

燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t の燃料体を取替燃料としている炉心の 48,000MWd/t の
燃料体併用に係る発電用原子炉設置変更許可申請書での取扱いについて

1. はじめに

発電用原子炉設置変更許可申請書（以下、「設置許可申請書」という。）では、燃料体について、原則として、定期事業者検査の都度準備する燃料体の製造単位ごとに設定する「領域」により区別して規定している。例えば、川内原子力発電所1号炉では、燃料集合体最高燃焼度について、第1～第9領域は39,000MWd/t、第10～第21領域は48,000MWd/t、第22領域以降の取替燃料は55,000MWd/tの装荷が許可されている。

本資料では、取替燃料として、燃料集合体最高燃焼度48,000MWd/tと55,000MWd/tの燃料体を併用する場合の影響が、現行の川内原子力発電所1号炉の設置許可申請書の本文記載事項において考慮されていることを確認する。

2. 設置許可申請書本文記載事項と影響項目の関係

設置許可申請書本文五号、九号及び十号記載事項において、燃料集合体最高燃焼度48,000MWd/t（ウラン濃縮度：4.1wt%）と55,000MWd/t（ウラン濃縮度：4.8wt%）の燃料体を併用する場合の影響が考慮されていることを確認する必要のある項目を抽出し、整理した結果を表2.1に示す。

川内1号機設置許可申請書（抜粋）

c. 制御棒クラスタの最大反応度価値

制御棒クラスタの最大反応度価値は、制御棒クラスタが挿入限界位置から飛び出した場合、炉心の状態に応じ、次の値以下とする。

高温全出力時 0.0015 ΔK/K

高温零出力時 0.010 ΔK/K

d. 減速材温度係数及びドブラ係数

減速材温度係数は、高温出力運転状態では負になるように設計する。また、ドブラ係数は負になるように設計する。

(4) 主要な熱的制限値

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、安全保護系の作動等とあいまって、被覆管の焼損を起こさず、燃料中心温度をその融点未満とするため、次のような通常運転時の熱的制限値を設定する。

a. 最小限界熱流束比（最小DNBR） 2.36

b. 燃料棒最大線出力密度 41.1kW/m

(p) 燃料体

(1) 燃料材の種類

二酸化ウラン焼結ペレット（一部ガドリニアを含む。）

ウラン235濃縮度

初装荷燃料 第1領域 約2.1wt%

第2領域 約2.6wt%

第3領域 約3.1wt%

取替燃料 約4.8wt%以下

（ガドリニア入り燃料について

は、濃縮度約3.2wt%以下、ガドリニア濃度約10wt%以下）

ただし、第4領域 約3.2wt%

第5～第9領域 約3.4wt%

第10～第21領域 約4.1wt%～約3.4wt%

（ガドリニア入り燃料については、濃縮度約2.6wt%～約1.9wt%、ガドリニア濃度約6wt%）

ペレットの初期密度

理論密度の約97%

（ガドリニア入り燃料については、理論密度の約96%）

ただし、第1～第21領域 理論密度の約95%

(2) 被覆材の種類

- ・ジルカロイ-4の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金
- ・ジルコニウム-ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金

ただし、第1～第21領域燃料については、ジルカロイ-4

(3) 燃料要素の構造

a. 構造

燃料要素（燃料棒）は、円筒形被覆管に二酸化ウラン焼結ペレット（一部ガドリニアを含む。）を挿入し、両端を密封した構造であり、ヘリウムが加圧充てんされている。

川内1号機設置許可申請書 (抜粋)

b. 主要寸法

燃料棒外径	約9.5mm
被覆管厚さ	約0.6mm
燃料棒有効長さ	約3.7m

(4) 燃料集合体の構造

a. 構造

燃料集合体は、燃料棒、制御棒案内シムプル及び炉内計装用案内シムプルを支持格子により17行17列の一定ピッチの正方形に配列し、制御棒案内シムプルの上端に上部ノズル、下端に下部ノズルを取り付け、下部ノズルでその荷重を支持する構造とする。

燃料集合体は、原子炉の使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計とする。また、燃料集合体は輸送及び取扱中に過度の変形を生じない設計とする。

b. 主要仕様

燃料集合体における燃料棒配列	17×17
燃料棒ピッチ	約13mm
燃料集合体当たりの燃料棒本数	264
燃料集合体当たりの制御棒案内シムプル本数	24
燃料集合体当たりの炉内計装用案内シムプル本数	1

(5) 最高燃焼度

燃料集合体最高燃焼度	55,000MWd/t
ただし、第1～第9領域	39,000MWd/t
第10～第21領域	48,000MWd/t

B. 2号炉

(1) 炉心

(2) 燃料体の最大そう入量

燃料集合体の体数	157
炉心全ウラン量	約74t

(3) 主要な核的制限値

原子炉を安全かつ安定に制御することを目的として、次のような核的制限値を設定する。

なお、原子炉は高温状態以外で臨界としない設計とする。

a. 反応度停止余裕

最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が、全引抜位置のまま挿入できない場合でも、以下に示す反応度停止余裕を有する設計とする。

高温停止状態	0.018ΔK/K
低温停止状態	0.010ΔK/K

b. 制御棒クラスタによる最大反応度添加率

制御棒クラスタによる最大反応度添加率は、制御棒クラスタが引抜手順上可能な最大速度で引き抜かれても、0.00086(ΔK/K)/s以下とする。

c. 制御棒クラスタの最大反応度値

制御棒クラスタの最大反応度値は、制御棒クラスタが挿入限界位置から飛び出した場合、炉心の状態に応じ、次の値以下とする。

高温全出力時	0.0015ΔK/K
高温零出力時	0.010 ΔK/K

本資料のうち、枠囲みの内容は、
防護上の観点から公開できません。

表 2.1 設置許可申請書本文五号、九号、十号記載事項への影響

項目	本文記載	影響区分*1	確認結果*2
五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備			
ロ、発電用原子炉施設の一般構造			
(3)その他の主要な構造	a.設計基準対象施設 (u)中央制御室 中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りする ための区域は、... 事故後 30 日間において、... 中央制御室空調装置等の機能とあいまっ て、... 100mSv を下回るように遮へいを設ける。	VI	評価結果の厳しくなる 55GWd/t 燃 料で評価
ハ、原子炉本体の構造及び設備			
(1)発電用原子炉の炉心 (ii)燃料体の最大挿入量	炉心全ウラン量 約 74t	VII	55GWd/t 燃料炉心の代表値を記載
(iii)主要な核的制限値	a.反応度停止余裕 高温停止状態 0.018 ΔK/K 低温停止状態 0.010 ΔK/K	I, II	取替炉心毎に制限値を満足している ことを確認
	b.制御棒クラスタによる最大反応度添加率 ... 制御棒クラスタが引抜手順上可能な最大速度で引き抜かれても、0.00086(ΔK/K)/s 以下とする。	I, II	
	c.制御棒クラスタの最大反応度価値 ... 制御棒クラスタが挿入限界位置から飛び出した場合、炉心の状態に応じ、次の値以下と する。 高温全出力時 0.0015 ΔK/K 高温零出力時 0.010 ΔK/K	I, II	
	d.減速材温度係数及びドブラ係数 減速材温度係数は、高温出力運転状態では負になるように設計する。また、ドブラ係数は負 になるように設計する。	I, III	
(iv)主要な熱的制限値	a.最小限界熱流束比(最小DNBR) 2.36	I, II	55GWd/t 燃料炉心の代表値を記 載。解析条件について、取替炉心毎 に制限値を満足していることを確認
	b.燃料棒最大線出力密度 41.1kW/m	I, II	取替炉心毎に制限値を満足している ことを確認
(2)燃料体 (iv)燃料集合体の構造	a.構造 燃料集合体は、発電用原子炉の使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全 性を失うことがない設計とする。	II	48GWd/t 燃料の健全性評価結果を 確認済み
(v)最高燃焼度	燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t ただし、第 1～第 9 領域 39,000MWd/t 第 10～第 21 領域 48,000MWd/t	II	取替炉心毎に制限値を満足している ことを確認

項目	本文記載	影響区分*1	確認結果*2
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	使用済燃料は、燃料取扱設備により水中で燃料取扱建家内へ運び、同建家内の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵する。	VI	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
(2)核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力 (i)新燃料貯蔵設備	a. 構造 新燃料貯蔵設備は、想定されるいかなる状態においても燃料が臨界に達することのない設計とする。	I	評価結果の厳しくなる 55GWd/t 燃料で評価
(ii)使用済燃料貯蔵設備	a. 構造 使用済燃料ピットは、使用済燃料の上部に十分な水深を確保する設計とするとともに、...。 使用済燃料貯蔵設備は、想定されるいかなる状態においても燃料が臨界に達することのない設計とする。 ... 臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置においてスプレイや蒸気条件においても臨界を防止できる設計とする。	VI I	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価 評価結果の厳しくなる 55GWd/t 燃料で評価
(3)核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力 (i)使用済燃料ピット水浄化冷却設備	... 使用済燃料から発生する崩壊熱の除去を行うのに十分な冷却能力を有する設計とする。	IV	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
(ii)使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	... 当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。	IV, VI	評価結果の厳しくなる 55GWd/t 燃料で評価
a. 使用済燃料ピット水位の低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の冷却、放射線の遮へい及び臨界防止	なお、冷却及び水位確保により使用済燃料ピットの機能を維持し、純水冠水状態で未臨界を維持できる設計とする。	I	評価結果の厳しくなる 55GWd/t 燃料で評価
b. 使用済燃料ピット水位の異常低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の損傷の進行緩和、臨界防止及び放射性物質の放出低減	... スプレイや蒸気条件においても未臨界を維持できることにより臨界を防止し、...	I	評価結果の厳しくなる 55GWd/t 燃料で評価
ホ. 原子炉冷却系統施設の構造及び設備			
(3)非常用冷却設備 (ii)主要な機器及び管の個数及び構造	a. 非常用炉心冷却設備 (a)高圧注入系 燃料取替用水タンク ほう素濃度 2,700ppm 以上	I, III	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して燃料取替用水タンクに要求されるほう素濃度を評価

項目	本文記載	影響区分*1	確認結果*2
へ. 計測制御系統施設の構造及び設備			
(3)制御設備 (i)制御材の個数及び構造	c.ほう素 1次冷却材中のほう素濃度を調整することにより、燃料の燃焼、低温停止等のような比較的緩やかな反応度変化を補償する。ほう素濃度は化学体積制御設備によって調整する。 出力運転時ほう素濃度 2,000ppm 以下	I, III	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
	d.バーナブル・ポイズン (a)バーナブル・ポイズン棒本数 初装荷炉心 約 1,080 本 取替炉心 1,080 本以下	I, II	取替炉心毎に制限値を満足していることを確認
(iii)反応度制御能力	a.制御棒クラスタ 制御する最大過剰反応度は、約 0.03 ΔK/Kとし、その場合の反応度制御能力は約 0.05 ΔK/Kとする。 (最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が、全引抜位置のまま挿入できない場合)	I, II	—
	b.ほう素濃度調整 0.17 ΔK/K以上	I, III	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
(4)非常用制御設備 (iii)反応度制御能力	化学体積制御設備は、全制御棒クラスタが挿入不能の場合でも、発電用原子炉を低温停止できる能力を持つものとする。 ほう素添加による負の反応度添加速度の絶対値は、 $1.0 \times 10^{-3} (\Delta K/K) / \text{min}$ 以上とする。	I, III	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
(5)その他の主要な事項 (v)中央制御室	... 中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするのための区域は、... 事故後 30 日間において、... 中央制御室空調装置等の機能とあいまって、... 100mSv を下回るように遮へいを設ける。 運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に... 中央制御室空調装置及び中央制御室遮へいの機能と併せて、運転員の実効線量が7日間で 100mSv を超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。	V, VI	55GWd/t 燃料の評価において線量基準に対して十分な余裕があることを確認しており、48GWd/t 燃料においても線量基準に対して十分な余裕があることを評価
チ. 放射線管理施設の構造及び設備			
(1)屋内管理用の主要な設備の種類 (iii)遮へい設備	a.中央制御室遮へい 中央制御室遮へい(1号及び2号炉共用)は、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、... 事故後 30 日間において、... 中央制御室空調装置等の機能とあいまって、100mSv を下回るよう設計する。 中央制御室遮へいは、重大事故等時に、... 中央制御室換気空調装置の機能と併せて、運転員の実効線量が7日間で 100mSv を超えないように... 設計とする。 b.緊急時対策所遮へい ... の緊急時対策所遮へいは、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまって、... 実効線量が事故後7日間で 100mSv を超えない設計とする。	VI	55GWd/t 燃料の評価において線量基準に対して十分な余裕があることを確認しており、48GWd/t 燃料においても線量基準に対して十分な余裕があることを評価

項目	本文記載	影響区分*1	確認結果*2
(iv)換気設備	b.緊急時対策所換気設備 緊急時対策所(指揮所)及び緊急時対策所(緊急時対策棟内)の緊急時対策所換気設備は、重大事故等が発生した場合において、... 緊急時対策所(指揮所)及び緊急時対策所(緊急時対策棟内)の気密性及び緊急時対策所遮へいの性能とあいまって、... 実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。	V	55GWd/t 燃料の評価において線量基準に対して十分な余裕があることを確認しており、48GWd/t 燃料においても線量基準に対して十分な余裕があることを評価
ヌ、その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備			
(3)その他の主要な事項 (vi)緊急時対策所	a.緊急時対策所(指揮所) 緊急時対策所(指揮所)の緊急時対策所遮へいは、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所(指揮所)の気密性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまって、... 実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。 緊急時対策所(指揮所)の緊急時対策所換気設備は、重大事故等が発生した場合において、... 緊急時対策所(指揮所)の気密性及び緊急時対策所遮へいの性能とあいまって、... 実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。	V, VI	55GWd/t 燃料の評価において線量基準に対して十分な余裕があることを確認しており、48GWd/t 燃料においても線量基準に対して十分な余裕があることを評価
	b.緊急時対策所(緊急時対策棟内) 緊急時対策所(緊急時対策棟内)の緊急時対策所遮へいは、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所(緊急時対策棟内)の気密性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまって、... 実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。 緊急時対策所(緊急時対策棟内)の緊急時対策所換気設備は、重大事故等が発生した場合において、... 緊急時対策所(緊急時対策棟内)の気密性及び緊急時対策所遮へいの性能とあいまって、... 実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。	V, VI	55GWd/t 燃料の評価において線量基準に対して十分な余裕があることを確認しており、48GWd/t 燃料においても線量基準に対して十分な余裕があることを評価
(vii)特定重大事故等対処施設		V, VI	55GWd/t 燃料の評価において線量基準に対して十分な余裕があることを確認しており、48GWd/t 燃料においても線量基準に対して十分な余裕があることを評価
九、発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項			
ロ、放射性廃棄物の廃棄に関する事項			
(2)気体廃棄物の発生源及び放出管理目標値	放出管理目標値(1号及び2号炉合計) 1.7×10 ¹⁵ Bq/y(希ガス)、6.2×10 ¹⁰ Bq/y(I-131)	III, V	—
(3)液体廃棄物の発生源及び放出管理目標値	放出管理目標値(1号及び2号炉合計) 7.4×10 ¹⁰ Bq/y(トリチウムを除く)		—

項目	本文記載	影響区分*1	確認結果*2
ハ、周辺監視区域の外における実効線量の算定の条件及び結果			
(1)線量の評価条件 (i) 気体廃棄物中の希ガスのγ線に起因する実効線量	a.年間放出量及びγ線実効エネルギー (a)ガス減衰タンクからの排気 5.8×10^{14} Bq/y (b)原子炉停止時の原子炉格納容器換気 2.8×10^{13} Bq/y (c)原子炉格納容器減圧時の排気 9.8×10^{12} Bq/y (d)原子炉補助建屋の換気 2.1×10^{14} Bq/y	Ⅲ,Ⅴ	—
(ii) 液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する実効線量	a.年間放出量 トリチウムを除き: 3.7×10^{10} Bq/y(1号炉及び2号炉それぞれ) トリチウム: 5.55×10^{13} Bq/y(1号炉及び2号炉それぞれ)	Ⅲ,Ⅴ	—
(iii) 気体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量	a.年間放出量 (a)原子炉停止時の原子炉格納容器換気 I-131: 1.4×10^9 Bq/y(1号炉及び2号炉各炉) I-133: 9.4×10^8 Bq/y(1号炉及び2号炉各炉) (b)原子炉格納容器減圧時の排気 I-131: 1.3×10^{10} Bq/y(1号炉及び2号炉各炉) I-133: 2.8×10^9 Bq/y(1号炉及び2号炉各炉) (c)原子炉補助建屋の換気 I-131: 9.9×10^9 Bq/y(1号炉及び2号炉各炉) I-133: 1.7×10^{10} Bq/y(1号炉及び2号炉各炉) (d)定期検査時のよう素131 I-131: 6.2×10^9 Bq/y(1号炉及び2号炉各炉)	Ⅲ,Ⅴ	—
(2)線量の評価結果	敷地境界外における1号炉及び2号炉からの気体廃棄物中の希ガスのγ線に起因する実効線量:年間約 3.1μ Sv 敷地境界外における1号炉及び2号炉からの液体廃棄物中に含まれる放射性物質(よう素を除く。)に起因する実効線量:年間約 1.7μ Sv 敷地境界外における1号炉及び2号炉からのよう素に起因する実効線量:年間約 1.8μ Sv	Ⅲ,Ⅴ	—
十、発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項			
イ、運転時の異常な過渡変化			
(2)解析条件 (i) 主要な解析条件	c.原子炉トリップ特性 原子炉のトリップの効果を期待する場合には、...トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、第10.2図に示すものを使用する。...	Ⅰ,Ⅱ	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
	d.反応度係数 減速材密度係数は、出力運転状態からの解析では、サイクル初期からサイクル末期を含み、 $0 \sim 0.43(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ の範囲の値を使用し、ドップラ出力係数は第10.3図に示す値を用いる。	Ⅰ,Ⅲ	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価

項目	本文記載	影響区分*1	確認結果*2
(ii)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	(c)反応度添加率は $8.6 \times 10^{-4} (\Delta K/K)/s$ とする。	I, II	取替炉心毎に制限値を満足していることを確認
	(d)実効遅発中性子割合(Beff)は0.75%を使用する。	I	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
	(e)ドップラ係数は、燃料実効温度の関数として考慮し、絶対値が小さめの値とする。	I	取替炉心毎に制限値を満足していることを確認
	(f)減速材温度係数は $8.0 \times 10^{-5} (\Delta K/K)/^{\circ}C$ とする。	I, III	
b.出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	(b)減速材密度係数は $0 (\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。	I, III	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
	(c)制御棒クラスタ引き抜きによる最大の反応度添加率は $8.6 \times 10^{-4} (\Delta K/K)/s$ とする。	I, II	取替炉心毎に制限値を満足していることを確認
c.制御棒の落下及び不整合	(b)減速材密度係数は $0 (\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。	I, III	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
	(c)添加反応度は $-2.5 \times 10^{-3} \Delta K/K$ とし、瞬時に加わるものとする。	I, II	取替炉心毎に制限値を満足していることを確認
	(e)制御棒クラスタの落下後の核的エンタルピ上昇熱水路係数($F_{\Delta H}^N$)として、1.84を使用する。	I, II	取替炉心毎に制限値を満足していることを確認
d.原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈 d-1 プラント起動時の異常な希釈	(c)1次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう酸水(ほう素濃度 2,700ppm)で満たされているものとする。	I, III	五、ホ. の通り 55GWd/t 燃料導入後の設備仕様値
	d-2 出力運転時の異常な希釈		
d-1 プラント起動時の異常な希釈	(c)初期ほう素濃度は 2,000ppm とする。	I, III	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
	(d)反応度停止余裕は $0.018 \Delta K/K$ とする。	I, II	取替炉心毎に制限値を満足していることを確認
(iii)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)減速材密度係数は $0 (\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の上限の値とする。	I, III	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
	b.原子炉冷却材系の停止ループの誤起動		
b.原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	(c)減速材密度係数は $0.43 (\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とする。	I, III	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
	(d)ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。		
d.主給水流量喪失	(b)事象発生後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の 102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチノイドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。	IV	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
e.蒸気負荷の異常な増加	(c)減速材密度係数はサイクル初期では $0 (\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、サイクル末期では $0.43 (\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とする。	I, III	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
	(d)ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。		

項目	本文記載	影響区分*1	確認結果*2
f.2次冷却系の異常な減圧	(a)原子炉の初期状態としては、... 反応度停止余裕は0.018 ΔK/Kとする。...	I, II	取替炉心毎に制限値を満足していることを確認
	(b) ... 減速材密度変化による反応度効果は、第 10.4 図に示すように減速材の密度の関数として与える。また、ドップラ出力係数による反応度効果は、第 10.5 図に示すように出力の関数として与える。	I, III	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
g.蒸気発生器への過剰給水	(b)減速材密度係数は $0.43(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。	I, III	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
(iv)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)減速材密度係数は $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の上限の値とする。	I, III	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
b.原子炉冷却材系の異常な減圧	(b)減速材密度係数は $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とする。また、反応度帰還あるいは炉心出力分布に関してボイドの発生による効果は考慮しない。 (c)ドップラ出力係数は第 10.3 図の上限の値とする。 (f)出力ピーキング係数は変化しないものとする。	I, III	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
c.出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	(b)減速材密度係数は $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とする。 (c)ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。	I, III	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
(3)評価結果	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 下記評価結果について記載 a.最小DNBR b.燃料中心最高温度 c.燃料エンタルピの最大値、ピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値 d.原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 </div>	I, II, III, IV	—
ロ. 設計基準事故			
(2)解析条件 (i)主要な解析条件	(イ(2)(i))と同様であることを記載)	I, II, III	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
(ii)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 a-1 非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断—	(b)... 熱流束熱水路係数は 2.32、燃料棒の最大線出力密度は $39.6kW/m$ の 102%とする。 (h)事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の 102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチノイドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。 (i)事故発生時の燃料棒内の蓄積エネルギーの評価に当たっては、燃焼度や燃料ペレットの焼きしまりの影響を考慮する。	I, II	取替炉心毎に制限値を満足していることを確認
		IV	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
		I, II	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
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	(b)減速材密度係数は $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の上限の値とする。	I, III	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価

項目	本文記載	影響区分*1	確認結果*2
d.主給水管破断	(f)事象発生後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチノイドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。	IV	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
e.主蒸気管破断	(a)原子炉の初期状態としては、... 反応度停止余裕は0.018 ΔK/Kとする。...	I, II	取替炉心毎に制限値を満足していることを確認
	(b)... 減速材密度変化による反応度効果は、第10.4図に示すように減速材の密度の関数として与える。また、ドップラ出力係数による反応度効果は、第10.5図に示すように出力の関数として与える。	I, III	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
(iii)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	(e)制御棒クラスタの飛び出しによって、以下の反応度が0.1秒の間に添加されるものとする。 サイクル初期高温全出力 0.15% ΔK/K サイクル末期高温全出力 0.15% ΔK/K サイクル初期高温零出力 0.90% ΔK/K サイクル末期高温零出力 1.0% ΔK/K	I, II	取替炉心毎に制限値を満足していることを確認
	(f)実効遅発中性子割合 (β _{eff})は以下の値を使用する。 サイクル初期 0.48% サイクル末期 0.43%	I	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
	(g)ギャップ熱伝達係数は、燃料エンタルピ解析では、小さなギャップ熱伝達係数をコード内部で計算し、初期値から一定として使用する。	I, II	評価結果の厳しくなる 48GWd/t 燃料で評価
	(i)ドップラ反応度帰還は、燃料実効温度の関数として考慮する。...	I	取替炉心毎に制限値を満足していることを確認
	(j)制御棒クラスタ飛び出し直後の熱流束熱水路係数は以下の値を使用する。また、その後の熱流束熱水路係数は、高温全出力のケースについては一定とし、高温零出力のケースについては、制御棒クラスタ飛び出し後の反応度帰還効果による出力分布の変化を考慮する。 サイクル初期高温全出力 5.0 サイクル末期高温全出力 5.0 サイクル初期高温零出力 14 サイクル末期高温零出力 26	I, II	取替炉心毎に制限値を満足していることを確認
	(iv)環境への放射性物質の異常な放出 a.放射性気体廃棄物処理施設の破損	(b)1次冷却材中の希ガス濃度は1%の燃料被覆管欠陥率を基に評価する。	III, V
b.蒸気発生器伝熱管破損	(a)原子炉は、事故直前まで定格出力の102%で運転されていたものとする。その運転時間は燃料を1/4ずつ取替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。	V	評価結果の厳しくなる 55GWd/t 燃料で評価

項目	本文記載	影響区分*1	確認結果*2
b-2.核分裂生成物の放出量及び線量の評価	(c) ... 2次冷却系へ流出する放射線源として、以下の2通りを仮定する。 (c-1)燃料被覆管欠陥率1%を用いて計算した1次冷却材中に存在する核分裂生成物のよう素約 7.0×10^{13} Bq、希ガス約 3.4×10^{14} Bq (γ線エネルギー 0.5MeV 換算)。 (c-2)... 損傷燃料棒から新たに1次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約 1.2×10^{15} Bq、希ガス約 3.3×10^{15} Bq (γ線エネルギー 0.5MeV 換算)。	III, V	評価結果の厳しくなる 55GWd/t 燃料で評価
c.燃料集合体の落下	(b)原子炉停止時の燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が定格出力の102%で運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力集合体(運転時間 40,000 時間)のものとする。	V	評価結果の厳しくなる 55GWd/t 燃料で評価
d.原子炉冷却材喪失	(a)事故発生直前まで、原子炉は定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/4ずつ取替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。	V	評価結果の厳しくなる 55GWd/t 燃料で評価
e.制御棒飛び出し	(a)破損する燃料棒割合としては、「ロ(2)(iii)a. 制御棒飛び出し」で評価した値のうち最も厳しい値である4%を使用する。	I, II	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
	(b)原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し次の割合で放出されるものとする。...	V	評価結果の厳しくなる 55GWd/t 燃料で評価
(v)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	(g)事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチノイドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。	IV	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
b.可燃性ガスの発生	(b)水素の発生源としては、炉心水及びサンプル水の放射線分解、ジルコニウム-水反応及びその他の金属の腐食反応を考慮する。	VII	評価結果の厳しくなる 55GWd/t 燃料で評価
	(c)事故時のジルコニウム-水反応量は「ロ(2)(ii) a-1 非常用炉心冷却設備性能評価解析-大破断-」で得られた値の5倍の1.5%とする。	I, II, IV	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
	(d)炉心内の核分裂生成物の内蔵量のうち、ハロゲン50%、並びに、希ガス及びハロゲンを除く核分裂生成物の1%が、原子炉格納容器内の液相中に存在するものとする。さらに、他の核分裂生成物は、希ガスを除き、全て炉心部に存在するものとする。	V	評価結果の厳しくなる 55GWd/t 燃料で評価
(3)評価結果	<p>下記評価結果について記載</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 「原子炉冷却材喪失」時の冷却 b. 燃料エンタルピーの最大値及びPCMI破損時の機械的エネルギー c. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力 e. 敷地境界外における実効線量 	I, II, III, IV, V	-
ハ、重大事故に至るおそれがある事故(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。)又は重大事故事故に対処するために必要な施設及び体制並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果			

項目	本文記載	影響区分*1	確認結果*2
(2)有効性評価 (ii)評価条件 a. 主要な解析条件 (b)共通評価条件	(b-1-1)、(b-2-1)初期条件 (b-4-1)初期条件(事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く) ・炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチノイドの崩壊熱を考慮した曲線(標準値)を使用する。	IV	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
(b-1)運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	(b-1-1)、(b-2-1)初期条件 ・即発中性子寿命、遅発中性子割合、減速材密度係数、ドップラ係数等の核的パラメータは、原則として炉心運用を包絡する値を用いる。	I, II, III	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
(b-2)運転中の原子炉における重大事故 (b-4)運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	(b-1-3)重大事故等対策に関連する機器条件 ・トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、余裕を考慮した値を使用する。...	I, II	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
(b-3)使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故	(b-3-1)初期条件 ・使用済燃料ピットの熱負荷は、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組み合わせで貯蔵されている場合を想定して、1号炉 8.816MW、2号炉 8.489MWを用いる。 ・事象発生前使用済燃料ピット水温は、40℃を用いる。	IV	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
	(b-3-2)重大事故等対策に関連する機器条件 ・放射線の遮へいが維持できる使用済燃料ピット水位としては、燃料頂部から、1号炉約 4.29m、2号炉約 4.21mとする。	VI	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
b. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 (e)原子炉停止機能喪失	(e-4)減速材温度係数の初期値は、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、負の反応度帰還効果が小さくなるよう、炉心のほう素濃度を高めることにより $-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$ に設定する。	I, III	48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
	(e-5)ドップラ特性は、ウラン燃料を装荷した炉心の特性を考慮し、正の反応度帰還効果が大きくなる特性(標準値)を設定する。		48/55GWd/t 燃料の包絡値を使用して評価
	(e-6)対象炉心は、ウラン燃料を装荷した平衡炉心に対して、(e-4)、(e-5)の特性を考慮した炉心を用いる。		—
c. 運転中の原子炉における重大事故 (a)雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) (a-1)格納容器過圧破損 (a-2)格納容器過温破損	(a-1-1-4)水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮する。	VII	評価結果の厳しくなる 55GWd/t 燃料で評価
	(a-1-2)放射性物質(Cs-137)の放出量評価の条件 (a-1-2-1)事象発生直前まで、定格出力の 102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 40,000 時間とする。	V	評価結果の厳しくなる 55GWd/t 燃料で評価
	(a-2-1-5)水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮する。	VII	評価結果の厳しくなる 55GWd/t 燃料で評価

項目	本文記載	影響区分*1	確認結果*2
(d)水素燃焼	(d-4)全炉心内のジルコニウム量の75%と水の反応による水素の発生を考慮する。 (d-5)原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の評価においては、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与するものとする。	VII	評価結果の厳しくなる55GWd/t燃料で評価
e.運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 (d)反応度の誤投入	(d-3)原子炉停止中の1次系は、燃料取替用水タンクのほう酸水で満たされており、同タンクのほう素濃度は2,700ppmとする。 (d-4)臨界ほう素濃度は、1,800ppmとする。	I, III	五、ホ. の通り55GWd/t燃料導入後の設備仕様値 48/55GWd/t燃料の包絡値を使用して評価
(iii)評価結果	以下の評価結果について記載 a. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 b. 運転中の原子炉における重大事故 c. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故 d. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	I, II, III, IV, V, VI	—

*1 影響区分 I:核特性、II:出力分担、III:ほう素濃度、IV:崩壊熱、V:蓄積量、VI:線源強度、VII:重量

*2 本資料での確認結果