針作成の際に使用されている発電用軽水炉施設を対象として、発電用原子炉が固有の安全性と安全確保のために設計した設備により安全に運転できることを示し、安全設計の基本方針の妥当性を確認するため、異常状態、すなわち、主として異常発生防止系に属する系統、機器等の故障、破損あるいはこれに係る運転員の誤操作等の発生を仮定した場合に、評価すべき事象を4種類（以下の(1)～(4)）に分類し、評価すべき具体的な事象を選定している。

- (1) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化
 - a. 原子炉冷却材喪失
 - b. 原子炉冷却材流量の喪失
 - c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着
 - d. 主給水管破断
 - e. 主蒸気管破断

- (2) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化
 - a. 制御棒飛び出し

(3) 環境への放射性物質の異常な放出

a. 蒸気発生器伝熱管破損

(4) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

a. 原子炉冷却材喪失

b. 可燃性ガスの発生

2.2.3 解析方法及び解析条件

2.2.3.1 解析上の取扱いの主な変更内容

今回の変更申請における解析上の取扱いの主な変更内容は以下のとおりである。

(1) ステップ 2 燃料の使用に伴う変更

a. 燃料機械設計の変更

ステップ 2 燃料の構造は、基本的に現行の 48,000MWd/t 燃料（以下「ステップ 1 燃料」という。）と同一であるが、ペレット密度及び濃縮度をステップ 1 燃料より高めている。今回の解析上のペレット密度及び濃縮度の取扱いを表 2.2-1 に示す。

なお、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、二酸化ウラン燃料と比較して、ウラン 235 濃縮度を低下させており、最大線出力密度が低くなる様設計していることから、安全評価への影響は問題とならない。

b. 安全解析使用値の変更

ステップ 2 燃料の使用に伴い、安全解析使用値をステップ 1 燃料装荷炉心の安全解析使用値から変更している。表 2.2-2 に今回変更した安全解析使用値を示す。

今回の解析における安全解析使用値は、ステップ 1 燃料装荷炉心からステップ 2 燃料装荷炉心までの炉心特性パラメータの変動を考慮して、ステップ 2 燃料装荷炉心の評価値に余裕をとって設定している。

(2) その他の変更

a. 新評価手法の採用

(a) 改良統計的熱設計手法の採用

「発電用加圧水型原子炉の炉心熱設計評価指針」に従い、ステップ 2 燃料装荷炉心の DNBR 評価では、改良統計的熱設計手法（以下「GSTM」という。）を適用している。

「設計基準事故」の解析においても、この手法を用いて

DNBR 評価を行うこととしており、その際の判断基準である許容限界値は、1.42 としている。

なお、主蒸気管破断の DNBR 評価については、従来どおり、決定論的な手法を適用している。

(b) 制御棒飛び出しにおける解析手法の変更

「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」(以下「RIE 報告書」という。)では、制御棒飛び出しにおいて、熱流束熱水路係数 (FQ) が事象進展中に経時変化するモデルを評価に取り入れている。

今回の制御棒飛び出しにおける評価では、「RIE 報告書」に基づいた解析手法を採用している。また、飛び出し制御棒値が安全解析使用値に近くなり、かつ、飛び出し時に出力が高くなる位置に燃焼の進んだ燃料が配置されるように評価用炉心を設定し、燃料エンタルピ及び PCMI 破損量を評価している。なお、サイクル末期の評価では、局所燃焼度の最大値が 71,000MWd/t となるようにしている。

(c) 核設計計算コードの変更

出力分布の評価を核設計計算コード ANC に変更している。

b. 新指針等への対応

(a) 反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱い

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」(以下「RIE 評価指針」という。)に加えて「RIE 報告書」に従った評価を行っている。

c. その他

(a) 炉心崩壊熱の変更

炉心崩壊熱については、日本原子力学会推奨値 (以下「AESJ 推奨値」という。) 及び ORIGEN-2 コードによる

評価値に基づく炉心崩壊熱を評価に使用している。AESJ 推奨値は、平成4年6月の「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」(以下「ECCS 性能評価指針」という。)改訂において、従来の崩壊熱データに追加して使用が認められたものである。

(b) 蒸気発生器伝熱管施栓率の扱い

蒸気発生器伝熱管施栓率について、10%までを考慮して解析を行っている。

(c) 美浜2号機蒸気発生器伝熱管損傷事象の教訓反映

美浜2号機蒸気発生器伝熱管損傷事象の反映として、「蒸気発生器伝熱管破損」の主蒸気隔離弁の閉止までに要する時間について、十分余裕を考慮した解析条件に見直している。

(d) 水素発生 G 値の見直し

可燃性ガス発生の評価において、水の放射線分解により発生する水素ガスの生成割合(G 値)を0.5分子/100eV から炉心水に対し0.4分子/100eV、サンプル水に対し0.3分子/100eVに見直している。

2.2.3.2 解析方法

解析は、表2.2-3に示す計算プログラム(以下「コード」という。)により行われる。

今回、主蒸気管破断の解析に使用するコードを変更している。

2.2.3.3 解析条件

a. 主要な解析条件

解析で使用する主要なパラメータを表2.2-4～表2.2-6及び図2.2-1～図2.2-3に示す。

なお、今回の変更申請において、いずれも変更はない。

b. 影響緩和のための安全機能

影響緩和のため考慮する主要な安全機能を表 2.2-7 に示す。
なお、今回の変更申請において、変更はない。

表 2.2-1 安全解析におけるペレット密度及び濃縮度の取扱い

項目	特性	影響項目	安全解析での取扱い	
ペレット密度	ペレット密度が高くなると燃料保有熱量が大きくなる。 ペレット密度が低くなると熱伝導率が低くなり、燃料中心温度が高くなる。	初期燃料温度設定時のペレット密度	炉心平均応答解析	ステップ 2 燃料を対象とする。
			燃料中心温度、エンタルピ解析	ペレット中心温度が高めになるステップ 1 燃料を対象とする。
			原子炉冷却材喪失解析	ペレット平均温度が高めになるステップ 1 燃料を対象とする。
		過渡計算時のペレット密度	炉心平均応答解析	ステップ 2 燃料を対象とする。
			燃料中心温度、エンタルピ解析	熱伝導率が低くなるステップ 1 燃料を対象とする。
			原子炉冷却材喪失解析	ペレット保有熱量が高めになるステップ 2 燃料を対象とする。
濃縮度	濃縮度が高くなると中性子スペクトルが硬くなり、炉心特性が影響を受ける。	炉心核特性評価値	「2.2.3.1(1)b.安全解析使用値の変更」及び「表 2.2-2」参照	
	濃縮度が変わるとペレット内径方向出力分布が影響を受けるが、その影響は小さい。	ペレット内径方向出力分布	ペレット中心温度が高めになるステップ 1 燃料を対象とする。	

※ステップ 1 燃料：理論密度の約 95%、濃縮度約 4.1wt%

ステップ 2 燃料：理論密度の約 97%、濃縮度約 4.8wt%

表 2.2-2 変更した安全解析使用値（設計基準事故）

安全解析入力パラメータ	単 位	安全解析使用値			
		ステップ 1 燃料装荷炉心	ステップ 2 燃料装荷炉心		
1. 全般的プラント挙動解析					
核的エンタルピ上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H}^N$)	—	1.54 (最確値)	1.58 (最確値)		
DNBR 評価用軸方向出力分布	—	1.55 コサイン	1.62 コサイン		
2. 原子炉冷却材喪失					
減速材密度係数	($\Delta K/K$)/ (g/cm ³)	0.56	0.48		
高温炉心半径方向ピーキング係数	—	1.48	1.52		
3. 主蒸気管破断					
ほう素の反応度価値	($10^{-5}\Delta K/K$) /ppm	-8.9	-7.4		
燃料取替用水ピットほう素濃度	ppm	2,500	3,100		
4. 制御棒飛び出し					
熱流束熱水路 係数 F_Q (*)	サイクル 初期	高温 全出力	—	7.0	5.0
	サイクル 末期	高温 全出力	—	6.8	5.0
飛び出し制御棒 価値 (*)	サイクル 末期	高温 全出力	% $\Delta K/K$	0.18	0.12
実効遅発中性子割合 最小値(BOC)			%	0.52	0.48
即発中性子寿命 最小値			μ sec	11	9

注) *は、添付書類八の安全性確認項目。

表 2.2-3 解析に使用する計算プログラム一覧表

分 類	解 析 項 目		使用計算プログラム
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化	原子炉冷却材喪失	大破断	SATAN-M WREFLOOD BASH-M LOCTA-M COCO
		小破断	SATAN-M (Small LOCA) LOCTA-IV
	原子炉冷却材流量の喪失		PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC-III
	原子炉冷却材ポンプの軸固着		
	主給水管破断		MARVEL FACTRAN THINC-III
	主蒸気管破断		MARVEL ANC THINC-III
反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化	制御棒飛び出し		TWINKLE FACTRAN THINC-III MARVEL
環境への放射性物質の異常な放出	蒸気発生器伝熱管破損		MARVEL FACTRAN THINC-III
原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化	原子炉冷却材喪失		SATAN-VI WREFLOOD COCO
	可燃性ガスの発生		—————

表 2.2-4 解析に使用する初期定常運転条件

	定 格 値	定 常 誤 差
原 子 炉 出 力	3,423MWt	±2%
1 次 冷 却 材 平 均 温 度	307.1℃	±2.2℃
原 子 炉 圧 力	15.41MPa[gage]	±0.21MPa

これらの初期値の選定に際しては、判断基準に照らして解析結果が最も厳しくなるように定常誤差の符号を選択するが、改良統計的熱設計手法を使用する DNBR の評価では、初期値として定格値を用いる。

表 2.2-5 解析に使用する原子炉トリップ
限界値及び応答時間

原子炉トリップ信号	解析に使用する トリップ限界値	応答時間 (秒)
出力領域中性子束高 (高設定)	118%(定格出力値に対して)	0.5
出力領域中性子束高 (低設定)	35%(定格出力値に対して)	0.5
過大温度 ΔT 高	1次冷却材平均温度等の関数 (図 2.2-1 参照)	6.0
過大出力 ΔT 高	1次冷却材平均温度等の関数 (図 2.2-1 参照)	6.0
原子炉圧力高	16.61MPa[gage]	2.0
原子炉圧力低	12.73MPa[gage]	2.0
1次冷却材流量低	87% (定格流量に対して)	1.0
1次冷却材ポンプ電源電圧低	65% (定格値に対して)	1.5
蒸気発生器水位低	狭域水位検出器下端水位	2.0
タービントリップ	—	1.0

表 2.2-6 解析に使用する工学的安全施設作動信号の
作動限界値及び応答時間

工学的安全施設作動信号	解析に使用する作動限界値	応答時間 (秒)
非常用炉心冷却設備作動信号 a. 原子炉圧力低 b. 主蒸気ライン圧力低 c. 原子炉格納容器圧力高	12.04MPa[gage] 3.35MPa[gage] 0.048MPa[gage]	2.0 2.0 2.0
主蒸気ライン隔離信号 主蒸気ライン圧力低	3.35MPa[gage]	2.0
原子炉格納容器スプレイ作動 信号 原子炉格納容器圧力異常高	0.205MPa[gage]	2.0

表 2.2-7 影響緩和のため考慮する主要な安全機能

分類	機能	系統及び機器
MS-1	原子炉の緊急停止機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系（トリップ機能）
	未臨界維持機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 非常用炉心冷却系（ほう酸注入機能）
	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	加圧器安全弁（開機能）
	原子炉停止後の除熱機能	補助給水系 主蒸気安全弁 主蒸気隔離弁 主蒸気逃がし弁（手動逃がし機能）
	炉心冷却機能	非常用炉心冷却系
	放射性物質の閉じ込め機能 放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器 アニュラス 原子炉格納容器隔離弁 原子炉格納容器スプレイ系 アニュラス空気浄化系 安全補機室空気浄化系
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系
	安全上特に重要な関連機能	非常用電源系
MS-2	放射性物質放出の防止機能	放射性気体廃棄物処理系の隔離弁
	異常状態の緩和機能	加圧器逃がし弁（手動開閉機能）
MS-3	タービントリップ機能	タービントリップ

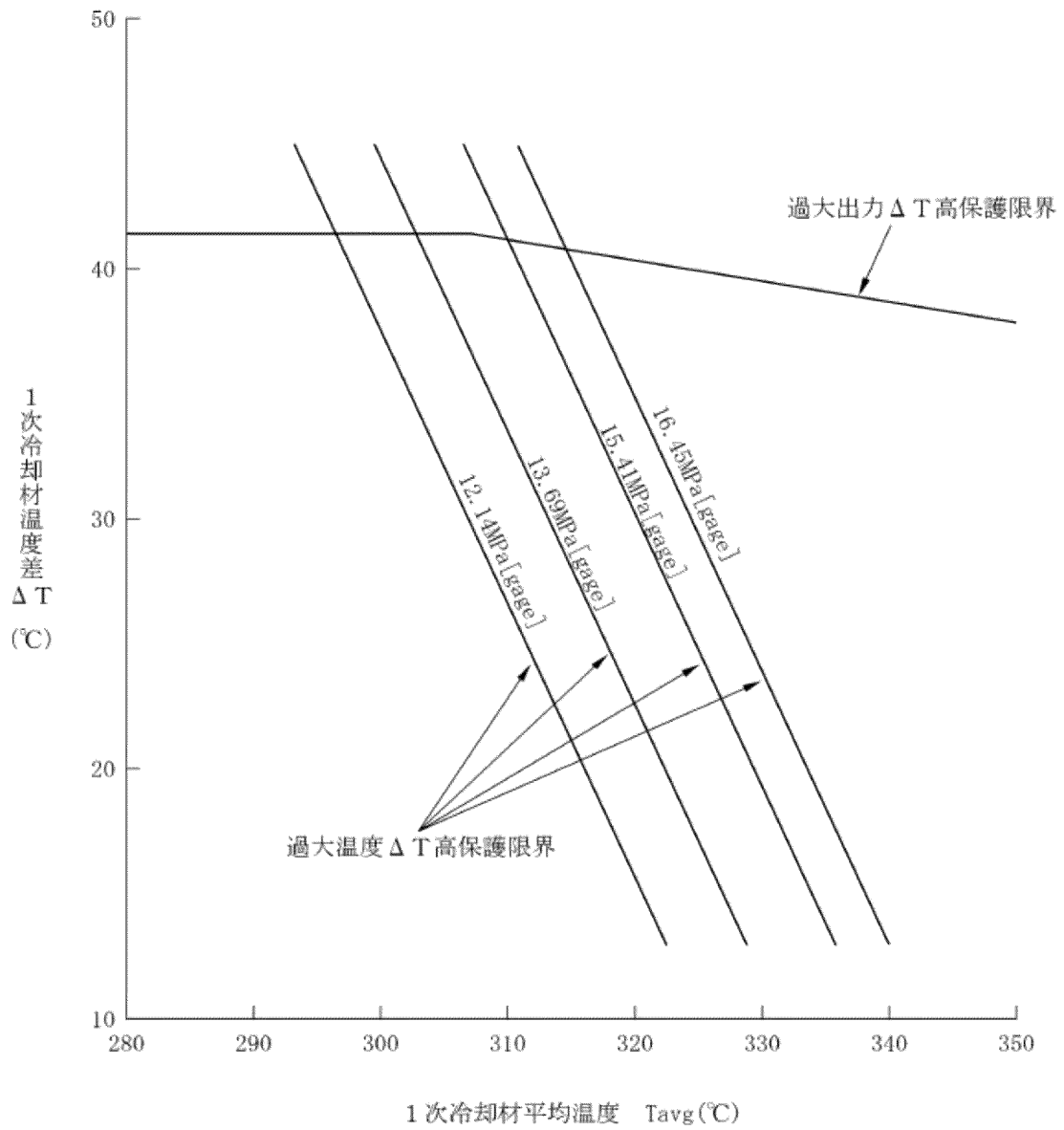


図 2.2-1 過大出力 ΔT 高及び過大温度 ΔT 高による保護限界図 (代表例)

制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間を2.2秒としている。

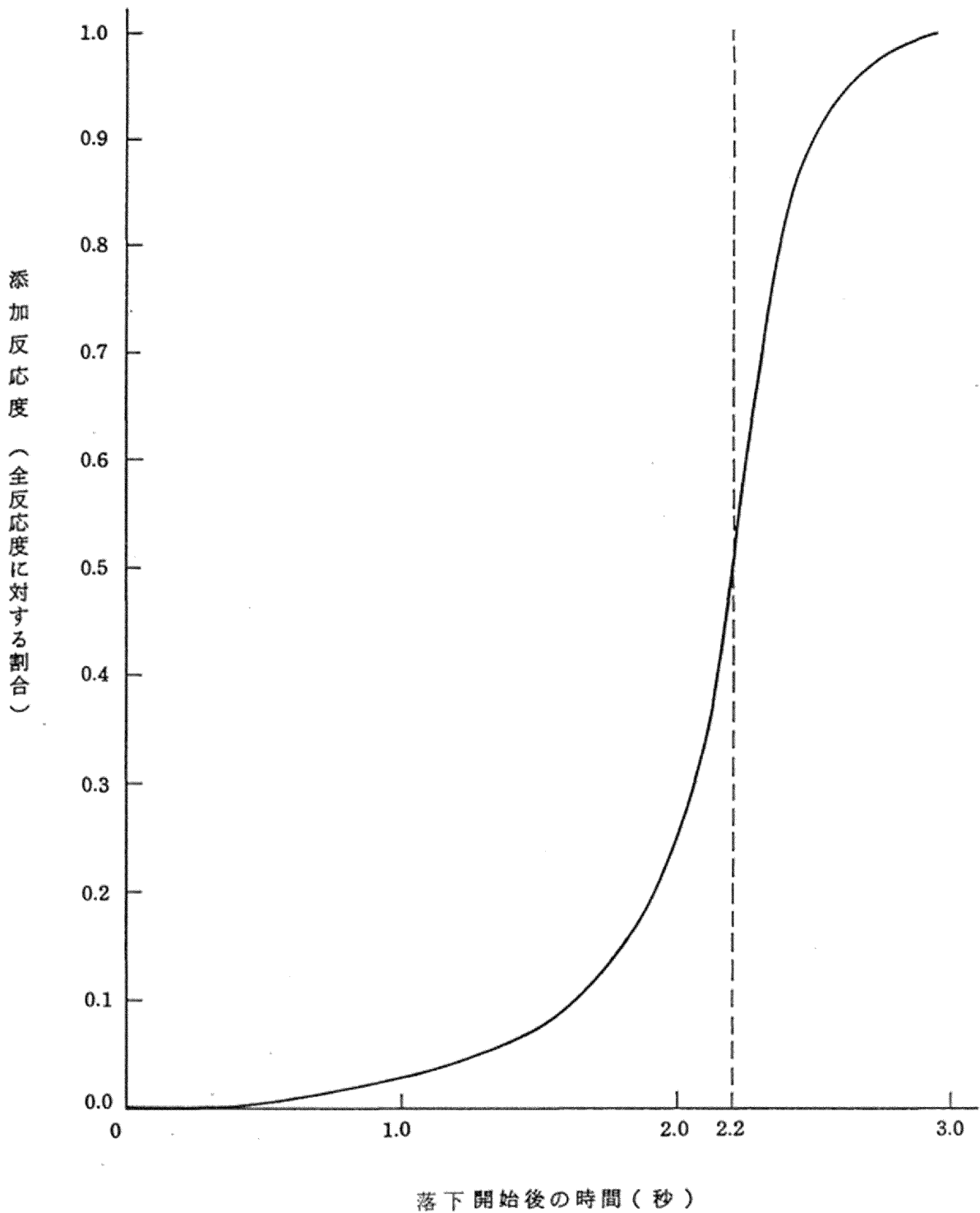


図 2.2-2 トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度添加曲線

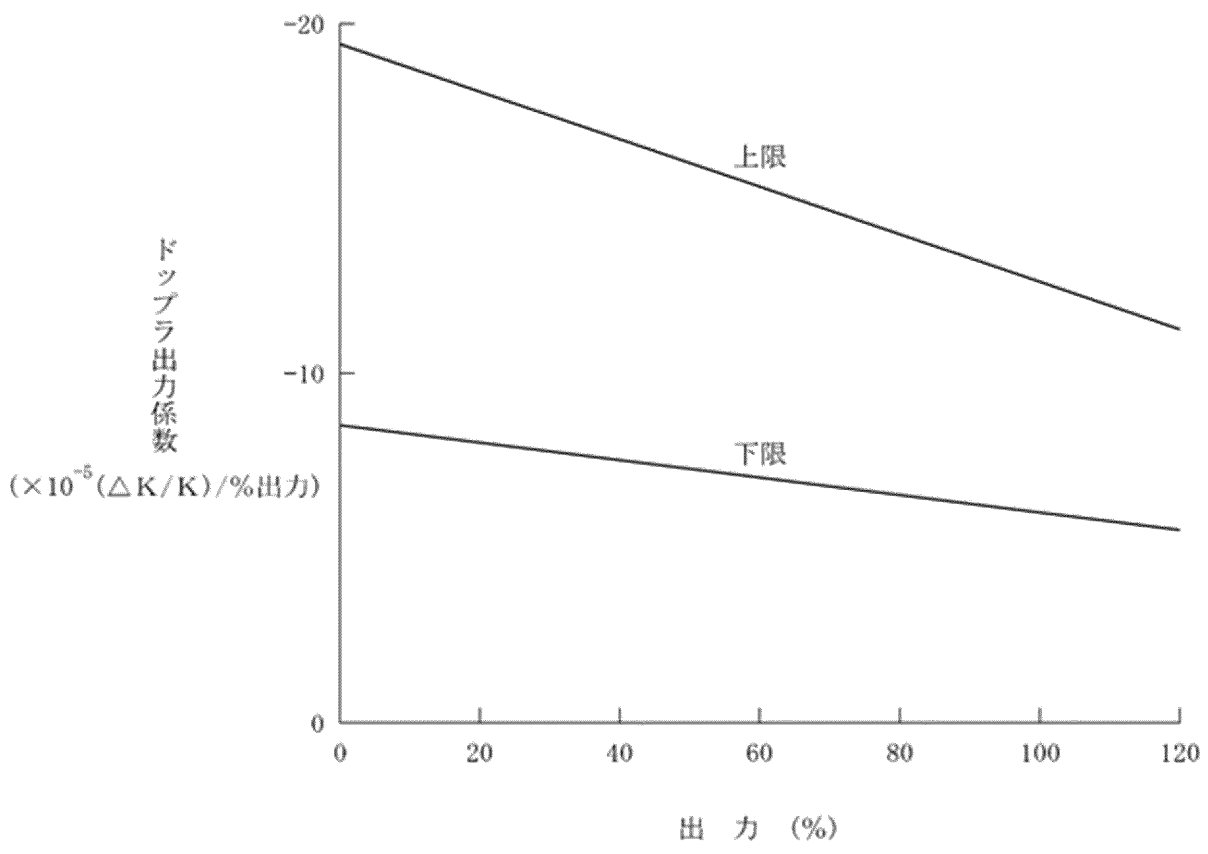


図 2.2-3 解析に使用したドップラ出力係数

2.2.4 判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような 2 次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認する。このことを判断する基準は以下のとおりである。

(1) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。

(2) 燃料エンタルピは制限値 ($791\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$) を超えないこと。

制限値は、「RIE 評価指針」に示された $963\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ (「RIE 評価指針」に示された $230\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ に相当。) から、燃焼が最も進んだペレットの融点低下量及びガドリニア添加による融点低下量をエンタルピに換算した値を差し引いた値である。

(3) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である $17.16\text{MPa}[\text{gage}]$ の 1.2 倍の圧力 $20.59\text{MPa}[\text{gage}]$ 以下であること。

(4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力 $0.392\text{MPa}[\text{gage}]$ 以下であること。

なお、「原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」における「原子炉冷却材喪失」においては、「ECCS 性能評価指針」に基づいて以下の判断基準を用いる。

a. 燃料被覆管の温度の計算値の最高値は、 $1,200^\circ\text{C}$ 以下であること。

b. 燃料被覆管のジルコニウム－水反応量の計算値は、酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 15% 以下であること。

c. 炉心で燃料被覆管及び構造材が水と反応するに伴い発生する水素の量は、原子炉格納容器の健全性確保の見地から、十分低い値であること。

(「ECCS 性能評価指針」解説 I の 3.2 基準(3)より、炉心の被覆管のジルカロイの全量の 1%の酸化に相当する量以下)

- d. 燃料棒の形状の変化を考慮しても、崩壊熱の除去が長期間にわたって行われることが可能であること。

また、反応度投入事象においては、「RIE 評価指針」で定めるとおり浸水燃料の破裂による衝撃圧力等の発生によっても、原子炉圧力容器の健全性を損なわないことを確認する。ただし、「RIE 報告書」に従い、浸水燃料の破裂に加えて、ペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損（以下「PCMI 破損」という。）による衝撃圧力等の発生を重畳しても、これらにより生じる機械的エネルギーにより、原子炉圧力容器の健全性を損なわないことを確認する。

- a. 浸水燃料については、ピーク出力部燃料エンタルピが $272\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ （「RIE 評価指針」に示す $65\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ に相当）を超える燃料棒の被覆は破裂したものし、発生する機械的エネルギーの影響を評価する。
- b. ピーク出力部燃料エンタルピの増分が、「RIE 報告書」に示された以下の PCMI 破損しきい値のめやすを超える燃料棒は PCMI 破損を生じたものとし、発生する機械的エネルギーの影響を評価する。

ペレット燃焼度	ピーク出力部燃料エンタルピの増分
25,000MWd/t 未満	$460\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ ($110\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$)
25,000MWd/t 以上 40,000MWd/t 未満	$356\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ ($85\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$)
40,000MWd/t 以上 65,000MWd/t 未満	$209\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ ($50\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$)
65,000MWd/t 以上 75,000MWd/t 程度まで	$167\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ ($40\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$)

上記の PCMI 破損しきい値のめやすは、「RIE 報告書」で示されたものを SI 単位に換算したものである。

2.2.5 解析結果

解析結果を表 2.2-8 に示す。

「原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」のうち「原子炉冷却材流量の喪失」、「原子炉冷却材ポンプの軸固着」、「主給水管破断」及び「主蒸気管破断」の解析結果は、最小 DNBR が最も厳しくなる「原子炉冷却材ポンプの軸固着」においても約 1.53 であり、許容限界値 1.42 以上である。したがって、これらの事故時において、いずれも炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能である。また、「原子炉冷却材喪失」の解析結果は、最も厳しいケースにおいても燃料被覆管最高温度、局所的最大ジルコニウム-水反応量及び全炉心平均ジルコニウム-水反応量は各々約 984°C、約 1%及び 0.3%以下となり、さらに再循環モードの確立によって長期にわたる炉心の冷却が可能であることから、「ECCS 性能評価指針」の判断基準を満足している。

燃料エンタルピの最大値は、「反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化」における「制御棒飛び出し」において、約 358kJ/kg・UO₂であり、「RIE 評価指針」に示された制限値からさらに燃焼の進行及びガドリニア添加に伴うペレット融点低下分に相当するエンタルピを差し引いた値である 791kJ/kg・UO₂を超えない。なお、PCMI 破損及び浸水燃料の破裂によって発生する衝撃圧力のもつ機械的エネルギーは約 11kJ であり、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギー $9.4 \times 10^3 \text{kJ}$ に対して十分小さく、原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値については、これが最も厳しくなる「主給水管破断」において、約 18.4MPa[gage]であり、最高使用圧力(17.16MPa[gage])の 1.2 倍の圧力(20.59MPa[gage])以下である。

原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値については、「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」における「原子炉冷却材喪失」において、約 0.308MPa[gage]であり、最高使用圧力

(0.392MPa[gage])以下である。なお、原子炉格納容器内最高温度は約132℃であり、最高使用温度(144℃)以下である。また、「可燃性ガスの発生」の解析結果は、事故発生後30日時点で約2.7%であり、原子炉格納容器内の水素濃度は4%以下である。

表 2.2-8 設計基準事故の解析結果（玄海4号炉）

項目	炉心損傷・冷却能力の維持		燃料エンタルピー		原子炉圧力（注7）		原子炉格納容器健全性	
	現行	今回	現行	今回	現行	今回	現行	今回
判断基準	燃料被覆管最高温度：≤1,200℃ 局所的な最大Zr-水反応量（注3）：≤15% 全炉心平均Zr-水反応量（注4）： 原子炉格納容器健全性確保の見地から十分低い値であること（1%以下） 最小DNBR：≥1.17（ITDP）、≥1.42（GSTM）（注5） ≥1.30（W-3相関式）		≤963kJ/kg・UO ₂	≤791kJ/kg・UO ₂	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 ≤20.59MPa[gage]		原子炉格納容器圧力： ≤0.392MPa[gage] 原子炉格納容器内温度： ≤144℃ 原子炉格納容器内水素濃度： ≤4%	
1. 原子炉冷却材喪失	大破断	（施栓率0%） 燃料被覆管最高温度： 約950℃ 局所的な最大Zr-水反応量： 約0.4% 全炉心平均Zr-水反応量： ≤0.3%	（施栓率0%/10%） 燃料被覆管最高温度： 約984℃ / 約979℃ 局所的な最大Zr-水反応量： 約0.4% / 約0.4%（注6） 全炉心平均Zr-水反応量： ≤0.3% / ≤0.3%	—	—	—	最高圧力： 約0.320MPa[gage] 最高温度： 約133℃ 水素濃度： 約3.5%	最高圧力： 約0.308MPa[gage] 最高温度： 約132℃ 水素濃度： 約2.7%
	小破断	（施栓率0%） 燃料被覆管最高温度： 約719℃ 局所的な最大Zr-水反応量： 約0.2% 全炉心平均Zr-水反応量： ≤0.2%	（施栓率0%/10%） 燃料被覆管最高温度： 約684℃ / 約670℃ 局所的な最大Zr-水反応量： 約0.1% / 約0.1% 全炉心平均Zr-水反応量： ≤0.1% / ≤0.1%	—	—	静的機器単一故障 最高圧力： 約0.320MPa[gage] 水素濃度： 約3.6%	静的機器単一故障 最高圧力： 約0.308MPa[gage] 水素濃度： 約2.8%	
2. 原子炉冷却材流量の喪失	最小DNBR（ITDP）：約1.47	最小DNBR（GSTM）：約1.77	—	—	圧力上昇幅 約0.7MPa	圧力上昇幅 約0.7MPa	—	—
3. 原子炉冷却材ポンプの軸固着	最小DNBR（ITDP）：約1.28	最小DNBR（GSTM）：約1.53	—	—	約16.8MPa[gage] 【約17.3MPa[gage]】	約16.8MPa[gage] 【約17.4MPa[gage]】	—	—
4. 主給水管破断	最小DNBR（ITDP）：約1.37	最小DNBR（GSTM）：約1.63	—	—	約17.8MPa[gage] 【約18.4MPa[gage]】	約17.8MPa[gage] 【約18.4MPa[gage]】	—	—
5. 主蒸気管破断	最小DNBR（W-3）：約1.44	最小DNBR（W-3）：約1.57	—	—	過度に上昇することはない	過度に上昇することはない	—	—
6. 制御棒飛び出し（注1,2）	—		（BOC） 約562kJ/kg・UO ₂	（BOC） 約282kJ/kg・UO ₂	約17.3MPa[gage]	約16.9MPa[gage]	—	—
	—		（EOC） 約586kJ/kg・UO ₂	（EOC） 約358kJ/kg・UO ₂	【約17.8MPa[gage]】	【約17.4MPa[gage]】	—	—
7. 蒸気発生器伝熱管破断	最小DNBR（ITDP）：約1.45	最小DNBR（GSTM）：約1.75	—	—	—	—	—	—

（注1）燃料エンタルピーは高温零出力時の解析結果、原子炉圧力は高温全出力時の解析結果。

（注2）今回の評価において、PCMI破損及び浸水燃料の破裂によって発生する衝撃圧力の持つ機械的エネルギーは約11kJであり、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギー9.4×10³kJに対して十分小さい。

（注3）燃料被覆管の酸化割合が最大となる位置の酸化割合。

（注4）「炉心の被覆管のジルカロイの全量のうち、原子炉冷却材喪失時に酸化した割合」と同義。全炉心平均ジルコニウム-水反応量は、炉心内燃料棒の出力毎に、燃料棒の軸方向各ノードにおけるジルコニウム-水反応量を求めて平均化することにより、燃料棒1本当たりの燃料棒平均ジルコニウム-水反応量を算出し、それに各出力の燃料棒の存在割合を乗じ、加重平均することにより算出。

（注5）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）

（注6）両端破断の場合は、局所的な最大Zr-水反応量は約1%となる。

（注7）【 】内は、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を表す。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力に約0.57MPa加えた値。

□：最も厳しくなる事象の評価結果 —：安全評価指針にて判断基準の適用対象となっていない項目。

2.2.6 まとめ

ステップ 2 燃料の使用に伴う、工学的安全施設等の設計の妥当性を確認するため、「安全評価指針」に従って各種の「設計基準事故」を想定し、解析を実施した。その結果は「2.2.5 解析結果」(設計基準事故時の被ばく評価を除く。)に示すとおりであり、「安全評価指針」の判断基準を満足することを確認した。

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

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

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	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 a. 燃料棒 (5)評価 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 a. 燃料棒 (5)評価 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 a. 燃料棒 (5)評価 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			
	[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	燃料棒の水力振動による 被覆管応力		
		被覆管の円周方向引張歪の 変化量	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 a. 燃料棒 (5)評価 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 a. 燃料棒 (5)評価 c. 燃料棒 (e)疲労サイクル
	[燃料棒] ・ペレットと被覆管の間隙中の ガスの熱伝導率	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 ならないこと	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

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。