

法令適用事前確認手続

照会書

原燃発第 16-98 号
平成 28 年 10 月 7 日

原子力規制委員会
原子力規制庁 安全規制管理官（PWR 担当） 殿

香川県高松市丸の内 2 番 5 号
四国電力株式会社
取締役社長 佐伯 勇人

下記について、照会をします。
なお、照会及び回答内容が公表されることに同意します。

記

1. 法令名および条項

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律 第 43 条の 3 の 8
第 1 項

2. 実現しようとする自己の事業活動に係る具体的な行為

伊方発電所 3 号炉において、ウラン資源の有効利用の観点から、現在使用しているウラン 235 濃縮度を約 4.8wt%とする燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t ウラン燃料（以下、「4.8wt%ステップ 2 燃料」という。）およびウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に加え、ウラン 235 濃縮度を約 4.1wt%とする燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t ウラン燃料（以下、「4.1wt%ステップ 2 燃料」という。）を使用する。

3. 当該行為と照会対象法令（条項）の規定との関係についての自己の見解

発電用原子炉設置者は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下、「法」という）第 43 条の 3 の 8 第 1 項に基づき、法第 43 条の 3 の 5 第 2 項第 2 号から第 5 号まで又は第 8 号から第 10 号までに掲げる事項を変更しようとするときは、政令で定めるところにより、原子力規制委員会の許可を受けなければならない。

上記 2. で実現しようとする行為は、発電用原子炉施設の位置、構造及び設備に係るものであり、法第 43 条の 3 の 5 第 2 項第 5 号、第 9 号及び第 10 号に関連するが、以下の理由により、法第 43 条の 3 の 5 第 2 項第 5 号、第 9 号及び第 10 号を変更する事項に該当しないものとする。

- (1) 4.1wt%ステップ2燃料は、添付資料-1のとおり、現在使用している4.8wt%ステップ2燃料のウラン235濃縮度のみを約4.1wt%としたものであり、その他の燃料体の仕様（燃料材の種類、被覆材の種類、燃料要素の構造、燃料集合体の構造及び燃料集合体最高燃焼度）に変更はなく、当該行為は、伊方発電所3号炉の発電用原子炉設置変更許可申請書本文五号の記載事項の範囲内で実施するものである。
- (2) 4.1wt%ステップ2燃料使用に伴う発電用原子炉施設の安全性への影響については、添付資料-2のとおり、軽微であるか影響のないものであり、当該行為は、伊方発電所3号炉の発電用原子炉設置変更許可申請書本文九号及び十号の記載事項変更（追加）が必要となる安全上重要な変更にはあたらない。

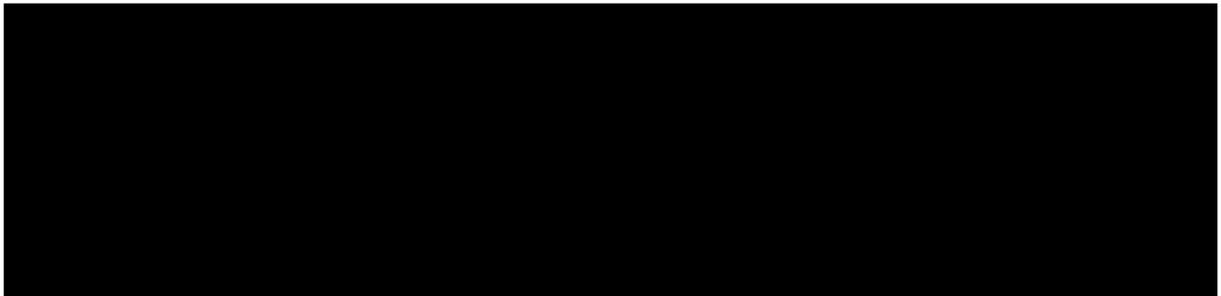
したがって、法第43条の3の8第1項に基づく4.1wt%ステップ2燃料の使用に係る発電用原子炉設置変更許可申請は不要と考える。

添付書類-1 4.1wt%ステップ2燃料の主な仕様

添付書類-2 伊方発電所3号炉における4.1wt%ステップ2燃料使用に係る発電用原子炉設置変更許可申請書記載への影響について

4. 公表の遅延の希望
なし

5. 連絡先



以上

4.1wt%ステップ 2 燃料の主な仕様
 (発電用原子炉設置許可申請書本文五号に記載されている仕様)

項目		設置変更許可申請書	4.1wt%ステップ 2 燃料	4.8wt%ステップ 2 燃料
燃料体		—	—	—
(1)燃料材の種類 (ウラン燃料)		二酸化ウラン焼結ペレット(一部ガドリニアを含む。)	同左*	同左
ウラン 235 濃縮度 (取替燃料)		約 4.8 wt%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	同左* (約 4.1wt%)	同左 (約 4.8wt%)
ペレットの初期密度 (ウラン燃料)		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%	同左*	同左
(2)燃料被覆材の種類 (ウラン燃料)		・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	同左	同左
(3)燃料要素の構造		—	—	—
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。)又はウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレットを挿入し、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。	同左*	同左
主要寸法	燃料棒外径	約 9.5mm	同左	同左
	被覆管厚さ	約 0.6mm	同左	同左
	燃料棒有効長さ	約 3.7m	同左	同左
(4)燃料集合体の構造		—	—	—
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。	同左	同左
主要仕様	燃料集合体における燃料棒配列	17×17	同左	同左
	燃料棒ピッチ	約 13mm	同左	同左
	燃料集合体当たりの燃料棒本数	264	同左	同左
	燃料集合体当たりの制御棒案内シムプル本数	24	同左	同左
	燃料集合体当たりの炉内計装用案内シムプル本数	1	同左	同左
(5)最高燃焼度		—	—	—
燃料集合体最高燃焼度 (ウラン燃料)		55,000 MWd/t	同左	同左

*4.1wt%ステップ 2 燃料としてガドリニア入り燃料は採用しない。

伊方発電所 3 号炉における 4.1wt%ステップ 2 燃料使用に係る
発電用原子炉設置変更許可申請書記載への影響について

1. はじめに

現行の 4.8wt%ステップ 2 燃料と 4.1wt%ステップ 2 燃料を併用する場合には、炉心平均濃縮度が減少するなどにより、発電用原子炉施設の特性に変化が生じる可能性があることを踏まえ、本資料では、4.1wt%ステップ 2 燃料を使用することによる影響を評価し、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。）の本文記載事項に変更はなく、影響は軽微であることを確認する。

2. 4.1wt%ステップ 2 燃料の使用による影響の整理

4.1wt%ステップ 2 燃料は、現行の 4.8wt%ステップ 2 燃料とウラン濃縮度以外はまったく同じ仕様であり、ウラン濃縮度は従来の燃料集合体最高燃焼度を 48,000MWd/t とするステップ 1 燃料と同じである。また、炉心での使用は、燃料取替体数が変わらない範囲で、4.8wt%ステップ 2 燃料の一部を 4.1wt%ステップ 2 燃料に置き換えて運用することとしている。

したがって、4.1wt%ステップ 2 燃料の使用に伴う影響は非常に軽微で限定的と考えられるが、その影響を整理すると以下のとおりである。（図 2.1 参照）

なお、ここでは 4.1wt%ステップ 2 燃料の使用により明らかに裕度が向上する、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の未臨界性評価のような項目については記載を省略した。

①炉心内平均ウラン濃縮度の低下

4.1wt%ステップ 2 燃料を現行の 4.8wt%ステップ 2 燃料と併用することにより、炉心内の平均ウラン濃縮度が低下する。これにより、中性子スペクトルの軟化、ウラン 238 による共鳴吸収効果の増加等に伴う炉心核特性への影響が考えられる。

②炉心内燃料の反応度差の低下

4.1wt%ステップ 2 燃料を 4.8wt%ステップ 2 燃料と併用する場合、4.8wt%ステップ 2 新燃料と継続使用燃料（燃焼燃料）との間に中間的な反応度の 4.1wt%ステップ 2 燃料が装荷されることになるため、炉心内の燃料集合体毎の反応度差が小さくなる。これにより、炉心内の出力分担が変化する可能性があり、炉心核特性への影響、熱水力設計への影響、燃料機械設計、原子炉容器中性子照射量への影響が考えられる。

③余剰反応度の増加

4.1wt%ステップ 2 燃料の使用に伴い、炉心内に装荷されるガドリニア入り燃料（以下、「Gd 燃料」という。）の体数が少なくなる傾向がある。そのため、運転サイクル初期（BOC）の余剰反応度が増加し、BOC の臨界ほう素濃度が高くなる可能性がある。

また、ほう素濃度が増加することによる反応度制御能力への影響のほか、1 次冷却材抽出水量、ほう酸希釈率等が増加し、1 次冷却材中放射能濃度への影響も考えられる。

④アクチニド核種の増加

4.8wt%ステップ 2 燃料と比べ、ウラン 238 量が多いため、寿命末期のアクチニド核種の生成量が若干増加する。そのため、炉心崩壊熱、使用済み燃料ピット（以下、「SFP」という。）における燃料の崩壊熱（SFP 熱負荷）、炉内蓄積量、線源強度への影響が考えられる。

3. 設置許可申請書本文記載事項と影響評価項目の関係

設置許可申請書本文五号、九号及び十号の記載事項について 4.1wt%ステップ 2 燃料使用により影響を受ける可能性のある項目を抽出し、本資料 4 章で検討する影響評価との関連を整理した結果を表 3.1 に示す。

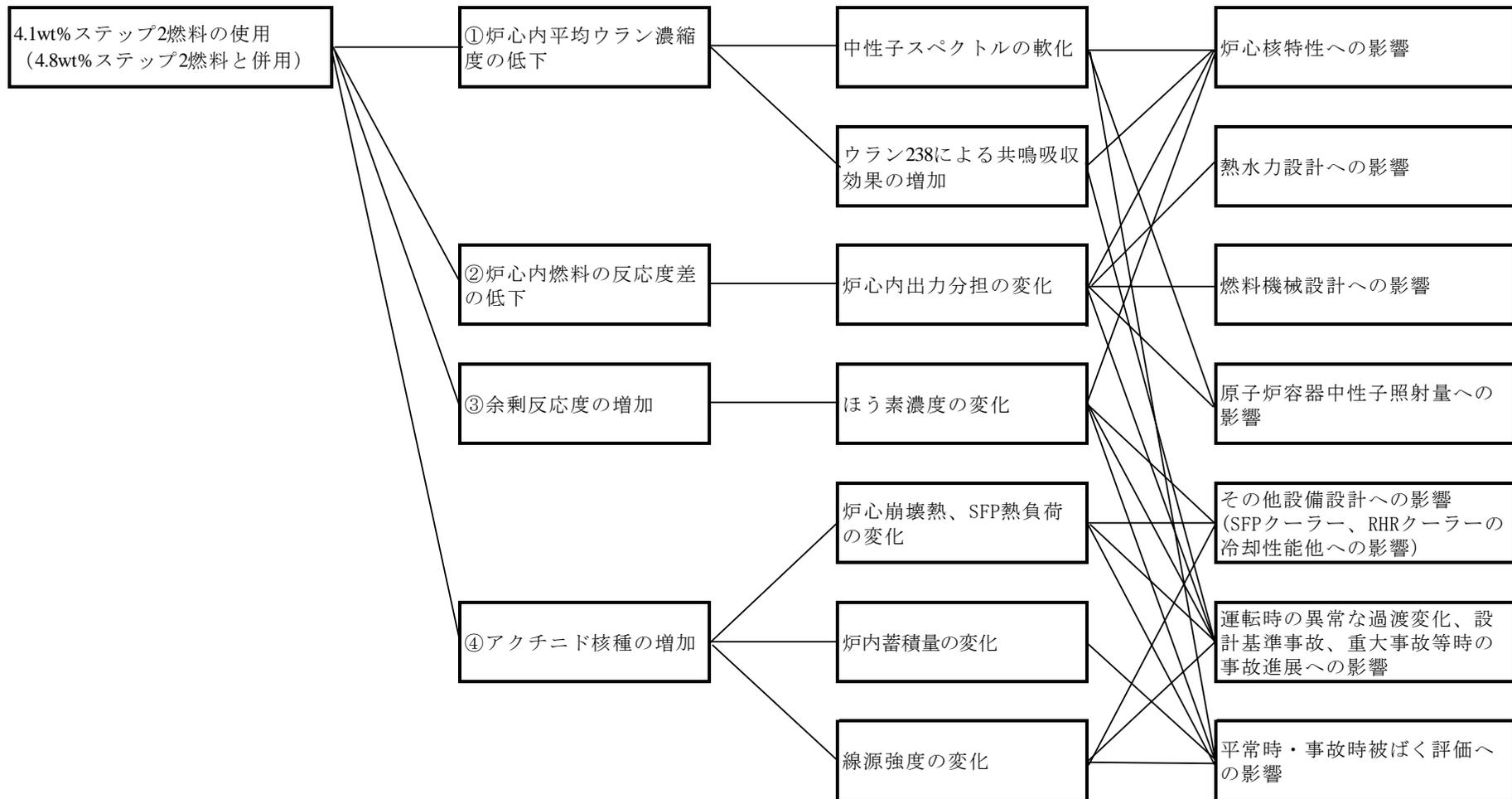


図 2.1 4.1wt%ステップ 2 燃料の使用に伴う影響

表 3.1 設置許可申請書本文五号、九号、十号記載事項への影響 (1/8)

項目	本文記載	影響区分*1	説明箇所*2	補足
五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備				
ハ 原子炉本体の構造及び設備				
(1)発電用原子炉の炉心 (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	4.1.2(1)(2)	-
	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き抜き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ップラ係数 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…また、ドップ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	4.1.4(2)	-
	b.燃料棒最大線出力密度 41.1kW/m	I, II	4.1.3(1)	-
(2)燃料体 (iv)燃料集合体の構造	a.構造 …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。…	II	4.1.3	-
(v)最高燃焼度	ウラン燃料 55,000MWd/t、 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 45,000MWd/t	II	4.1.2(1)	-
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、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に移送し…。	VI	4.1.5(4)	-
(2)核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力 (ii)使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料ピットは、燃料体等の上部に十分な水深を確保する設計とするとともに、…。			
(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	…使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料から発生する崩壊熱の除去を行うために十分な冷却能力を有する設計とする。	IV	4.1.5(2)	-
(ii)使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	…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、放射線を遮蔽し、…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、…必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。	IV, VI	4.1.5(4) 4.3.3(2)	-
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-2)燃料取替用水タンク ほう素濃度 4,400ppm 以上 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料が装荷されたサイクル以降)	I, III	4.1.2(2)	-
		IV	4.1.5(2) 4.3.1 4.3.3(2)	炉心崩壊熱を確認する。

表 3.1 設置許可申請書本文五号、九号、十号記載事項への影響 (2/8)

項目	本文記載	影響区分*1	説明箇所*2	補足	
ヘ 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	b.ほう素 1次冷去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。 出力運転時ほう素濃度 2,000ppm 以下	I,III	4.1.2(2)	—	
	c.バーナブルポイズン (a)バーナブルポイズン棒本数 1,342 以下	I,II	4.1.1	—	
(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、全引き抜き位置のまま挿入できない場合)	I,II	4.1.2(1)	制限値ではない。	
	b.ほう素濃度調整 0.22 Δk/k 以上 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料が装荷されたサイクル以降)	I,III	4.1.2(2)	—	
(4)非常用制御設備 (iii)反応度制御能力	非常用制御設備は、全制御棒クラスタが挿入不能の場合でも、原子炉を低温停止できる能力を持つようにする。 停止時実効増倍率 $k_{eff} \leq 0.99$ 、負の反応度添加速度 0.0008 (Δk/k) /min 以上	I,III	4.1.2(2)	—	
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 (1,2,3 号炉合算) 希ガス : 1.5×10^{15} Bq/y、I-131 : 8.1×10^{10} Bq/y	I,III,V	—	ハ(1)で目標値に影響しないことを確認する。	
(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 (1,2,3 号炉合算) トリチウムを除く : 1.1×10^{11} Bq/y		—		
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 1.6×10^{14} Bq/y (b)原子炉停止時の原子炉格納容器換気 2.4×10^{13} Bq/y (c)原子炉格納容器減圧時の排気 1.0×10^{13} Bq/y (d)原子炉補助建家等の換気 1.8×10^{14} Bq/y	I,III,V	4.2(1)	—	
	(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 トリチウム除き : 3.7×10^{10} Bq/y、トリチウム : 5.55×10^{13} Bq/y	I,III,V	4.2(2)(3)	—
	(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 : 2.3×10^8 Bq/y、I-133 : 3.5×10^8 Bq/y (b)原子炉格納容器減圧時の排気 I-131 : 8.3×10^8 Bq/y、I-133 : 2.0×10^8 Bq/y (c)原子炉補助建家等の換気 I-131 : 5.1×10^9 Bq/y、I-133 : 1.0×10^{10} Bq/y (d)定期検査時のよう素 I-131 : 1.6×10^9 Bq/y	I,III,V	4.2(1)	—
(2)線量の評価結果	敷地境界外における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 4.7 μSv	I,III,V	—	ハ(1)の放出量が同じであれば影響はない。	
	敷地境界外における液体廃棄物中 (よう素を除く。) に含まれる放射性物質に起因する実効線量 : 年間約 2.8 μSv				
	よう素に起因する実効線量 : 年間約 3.5 μSv				

表 3.1 設置許可申請書本文五号、九号、十号記載事項への影響 (3/8)

項目	本文記載	影響区分*1	説明箇所*2	補足
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おいては、…トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度の添加は、第2図に示すものを使用する。…	I, II	4.3.1	—
	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、0~0.43 ($\Delta k/k$)/(g/cm ³)の範囲の値を使用し、ドブブラ出力係数は第3図に示す値を用いる。	I, III	4.3.1	—
(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、 8.6×10^{-4} ($\Delta k/k$)/s とする。	I, II	4.1.2(1)	—
	(d)実効遅発中性子割合 (β_{eff}) は、0.75%を使用する。	I	4.3.1	—
	(e)ドブブ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	4.1.2(1)	—
	(f)減速材温度係数は、 8.0×10^{-5} ($\Delta k/k$)/°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、ドブブラ出力係数は第3図の下限の値とする。	I, III	4.3.1	—
	(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、 8.6×10^{-4} ($\Delta k/k$)/s とする。	I, II	4.1.2(1)	—
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、ドブブラ出力係数は第3図の下限の値とする。	I, III	4.3.1	—
	(c)添加反応度は、 -2.5×10^{-3} $\Delta k/k$ とし、瞬時に加わるものとする。	I, II	4.1.2(1)	—
	(e)制御棒クラスタ落下後の核的エンタルピ上昇熱水路係数($F_{\Delta H}$)として、1.84を使用する。			
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4,400ppm)で満たされているものとする。	I, III	4.1.2(2)	—
d-2.出力運転時の異常な希釈	(c)初期ほう素濃度は2,000ppm とする。	I, III	4.1.2(2)	—
	(d)反応度停止余裕は0.018 $\Delta k/k$ とする。	I, II	4.1.2(1)	—
(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、ドブブラ出力係数は第3図の上限の値とする。	I, III	4.3.1	—
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	4.3.1	—
	(d)ドブブラ出力係数は第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コアクチノイドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。	IV	4.3.1	—
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	4.3.1	—
	(d)ドブブラ出力係数は第3図の下限の値とする。			

表 3.1 設置許可申請書本文五号、九号、十号記載事項への影響 (4/8)

項目	本文記載	影響区分*1	説明箇所*2	補足
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0.018Δk/kとする。…	I, II	4.1.2(1)	—
	(b)…減速材密度変化による反応度効果は、第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、ドブプラ出力係数による反応度効果は、第5図に示すように出力の関数として与える。	I, III	4.3.1	—
	(e)DNBRの評価では、1台の高圧注入ポンプのみが作動し、燃料取替用水タンクからほう素濃度4,400ppmのほう酸水を1次冷却材低温側配管に注入するものとする。	I, III	4.1.2(2)	—
g. 蒸気発生器への過剰給水	(b)減速材密度係数は0.43(Δk/k)/(g/cm ³)とし、ドブプラ出力係数は第3図の下限の値とする。	I, III	4.3.1	—
(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(Δk/k)/(g/cm ³)とし、ドブプラ出力係数は第3図の上限の値とする。	I, III	4.3.1	—
b. 原子炉冷却材系の異常な減圧	(b)減速材密度係数は0(Δk/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ポイドの発生による効果は考慮しない。	I, III	4.3.1	—
	(c)ドブプラ出力係数は第3図の上限の値とする。			
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(Δk/k)/(g/cm ³)とする。	I, III	4.3.1	—
	(c)ドブプラ出力係数は第3図の下限の値とする。		4.1.2(2)	—
	(e)原子炉が出力運転中に、2台の高圧注入ポンプにより、ほう素濃度4,400ppmのほう酸水が各ループの低温側配管に注入されるものとする。			
(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	—	解析条件が変わらなければ影響はない。
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	4.3.1	—
(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。	I, II	4.1.2(1)	—
	(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ニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。	IV	4.3.1	—
	(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	4.1.3(1)	燃料温度が変わらなければ蓄積エネルギーに影響はないため、燃料温度を確認する。

表 3.1 設置許可申請書本文五号、九号、十号記載事項への影響 (5/8)

項目	本文記載	影響区分*1	説明箇所*2	補足
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3図の上限の値とする。	I,III	4.3.1	—
d.主給水管破断	(f)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ニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。	IV	4.3.1	—
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 $0.018\Delta k/k$ とする。…	I,II	4.1.2(1)	—
	(b)…減速材密度変化による反応度効果は、第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5図に示すように出力の関数として与える。	I,III	4.3.1	—
	(f)DNBRの評価では、1台の高圧注入ポンプのみが作動し、燃料取替用水タンクからほう素濃度4,400ppmのほう酸水を1次冷却材低温側配管に注入するものとする。	I,III	4.1.2(2)	—
(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 $0.15\% \Delta k/k$ 、 サイクル末期高温全出力 $0.15\% \Delta k/k$ サイクル初期高温零出力 $0.90\% \Delta k/k$ 、 サイクル末期高温零出力 $1.0\% \Delta k/k$	I,II	4.1.2(1)	—
	(f)実効遅発中性子割合 (β_{eff}) は、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷する場合は、サイクル初期で0.43%、サイクル末期で0.40%を使用し、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷しない場合は、サイクル初期で0.48%、サイクル末期で0.43%を使用する。	I	4.3.1	—
	(g)ギャップ熱伝達係数は、燃料エンタルピ解析では、小さめの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	—	従来より4.1wt%燃料を考慮したギャップ熱伝達係数を使用しており影響はない
	(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	4.1.2(1)	—
	(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	4.1.2(1)	—
	(k)PCMI破損量評価においては、破損量が多くなるような炉心を想定し、かつ、サイクル末期の評価では、ペレットの燃焼度が最高燃焼度に達するものとして評価する。	I,II	4.3.1	—
(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し、1次冷却材から抽出された放射性希ガスは、体積制御タンクでその全量が水素によってページされ、水素再結合ガス減衰タンクに貯蔵されるものとする。	I,II,III,V	4.3.2(2)	1次冷却材中放射能濃度への影響を確認する。

表 3.1 設置許可申請書本文五号、九号、十号記載事項への影響 (6/8)

項目	本文記載	影響区分*1	説明箇所*2	補足
b.蒸気発生器伝熱管破損 b-2.核分裂生成物の放出量及び線量の評価	(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。	I,II,V	4.3.2(1)	炉心内蓄積量への影響を確認する。
	(c) …2次冷却系へ流出する放射能源として、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 4.5×10^{13} Bq、希ガス約 3.0×10^{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) …	I,II,III,V	4.3.2(2)	1次冷却材中放射能濃度及び追加放出量への影響を確認する。
	(d)この1次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離するまでの間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する放射能量は、1次冷却材中の濃度に依存するものとする。			
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、原子炉が全出力運転(定格出力の102%)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。	I,II,V	4.3.2(1)	ギャップ量への影響を確認する。
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。	I,II,V	4.3.2(1)	炉心内蓄積量への影響を確認する。
	(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。…			
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	—	ロ(2)(iii)aが変化しなければ影響はない
	(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。…	I,II,V	4.3.2(1)	炉心内蓄積量への影響を確認する。
(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ニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。	IV	4.3.1	—
b.可燃性ガスの発生	(c)事故時のジルコニウム-水反応量は「ロ(2)(ii)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—」で得られた値の5倍の1.5%とする。	I,II,IV	—	ロ(2)(ii)a.a-1が変化しなければ影響はない。
	(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水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、すべて炉心部に存在するものとする。	I,II,V	4.3.2(1)	炉心内蓄積量への影響を確認する。
(3)評価結果	<div style="border: 1px solid black; border-radius: 15px; padding: 10px;"> 下記評価結果について記載 a. 「原子炉冷却材喪失」時の冷却性 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. 原子炉格納容器圧力バウンダリにかかる圧力 e. 敷地等境界外における実効線量 </div>	I,II,III,IV,V	—	解析条件が変化しなければ影響はない。

表 3.1 設置許可申請書本文五号、九号、十号記載事項への影響 (8/8)

項目	本文記載	影響区分*1	説明箇所*2	補足
(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	—	解析条件が変わらなければ影響はない。

*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

*2 本資料での影響説明項

4. 影響評価結果

4.1 安全設計に対する影響評価結果

4.1wt%ステップ 2 燃料の使用に伴い、安全設計の基本方針が変わるものではない。図 2.1 で整理した結果を踏まえ、以下のとおり安全設計に対する影響評価を行う。

なお、評価に用いる解析コードについては、適用範囲に濃縮度 4.1wt%燃料が包絡されており、現行解析コードが適用可能である。

4.1.1 評価対象とする炉心について

4.1wt%ステップ 2 燃料は、ウラン資源の有効利用の観点から現行の 4.8wt%ステップ 2 燃料と併用することを想定しており、4.1wt%ステップ 2 燃料の導入に伴い燃料取替体数（使用済燃料体数）が増えてしまうことがないように運用する。そのため、4.1wt%ステップ 2 燃料併用による影響を評価するために使用する炉心（以下、「影響評価用炉心」という。）については、以下の設計方針に基づき作成した。

- ・設置許可申請書添付書類八に記載されている現行平衡炉心（ウラン燃料平衡炉心、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心（以下、「MOX 平衡炉心」という。))と新燃料体数が同数となる範囲で 4.1wt%ステップ 2 燃料を使用する。
- ・ウラン燃料のみを使用した影響評価用炉心（以下、「ウラン影響評価用炉心」という。）、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料が装荷された影響評価用炉心（以下、「MOX 影響評価用炉心」という。）ともに、現行平衡炉心と同じ運転期間 13 ヶ月（サイクル燃焼度 14,800MWd/t）を満足できる範囲で、4.1wt%ステップ 2 燃料をできる限り多く装荷する。
- ・MOX 影響評価用炉心については、MOX 平衡炉心と MOX 燃料の装荷体数を同一とする。なお、MOX 組成については、MOX 平衡炉心と同じ代表組成とする。

上記の設計方針に基づき作成した影響評価用炉心を図 4.1.1 に、またその燃料取替方式を表 4.1.1 に示す。

表 4.1.1 燃料取替方式

(1) ウラン影響評価用炉心

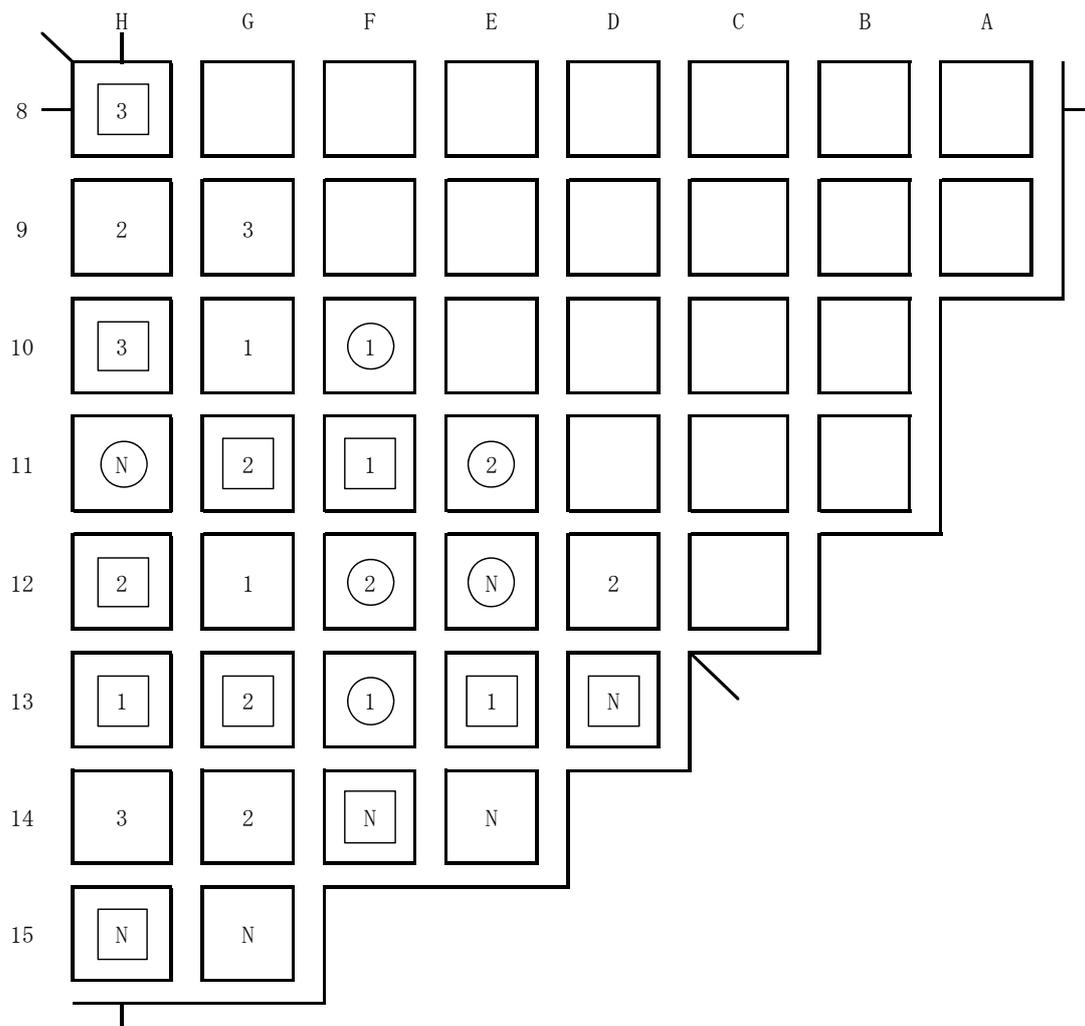
領域		炉心	ウラン影響 評価用炉心	現行ウラン燃料 平衡炉心 (参考)
燃料 集合体 装荷体 数	3 サイクル照射燃料	B 4.8wt%	8	13
		C 4.1wt%	5	—
	2 サイクル照射燃料	A 4.8wt% (Gd 入り*1)	12	24
		B 4.8wt%	16	24
		C 4.1wt%	20	—
	1 サイクル照射燃料	A 4.8wt% (Gd 入り*1)	12	24
		B 4.8wt%	16	24
		C 4.1wt%	20	—
	新燃料	A 4.8wt% (Gd 入り*1)	12	24
		B 4.8wt%	16	24
		C 4.1wt%	20	—
	サイクル燃焼度 (MWd/t)			14,800
バーナブルポイズン本数 (本)			0	0
サイクル初期臨界ほう素濃度 (ppm)			1,700	1,590
取出し燃料集合体の平均燃焼度 (MWd/t)			48,500	48,600

(2) MOX 影響評価用炉心

領域		炉心	MOX 影響 評価用炉心	現行 MOX 平衡炉心 (参考)	
燃料 集合体 装荷体 数	3 サイクル照射燃料	A 4.8wt% (Gd 入り*1)	1	—	
		B 4.8wt%	8	9	
	2 サイクル照射燃料	A 4.8wt% (Gd 入り*1)	20	20	
		B 4.8wt%	8	16	
		C 4.1wt%	8	—	
		D MOX*2	8	8	
	1 サイクル照射燃料	A 4.8wt% (Gd 入り*1)	20	20	
		B 4.8wt%	8	16	
		C 4.1wt%	8	—	
		D MOX*2	16	16	
	新燃料	A 4.8wt% (Gd 入り*1)	20	20	
		B 4.8wt%	8	16	
		C 4.1wt%	8	—	
		D MOX*2	16	16	
	サイクル燃焼度 (MWd/t)			14,800	14,800
	バーナブルポイズン本数 (本)			640	640
サイクル初期臨界ほう素濃度 (ppm)			1,480	1,530	
取出し燃料集合体の平均燃焼度 (MWd/t)			44,700	44,700	

*1 : 3.20wt%U²³⁵ - 10wt%Gd₂O₃ 24 本を含む

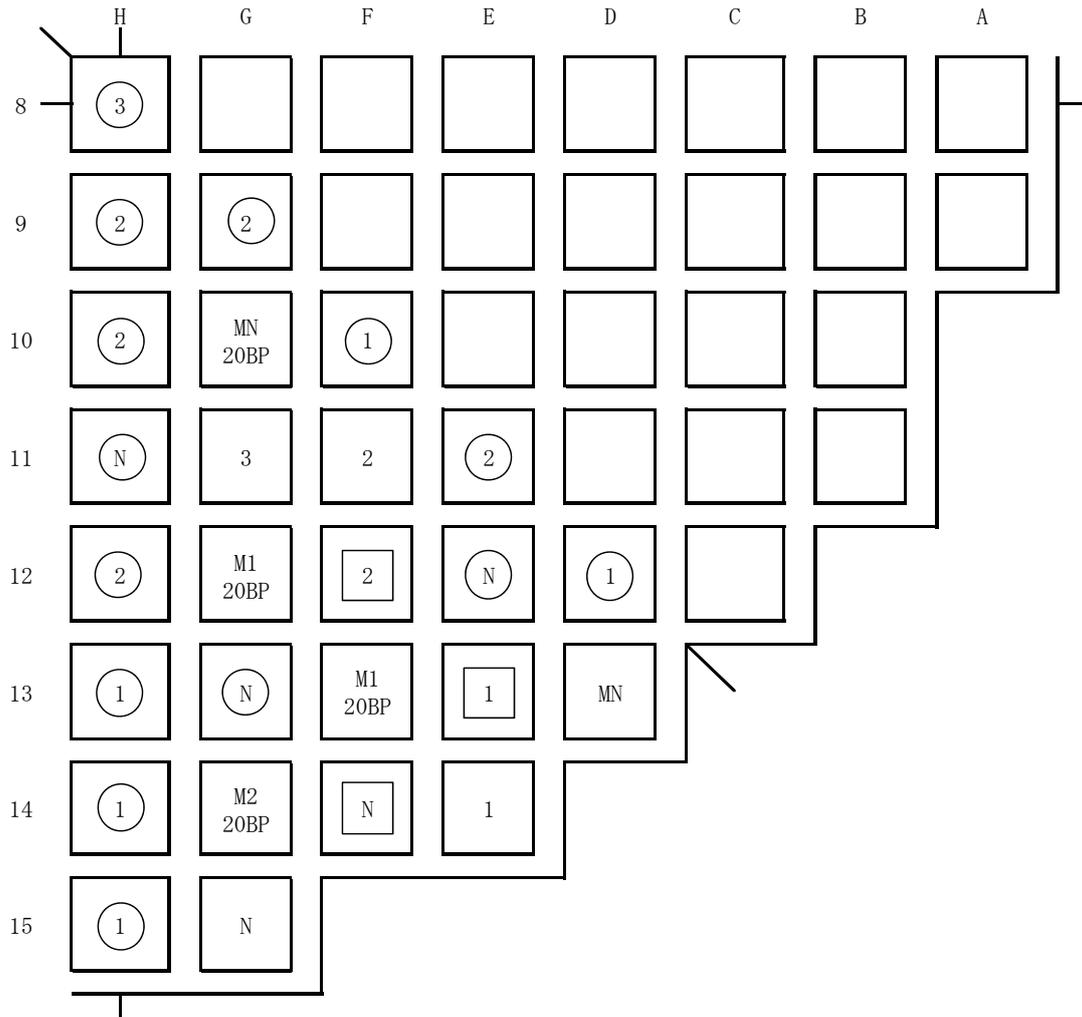
*2 : 4.1wt%濃縮ウラン相当プルトニウム含有率



③	3 サイクル燃焼燃料 (二酸化ウラン燃料)	5 体	4.10wt%
3	3 サイクル燃焼燃料 (二酸化ウラン燃料)	8 体	4.80wt%
②	2 サイクル燃焼燃料 (ガドリニア入り二酸化ウラン燃料) *1	12 体	4.80wt%
②	2 サイクル燃焼燃料 (二酸化ウラン燃料)	20 体	4.10wt%
2	2 サイクル燃焼燃料 (二酸化ウラン燃料)	16 体	4.80wt%
①	1 サイクル燃焼燃料 (ガドリニア入り二酸化ウラン燃料) *1	12 体	4.80wt%
①	1 サイクル燃焼燃料 (二酸化ウラン燃料)	20 体	4.10wt%
1	1 サイクル燃焼燃料 (二酸化ウラン燃料)	16 体	4.80wt%
Ⓝ	新燃料 (ガドリニア入り二酸化ウラン燃料) *1	12 体	4.80wt%
Ⓝ	新燃料 (二酸化ウラン燃料)	20 体	4.10wt%
N	新燃料 (二酸化ウラン燃料)	16 体	4.80wt%

*1 : 3.20wt%U²³⁵ - 10wt%Gd₂O₃ 24 本を含む

図 4.1.1(1) 炉心構成図 (ウラン影響評価用炉心)



③	3サイクル燃焼燃料 (ガドリニア入り二酸化ウラン燃料) *1	1体	4.80wt%
3	3サイクル燃焼燃料 (二酸化ウラン燃料)	8体	4.80wt%
M2	2サイクル燃焼燃料 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料) *2	8体	4.10wt%相当*3
②	2サイクル燃焼燃料 (ガドリニア入り二酸化ウラン燃料) *1	20体	4.80wt%
②	2サイクル燃焼燃料 (二酸化ウラン燃料)	8体	4.10wt%
2	2サイクル燃焼燃料 (二酸化ウラン燃料)	8体	4.80wt%
M1	1サイクル燃焼燃料 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料) *2	16体	4.10wt%相当*3
①	1サイクル燃焼燃料 (ガドリニア入り二酸化ウラン燃料) *1	20体	4.80wt%
①	1サイクル燃焼燃料 (二酸化ウラン燃料)	8体	4.10wt%
1	1サイクル燃焼燃料 (二酸化ウラン燃料)	8体	4.80wt%
MN	新燃料 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料) *2	16体	4.10wt%相当*3
Ⓝ	新燃料 (ガドリニア入り二酸化ウラン燃料) *1	20体	4.80wt%
Ⓝ	新燃料 (二酸化ウラン燃料)	8体	4.10wt%
N	新燃料 (二酸化ウラン燃料)	8体	4.80wt%

*1 : 3.20wt%U²³⁵ - 10wt%Gd₂O₃ 24本を含む

*2 : 新バーナブルポイズン (20本タイプ) を挿入 (D13位置除く)

*3 : 4.1wt%濃縮ウラン相当プルトニウム含有率

図 4.1.1(2) 炉心構成図 (MOX 影響評価用炉心)

4.1.2 炉心核特性への影響

(1) 取替炉心の安全性確認項目への影響

炉心内出力分布、反応度特性等の主要な炉心核特性は、取替炉心の安全性確認項目を評価することで確認できる。影響評価用炉心に対する取替炉心の安全性確認項目の解析結果を表 4.1.2-1 に示す。

以下のような傾向が認められるものの、何れのパラメータにおいても重要な影響はなく、4.1wt%ステップ 2 燃料を併用しても安全解析使用値の範囲内で炉心を構成できることが確認できる。

a. 反応度停止余裕

4.1wt%ステップ 2 燃料使用に伴う中性子スペクトルの軟化により、制御棒値が増加するため、反応度停止余裕がわずかに増加する傾向が見られる。反応度停止余裕の内訳を表 4.1.2-2 に示す。

b. 減速材温度係数

ウラン影響評価用炉心では、主として Gd 新燃料の代わりに 4.1wt%ステップ 2 燃料を装荷したためにサイクル初期ほう素濃度が増加し、サイクル初期の減速材温度係数が正側に移行する傾向にある。なお、MOX 影響評価用炉心については、ほとんど影響がない。

c. ドップラ係数

4.1wt%ステップ 2 燃料使用に伴い、炉心内のウラン 238 の装荷量が増加するため、わずかに負側に大きくなる傾向にあるが、ほとんど影響がない。

d. その他の項目

その他の項目については、炉心内出力分布に大きく左右されるパラメータである。4.1wt%ステップ 2 燃料の使用に伴い炉内燃料間の反応度差が低下することで、炉心内出力分布は平坦化する傾向になると考えられる一方、反応度が若干低い 4.1wt%ステップ 2 燃料を併用することで、それを補償するように 4.8wt%ステップ 2 燃料の出力分担が高くなる可能性も考えられるが、実際の評価では燃料配置に大きく依存する。

また、制御棒反応度のうち、局所的な特性が現れる飛び出し制御棒値や落下制御棒値等についても、制御棒が挿入される位置の燃料の出力分担、すなわち燃料配置に大きく依存する。

そのため、これら項目については、表 4.1.2-1 に示すとおり 4.1wt%ステップ 2 燃料使用による明確な傾向が見られず同等の結果となっており、いずれも余裕をもって安全解析使用値を満足している。

なお、軸方向出力分布に関しては、図 4.1.2 に示すとおり、ウラン影響評価用炉心において Gd 新燃料の体数が少ない分サイクル初期に炉心上部の出力分布がやや高くなっているが、ほぼ同等であり、最大線出力密度への影響は見られない。

(2) ほう素による反応度制御への影響

4.1wt%ステップ 2 燃料の使用に伴い、炉内中性子スペクトルの軟化により、ほう素値

は大きくなる傾向となることが考えられる一方、サイクル初期のほう素濃度が増加する場合は、サイクル初期のほう素価値が低下する傾向が考えられる。

ほう素価値の小さいサイクル初期、高温全出力時について、影響評価用炉心のほう素価値評価結果を表 4.1.2-3 に示すが、結果として、中性子スペクトル軟化に伴う影響の方が大きく、4.1wt%ステップ 2 燃料の使用に伴いほう素価値は大きくなる。

これを基に、設置許可申請書に規定されているほう素の反応度制御能力に係る項目への影響評価を行った。

a. 出力運転時ほう素濃度

運転時の異常な過渡変化「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈事象」の初期条件となっており、サイクル初期、高温全出力(HFP)、Xe 無し(No-Xe)状態での臨界ほう素濃度である。表 4.1.2-3 に示すとおり、ウラン影響評価用炉心ではほう素濃度は増加しているが、余裕をもって安全解析使用値を満足している。

b. ほう素濃度調整

サイクル初期、高温全出力(HFP)、Xe 無し(No-Xe)状態での 0ppm～燃料取替時ほう素濃度 (4,400ppm 以上) までに相当するほう素反応度価値である。4.1wt%ステップ 2 燃料の使用によりほう素価値が大きくなるため、設置許可申請書記載値 (0.22 Δ k/k 以上) への影響はない。

c. 停止時実効増倍率 (低温停止時(CSD)の反応度停止余裕)

ほう酸タンクのほう酸水に要求される停止能力を表すものであり、最も多くのほう酸水量が必要となる条件として、サイクル末期の全制御棒クラスタ挿入不能時の必要ほう酸水量を評価している。表 4.1.2-4 にほう酸タンクのほう酸水量評価に用いているほう素濃度の評価結果を示すが、現行の必要ほう酸水量の評価に用いている値に包絡されており、影響はない。

d. 負の反応度添加速度

設置許可申請書記載値 (0.0008(Δ k/k)/min 以上) は、サイクル初期、高温全出力時のほう素価値に保守的に見積もったほう素濃縮速度を乗じて設定したものである。4.1wt%ステップ 2 燃料の使用によりほう素価値が大きくなるため、設置許可申請書記載値への影響はない。

e. 燃料取替時ほう素濃度 (燃料取替用水タンクほう素濃度)

燃料取替用水タンクのほう素濃度に要求されるほう素濃度評価値を表 4.1.2-5 に示すが、設置許可申請書記載値 (4,400ppm) への影響はない。

(3) 動特性への影響

設置許可申請書では、原子炉固有の自己制御性と原子炉制御設備により、設計負荷変化に対し、運転期間を通じて原子炉系の応答が安定であることを確認するため、現行 MOX 平衡炉心を代表とした動特性解析結果が示されている。

MOX 影響評価用炉心と現行 MOX 平衡炉心の動特性パラメータ及び炉物理定数の変動範囲を比較して表 4.1.2-6 に示す。4.1wt%ステップ 2 燃料使用に伴うこれらパラメータへの影響はほとんどないことから、動特性への影響もない。

表 4.1.2-1 取替炉心の安全性確認項目評価結果(1/2)

(1) ウラン影響評価用炉心

項 目		単 位	安全解析使用値	ウラン影響 評価用炉心	現行ウラン燃料 平衡炉心	
反応度停止余裕		% Δk/k	≥1.8	2.33	2.27	
最大線出力密度*		kW/m	≤39.6	35.0	34.5	
燃料集合体最高燃焼度		MWd/t	≤55,000	54,400	54,700	
F_{XY}^N		—	≤1.52	1.48	1.46	
減速材温度係数 ($\delta \rho / \delta T_m$)		$10^{-5}(\Delta k/k)/^{\circ}C$	-78~8	-63~-2.7	-63~-8.1	
ドップラ係数 ($\delta \rho / \delta T_f$)		$10^{-5}(\Delta k/k)/^{\circ}C$	-5.2~-1.8	-3.5~-2.5	-3.5~-2.4	
制御棒	落下制御棒 価	% Δk/k	≤0.25	0.18	0.17	
	落下時 $F_{\Delta H}^N$	—	≤1.84	1.71	1.73	
制御棒 飛び出し F_Q	サイクル 初 期	高 温 零出力	—	≤14	6.1	10.2
		高 温 全出力	—	≤5.0	2.3	2.2
	サイクル 末 期	高 温 零出力	—	≤26	12.2	11.5
		高 温 全出力	—	≤5.0	2.2	2.0
飛び出し 制御棒 価値	サイクル 初 期	高 温 零出力	% Δk/k	≤0.90	0.29	0.62
		高 温 全出力	% Δk/k	≤0.15	0.03	0.02
	サイクル 末 期	高 温 零出力	% Δk/k	≤1.0	0.44	0.42
		高 温 全出力	% Δk/k	≤0.15	0.04	0.03
最大反応度添加率		$10^{-5}(\Delta k/k)/s$	≤86	43	50	

* 燃料ペレット焼きしまり効果を含まない。

表 4.1.2-1 取替炉心の安全性確認項目評価結果(2/2)

(2) MOX 影響評価用炉心

項目		単位	安全解析使用値	MOX影響 評価用炉心	現行MOX平衡 炉心	
反応度停止余裕		% Δk/k	≥1.8	2.63	2.48	
最大線出力密度*		kW/m	≤39.6	34.9	33.1	
燃料 集合体 最高 燃焼度	ウラン燃料	MWd/t	≤55,000	53,300	53,500	
	ウラン・プルトニウム 混合酸化物燃料	MWd/t	≤45,000	41,900	41,900	
F_{XY}^N		—	≤1.52	1.50	1.45	
減速材温度係数 ($\delta\rho/\delta T_m$)		$10^{-5}(\Delta k/k)/^{\circ}C$	-78~8	-66~-12.1	-66~-11.3	
ドップラ係数 ($\delta\rho/\delta T_f$)		$10^{-5}(\Delta k/k)/^{\circ}C$	-5.2~-1.8	-3.6~-2.6	-3.6~-2.6	
制御棒 落下時	落下制御棒 値	% Δk/k	≤0.25	0.18	0.18	
	$F_{\Delta H}^N$	—	≤1.84	1.75	1.68	
制御棒 飛び出し F_Q	サイクル 初期	高温 零出力	—	≤14	6.8	6.2
		高温 全出力	—	≤5.0	2.3	2.1
	サイクル 末期	高温 零出力	—	≤26	13.3	14.3
		高温 全出力	—	≤5.0	2.2	2.2
飛び出し 制御棒 値	サイクル 初期	高温 零出力	% Δk/k	≤0.90	0.33	0.33
		高温 全出力	% Δk/k	≤0.15	0.03	0.03
	サイクル 末期	高温 零出力	% Δk/k	≤1.0	0.58	0.59
		高温 全出力	% Δk/k	≤0.15	0.03	0.03
最大反応度添加率		$10^{-5}(\Delta k/k)/s$	≤86	41	49	

* 燃料ペレット焼きしまり効果を含まない。

表 4.1.2-2 反応度停止余裕 評価結果内訳 (サイクル末期)

項目	単位	ウラン影響 評価用炉心	現行ウラン燃料 平衡炉心	MOX 影響 評価用炉心	現行 MOX 平衡炉心
所要制御反応度	% Δk/k	約 2.86	約 2.81	約 2.85	約 2.86
制御棒クラスタ の反応度*	% Δk/k	約 5.19	約 5.08	約 5.48	約 5.34
反応度停止余裕	% Δk/k	約 2.33	約 2.27	約 2.63	約 2.48

*制御棒クラスタのバンク D が挿入限界まで挿入されている状態から、最大反応度値を有する制御棒クラスタ 1 本が全引き抜き位置のまま挿入できないものとし、他の制御棒クラスタを全挿入させて反応度を求め、さらに、設計裕度 10% を差し引いた値。

表 4.1.2-3 ほう素値評価結果 (サイクル初期、高温全出力時)

項目	単位	ウラン影響 評価用炉心	現行ウラン燃料 平衡炉心	MOX 影響 評価用炉心	現行 MOX 平衡炉心	安全解析 使用値
ほう素濃度*1 (ARO*2, No-Xe)	ppm	1,753	1,640	1,530	1,578	≤2,000
ほう素値 (ARO*2, No-Xe)	pcm/ppm	-6.6	-6.3	-5.4	-5.2	≥-10

*1 核的不確定性を含む。

*2 全制御棒クラスタ引き抜き状態

表 4.1.2-4 ほう酸タンクのほう酸水量評価に用いているほう素濃度評価結果

高温全出力時のほう素濃度と全制御棒引き抜き状態での低温停止時($k_{eff}=0.99$)ほう素濃度との濃度差評価値		全制御棒クラスタ挿入不能の場合に必要なほう酸水量の評価に用いているほう素濃度差
MOX 影響評価用炉心*	現行 MOX 平衡炉心*	
1,689ppm	1,759ppm	2,000ppm

*核的不確定性を含む。

表 4.1.2-5 燃料取替用水タンク(RWST)ほう素濃度評価結果

項目	要素	MOX 影響 評価用炉心	現行 MOX 平衡炉心
燃料取替停止 BOC,CSD,ARI*1, No-Xe,keff=0.95	燃料取替停止ほう素濃度計算値*3	2,054ppm	2,138ppm
	RWST 必要ほう素濃度	—	2,450ppm
LOCA 時未臨界 BOC,CZP*2,ARO, No-Xe,keff=1.00	臨界ほう素濃度計算値*3	2,067ppm	2,175ppm
	RWST 必要ほう素濃度*4	—	2,750ppm
起動時の希釈 BOC,CZP*2,ARI*1, No-Xe,keff=1.00	臨界ほう素濃度計算値*3	1,347ppm	1,390ppm
	RWST 必要ほう素濃度*5	—	2,850ppm

*1 全制御棒クラス挿入状態

*2 低温零出力状態

*3 核的不確定性を含む。

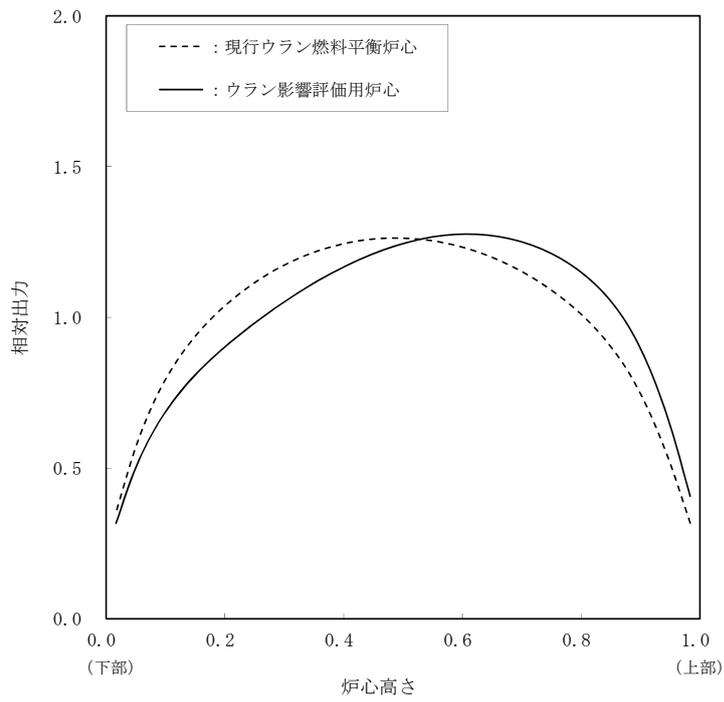
*4 LOCA 後の長期冷却において、1次冷却系、RWST 及び蓄圧タンクのほう酸水が混合すると
して、そのほう素濃度が臨界ほう素濃度を上回るように設定

*5 プラント起動時（初期ほう素濃度:RWST ほう素濃度）にほう素を誤って希釈した際に、原
子炉が臨界になるまでに運転員が異常状態を検知し、これを終結させるのに十分な時間を確
保できるように設定

表 4.1.2-6 動特性パラメータ及び炉物理定数の変動範囲

項目	MOX 影響 評価用炉心	現行 MOX 平衡炉心
即発中性子寿命(μ sec)	9.0~7.6	9.2~7.5
実効遅発中性子割合(%)	0.52~0.48	0.53~0.48
減速材温度係数($\times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$)	-66~-12.1	-66~-11.3
ドップラ出力係数($\times 10^{-5} \Delta k/k/\%出力$)	-9.7~-9.6	-9.9~-9.6

(1) サイクル初期



(2) サイクル末期

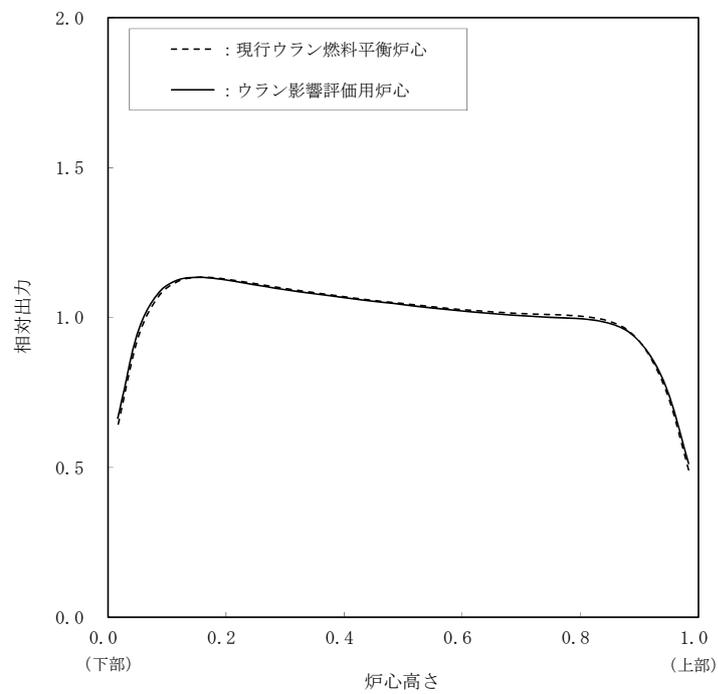
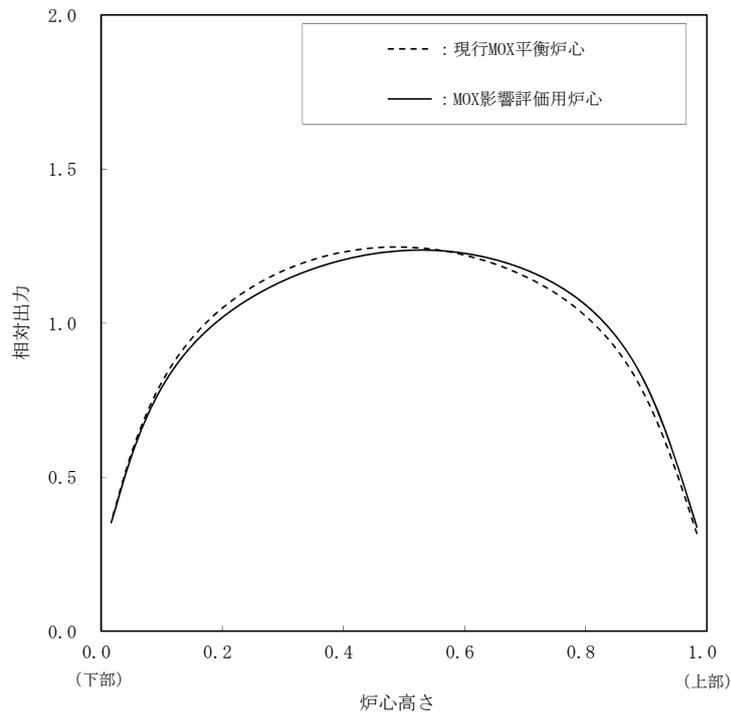


図 4.1.2 軸方向出力分布の評価結果(1/2)
(ウラン影響評価用炉心)

(1) サイクル初期



(2) サイクル末期

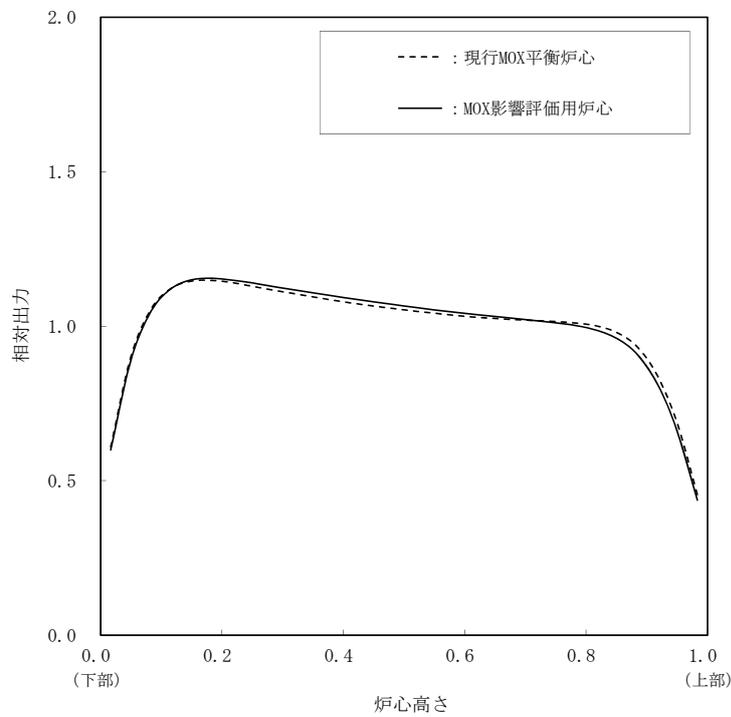


図 4.1.2 軸方向出力分布の評価結果(2/2)
(MOX 影響評価用炉心)

4.1.3 燃料機械設計への影響

4.1wt%ステップ2燃料を使用した場合、炉内の出力分担が変化し、燃料棒の出力履歴が影響を受ける可能性があるため4.1wt%ステップ2燃料の使用に伴う燃料機械設計への影響を評価する。

(1) 燃料棒設計

a. 燃料中心温度

「4.1.2 炉心核特性への影響」で示したとおり、現行平衡炉心と影響評価用炉心の炉内出力分布は同等であり、線出力密度への影響は見られないことから、保守的に設定している現行の燃料中心温度評価用設計線出力密度に変更はない。

線出力密度が同じであれば、定性的には燃焼初期ではウラン濃縮度が高いほどペレット中心の出力分担が低下し、燃料中心温度は低下する。

燃料中心温度評価結果を表4.1.3-1に示す。4.1wt%ステップ2燃料装荷による燃料中心最高温度評価結果への影響はないことが確認できる。

b. 燃料棒内圧

燃焼が進むとペレット内に蓄積するFPガス量が多くなり、その時のペレット温度が高いほどFPガス放出量は多くなる。燃焼が進んだ時点では、ウラン濃縮度の高い燃料の方がペレット温度は高く、FPガス放出が多いことから、4.8wt%ステップ2燃料の方が燃料棒内圧は高くなる傾向と考えられる。

表4.1.3-2に影響評価用炉心の評価結果を示す。4.8wt%ステップ2燃料やMOX燃料の評価値は、現行平衡炉心と比べると出力履歴の差異により若干変動しているが、その影響は小さく、基準値に対して十分余裕がある。また4.1wt%ステップ2燃料の評価値は4.8wt%ステップ2燃料より低くなっている。

c. 被覆管応力、歪及び累積疲労損傷率

ペレットと被覆管が接触した以降に、ペレット温度が高いほど熱膨張が大きく、被覆管応力、歪及び累積疲労は厳しくなる。燃焼が進んだ時点では、ウラン濃縮度の高い燃料の方がペレット温度は高く、熱膨張が大きくなることから、4.8wt%ステップ2燃料の方が燃料棒の被覆管応力、歪及び累積疲労が厳しくなる傾向と考えられる。

表4.1.3-2に影響評価用炉心の評価結果を示す。4.8wt%ステップ2燃料やMOX燃料の評価値は、現行平衡炉心と比べると出力履歴の差異により若干変動しているが、その影響は小さく、基準値に対して十分余裕がある。また4.1wt%ステップ2燃料の評価値は4.8wt%ステップ2燃料より低くなっている。

その他の考慮事項として以下について影響を確認した。

(i) PCI (ペレット-被覆管相互作用)

4.1wt%ステップ2燃料を使用した炉心においても、「4.1.2 炉心核特性への影響」に示したとおり炉内出力分布は同等であり、運転時の異常な過渡変化時に生ずる最大線出力密度(Pmax)及び線出力密度変化幅(ΔP)についても同等と考えられる。

サイクル初期に軸方向出力分布への影響がややみられたウラン影響評価用炉心を

対象に P_{max} 、 ΔP を評価した結果を図 4.1.3 に示すが、同時に破損しきい値を超えることが無いことが確認できる。

(ii) 被覆管の腐食及び水素吸収

炉内出力分布は 4.1wt%ステップ 2 燃料の使用に伴う影響はほとんどなく、また燃料の炉内滞在期間も変わらないため、被覆管の腐食及び水素吸収についても同等である。

(2) 燃料集合体設計

4.1wt%ステップ 2 燃料の集合体設計は 4.8wt%ステップ 2 燃料と同じであり、炉内滞在期間やその他使用条件についても変更がないため、燃料集合体設計への影響はない。

以上より、4.1wt%ステップ 2 燃料の使用に伴う燃料機械設計への影響は軽微であり、問題ない。

表 4.1.3-1 燃料中心温度評価結果

燃料タイプ	線出力密度* (kW/m)	燃焼度 (MWd/t)	影響評価用炉心 (°C)	現行平衡炉心 (°C)	制限値(°C)
A 型 4.8wt%	41.1	0	約 1,740	約 1,740	< 2,580
	59.1		約 2,220	約 2,220	
A 型 3.2wt%Gd 入り	31.9	10,000	約 1,630	約 1,630	< 2,440
	44.3		約 2,040	約 2,040	
A 型 4.1wt%	41.1	0	約 1,740	—	< 2,580
	59.1		約 2,220	—	
A 型 MOX	41.1	1,200	約 1,740	約 1,740	< 2,500
	59.1		約 2,230	約 2,230	
B 型 4.8wt%	41.1	0	約 1,690	約 1,690	< 2,580
	59.1		約 2,170	約 2,170	
B 型 3.2wt%Gd 入り	31.9	25,000	約 1,470	約 1,470	< 2,400
	44.3	15,000	約 1,900	約 1,900	< 2,430
B 型 4.1wt%	41.1	0	約 1,690	—	< 2,580
	59.1		約 2,170	—	
B 型 MOX	41.1	0	約 1,720	約 1,720	< 2,510
	59.1		約 2,190	約 2,190	

* 上段：定格出力時、下段：運転時の異常な過渡変化時

表 4.1.3-2 燃料中心温度評価以外の燃料棒健全性評価結果(1/2)

(1) ウラン影響評価用炉心

項目	燃料タイプ	ウラン影響 評価用炉心*	現行ウラン 燃料平衡炉心*	制限値
燃料棒内圧	A 型 4.8wt%	0.71	0.70	≦1
	A 型 3.2wt%Gd 入り	0.56	0.53	
	A 型 4.1wt%	0.68	—	
	B 型 4.8wt%	0.70	0.71	
	B 型 3.2wt%Gd 入り	0.59	0.59	
	B 型 4.1wt%	0.70	—	
被覆管応力	A 型 4.8wt%	0.77	0.72	≦1
	A 型 3.2wt%Gd 入り	0.62	0.60	
	A 型 4.1wt%	0.65	—	
	B 型 4.8wt%	0.58	0.58	
	B 型 3.2wt%Gd 入り	0.53	0.50	
	B 型 4.1wt%	0.49	—	
被覆管引張歪	A 型 4.8wt%	0.36	0.36	≦1
	A 型 3.2wt%Gd 入り	0.30	0.30	
	A 型 4.1wt%	0.32	—	
	B 型 4.8wt%	0.26	0.25	
	B 型 3.2wt%Gd 入り	0.25	0.23	
	B 型 4.1wt%	0.23	—	
被覆管累積疲労	A 型 4.8wt%	0.21	0.16	≦1
	A 型 3.2wt%Gd 入り	0.08	0.07	
	A 型 4.1wt%	0.18	—	
	B 型 4.8wt%	0.07	0.11	
	B 型 3.2wt%Gd 入り	0.04	0.04	
	B 型 4.1wt%	0.04	—	

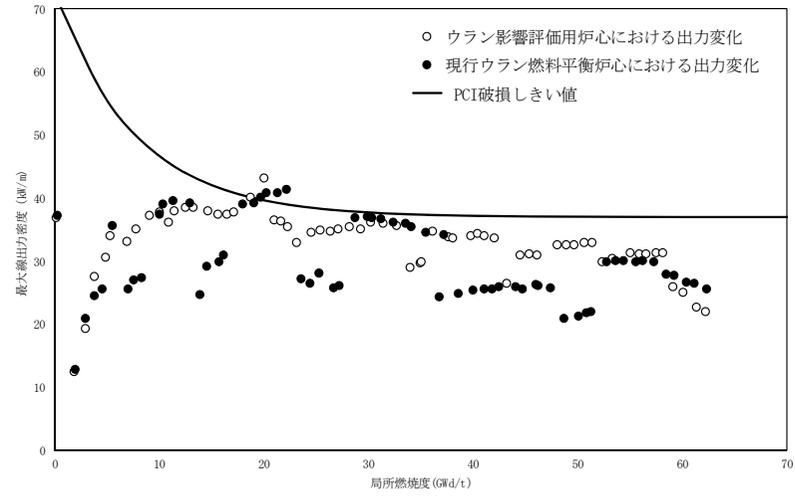
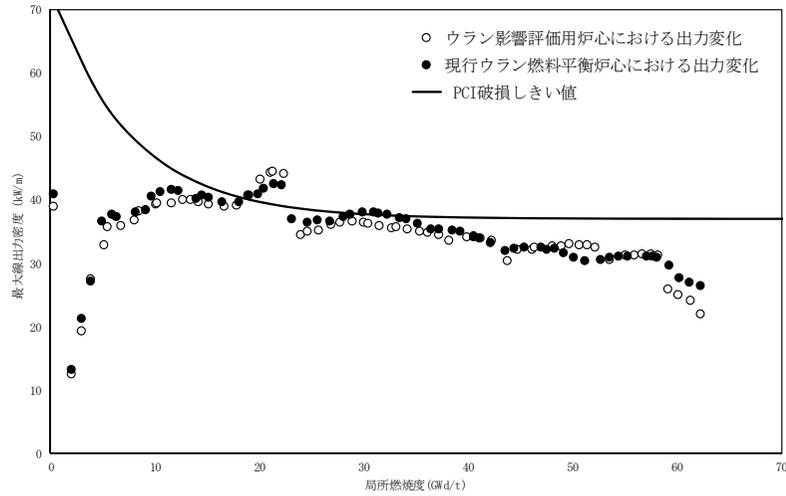
* 評価値と基準値の比

表 4.1.3-2 燃料中心温度評価以外の燃料棒健全性評価結果(2/2)

(2) MOX 影響評価用炉心

項目	燃料タイプ	MOX 影響 評価用炉心*	現行 MOX 平衡炉心*	制限値
燃料棒内圧	A 型 4.8wt%	0.70	0.69	≦1
	A 型 3.2wt%Gd 入り	0.55	0.51	
	A 型 4.1wt%	0.59	—	
	A 型 MOX	0.79	0.83	
	B 型 4.8wt%	0.72	0.69	
	B 型 3.2wt%Gd 入り	0.59	0.56	
	B 型 4.1wt%	0.64	—	
	B 型 MOX	0.77	0.77	
被覆管応力	A 型 4.8wt%	0.80	0.81	≦1
	A 型 3.2wt%Gd 入り	0.60	0.65	
	A 型 4.1wt%	0.63	—	
	A 型 MOX	0.82	0.84	
	B 型 4.8wt%	0.56	0.57	
	B 型 3.2wt%Gd 入り	0.46	0.43	
	B 型 4.1wt%	0.47	—	
	B 型 MOX	0.57	0.60	
被覆管引張歪	A 型 4.8wt%	0.38	0.40	≦1
	A 型 3.2wt%Gd 入り	0.30	0.32	
	A 型 4.1wt%	0.30	—	
	A 型 MOX	0.41	0.42	
	B 型 4.8wt%	0.26	0.26	
	B 型 3.2wt%Gd 入り	0.22	0.20	
	B 型 4.1wt%	0.22	—	
	B 型 MOX	0.23	0.24	
被覆管累積疲労	A 型 4.8wt%	0.23	0.18	≦1
	A 型 3.2wt%Gd 入り	0.08	0.06	
	A 型 4.1wt%	0.14	—	
	A 型 MOX	0.13	0.16	
	B 型 4.8wt%	0.07	0.08	
	B 型 3.2wt%Gd 入り	0.03	0.02	
	B 型 4.1wt%	0.04	—	
	B 型 MOX	0.05	0.07	

* 評価値と基準値の比



(a) 最大線出力密度に着目した整理

(b) 線出力密度変化幅に着目した整理

図 4.1.3 PCI 評価結果 (ウラン影響評価用炉心)

4.1.4 熱水力設計への影響

熱水力設計で評価している、燃料中心温度及び最小 DNBR について、4.1wt%ステップ 2 燃料使用に伴う影響を評価する。

(1) 燃料中心温度

「4.1.3 燃料機械設計への影響」で述べたように、4.1wt%ステップ 2 燃料を使用した炉心において燃料中心温度評価結果への影響はない。

(2) 最小 DNBR

4.1wt%ステップ 2 燃料はウラン濃縮度以外の燃料仕様は 4.8wt%ステップ 2 燃料と同一であることから、燃料の冷却性能も同一である。

ここでは、最小 DNBR 評価における入力パラメータのうち、4.1wt%ステップ 2 燃料の使用により影響を受ける可能性がある軸方向出力分布及び核的エンタルピ上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H}^N$) について影響評価を行った。

a. 軸方向出力分布

「4.1.2 炉心核特性への影響」で述べたように、4.1wt%ステップ 2 燃料を使用しても軸方向出力分布は同等であり、最小 DNBR 評価にも影響がないと考えられるが、現行の DNBR 評価に用いている 1.62cos 分布の適用性を確認するため、サイクル初期に炉心上部の出力分布がやや高くなった、ウラン影響評価用炉心の軸方向出力分布（サイクル初期及び末期を対象に、定格出力運転時及び日負荷追従運転等による変動を考慮した場合の軸方向出力分布）を用いて、DNBR 評価を実施した。

評価結果を図 4.1.4 に示すが、影響評価用炉心の軸方向出力分布を使用した場合においても、1.62cos 分布に基づき評価した最小 DNBR に包絡されることが確認できる。

b. 核的エンタルピ上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H}^N$)

「4.1.2 炉心核特性への影響」で述べたように、 $F_{\Delta H}^N$ の設定の基となる核設計上の制限値 F_{XY}^N は 4.1wt%ステップ 2 燃料の使用による影響はほとんどなく、燃料配置の影響を大きく受ける。適切な燃料配置とすることを取替炉心毎に管理するため、最小 DNBR への影響はない。

以上より、最小 DNBR 評価についても、4.1wt%ステップ 2 燃料の使用に伴う影響はない。

4.1.5 その他設備への影響

4.1wt%ステップ2燃料の使用に伴うほう素濃度、燃料崩壊熱、中性子照射量、線源強度の変化に関して、他設備への影響を評価する。

(1) ほう素濃度変化の影響

「4.1.2 炉心核特性への影響」で述べたように、燃料取替用水タンクほう素濃度やほう酸タンク容量など反応度制御に係る設備仕様への影響はない。

(2) 燃料崩壊熱変化の影響

4.1wt%ステップ2燃料は、4.8wt%ステップ2燃料に比べてウラン238を若干多く含むことから、寿命末期ではアクチニド核種の生成量が若干多くなり、照射済燃料の崩壊熱はわずかに増加する傾向となる。

これによる影響が考えられる設計基準事故対処設備のSFP冷却設備と余熱除去設備の冷却能力への影響は次のとおりである。

a. SFP冷却設備

SFP冷却設備の冷却能力評価に用いているSFP熱負荷について、4.1wt%ステップ2燃料の導入による影響と、新規規制基準適合性に係る安全審査（設置変更許可）後の情勢変化として以下の2点を考慮して、再評価を行った。（算出条件の詳細は別添参照）

- ・原子炉格納容器機器ハッチ運用に係る原子炉施設保安規定変更に伴う、原子炉停止後燃料取出し完了までの期間の長期化
- ・伊方1号機廃止に伴う、1号機から3号機への搬送燃料の見直し

SFP熱負荷の評価結果を表4.1.5-1に示す。現行評価に用いている11.715MWに包絡されており、SFP冷却設備の冷却能力への影響はない。

b. 余熱除去設備

当初設計で使用している米国原子力学会推奨値1979年版（以下「新ANS」という。）を用いた炉心崩壊熱と、日本原子力学会（AESJ）推奨の崩壊熱データとORIGEN2に基づくアクチニド崩壊熱により評価した4.1wt%ステップ2燃料の使用を考慮した1/4MOX炉心の炉心崩壊熱を比較して図4.1.5に示す。設計当初用いられていた新ANSの崩壊熱曲線により包絡されており、余熱除去設備の冷却能力への影響はない。

(3) 中性子照射量変化の影響

4.1wt%ステップ2燃料を使用した場合、炉内の出力分担が変化し、4.1wt%ステップ2燃料以外の出力が大きくなり、原子炉容器中性子照射量に影響する可能性があるため、影響評価を行った。

原子炉容器内面から1/4板厚の位置における速中性子束について、ウラン影響評価用炉心と現行ウラン燃料平衡炉心での評価値を比較して表4.1.5-2に示す。MOX影響評価用炉心及び現行MOX平衡炉心については、ともに最外周にMOX燃料が装荷されていないため、速中性子束がウラン炉心を下回っており、ここではウラン炉心について比較している。

結果、速中性子束は同等であり、4.1wt%ステップ2燃料使用による影響は見られないこ

とから、設置許可申請書に記載している 40 定格負荷相当年時点における原子炉容器内面から 1/4 板厚の位置における推定中性子照射量（約 $5 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ ）は変わらない。

（４）線源強度変化の影響

4.1wt%ステップ 2 燃料は、4.8wt%ステップ 2 燃料に比べてウラン 238 を若干多く含むことから、寿命末期ではアクチニド核種の生成量が若干多くなり、照射済燃料の線源強度が変化する。

評価結果を表 4.1.5-3 に示すが、4.8wt%ステップ 2 燃料と同等の評価結果となっており、線量率への寄与が大きい高エネルギーにおいて設計用線源強度を十分下回っていることから、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の遮へい性能への影響はない。

表 4.1.5-1 SFP 熱負荷の評価結果

再評価値(4.1wt%ステップ 2 燃料+機器ハッチ 運用変更+1号機廃止考慮)	現行 SFP 熱負荷評価値
11.462MW	11.715MW

表 4.1.5-2 原子炉容器内面から 1/4 板厚の位置における速中性子束(E>1MeV)評価結果

ウラン影響評価用炉心 (n/cm ² /s)	現行ウラン燃料平衡炉心 (n/cm ² /s)
3.59E+10	3.66E+10

表 4.1.5-3 照射済燃料の γ 線線源強度評価結果

代表エネルギー (MeV)	4.1wt%線源強度 (MeV/(cm ³ ·s))	4.8wt%線源強度 (MeV/(cm ³ ·s))	設計用線源強度 (MeV/(cm ³ ·s))
0.4	2.61E+11	2.52E+11	1.1E+11
0.8	6.96E+11	6.92E+11	4.6E+11
1.3	6.67E+10	6.31E+10	1.7E+11
1.7	2.47E+11	2.47E+11	2.5E+11
2.2	2.13E+10	1.95E+10	8.8E+09
2.5	1.43E+10	1.44E+10	2.7E+10
3.5	1.57E+08	1.57E+08	9.8E+08

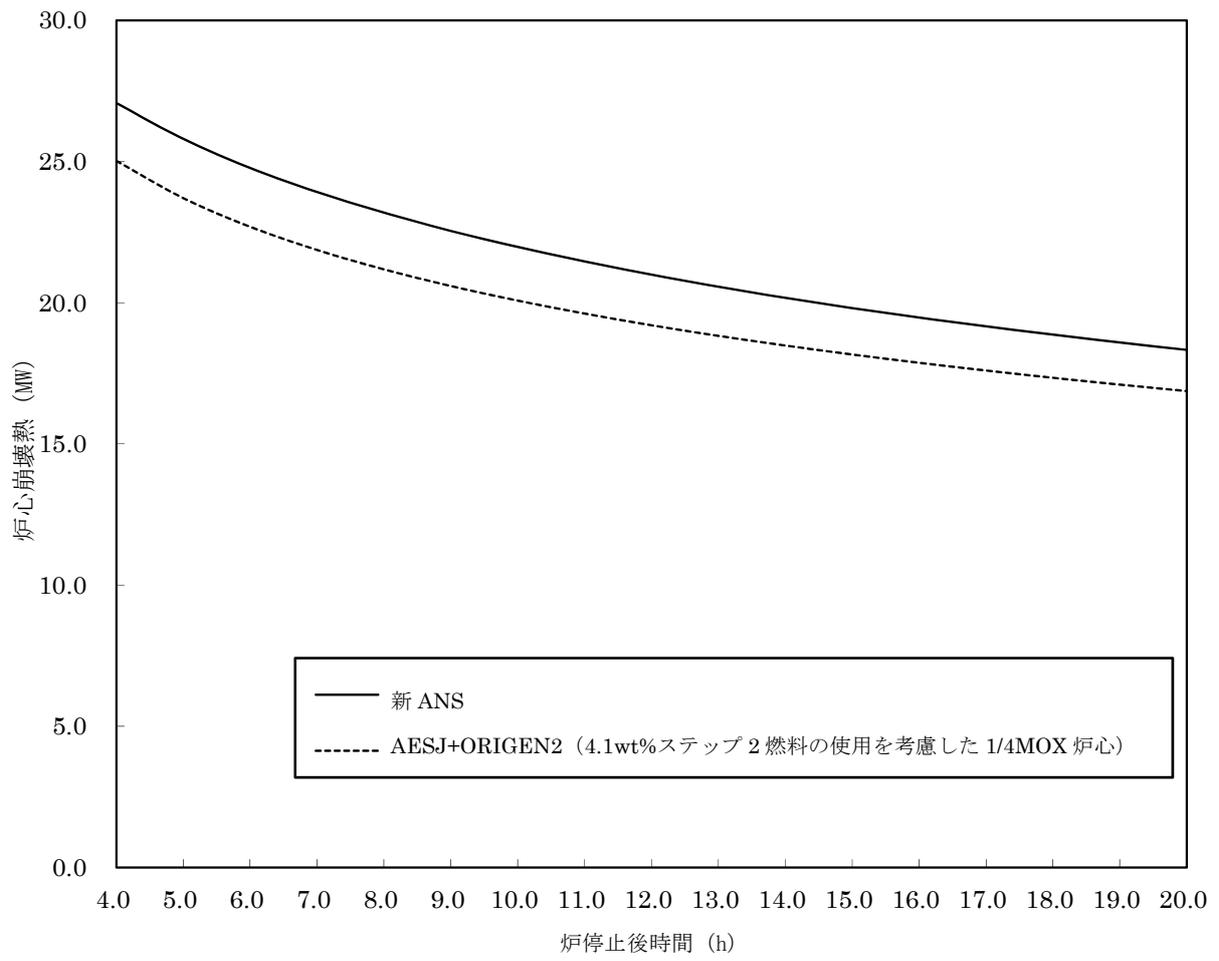


図 4.1.5 余熱除去設備の冷却能力評価で用いる炉心崩壊熱の比較

4.2 平常時被ばく評価に対する影響評価

設置許可申請書において、平常時被ばく評価は現行 MOX 平衡炉心を対象に行っているため、ここでは MOX 影響評価用炉心を対象に年間放出放射エネルギーの評価を行い、4.1wt%ステップ 2 燃料の使用による平常時被ばく評価への影響評価を行う。

(1) 気体廃棄物放出放射エネルギー

気体廃棄物中の主な放射性物質は、燃料被覆管に欠陥がある場合に、1次冷却材中に漏出する核分裂生成物のうちの希ガス及びヨウ素である。MOX 影響評価用炉心では、炉心平均熱中性子束が高くなることと抽出冷却材流量が若干増加することから、希ガスの1次冷却材中放射能濃度が現行評価より若干低下する。

希ガス放出量及びヨウ素放出量を評価した結果を表 4.2-1 及び表 4.2-2 に示すが、現行評価と同等の結果となっている。

したがって、設置許可申請書に記載されている年間放出放射エネルギーは変わらない。

(2) 液体廃棄物放出放射エネルギー（トリチウムを除く）

MOX 影響評価用炉心においては、炉心平均熱中性子束が高くなること、抽出冷却材流量が若干増加すること等を考慮して、年間推定放出水量（廃液発生量）及び放出放射エネルギーを評価した。

評価結果を表 4.2-3 に示す。年間廃液発生量については、抽出冷却材流量の増加でほう酸回収装置の処理量が増加し、モニタタンクからの放出水量が若干増加する。また、通常運転中のほう素希釈率が若干低下することにより1次冷却材中の長半減期核種及び Cs-134 濃度が若干高くなるため、モニタタンクの放射能濃度は若干上昇し、モニタタンクからの放出放射エネルギーは若干増加するが、その影響は軽微であり、設置許可申請書に記載されている年間放出放射エネルギーは変わらない。

(3) トリチウム放出量

MOX 影響評価用炉心では、1次冷却材中ほう素濃度が若干低下しているため、ほう素の中性子反応によるトリチウム生成量は若干減少する一方、炉心平均熱中性子束が高くなることにより、1次冷却材中のリチウム及び重水素の中性子反応によるトリチウム生成量は若干増加する。

年間トリチウム生成量の評価結果を表 4.2-4 に示す。上記影響のうち前者の寄与が大きいため、現行評価よりも生成量は若干減少し、設置許可申請書に記載されている年間放出量は変わらない。

以上のとおり、4.1wt%ステップ 2 燃料の使用を考慮しても年間放出放射エネルギーは同等であり、年間放出管理目標値等は変わらないことから、敷地境界外における気体廃棄物及び液体廃棄物に起因する実効線量も変わらない。

表 4.2-1 希ガスの放出量評価結果

(上段：MOX 影響評価用炉心、下段；現行 MOX 平衡炉心) (単位：Bq/y)

項目	ガス減衰タンク の排気	原子炉停止時 の原子炉格納 容器換気	原子炉格納容 器減圧時の排 気	原子炉補助建 屋等の換気	合計
放出量合計	1.6E+14	2.4E+13	9.9E+12	1.8E+14	3.7E+14
	1.6E+14	2.4E+13	1.0E+13	1.8E+14	3.7E+14

表 4.2-2 よう素の放出量評価結果

(上段：MOX 影響評価用炉心、下段；現行 MOX 平衡炉心) (単位：Bq/y)

項目 核種	原子炉停止時 の原子炉格納 容器換気	原子炉格納容 器減圧時の排 気	原子炉補助建 屋等の換気	定期検査時 のよう素	合計
I-131	2.3E+8	8.3E+8	5.1E+9	1.5E+9	7.7E+9
	2.3E+8	8.3E+8	5.1E+9	1.6E+9	7.7E+9
I-133	3.5E+8	2.0E+8	1.0E+10	—	1.0E+10
	3.5E+8	2.0E+8	1.0E+10	—	1.0E+10

表 4.2-3 液体廃棄物の年間推定放出水量及び放出放射エネルギー評価結果

項目		MOX 影響評価用 炉心	現行 MOX 平衡 炉心	設置許可申請書 年間放出量
年間放出量	廃液発生量(m ³)	約 10,200	約 10,100	—
	放出放射エネルギー(Bq)	約 3.9E+9	約 3.9E+9	3.7E+10

表 4.2-4 トリチウム放出量評価結果

MOX 影響評価用炉心	現行 MOX 平衡炉心	設置許可申請書年間放出量
5.43E+13 Bq/y	5.48E+13 Bq/y	5.55E+13 Bq/y

4.3 安全評価に対する影響評価

4.1wt%ステップ 2 燃料の使用により、評価事象、評価項目及び判定基準が変わるものではなく、本項では図 2.1 で整理した結果を踏まえ、評価条件及び評価結果に対する影響評価を行う。

なお、評価に用いる解析コードについては、濃縮度 4.1wt%燃料が適用範囲に包絡されており、現行解析コードが適用可能である。

4.3.1 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故への影響（事故時被ばく評価を除く。）

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故評価で用いている安全解析使用値は、4.1wt%ステップ 1 燃料装荷炉心からの移行炉心を含む 4.8wt%ステップ 2 燃料装荷炉心、及び 4.8wt%ステップ 2 燃料+MOX 燃料装荷炉心の評価値に基づき、保守的に設定しているものである。

ここでは、影響評価用炉心を対象に、安全解析パラメータのうち 4.1wt%ステップ 2 燃料の使用により影響を受ける可能性があるものについて、安全解析使用値への影響評価を行った。なお、取替炉心の安全性確認項目については、「4.1.2 炉心核特性への影響」で述べたように、4.1wt%ステップ 2 燃料の使用による影響はないことを確認しているため、改めてここでの評価はしていない。また、燃料エンタルピ評価等の燃料熱点解析に用いるペレット内径方向出力分布等燃料物性については、従来から 4.1wt%燃料を考慮したものを使用しており、評価への影響はない。

評価結果を表 4.3.1-1 に示す。いずれのパラメータについても現行安全解析使用値の持つ保守性が維持されている。

また、一部の評価事象については、平衡炉心あるいは平衡炉心を基にした評価用炉心を対象に、事象発生後の出力分布が歪んだ状態を保守的に考慮して DNBR 評価や PCMI 破損本数評価を行っているが、これまで述べたように、4.1wt%ステップ 2 燃料使用に伴う出力分布の相違はわずかなものであり、その影響は現行の安全評価の持つ保守性に十分包絡される。

したがって、4.1wt%ステップ 2 燃料の使用を考慮しても評価条件等を変更する必要はなく、評価結果にも影響はない。

表 4.3.1-1 安全解析に用いる値に対する 4.1wt%ステップ 2 燃料使用に伴う影響について(1/2)

項目		影響評価用炉心評価値		現行平衡炉心評価値		安全解析 使用値	評価
		ウラン炉心	MOX 炉心	ウラン炉心	MOX 炉心		
トリップ時の制御棒クラス タ挿入による反応度添加曲 線		図 4.3.1-1 参照					影響は小さく、安全解析 使用値の保守性は変わら ない。
減速材密度係数 (% $\Delta k/k(g/cc)$)	最大値	30	31	30	31	43	ウラン炉心では BOC ほ う素濃度が高くなること で最小値が小さくなる傾 向が見られるが、取替炉 心では減速材温度係数が 負になるよう設計するた め、十分保守的に設定さ れている。
	最小値	1.5	6.7	4.4	6.2	0	
ドブプラ出力係数		図 4.3.1-2 参照					影響は小さく、安全解析 使用値の保守性は変わら ない。
実効遅発中性子 割合 (%)	最大値	0.57	0.52	0.58	0.53	0.75 ^{*2}	影響は小さく、安全解析 使用値の保守性は変わら ない。
	最小値	0.52	0.48	0.52	0.48	0.40 ^{*3}	
即発中性子寿命 (μsec)	最大値	13.1	9.0	12.5	9.2	21 ^{*4}	影響は小さく、安全解析 使用値の保守性は変わら ない。
	最小値	11.8	7.6	11.3	7.5	5 ^{*5}	
原子炉起動時における制御 棒の異常な引き抜き F_Q		3.03	3.33	3.14	3.52	4.24	燃料配置に依存するが影 響は小さく、安全解析使 用値の保守性は変わらな い。
プラ ント 起 動 時 異 常 な 希 釈	燃料取替停止ほう 素濃度 ^{*1} (ppm)	2,041	2,054	2,057	2,138	4,400	影響は小さく、安全解析 使用値の保守性は変わら ない。
	臨界ほう素濃度 ^{*1} (ppm)	1,473	1,347	1,462	1,390	1,800	ウラン炉心では BOC ほ う素濃度が高くなる傾向 が見られるが、安全解析 使用値は十分保守的に設 定されている。

*1 核的不確定性を含む。

*2 制御棒飛び出し解析用として、サイクル初期において、ウラン炉心は 0.48 以上、MOX 炉心は 0.43 以上を確認する。

*3 制御棒飛び出し解析用として、サイクル末期において、ウラン炉心は 0.43 以上、MOX 炉心は 0.40 以上を確認する。

*4 制御棒飛び出し解析用として、サイクル末期において、ウラン炉心は 9 以上、MOX 炉心は 6 以上を確認する。

*5 制御棒飛び出し解析用として、サイクル初期において、ウラン炉心は 9 以上、MOX 炉心は 5 以上を確認する。

表 4.3.1-1 安全解析に用いる値に対する 4.1wt%ステップ 2 燃料使用に伴う影響について(2/2)

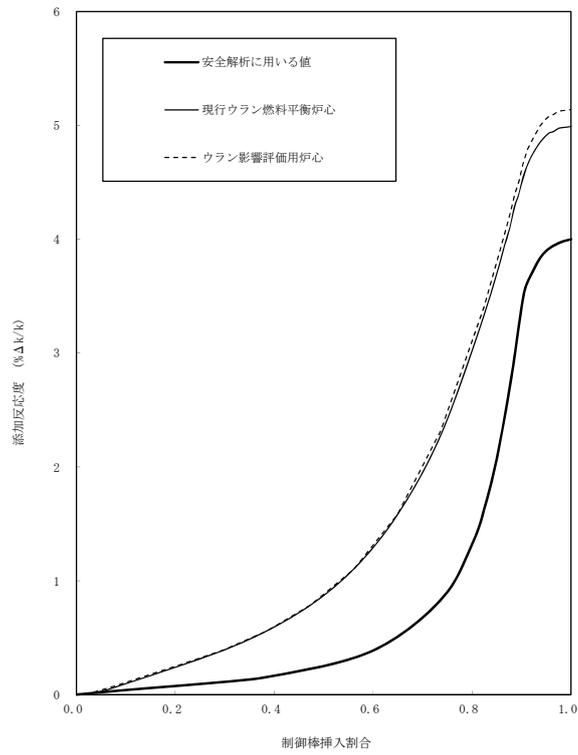
項目		影響評価用炉心評価値		現行平衡炉心評価値		安全解析 使用値	評価
		ウラン炉心	MOX 炉心	ウラン炉心	MOX 炉心		
出力運転時異常な希釈	初期ほう素濃度*6 (ppm)	1,753	1,530	1,640	1,578	2,000	ウラン炉心では BOC ほう素濃度が高くなる傾向が見られるが、安全解析使用値は十分保守的に設定されている。
	ほう素値 ($10^5(\Delta k/k)/ppm$)	-6.6	-5.4	-6.3	-5.2	-10	絶対値が大きくなる傾向が見られるが影響は小さく、安全解析使用値の保守性は変わらない。
2 次系の異常な減圧 / 主蒸気管破断	減速材密度反応度欠損	図 4.3.1-3 参照					EOC ではほう素濃度が同等のため影響は小さく、安全解析使用値の保守性は変わらない。
	ほう素値*7 ($10^5(\Delta k/k)/ppm$)	-8.8	-7.3	-8.3	-6.2	-5.3	絶対値が大きくなる傾向が見られるため、安全解析使用値の保守性は変わらない。
	ドップラ出力欠損	図 4.3.1-4 参照					大きくなる傾向が見られるため、安全解析使用値の保守性は変わらない。
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動ほう素値*8 ($10^5(\Delta k/k)/ppm$)		-7.9	-6.2	-7.5	-6.1	-16	絶対値が大きくなる傾向が見られるが影響は小さく、安全解析使用値の保守性は変わらない。
原子炉冷却材喪失	減速材密度係数	安全解析使用値は、保守的に通常運転時に 0 となるほう素濃度でかつ全炉心新燃料との仮想的な条件での評価結果を基に更に保守性を考慮しており、十分保守的に設定されている。					
	高温炉心半径方向ピーキング係数	安全解析使用値は、 $F_{\Delta H}^N$ 制限値に基づき設定しており、集合体内出力分布は影響を受けるものではないため、保守性は変わらない。					
崩壊熱	高温点評価用炉心平均評価用	ウラン燃料の崩壊熱はウラン濃縮度 4.0~5.0wt% のステップ 2 燃料を包絡する崩壊熱曲線を使用しているため、影響はない。					

*6 核的不確定性を含む。

*7 EOC ほう素濃度 300ppm、減速材密度 0.85g/cm³における値

*8 EOC,HZP における値

(1) ウラン影響評価用炉心



(2) MOX 影響評価用炉心

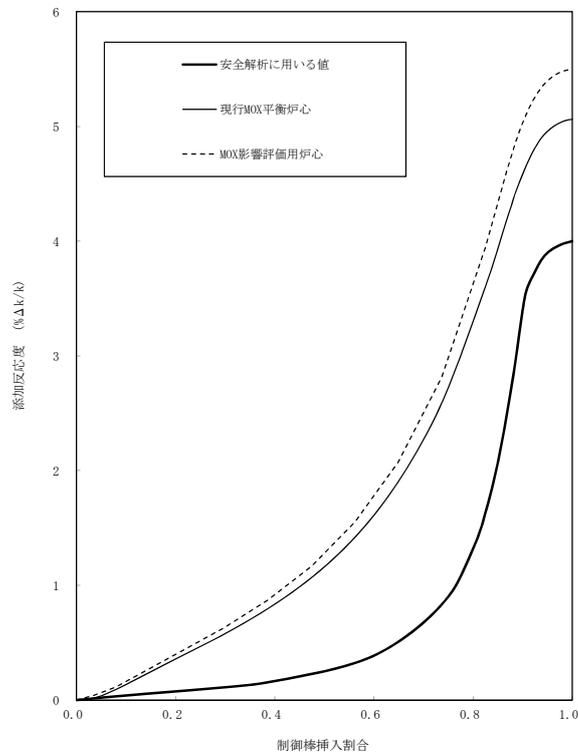


図 4.3.1-1 トリップ時の制御棒クラス挿入による反応度添加曲線

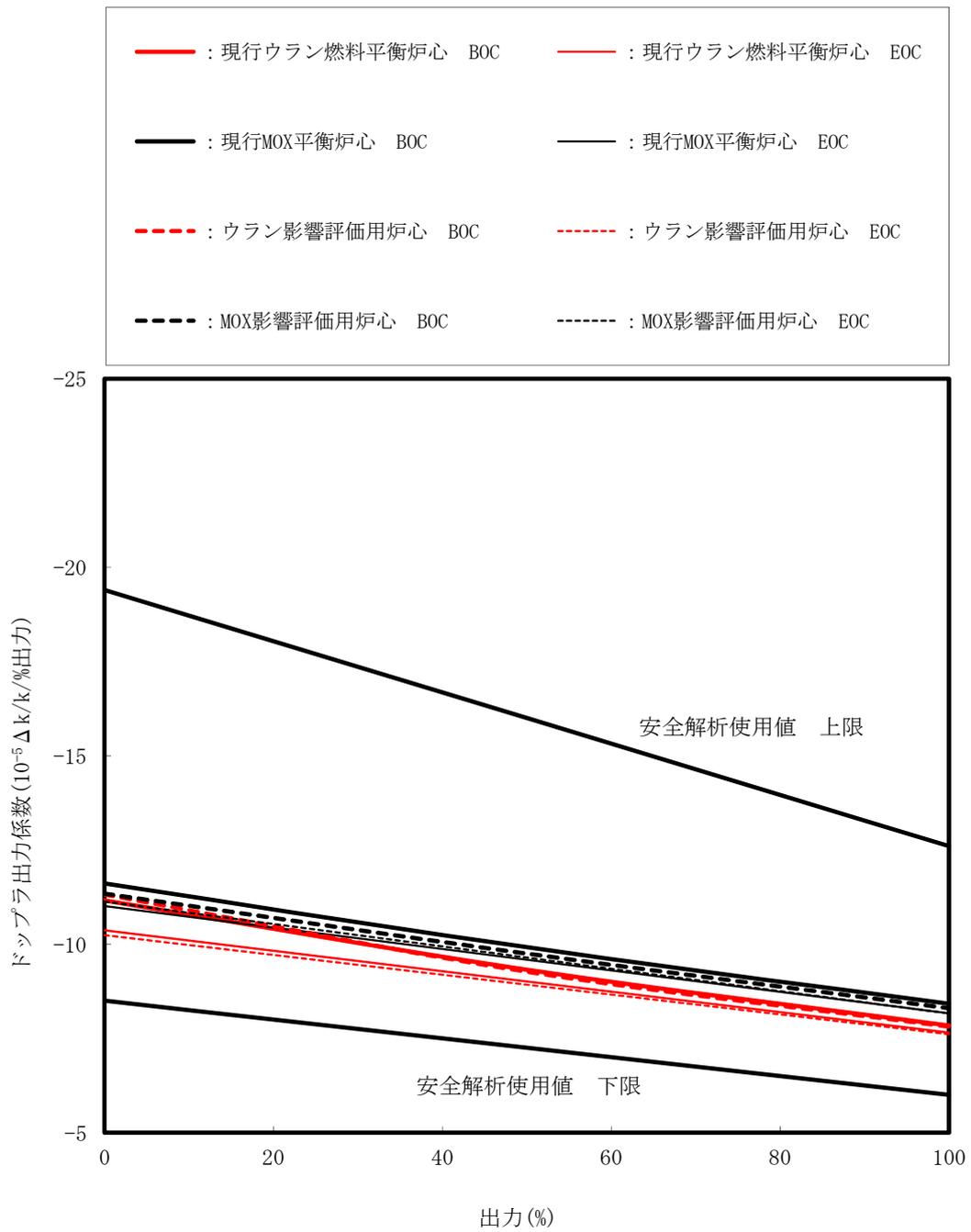


図 4.3.1-2 ドップラ出力係数

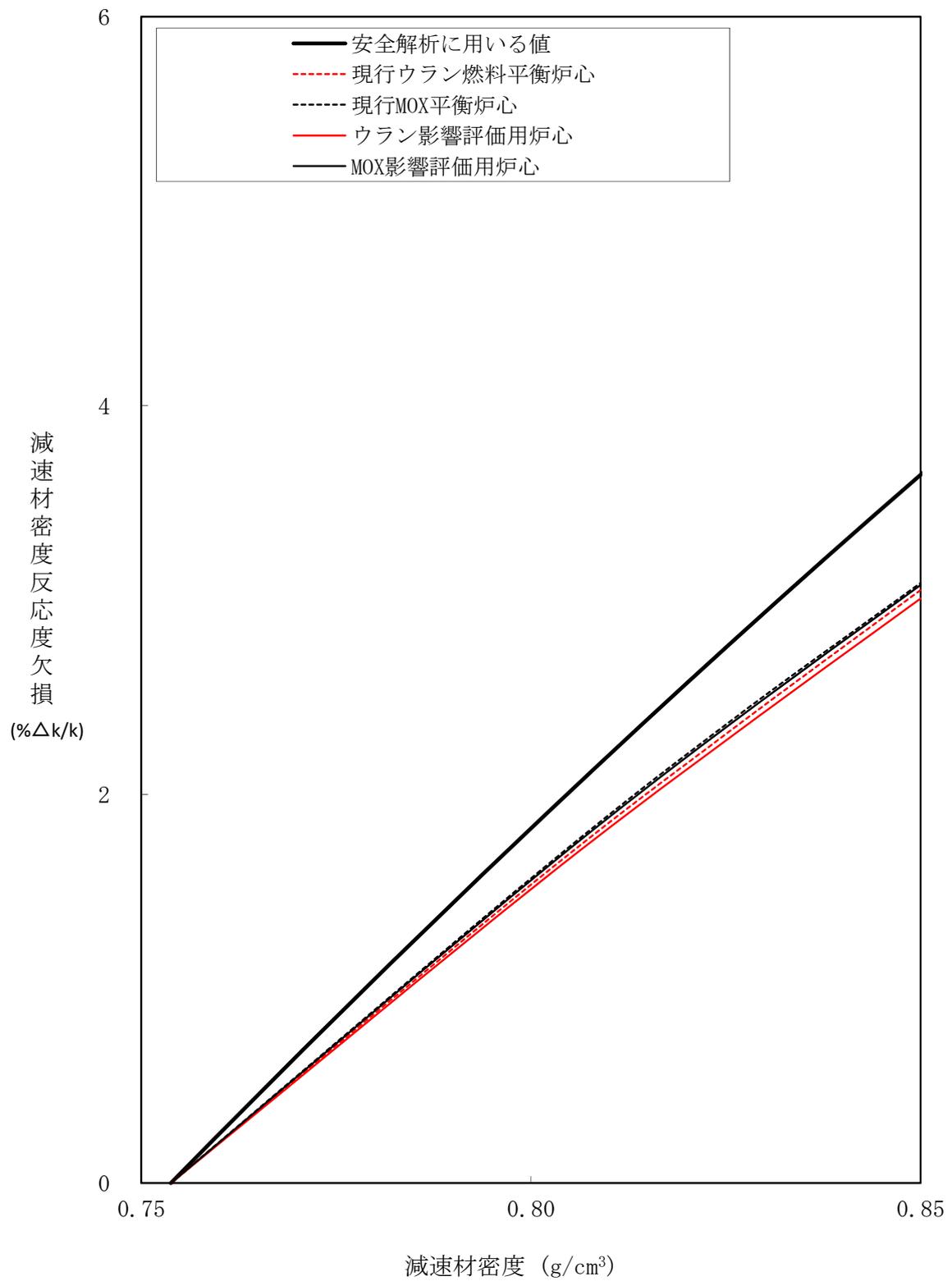


図 4.3.1-3 過冷却事象評価用減速材密度反応度欠損

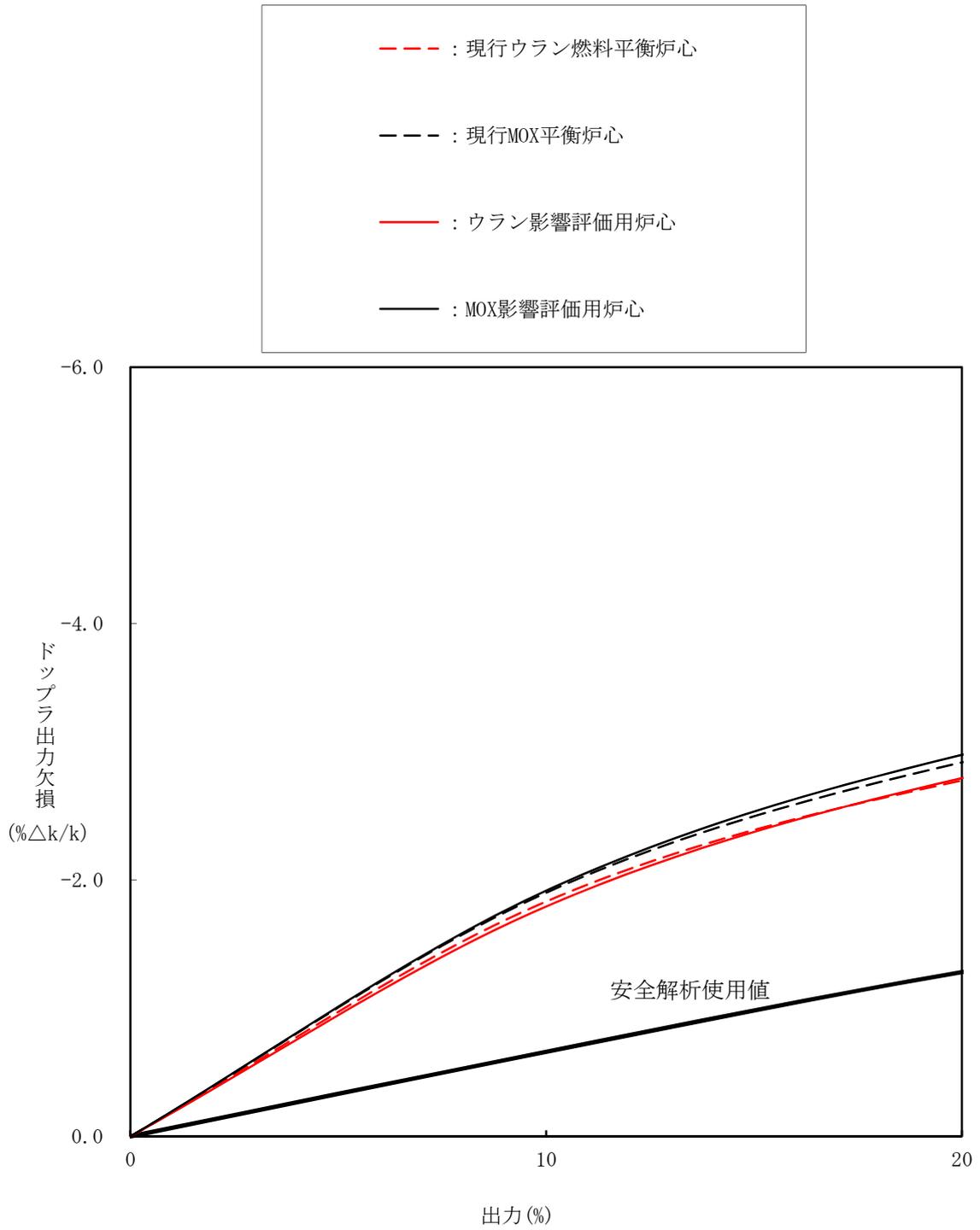


図 4.3.1-4 過冷却事象評価用ドップラ出力欠損

4.3.2 事故時被ばく評価への影響

事故時被ばく評価に使用する炉心内蓄積量や1次冷却材中放射能濃度について、4.1wt%ステップ2燃料使用に伴う影響を評価し、事故時被ばく評価への影響を検討する。

(1) 炉心内蓄積量

「原子炉冷却材喪失」や「制御棒飛び出し」等の事故時被ばく評価で用いる炉心内蓄積量は、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、最高運転時間は保守的に40,000時間として評価している。4.1wt%ステップ2燃料を使用しても集合体最高燃焼度や燃料取替体数は変わらず、最高運転時間は現行評価で用いている40,000時間に包絡されており、評価に用いる炉心内蓄積量への影響はない。

なお、燃料ギャップ中へのFPガス放出率についても、燃料温度が同等であるためウラン濃縮度に依らず、現行評価で用いている炉心内蓄積量に対する燃料ギャップ放射能割合は変わらない。

(2) 1次冷却材中放射能濃度

「蒸気発生器伝熱管破損」や「放射性気体廃棄物処理施設の破損」の事故時被ばく評価で用いる1次冷却材中放射能濃度は、上記と同様、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評価している。4.1wt%ステップ2燃料の使用を考慮した場合、冷却材抽出量や炉内平均熱中性子束が変わるため、その結果1次冷却材中放射能濃度は影響を受ける。

燃料被覆管欠陥率1%を用いて計算したMOX影響評価用炉心に対する1次冷却材中蓄積量評価結果を表4.3.2に示す。核種ごとにみれば、希ガスでわずかに増減しているものもあるがほぼ同等であり、希ガス合計値及びよう素合計値も同等である。

また、「蒸気発生器伝熱管破損」評価において考慮する原子炉圧力低下に伴う損傷燃料棒からの1次冷却材中への追加放出量についても、(1)のとおり炉心内蓄積量が変わらないため、現行MOX平衡炉心の評価結果（よう素合計値： $1.2 \times 10^{15}\text{Bq}$ 、希ガス合計値： $3.3 \times 10^{15}\text{Bq}$ ）と変わらない。

「4.3.1 事故時被ばく評価を除く運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故への影響（事故時被ばく評価を除く。）」で述べたように4.1wt%ステップ2燃料の使用に伴い事故進展に影響がなく、放出経路も変わらないこと、及び炉心内蓄積量や1次冷却材中放射能濃度についても現行評価と同等であることから、4.1wt%ステップ2燃料使用に伴う事故時被ばく評価への影響がないことが確認できる。

表 4.3.2 1次冷却材中蓄積量評価結果

(単位：Bq)

核種	MOX 影響評価用炉心	現行 MOX 平衡炉心
Kr-83m	1.41E+10	1.41E+10
Kr-85m	4.36E+12	4.36E+12
Kr-85	6.13E+11	6.09E+11
Kr-87	1.29E+13	1.29E+13
Kr-88	9.15E+13	9.15E+13
Xe-131m	8.38E+11	8.37E+11
Xe-133m	1.87E+12	1.87E+12
Xe-133	1.56E+14	1.56E+14
Xe-135m	3.68E+12	3.68E+12
Xe-135	2.28E+13	2.31E+13
Xe-138	9.78E+12	9.78E+12
希ガス合計	3.04E+14	3.05E+14
I-131	8.70E+12	8.70E+12
I-132	4.62E+12	4.62E+12
I-133	1.70E+13	1.70E+13
I-134	3.52E+12	3.52E+12
I-135	1.11E+13	1.11E+13
よう素合計	4.50E+13	4.50E+13

4.3.3 重大事故等時評価への影響

重大事故等時の有効性評価の評価条件のうち、4.1wt%ステップ 2 燃料の使用により影響を受ける可能性があるもので、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価で用いている安全解析使用値と異なる値を使っているなど有効性評価特有の評価条件について、影響評価を行う。

(1) 核的パラメータ

即発中性子寿命、実効遅発中性子割合、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こととしており、これまで評価してきたとおり、4.1wt%ステップ 2 燃料を使用しても影響はほとんどない。

有効性評価特有の評価条件である以下のパラメータについて、4.1wt%ステップ 2 燃料の使用による影響を確認する。

a. 「原子炉停止機能喪失」事象評価における減速材温度係数

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のうち「原子炉停止機能喪失」における 1 次系圧力評価では、1 次系圧力上昇へ最も影響の大きい減速材温度係数について、負の反応度帰還効果が小さくなるよう減速材温度係数の初期条件を $-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$ に設定しているため、これへの影響を評価した。

表 4.3.3-1 に影響評価用炉心のサイクル初期高温全出力時の減速材温度係数評価結果を示す。ウラン影響評価用炉心ではほう素濃度が若干高いことから減速材温度係数が若干正側の評価結果となっているものの、いずれも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ても、現行評価条件の初期値が保守的に設定されている。

b. 運転停止中「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」事象評価における未臨界性評価

運転停止中の原子炉における「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」事象における未臨界性評価では、事象進展により炉心冷却材密度が低下した場合の炉心反応度変化量を大きく評価するため、ほう素値が大きい現行ウラン平衡炉心の評価値を用いている。

4.1wt%ステップ 2 燃料の使用によりほう素値は若干大きくなる傾向にあるため、事象進展による正の反応度変化量は大きくなる傾向となるが、一方で事象発生前の初期状態における未臨界度も大きくなる。また、炉心冷却材密度の低下量を保守的に設定するなど他の評価条件の保守性を考慮すると、ほう素値に若干の差異が生じたとしても事象発生後の最大の炉心反応度の現行評価値約 $-10\%\Delta k/k$ への影響は軽微であり、十分な未臨界度が確保されている。

(2) 崩壊熱

a. 炉心崩壊熱

有効性評価に用いる炉心崩壊熱のうち、炉心高温点評価用崩壊熱については、4.3.1

項で確認した崩壊熱曲線と同様に、ウラン濃縮度 4.0～5.0wt%のステップ 2 燃料を包絡する崩壊熱曲線を使用しているため、4.1wt%ステップ 2 燃料の使用による影響はない。

炉心平均評価用崩壊熱については、有効性評価ではウラン燃料は 4.8wt%ステップ 2 燃料を適用範囲として設定しているため、4.1wt%ステップ 2 燃料を使用した場合の包絡性を確認した。

図 4.3.3-1 に 4.1wt%ステップ 2 燃料の使用を考慮した 1/4MOX 炉心平均評価用崩壊熱評価結果を示す。現行 MOX 平衡炉心と比べわずかに高くなっているものの、有効性評価に用いている崩壊熱曲線に包絡されていることが確認できる。

b. SFP 熱負荷

有効性評価に用いている SFP 熱負荷については、設計基準事故対処設備の SFP 冷却能力評価に用いている SFP 熱負荷と同じ値 11.715MW を使用している。「4.1.5 その他設備への影響」で述べたように、4.1wt%ステップ 2 燃料の導入による影響と、新規制基準適合性に係る安全審査（設置変更許可）後の情勢変化を考慮した SFP 熱負荷は、11.715MW に包絡されている。

(3) 炉心内蓄積量

重大事故が発生した場合の放射性物質の異常な水準の放出が防止できることを確認するため、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を対象に Cs-137 の環境への放出放射エネルギーを評価している。同評価においては、Cs-137 の炉心蓄積量が多いウラン平衡炉心を対象に評価しているため、ウラン影響評価用炉心の Cs-137 炉心内蓄積量を評価した。

表 4.3.3-2 に評価結果を示すが、現行評価値と同等であり、放出経路や放出条件は変わらないことから、Cs-137 放出量への影響はほとんどない。

また、中央制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価は、内部被ばくに着目して I-131 等価換算値が大きい MOX 平衡炉心の炉心内蓄積量を用いているため、MOX 影響評価用炉心の炉心内蓄積量を評価した。

表 4.3.3-3 に評価結果を示すが、現行評価値と同等であり、被ばく線量への影響はほとんどない。

以上のことから、重大事故等時の有効性評価条件は現行と変わらないため、有効性評価結果にも影響はなく、現状の要員及び資源で重大事故等に対処できる。

表 4.3.3-1 サイクル初期高温全出力時の減速材温度係数評価結果

(単位：pcm/°C)

影響評価用炉心評価値*		現行平衡炉心評価値*		安全解析使用値
ウラン炉心	MOX 炉心	ウラン炉心	MOX 炉心	
-17.5	-28.1	-23.4	-26.8	-13

* 核的不確かさを含む。

表 4.3.3-2 Cs-137 炉心内蓄積量評価結果 (102%出力)

ウラン影響評価用炉心	現行ウラン燃料平衡炉心
3.3E+17Bq	3.3E+17Bq

表 4.3.3-3 炉心内蓄積量評価結果 (102%出力)

		MOX 影響評価用炉心	現行 MOX 平衡炉心
事故直後	γ 線エネルギー 0.5MeV 換算 (Bq)	4.2E+20	4.2E+20
	I-133 等価線量 (Bq)	6.5E+20	6.6E+20
事故後 24 時間	γ 線エネルギー 0.5MeV 換算 (Bq)	1.0E+20	1.0E+20
	I-133 等価線量 (Bq)	6.5E+20	6.5E+20

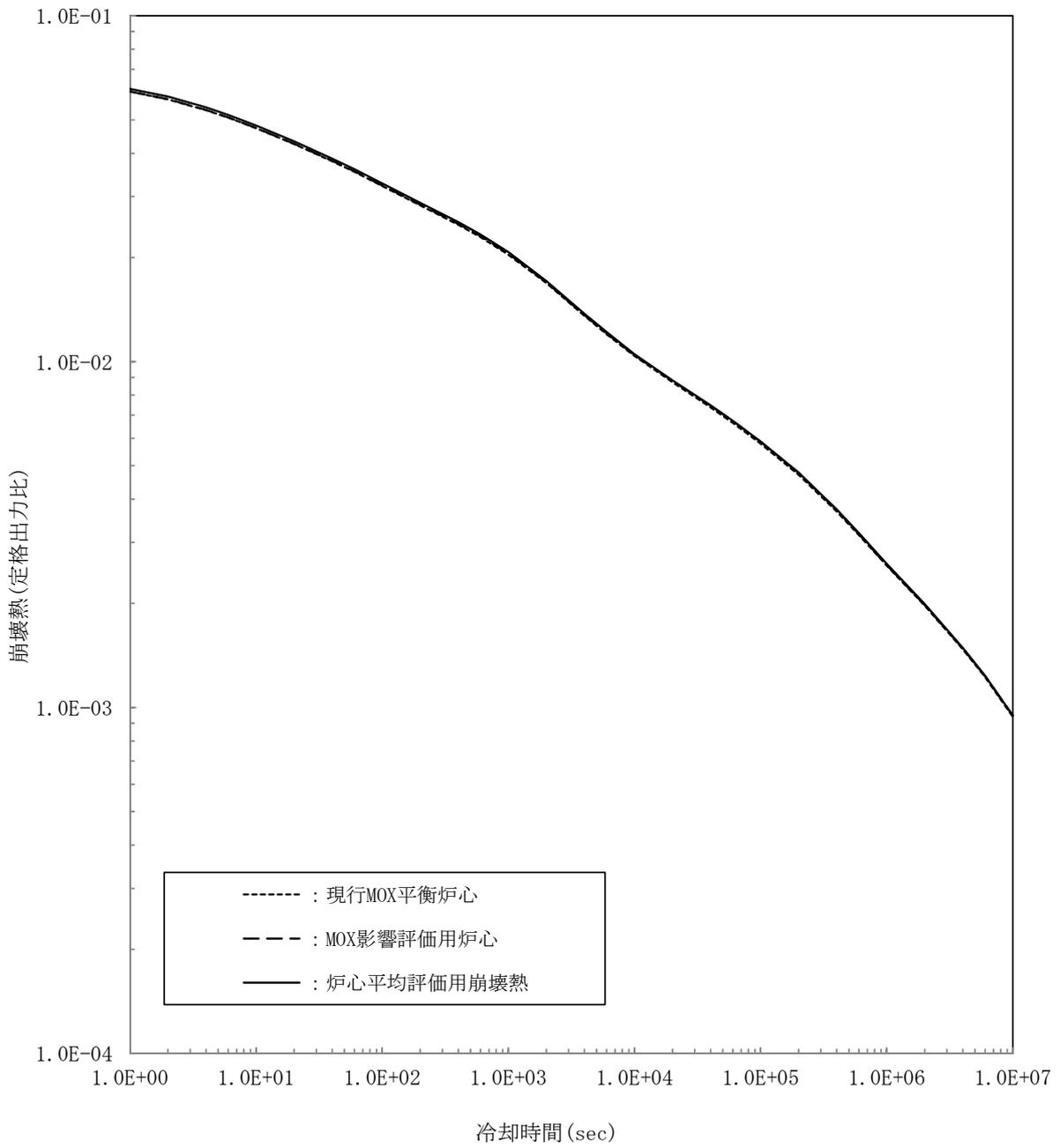


図 4.3.3-1 炉心平均評価用崩壊熱曲線 (設計拡張事象解析用)

5. まとめ

4.8wt%ステップ 2 燃料、MOX 燃料に加え、取替燃料の一部として 4.1wt%ステップ 2 燃料を使用することによる影響を評価した結果、設置許可申請書の本文記載事項に変更はなく、影響は軽微であることが確認できた。

伊方 3 号炉使用済燃料ピット熱負荷の評価について

1. はじめに

伊方発電所 3 号炉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。）本文十号の「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」の初期条件において、以下の使用済燃料ピット（以下、「SFP」という。）の熱負荷の記載がある。

・使用済燃料ピット崩壊熱は、使用済燃料ピット崩壊熱が最大となるような組み合わせで貯蔵される場合を想定して11.715MWを用いるものとする。

伊方発電所 3 号炉 SFP の熱負荷は、ウラン燃料と MOX 燃料の崩壊熱より算出しており、ウラン燃料については、4.1wt%(ステップ 1 燃料)及び 4.8wt%(ステップ 2 燃料)の崩壊熱を包絡する値を用いて評価している。今回 4.1wt%ステップ 2 燃料の導入にあたり、ウラン燃料の崩壊熱について、4.1wt%ステップ 2 燃料の崩壊熱も包絡する値に置き換え、その他の算出条件を同一とすると SFP 熱負荷は 11.805MW となるが、新規制基準適合性に係る安全審査（設置変更許可）以降の情勢変化を考慮することにより、従来の SFP 熱負荷評価値 11.715MW に包絡されることを以下に説明する。

2. SFP 熱負荷を使用している評価

SFP 熱負荷は以下の 2 つの評価に使用している。新規制基準適合性に係る安全審査（設置変更許可）では、(1) については従来から要求事項の変更がないものとして扱い、(2) については従来(1) の評価で用いていた SFP 熱負荷 11.715MW（算出条件は 3 項参照）を用いて適合性確認を行っている。

(1) 設計基準事故対処設備の SFP 冷却能力評価

「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」第 16 条第 2 項ニの要求事項に基づき、崩壊熱を十分除去できるかの観点で SFP 水温の評価を実施し、以下の基準を満足することを確認している。なお、設置許可申請書の設計基準事故対処設備の冷却能力評価の記載箇所（本文五号「ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備」）には、SFP 熱負荷の記載はない。

- ・ SFP ポンプ 2 台運転で、SFP 水温 $\leq 52^{\circ}\text{C}$
- ・ SFP ポンプ 1 台運転で、SFP 水温 $\leq 65^{\circ}\text{C}$

仮に従来の SFP 熱負荷算出条件のうちウラン燃料の崩壊熱を 4.1wt%ステップ 2 燃料の崩壊熱も包絡する値に置き換え、その他の算出条件を同一とした場合の SFP 熱負荷評価値(11.805MW)を用いても、SFP 水温は上記基準を満足している。第 1 表に評価結果を示す。

第1表 SFP 水温評価結果

SFP ポンプ 運転台数	11.805MW を用いた 場合(°C)	11.715MW を用いた 場合(従来評価)(°C)	SFP 基準温度 (°C)
2 台	49.3	49.2	≦52
1 台	58.1	57.9	≦65

(2) 重大事故に至るおそれがある事故時の SFP 冷却能力評価

「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」第 54 条の要求事項に基づき、以下の評価を行っている。

想定事故 1 (SFP 冷却機能又は注水機能の喪失) 及び想定事故 2 (SFP 冷却系配管の破断) の有効性評価において、燃料有効長頂部が冠水していること及び放射線の遮蔽が維持される水位を確保することを確認している。新規制基準適合性に係る安全審査(設置変更許可)では、より評価結果が厳しい想定事故 2 においても、事故発生から SFP 中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h に相当する水位まで低下する時間が約 1.2 日であり、事故を検知し、中型ポンプ車を配備し注水を行うまでに十分な時間余裕があることから、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽が維持できる水位を確保できることを確認している。

仮に従来の SFP 熱負荷算出条件のうちウラン燃料の崩壊熱を 4.1wt%ステップ 2 燃料の崩壊熱も包絡する値に置き換え、その他の算出条件を同一とした場合の SFP 熱負荷評価値(11.805MW)を用いても、想定事故 2 における事故発生から SFP 中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h に相当する水位まで低下する時間は、約 1.2 日と変わらない。

3. SFP 熱負荷の算出条件

新規制基準適合性に係る安全審査(設置変更許可)時の上記(2)の評価で用いた SFP 熱負荷は、以下を考慮して設定したものである。SFP 熱負荷の算出条件を第 2 表に示す。

a. SFP には、貯蔵されている燃料体等の他に、原子炉停止後に最短時間で取り出された全炉心分の燃料体が一時保管されていることとする。

- ・ SFP の熱負荷(崩壊熱)としては、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料(以下「MOX 燃料」という。)を許認可上の最大量である 1/4 炉心相当(40 体)装荷する運用及び 1、2 号機使用済燃料の 3 号機 SFP への構内輸送を長期的に継続した場合を想定し、かつ、ウラン燃料より崩壊熱の高い MOX 燃料を選択的に SFP に貯蔵したと仮定し、最も崩壊熱が高くなる条件を考慮する。使用済燃料の崩壊熱の評価条件として、崩壊熱が高くなるように燃料取り出し直後の状態を考慮する。

- ・ 原子炉を停止してから SFP への燃料体の取り出しが完了するまでの期間は、施設定期検査の主要工程及び実績を踏まえて保守的に 7.5 日とする(定期検査主要工程を第 1 図に、至近 5 回の定期検査における燃料取出完了までの期間(実績)を第 3 表に示す。)

- ・ 施設定期検査ごとに約 1/3 炉心分の使用済燃料が SFP に取り出されるものとする。

b. 使用済燃料の崩壊熱については、燃料組成、燃焼度等を考慮して設計に基づき適正に評価する。

- ・ 1 サイクルの運転期間は、運転期間が短い場合、炉心から取り出される燃料集合体の平均燃焼

度は小さくなり崩壊熱は小さくなることから、伊方発電所原子炉施設保安規定（以下、「保安規定」という。）に定める上限の運転期間である13ヶ月とする。使用済燃料の燃焼度は、保守的に設計上の最高燃焼度とし、第2表のとおりとする。

- ・停止期間は、実績を踏まえて保守的に30日とする。

これらの方針のもとSFP熱負荷を評価した結果を第4表に示す。

上記評価条件は、伊方3号機MOX燃料導入時の原子炉設置変更許可申請（平成16年11月申請）安全審査における算出条件から変更していない。

第2表 SFP熱負荷算出条件（従来の評価）

○ウラン燃料崩壊熱	
・燃料濃縮度	4.1wt%(ステップ1燃料)、4.8wt%(ステップ2燃料)
・線出力密度	17.1kW/m (3号機)、20.4 kW/m (1、2号機)
・照射履歴	上記線出力密度にて連続照射（中間停止は考慮せず）
・評価燃焼度	16、32、48GWd/t (ステップ1燃料) 18、37、55GWd/t (ステップ2燃料)
○MOX燃料崩壊熱	
・Pu含有率	10.9wt% (Pu-f富化度:7.0wt%)
・Pu組成	低Pu組成：Pu-238/Pu-239/Pu-240/Pu-241/Pu-242/Am-241 =2.1/54.5/25.0/9.3/6.4/2.7wt%
・線出力密度	17.1kW/m
・照射履歴	上記線出力密度にて連続照射（中間停止は考慮せず）
・評価燃焼度	15、35、45GWd/t ^(注)
○その他の条件	
・運転期間	13ヶ月
・停止期間	30日
・燃料取出期間	7.5日

(注)：MOX燃料は、2回照射で取り出されることも想定され、その場合は燃料有効活用の観点から、取り出し時の燃焼度が30GWd/tを超えることも考えられることから、2回照射MOX燃料の燃焼度は最高燃焼度の2/3である30GWd/tより高めの35GWd/tに設定している。なお、安全審査等での評価に用いたMOX燃料平衡炉心における2回照射取出MOX燃料の燃焼度は、33.9GWd/t（代表組成）、34.1GWd/t（低Pu組成）、32.7GWd/t（高Pu組成）であり、35GWd/tに包絡されている。

第3表 至近5回の定期検査における燃料取出完了までの期間（実績）

定検回数	燃料取出完了までの期間
第13回定検	9.5日
第12回定検	8.5日
第11回定検	9.8日
第10回定検	8.5日
第9回定検	10.7日

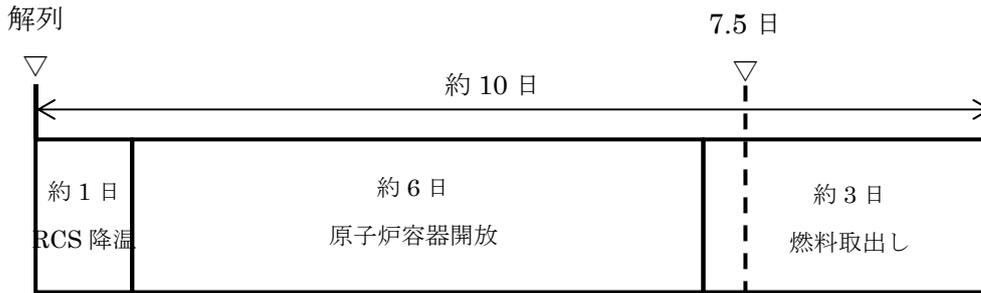
第4表 SFPの崩壊熱の評価結果（従来の評価）

取出燃料	冷却期間	MOX燃料		ウラン燃料		伊方1、2号機燃料		
		燃料体数	崩壊熱 (MW)	燃料体数	崩壊熱 (MW)	冷却期間	燃料体数	崩壊熱 (MW)
定検時取出燃料1	7.5日	16体	0.955	39体	1.670	—	—	—
定検時取出燃料2	7.5日	16体	1.084	39体	1.810	—	—	—
定検時取出燃料3	7.5日	8体	0.557	39体	1.941	—	—	—
1サイクル冷却済燃料	1×(13ヶ月+30日)+7.5日	16体 ^{※1}	0.171	39体	0.229	—	—	—
2サイクル冷却済燃料	2×(13ヶ月+30日)+7.5日	16体 ^{※1}	0.085	39体	0.124	2年	40体×2	0.126×2
3サイクル冷却済燃料	3×(13ヶ月+30日)+7.5日	16体 ^{※1}	0.061	39体	0.081	1×(13ヶ月+30日)+2年	40体×2	0.083×2
4サイクル冷却済燃料	4×(13ヶ月+30日)+7.5日	16体 ^{※1}	0.051	39体	0.062	2×(13ヶ月+30日)+2年	40体×2	0.058×2
5サイクル冷却済燃料	5×(13ヶ月+30日)+7.5日	16体 ^{※1}	0.048	39体	0.052	3×(13ヶ月+30日)+2年	40体×2	0.049×2
6サイクル冷却済燃料	6×(13ヶ月+30日)+7.5日	16体 ^{※1}	0.045	5体	0.006	—	—	—
7サイクル冷却済燃料	7×(13ヶ月+30日)+7.5日	16体 ^{※1}	0.044	—	—	—	—	—
・・・	・・・	・・・	・・・	—	—	—	—	—
68サイクル冷却済燃料	68×(13ヶ月+30日)+7.5日	16体 ^{※1}	0.020	—	—	—	—	—
69サイクル冷却済燃料	69×(13ヶ月+30日)+7.5日	8体 ^{※2}	0.010	—	—	—	—	—
・・・	・・・	・・・	・・・	—	—	—	—	—
73サイクル冷却済燃料	73×(13ヶ月+30日)+7.5日	8体 ^{※2}	0.010	—	—	—	—	—
小計	—	1,168体	5.108	317体	5.975	—	320体	0.632
合計	燃料体数	1,805体 ^{※3}		崩壊熱 (MW)		11.715		

※1：2回照射MOX燃料8体、3回照射MOX燃料8体。

※2：3回照射MOX燃料8体。

※3：伊方3号機のSFPの燃料保管容量は1,805体。



第1図 定期検査主要工程表

4. 新規制基準適合性に係る安全審査（設置変更許可）時点からの情勢変化

(1) 原子炉格納容器機器ハッチの運用変更

原子炉停止後から燃料取出開始までの期間に、原子炉容器開放に必要な作業用工具等を原子炉格納容器内に搬入するため、原子炉格納容器機器ハッチ（以下、「機器ハッチ」という。）を開閉する必要がある。

従来の保安規定では、機器ハッチの運用について、燃料移動中以外は開放可能とし、燃料移動中においては4つ以上のボルトで閉止していること等を規定していた。

新規制基準下では、従来は考慮していなかった運転停止中における重大事故等の発生による原子炉内の燃料損傷防止対策の想定が必要となった。このため、

- ・ RCS の冷却機能が喪失し RCS 水の蒸散が開始するまでに機器ハッチを閉止できる等の条件を満足したときに限り、機器ハッチの開放を許容すること
- ・ 重大事故等発生時における原子炉格納容器の内封機能を維持するため、機器ハッチは全ボルトで閉止すること

とし、その旨を保安規定に規定した。保安規定変更前後の機器ハッチ開放可能期間に係る比較を第2図に示す。

この変更により、加圧器水位が10～30%となるまで機器ハッチを開放することができなくなり、RCS 水位低下作業を機器ハッチ開放のために一旦中断する必要が生じるとともに、第3図に示すとおり、機器ハッチ開放時期が従来に比べて1日以上遅れることとなる。このことから、原子炉容器開放準備に着手できるのが1日以上遅れ、原子炉停止から燃料取出完了までの期間が従来から1日以上長くなる。

以上のことから、SFP 熱負荷の評価にあたっては、ウラン燃料の崩壊熱を 4.1wt%ステップ 2 燃料の崩壊熱も包絡する値に置き換えるとともに、上記の機器ハッチ開放時期の変更に伴う期間延長を保守的に 0.5 日見込み、原子炉停止から燃料取出完了までの期間 7.5 日の条件を 8.0 日に変更する。

算出条件と評価結果をそれぞれ第5表と第6表に示す。評価結果は従来の SFP 熱負荷評価値 11.715MW に包絡されている。

第5表 SFP 熱負荷の算出条件 (4.1wt%ステップ2燃料及び機器ハッチ運用変更を考慮)

(下線部が従来評価から変更した箇所)

○ウラン燃料崩壊熱	
・燃料濃縮度	4.1wt%(ステップ1燃料)、4.8wt%(ステップ2燃料)、 <u>4.1wt%(ステップ2燃料)</u>
・線出力密度	17.1kW/m (3号機)、20.4 kW/m (1、2号機)
・照射履歴	上記線出力密度にて連続照射 (中間停止は考慮せず)
・評価燃焼度	16、32、48GWd/t (ステップ1燃料) 18、37、55GWd/t (ステップ2燃料)
○MOX燃料崩壊熱	
・Pu含有率	10.9wt% (Pu-f富化度:7.0wt%)
・Pu組成	低Pu組成 : Pu-238/Pu-239/Pu-240/Pu-241/Pu-242/Am-241 =2.1/54.5/25.0/9.3/6.4/2.7wt%
・線出力密度	17.1kW/m
・照射履歴	上記線出力密度にて連続照射 (中間停止は考慮せず)
・評価燃焼度	15、35、45GWd/t ^(注)
○その他の条件	
・運転期間	13ヶ月
・停止期間	30日
・燃料取出期間	<u>8.0日</u>

(注) : MOX燃料は、2回照射で取り出されることも想定され、その場合は燃料有効活用の観点から、取り出し時の燃焼度が30GWd/tを超えることも考えられることから、2回照射MOX燃料の燃焼度は最高燃焼度の2/3である30GWd/tより高めの35GWd/tに設定している。なお、2回照射取出MOX燃料の燃焼度は、4.1wt%ステップ2燃料を使用したMOX影響評価用炉心で33.7GWd/tであり、35GWd/tに包絡されている。

第6表 SFPの崩壊熱の評価結果（4.1wt%ステップ2燃料及び機器ハッチ運用変更を考慮）

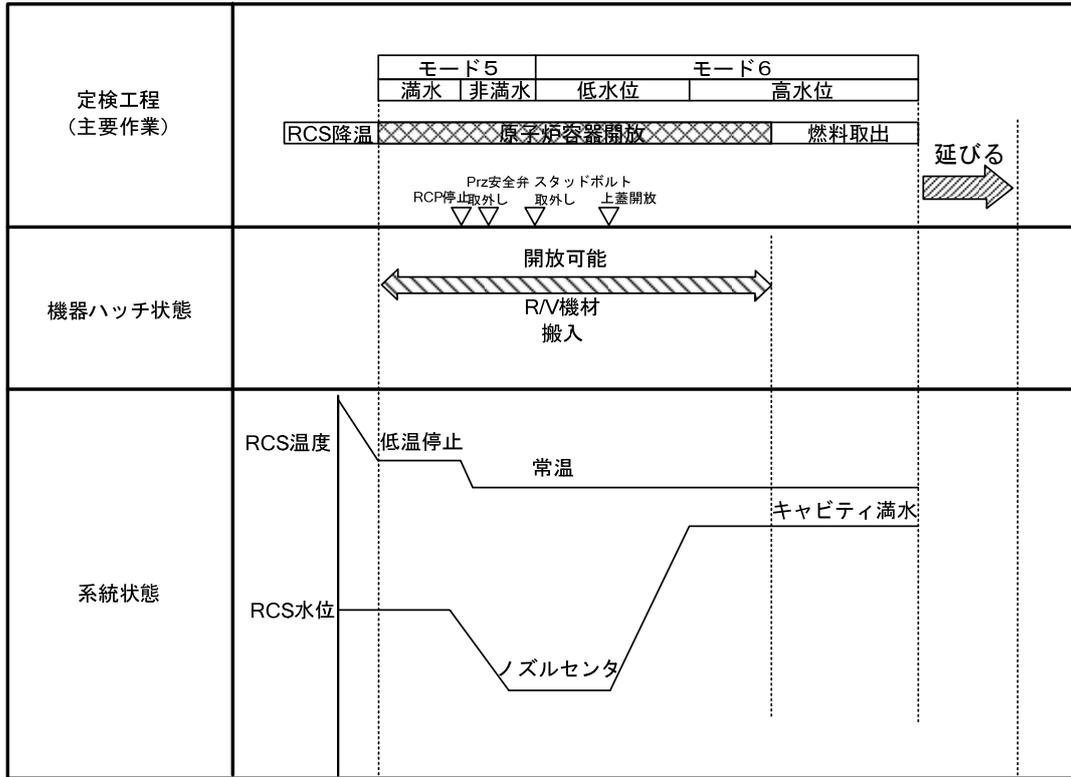
取出燃料	冷却期間	MOX燃料		ウラン燃料		伊方1、2号機燃料		
		燃料体数	崩壊熱(MW)	燃料体数	崩壊熱(MW)	冷却期間	燃料体数	崩壊熱(MW)
定検時取出燃料1	8.0日	16体	0.935	39体	1.626	—	—	—
定検時取出燃料2	8.0日	16体	1.064	39体	1.772	—	—	—
定検時取出燃料3	8.0日	8体	0.547	39体	1.905	—	—	—
1サイクル冷却済燃料	1×(13ヶ月+30日)+8.0日	16体 ^{※1}	0.171	39体	0.238	—	—	—
2サイクル冷却済燃料	2×(13ヶ月+30日)+8.0日	16体 ^{※1}	0.085	39体	0.130	2年	40体×2	0.131×2
3サイクル冷却済燃料	3×(13ヶ月+30日)+8.0日	16体 ^{※1}	0.061	39体	0.085	1×(13ヶ月+30日)+2年	40体×2	0.086×2
4サイクル冷却済燃料	4×(13ヶ月+30日)+8.0日	16体 ^{※1}	0.051	39体	0.065	2×(13ヶ月+30日)+2年	40体×2	0.062×2
5サイクル冷却済燃料	5×(13ヶ月+30日)+8.0日	16体 ^{※1}	0.048	39体	0.055	3×(13ヶ月+30日)+2年	40体×2	0.050×2
6サイクル冷却済燃料	6×(13ヶ月+30日)+8.0日	16体 ^{※1}	0.045	39体	0.049	—	—	—
7サイクル冷却済燃料	7×(13ヶ月+30日)+8.0日	16体 ^{※1}	0.044	—	—	—	—	—
...	—	—	—	—	—
66サイクル冷却済燃料	66×(13ヶ月+30日)+8.0日	16体 ^{※1}	0.022	—	—	—	—	—
67サイクル冷却済燃料	67×(13ヶ月+30日)+8.0日	16体 ^{※1}	0.020	—	—	—	—	—
68サイクル冷却済燃料	68×(13ヶ月+30日)+8.0日	16体 ^{※1}	0.020	—	—	—	—	—
69サイクル冷却済燃料	69×(13ヶ月+30日)+8.0日	6体 ^{※2}	0.008	—	—	—	—	—
小計	—	1,134体	5.016	351体	5.925	—	320体	0.658
合計	燃料体数	1,805体 ^{※3}		崩壊熱(MW)		11.599		

※1：2回照射MOX燃料8体、3回照射MOX燃料8体。

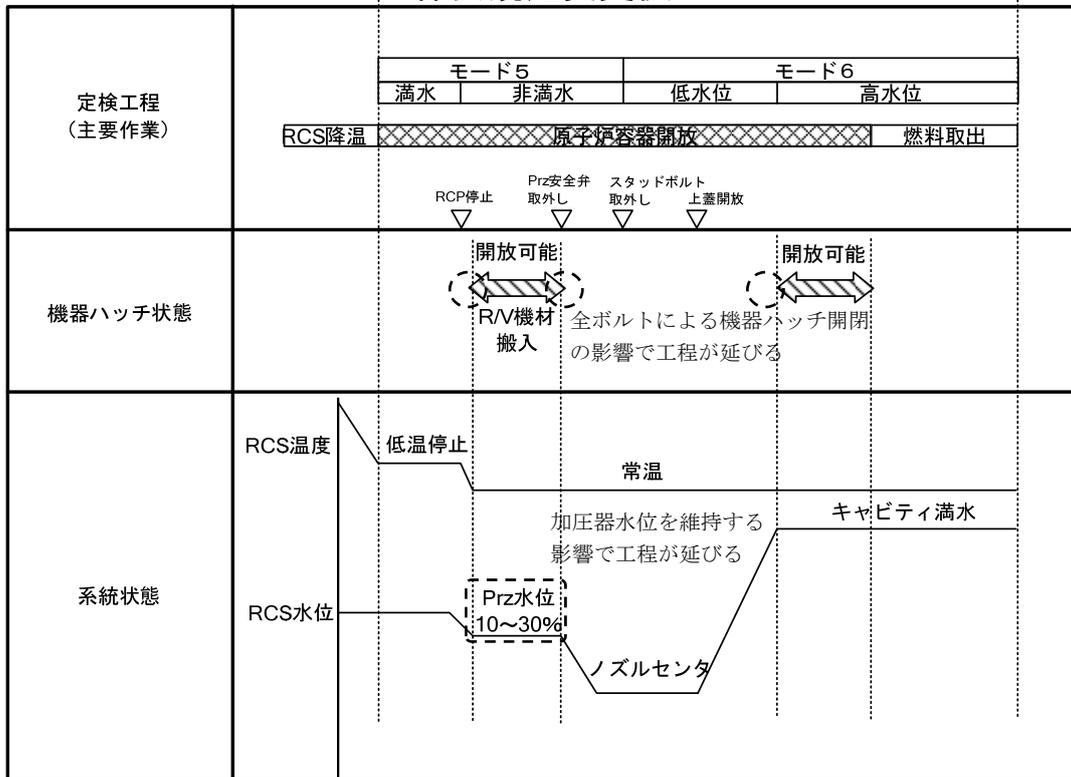
※2：3回照射MOX燃料6体。

※3：伊方3号機のSFPの燃料保管容量は1,805体。

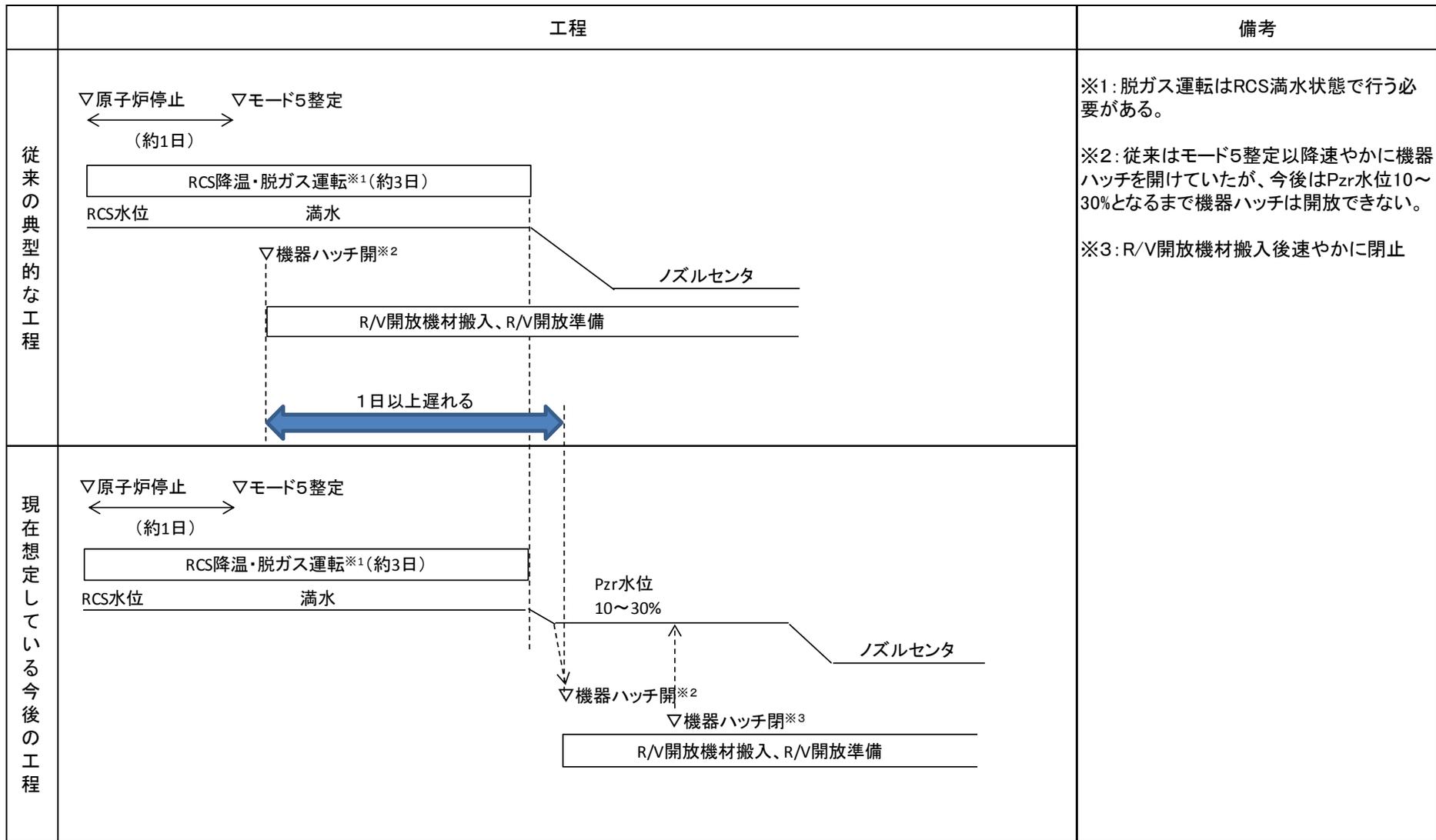
保安規定変更前



保安規定変更後



第2図 機器ハッチの開放可能期間（原子炉停止～燃料取出し完了まで）



第3図 機器ハッチ開放に係る工程

(2) 伊方1号機の廃止

従来の算出条件では伊方1号機から冷却期間が2年～2年+3サイクルまでの使用済燃料が搬入されることを考慮している。しかし、伊方1号機については現在以下の状況となっている。

- ・平成23年9月4日に定期検査に入り、以降停止している。
- ・平成28年5月10日廃止

このことから、伊方1号機の使用済燃料は現時点で5年以上冷却されており、5年以上冷却の4.8wt%燃料が継続的に搬入してくることを仮定することで十分保守的に考慮できる。(1)に加えて伊方1号機の廃止を考慮したSFP熱負荷の評価結果を、第7表に示す。それ以外の算出条件は第5表と同じである。評価結果は従来のSFP熱負荷評価値11.715MWに包絡されている。

第7表 SFPの崩壊熱の評価結果(4.1wt%ステップ2燃料、機器ハッチ運用変更及び伊方1号機廃止を考慮)

取出燃料	冷却期間	MOX燃料		ウラン燃料		伊方1、2号機燃料		
		燃料体数	崩壊熱(MW)	燃料体数	崩壊熱(MW)	冷却期間	燃料体数	崩壊熱(MW)
定検時取出燃料1	8.0日	16体	0.935	39体	1.626	—	—	—
定検時取出燃料2	8.0日	16体	1.064	39体	1.772	—	—	—
定検時取出燃料3	8.0日	8体	0.547	39体	1.905	—	—	—
1サイクル冷却済燃料	1×(13ヶ月+30日)+8.0日	16体 ^{※1}	0.171	39体	0.238	—	—	—
2サイクル冷却済燃料	2×(13ヶ月+30日)+8.0日	16体 ^{※1}	0.085	39体	0.130	2年 ^{※5}	40体 ^{※5}	0.131 ^{※5}
3サイクル冷却済燃料	3×(13ヶ月+30日)+8.0日	16体 ^{※1}	0.061	39体	0.085	1×(13ヶ月+30日)+2年 ^{※5}	40体 ^{※5}	0.086 ^{※5}
4サイクル冷却済燃料	4×(13ヶ月+30日)+8.0日	16体 ^{※1}	0.051	39体	0.065	2×(13ヶ月+30日)+2年 ^{※5}	40体 ^{※5}	0.062 ^{※5}
5サイクル冷却済燃料	5×(13ヶ月+30日)+8.0日	16体 ^{※1}	0.048	39体	0.055	5年 ^{※4} 3×(13ヶ月+30日)+2年 ^{※5}	40体 ^{※4} 40体 ^{※5}	0.052 ^{※4} 0.050 ^{※5}
6サイクル冷却済燃料	6×(13ヶ月+30日)+8.0日	16体 ^{※1}	0.045	39体	0.049	1×(13ヶ月+30日)+5年 ^{※4}	39体 ^{※4}	0.044 ^{※4}
7サイクル冷却済燃料	7×(13ヶ月+30日)+8.0日	16体 ^{※1}	0.044	39体	0.044	—	—	—
・・・	・・・	・・・	・・・	—	—	—	—	—
70サイクル冷却済燃料	70×(13ヶ月+30日)+8.0日	8体 ^{※2}	0.010	—	—	—	—	—
71サイクル冷却済燃料	71×(13ヶ月+30日)+8.0日	8体 ^{※2}	0.010	—	—	—	—	—
72サイクル冷却済燃料	72×(13ヶ月+30日)+8.0日	8体 ^{※2}	0.010	—	—	—	—	—
73サイクル冷却済燃料	73×(13ヶ月+30日)+8.0日	8体 ^{※2}	0.010	—	—	—	—	—
小計	—	1,176体	5.068	390体	5.969	—	239体	0.425
合計	燃料体数	1,805体 ^{※3}		崩壊熱(MW)		11.462		

※1：2回照射MOX燃料8体、3回照射MOX燃料8体。

※2：3回照射MOX燃料8体。

※3：伊方3号機のSFPの燃料保管容量は1,805体。

※4：伊方1号機燃料

※5：伊方2号機燃料

(3) まとめ

4.1wt%ステップ2燃料の使用にあたり、従来のSFP熱負荷算出条件のうちウラン燃料の崩壊熱を4.1wt%ステップ2燃料の崩壊熱も包絡する値に置き換え、かつ新規制基準適合性に係る安全審査（設置変更許可）以降の情勢変化を取り込み、SFP熱負荷を評価した。

評価結果を第8表に示すが、従来使用しているSFP熱負荷に十分包絡されることから、現行の設置許可申請書本文記載値を変更する必要はない。

第8表 SFP熱負荷の評価結果

現行有効性評価使用値	影響評価における再評価値 (4.1wt%ステップ2燃料 +機器ハッチ運用変更 +伊方1号機廃止考慮)
11.715MW	11.462MW

以上