

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 > 抜粋版

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）

<添付資料目次>

添付資料 1 (運転時の異常な過渡変化に係る補足説明)

添付資料 1.1 運転時の異常な過渡変化の個別事象概要図

添付資料 2 (設計基準事故に係る補足説明)

添付資料 2.1 設計基準事故の個別事象概要図

添付資料 2.2 原子炉格納容器内温度の評価について

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	12.04MPa[gage]	2.0
b. 主蒸気ライン圧力低	3.35MPa[gage]	2.0
c. 原子炉格納容器圧力高	0.048MPa[gage]	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

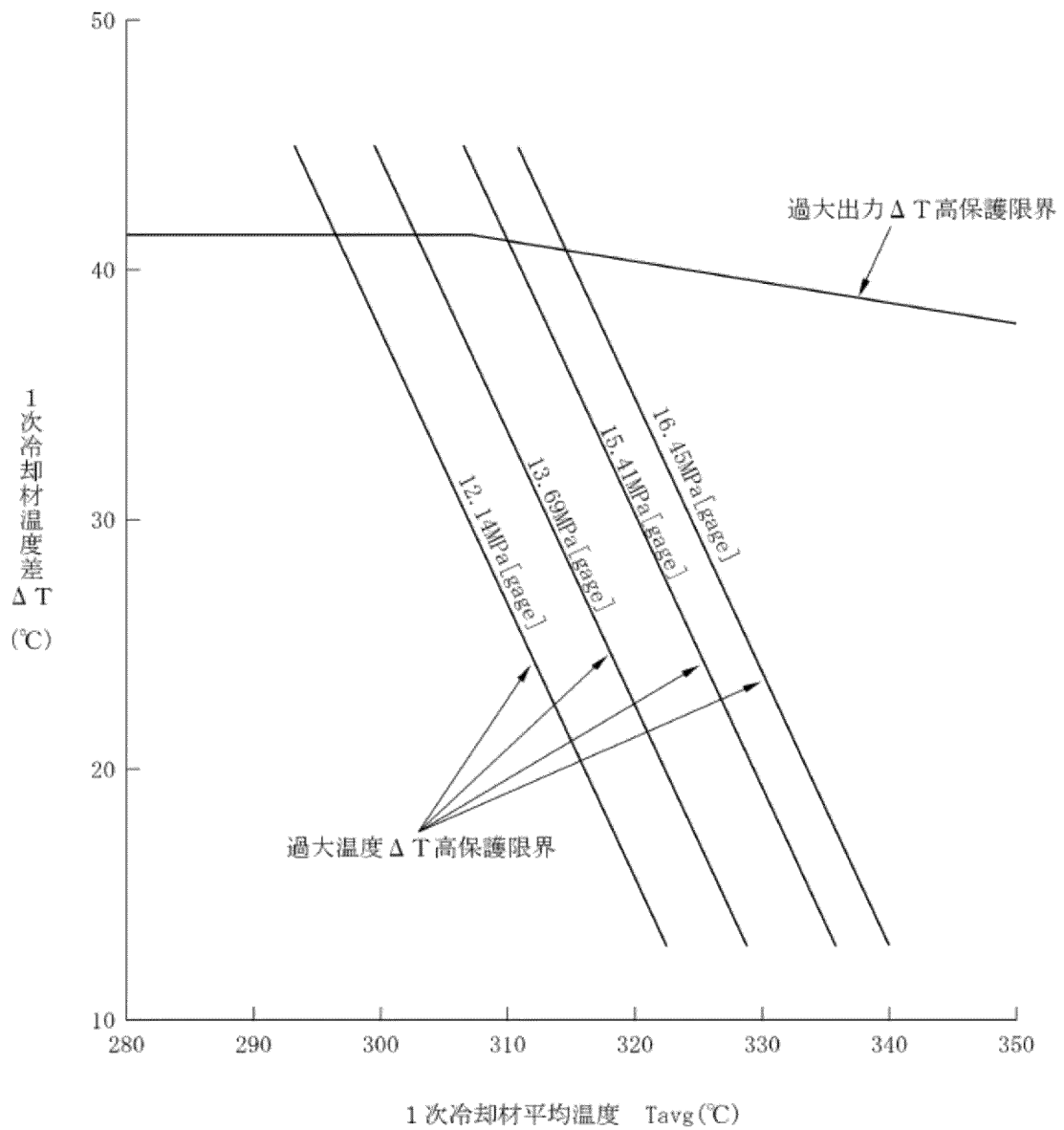


図 2.1-1 過大出力 ΔT 高及び過大温度 ΔT 高による保護限界図 (代表例)

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。

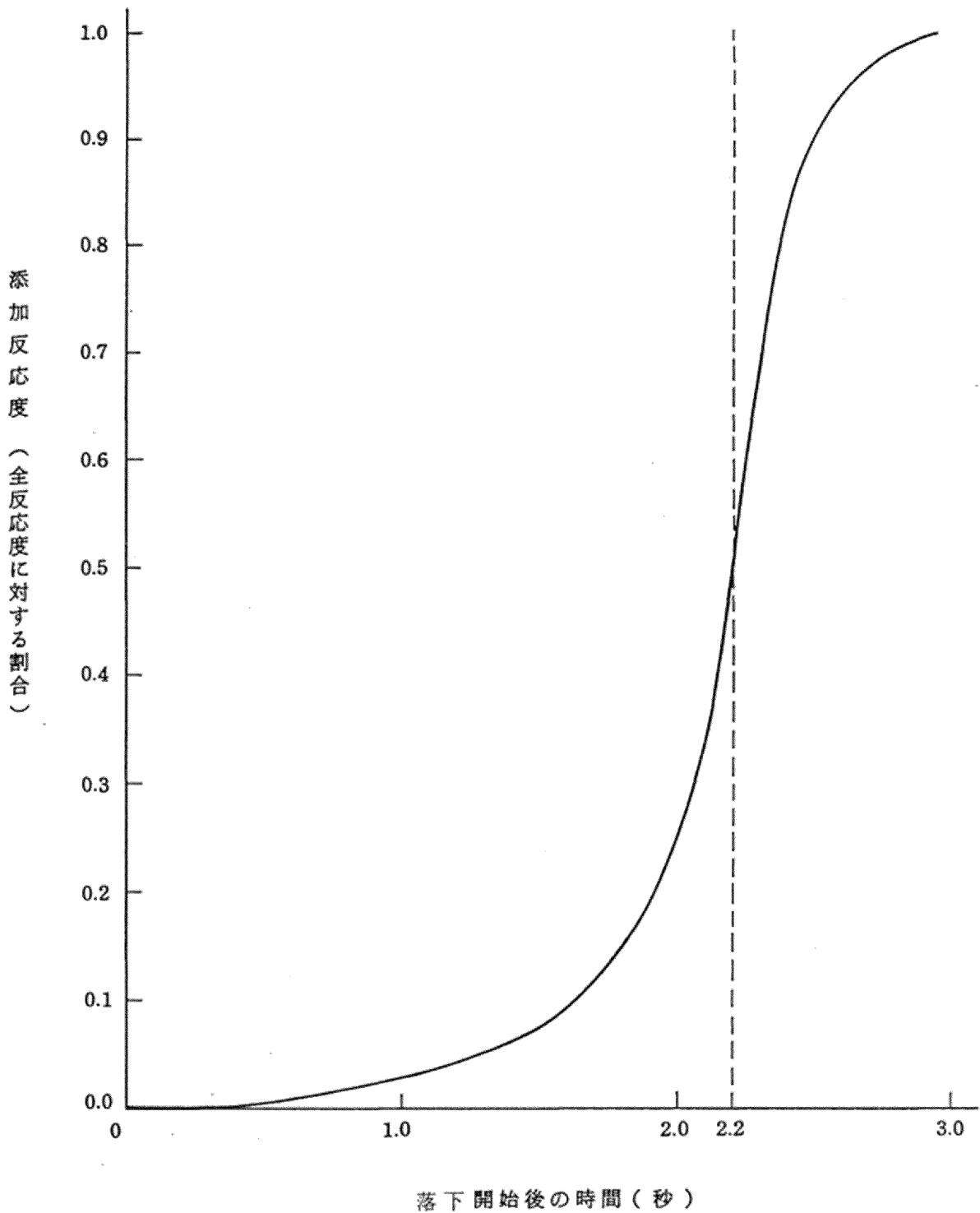


図 2.1-2 トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度添加曲線

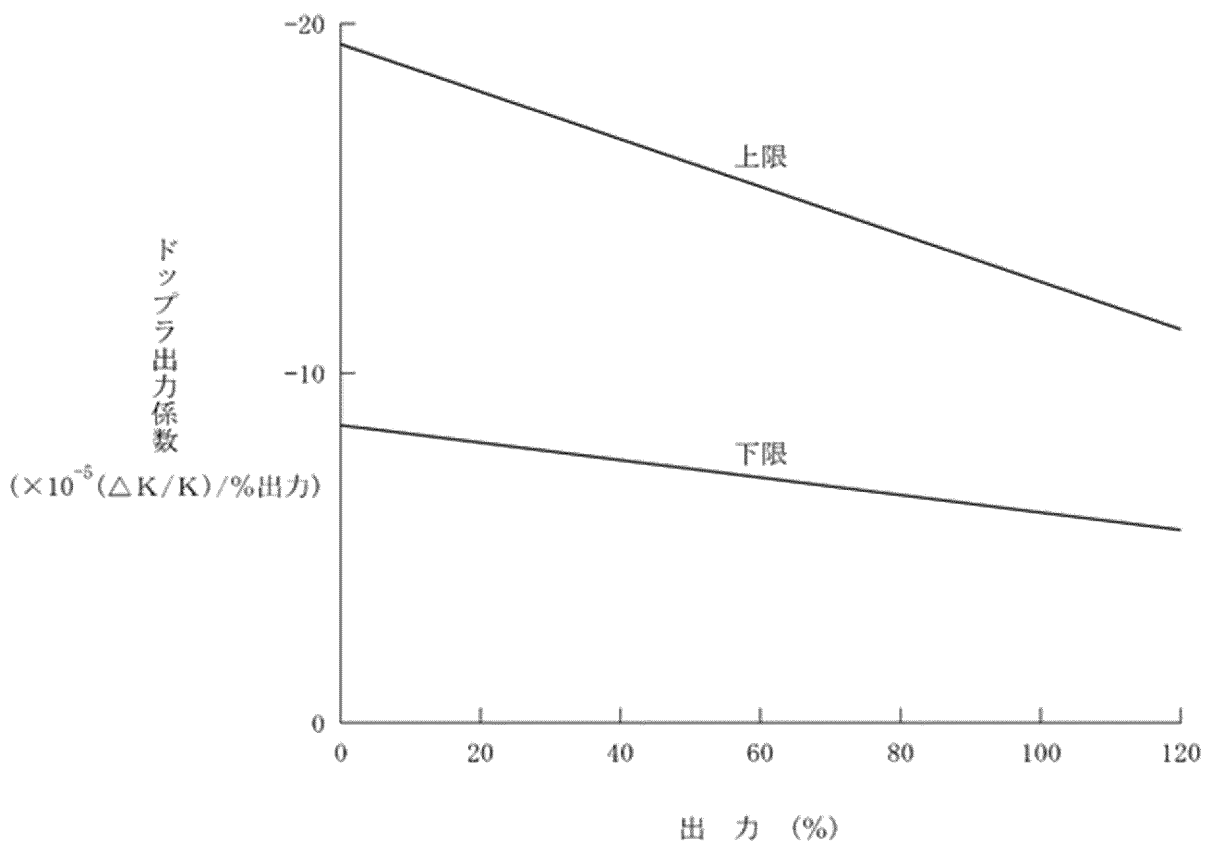


図 2.1-3 解析に使用したドップラ出力係数

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溶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	<p>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。</p>	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			μsec	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

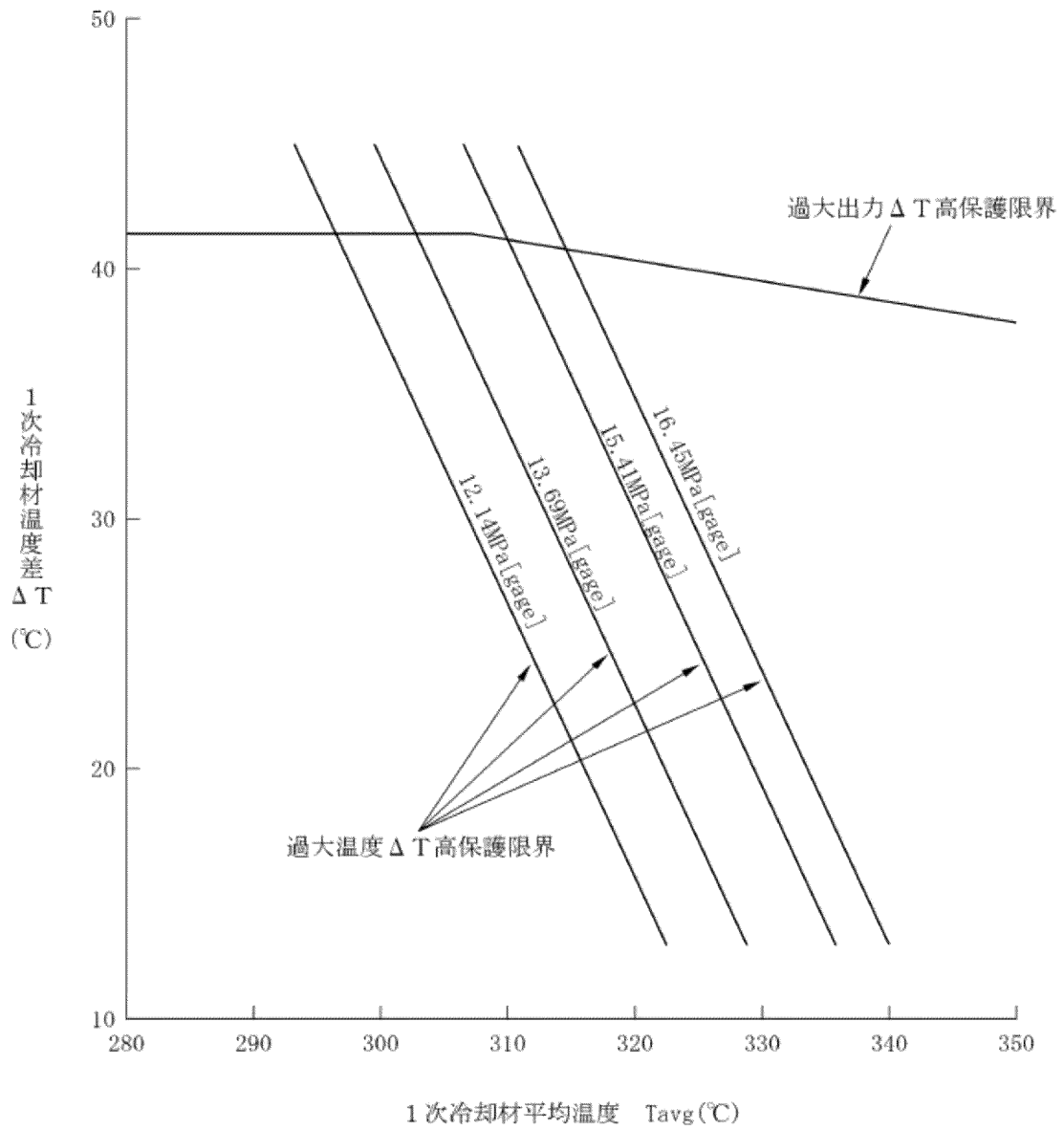


図 2.2-1 過大出力 ΔT 高及び過大温度 ΔT 高による保護限界図 (代表例)

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。

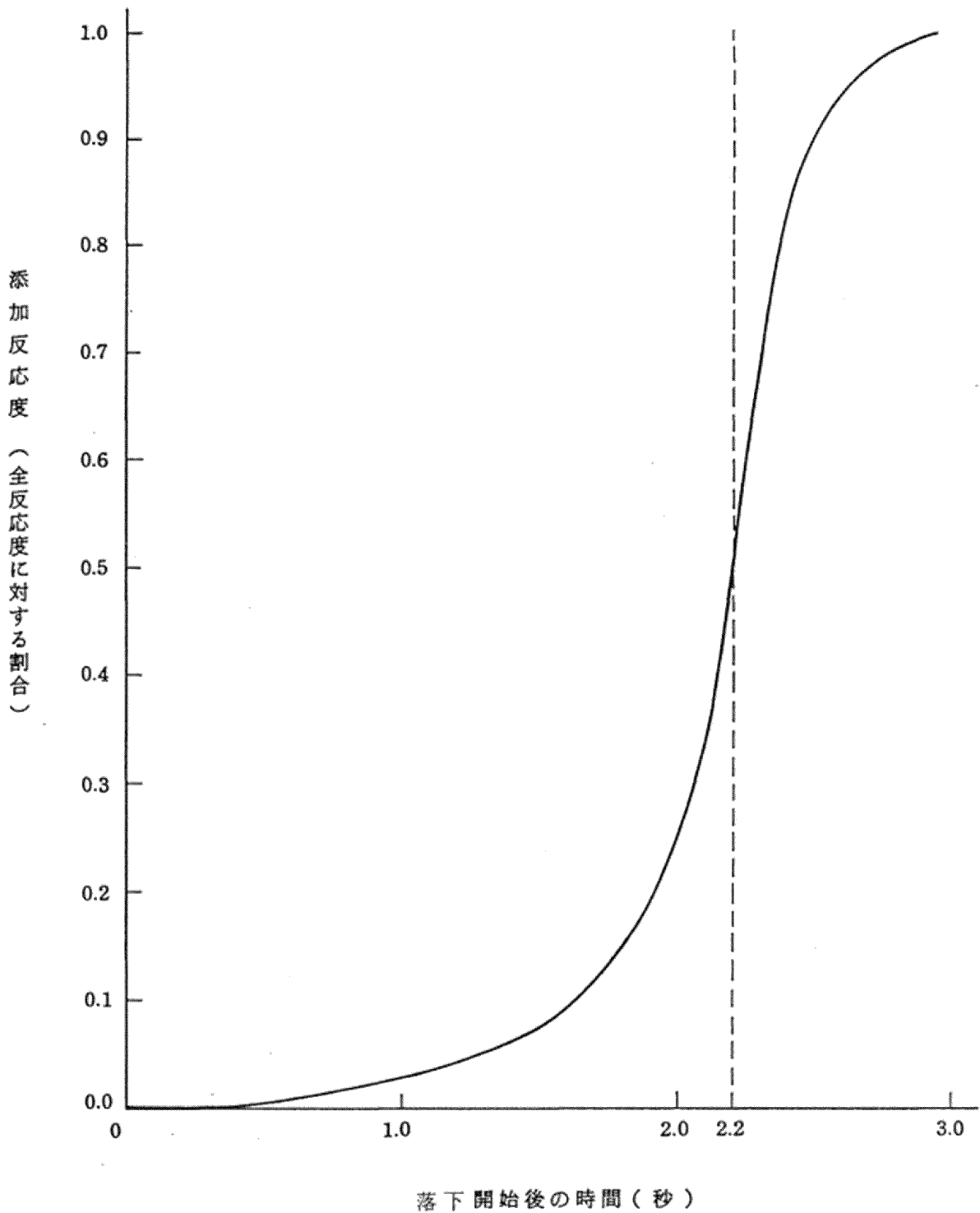


図 2.2-2 トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度添加曲線

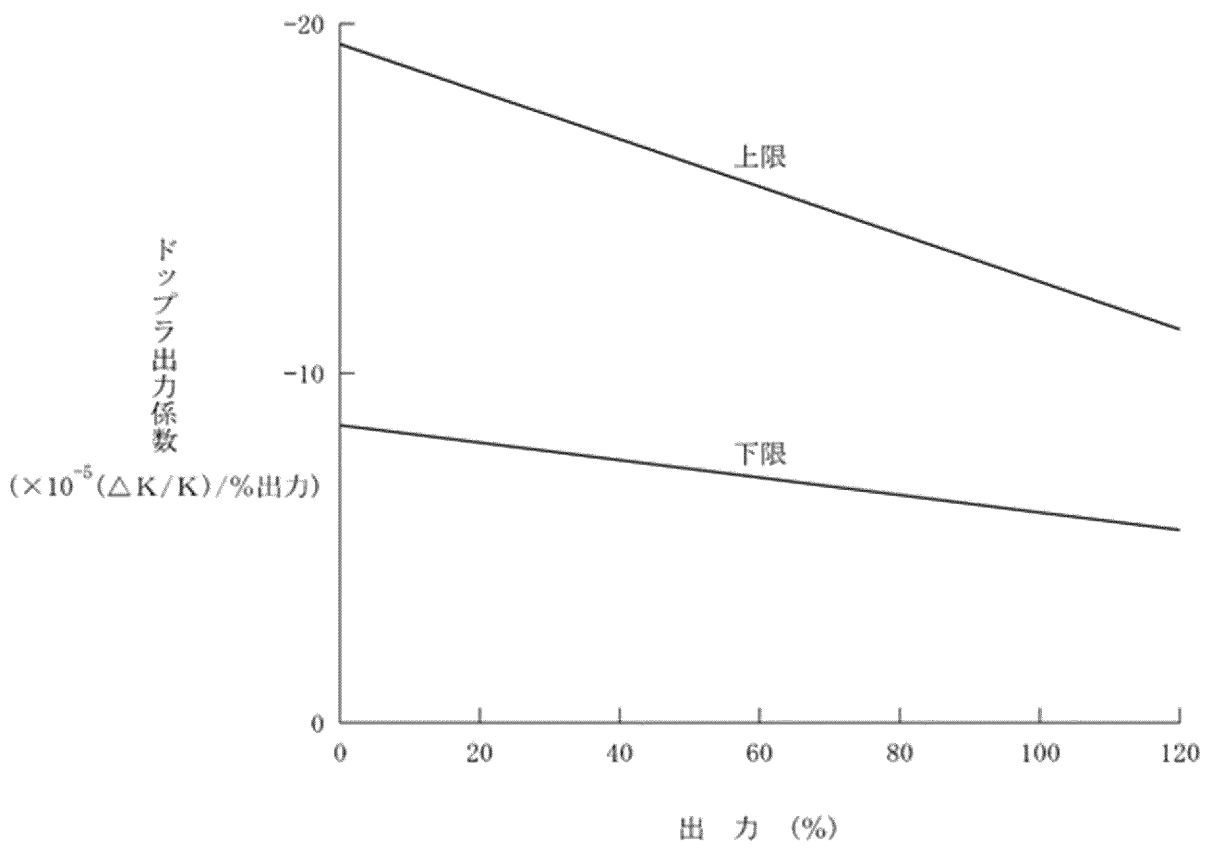


図 2.2-3 解析に使用したドップラ出力係数

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。