

2022年12月1日  
関西電力株式会社  
四国電力株式会社  
九州電力株式会社

高浜3,4号炉、伊方3号炉及び玄海3号炉における  
国産MOX燃料の利用について

1. はじめに

我が国は、使用済燃料を再処理し、回収されるプルトニウム等を有効利用する核燃料サイクルの推進を基本の方針としている。MOX燃料工場は2024年度上期に竣工する予定であり、国内MOX燃料工場竣工後の各発電所導入スケジュールは今後具体化していくこととしているが、国内MOX燃料工場において製造されたMOX燃料は、国内のプルサーマル炉において装荷される予定である。(別紙1参照)

国産MOX燃料のPu含有率や集合体の基本設計は、装荷実績のある海外MOX燃料と同じ設計であるものの、製造工程の違いにより、国産MOX燃料には、海外MOX燃料に含まれていないウラン同位体 $^{234}\text{U}$ 、 $^{236}\text{U}$ 等(以下、本資料において「回収ウラン」という)が微量含まれている。

過去、日本においては核燃料サイクルの中で回収されたウランを天然ウランと同様に燃料製造し、利用した実績がある。このとき、回収ウランの特徴を考慮した影響を事前確認の上、設置変更許可、工事計画認可及び燃料体設計認可の申請は不要であると当時の旧通商産業省殿により認められている。

今回、国内のプルサーマル炉で国産MOX燃料の使用を開始するにあたり、回収ウランの特徴を踏まえ、炉心核特性への影響、炉心崩壊熱、SFP熱負荷値への影響、燃料取扱・貯蔵に係る影響および燃料機械設計への影響について、現時点で稼働しているMOX既許可炉を対象に検討した。

検討の結果、回収ウランによる影響は軽微であり、既許可条件である炉心崩壊熱あるいはSFPの熱負荷値等を許可範囲から逸脱しない、あるいは、逸脱しないように運用段階で管理していくことが十分に可能であることを確認した。

このため、今後の国産MOX燃料の使用においても、従前と同様に設置変更許可申請は不要である  
と考える。

## 2. 回収ウランの特徴

ウラン燃料を照射すると $^{235}\text{U}$ が核分裂反応により減少する一方で、ウラン同位体 ( $^{234}\text{U}$ 、 $^{236}\text{U}$ 等)、核分裂生成物(FP)等の核種が生成される。これらの核種は核分裂に寄与するものではない。

国産 MOX 燃料は、海外 MOX 燃料と比較し、未照射の段階からこれらの非核分裂性かつ中性子吸収効果大きいウラン同位体を微量に含んだ燃料である。

これらのウラン同位体をわずかに含んだ回収ウランの特徴とその影響程度は、以下のとおり。

- ・ $^{234}\text{U}$ 、 $^{236}\text{U}$  は中性子吸収効果が大きく、燃料の反応度をわずかに低下させる。
    - 炉心核特性への影響
    - 燃料機械設計への影響
  - ・ $^{236}\text{U}$  の中性子吸収により崩壊熱の高い $^{237}\text{U}$ 等が増加し、燃料体の崩壊熱がわずかに増大する。
    - 炉心崩壊熱、SFP 熱負荷値への影響
  - ・ $^{232}\text{U}$  の娘核種が高エネルギーの $\gamma$ 線を発するため、線量がわずかに上昇する。
    - 燃料取扱・貯蔵に係る影響
- (ただし、国産 MOX 燃料には $^{232}\text{U}$ がほとんど含まれないため線量影響は無視できる。)

### 3. ウラン同位体による影響の既許可上の考慮

天然ウランから製造した通常ウラン燃料であっても、照射によって  $^{234}\text{U}$ 、 $^{236}\text{U}$  等のウラン同位体が生成され、許認可ではこれら核種の影響は燃料の照射開始から使用済燃料となるまでの特性変化として炉心設計や崩壊熱計算において考慮されている。これは MOX 燃料においても同じである。

国産 MOX 燃料は、照射開始時点からこれら核種がわずかに含まれる点が海外 MOX 燃料と異なるが、炉心設計や崩壊熱計算において考慮されている。MOX 燃料においても同じように考慮しているため、国産 MOX 燃料にこれら核種がわずかに含まれる影響は小さい。

### 4. 回収ウランによる影響

上記の回収ウランの特徴を踏まえて、回収ウランを含む国産 MOX 燃料導入による既許可への影響を確認した。各プラントの結果を別添 1～3 に示す。

なお、影響評価では、ウランの同位体について、  
 想定した保守的な設定としており、実際の回収ウラン含有率は低くなるため、影響もさらにわずかとなる。

### 5. まとめ

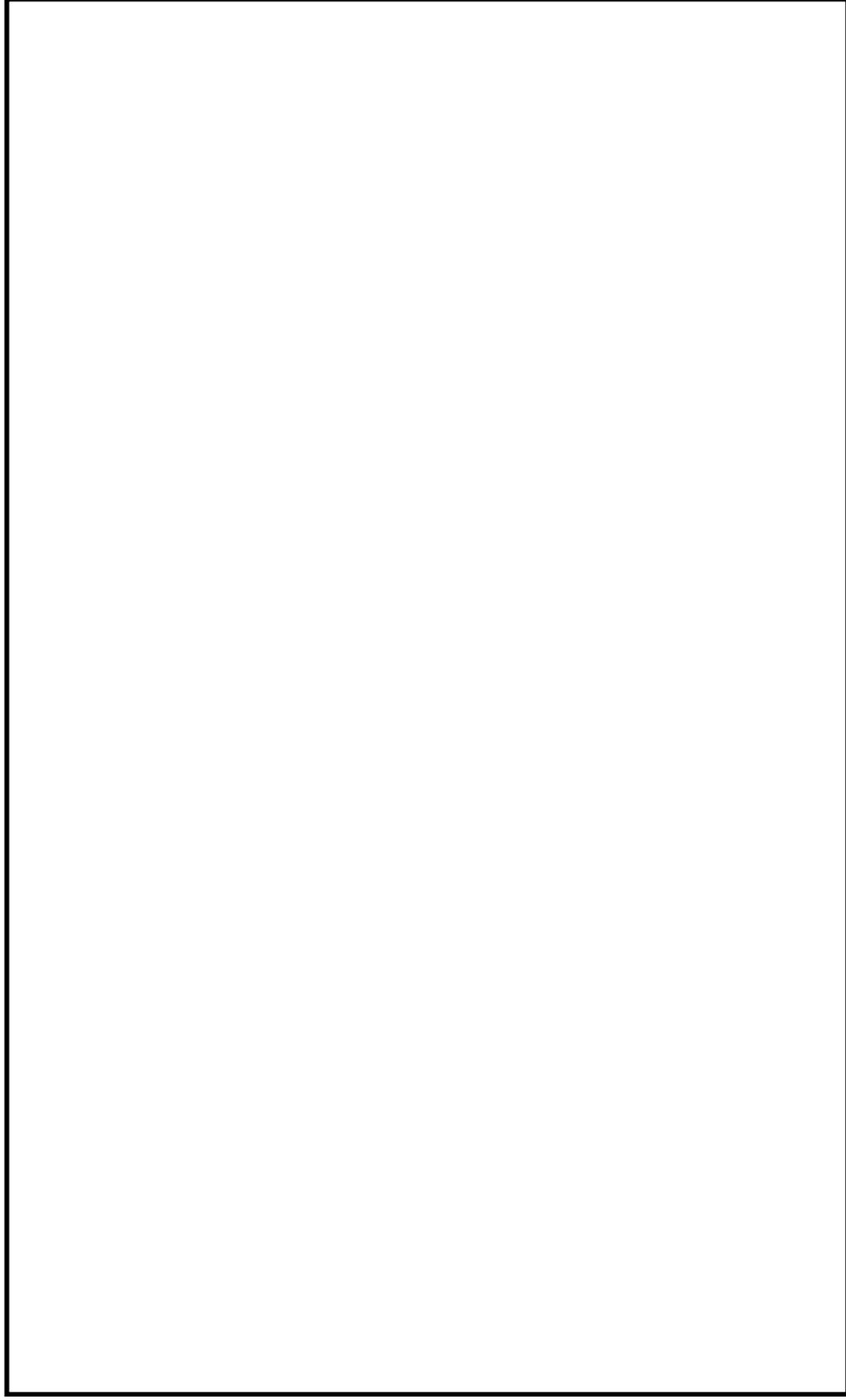
国産 MOX 燃料を使用した場合の許認可への影響を検討した。検討の結果、回収ウランによる影響は軽微であり、実際の炉心構成を踏まえて、運用段階で適切に管理することにより、既許可の範囲内で運用可能であることを確認した。

このため、今後の国産 MOX 燃料の使用に当たっては、設置変更許可申請をせずに必要に応じて運用管理にて進めることとしたい。

以上

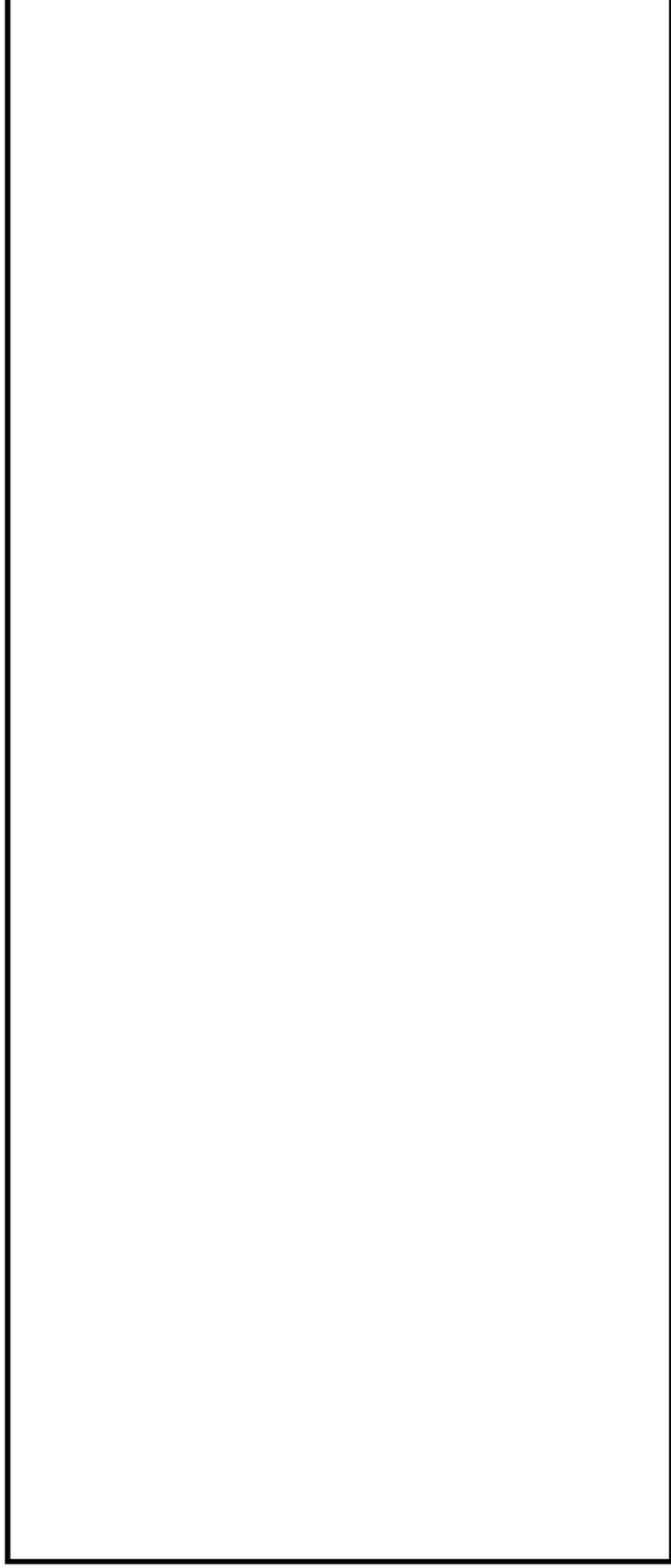
本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

# 国産MOX燃料の導入スケジュール（電力想定）



本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

## 国産MOX燃料の許可要否のスケジュールについて



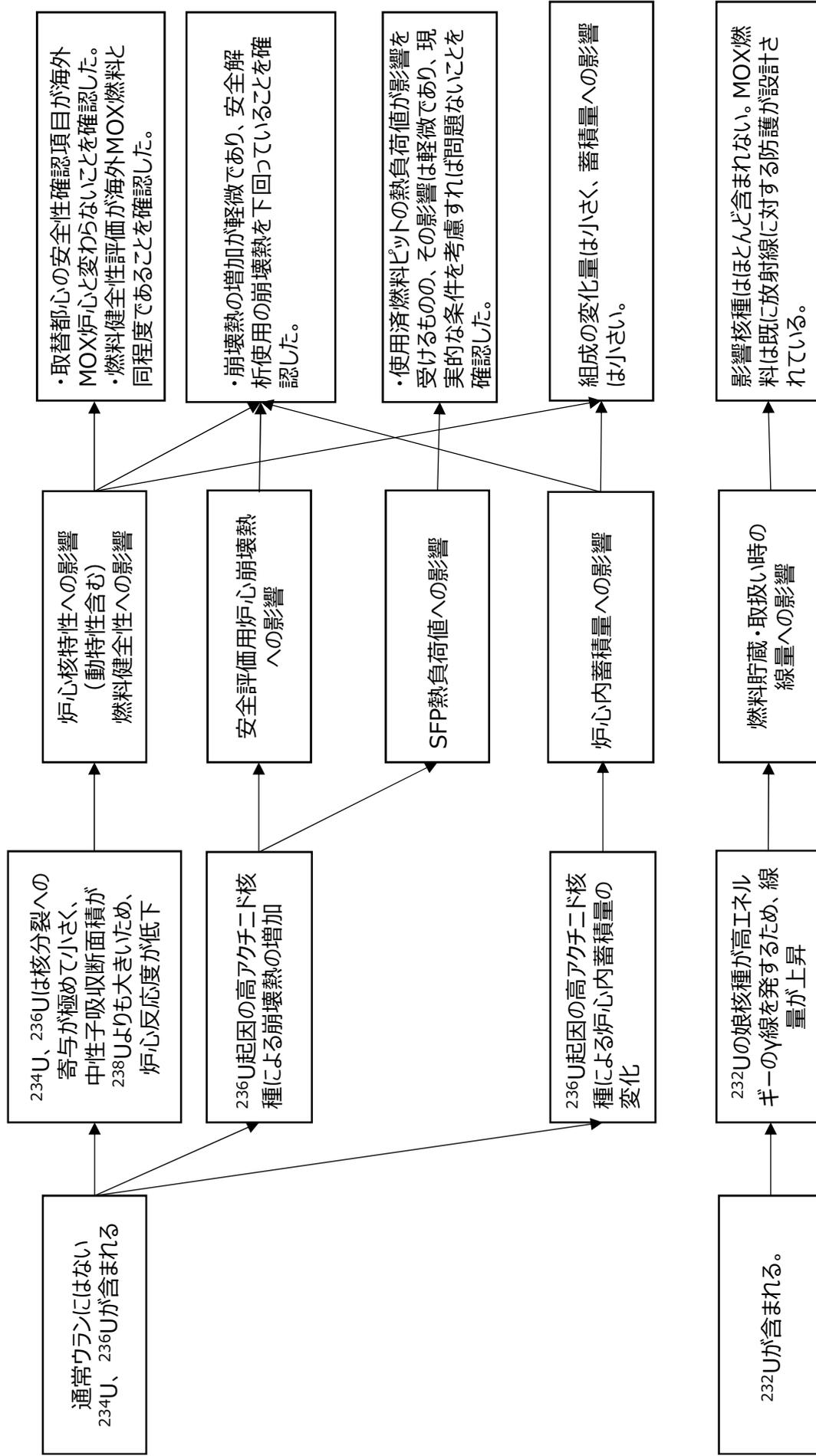
本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

# 回収ウランの影響について

## 回収ウラン燃料の特徴

## 影響

## 影響確認



国産MOX燃料使用にあたっての設置許可基準適合性について

関係条文	○
関係しない条文	×

条文	条文との関係性	備考（該当する条文のみ記載）
第1条 適用範囲	×	影響なし
第2条 定義	×	影響なし
第3条 設計基準対象施設の地盤	×	影響なし
第4条 地震による損傷の防止	○	第5項に該当 反応度が若干変化することから、耐震評価への影響があるものの、影響は軽微である。
第5条 津波による損傷の防止	×	影響なし
第6条 外部からの衝撃による損傷の防止	×	影響なし
第7条 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	×	影響なし
第8条 火災による損傷の防止	×	影響なし
第9条 溢水による損傷の防止等	×	影響なし
第10条 誤操作の防止	×	影響なし
第11条 安全避難通路等	×	影響なし
第12条 安全施設	×	影響なし
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1項第1号及び第2号に該当 崩壊熱が若干変化するものの、使用している崩壊熱曲線に含まれる。また反応度が若干変化するものの、使用しているパラメータへの影響はない。なお、炉心内蓄積量が若干変化するものの、影響は軽微である。
第14条 全交流動力電源喪失対策設備	×	影響なし
第15条 炉心等	○	第2項及び第5項に該当 反応度が若干変化することにより炉心の成立性・燃料健全性に影響があるものの、影響は軽微である。
第16条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	○	第2項に該当 崩壊熱が若干変化することから、使用済燃料ピット熱負荷に影響があるものの、影響は軽微である。
第17条 原子炉冷却材圧カバウンダリ	×	影響なし
第18条 蒸気タービン	×	影響なし
第19条 非常用炉心冷却設備	×	影響なし
第20条 一次冷却材の減少分を補給する設備	×	影響なし
第21条 残留熱を除去することができる設備	×	影響なし
第22条 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備	×	影響なし
第23条 計測制御系統施設	×	影響なし
第24条 安全保護回路	×	影響なし
第25条 反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	影響なし
第26条 原子炉制御室等	○	炉心内蓄積量が若干変化するものの、影響は軽微である。
第27条 放射性廃棄物の処理施設	○	第1項に該当 反応度が若干変化し炉内の中性子束等が変化することから、平常時被ばく評価に影響があるものの、影響は軽微である。
第28条 放射性廃棄物の貯蔵施設	×	影響なし
第29条 工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護	×	影響なし

第30条	放射線からの放射線業務従事者の防護	○	第1項に該当 放射線量が若干変化することから、従業員の放射線防護に影響があるものの、影響は軽微である。
第31条	監視設備	×	影響なし
第32条	原子炉格納施設	×	影響なし
第33条	保安電源設備	×	影響なし
第34条	緊急時対策所	×	影響なし
第35条	通信連絡設備	×	影響なし
第36条	補助ボイラー	×	影響なし
第37条	重大事故等の拡大の防止等	○	第1項から第4項に該当 崩壊熱が若干変化するものの、使用している崩壊熱曲線に含まれる。また反応度が若干変化するものの、使用しているパラメータへの影響はない。なお、炉心内蓄積量が若干変化するものの、影響は軽微である。
第38条	重大事故等対処施設の地盤	×	影響なし
第39条	地震による損傷の防止	×	影響なし
第40条	津波による損傷の防止	×	影響なし
第41条	火災による損傷の防止	×	影響なし
第42条	特定重大事故等対処施設	○	第1項第2号に該当 崩壊熱が若干変化するものの、使用している崩壊熱曲線に含まれる。また、炉心内蓄積量が若干変化するため居住性評価への影響があるものの、影響は軽微である。
第43条	重大事故等対処設備	×	影響なし
第44条	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	×	影響なし
第45条	原子炉冷却材圧カバウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	×	影響なし
第46条	原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための設備	×	影響なし
第47条	原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	×	影響なし
第48条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	×	影響なし
第49条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	×	影響なし
第50条	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	×	影響なし
第51条	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	×	影響なし
第52条	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	×	影響なし
第53条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	×	影響なし
第54条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	○	第1項及び第2項に該当 崩壊熱が若干変化することから、使用済燃料ピット熱負荷に影響があるものの、影響は軽微である。
第55条	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	×	影響なし
第56条	重大事故等の収束に必要な水の供給設備	×	影響なし
第57条	電源設備	×	影響なし
第58条	計装設備	×	影響なし
第59条	運転員が原子炉制御室にとどまるための設備	○	炉心内蓄積量が若干変化するため居住性評価への影響があるものの、影響は軽微である。
第60条	監視測定設備	×	影響なし
第61条	緊急時対策所	○	第1項に該当 炉心内蓄積量が若干変化するため居住性評価への影響があるものの、影響は軽微である。
第62条	通信連絡を行うために必要な設備	×	影響なし



## 2. 崩壊熱への影響

海外 MOX 燃料及び国産 MOX 燃料の崩壊熱の比較は、以下のとおり。

国産 MOX 燃料の崩壊熱は、回収ウランの影響により海外 MOX 燃料に対してわずかに大きくなるものの、ほぼ同じである。

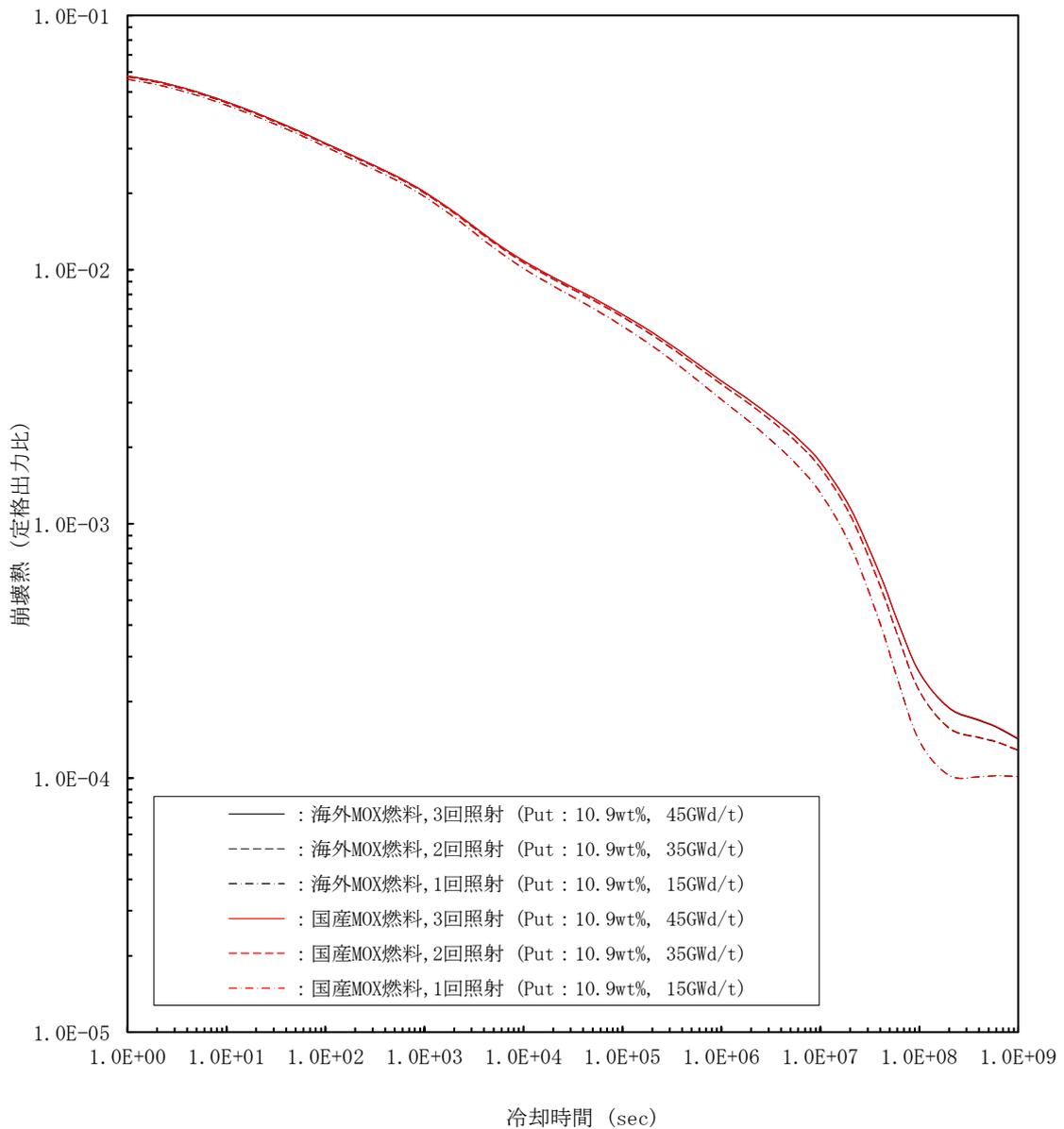
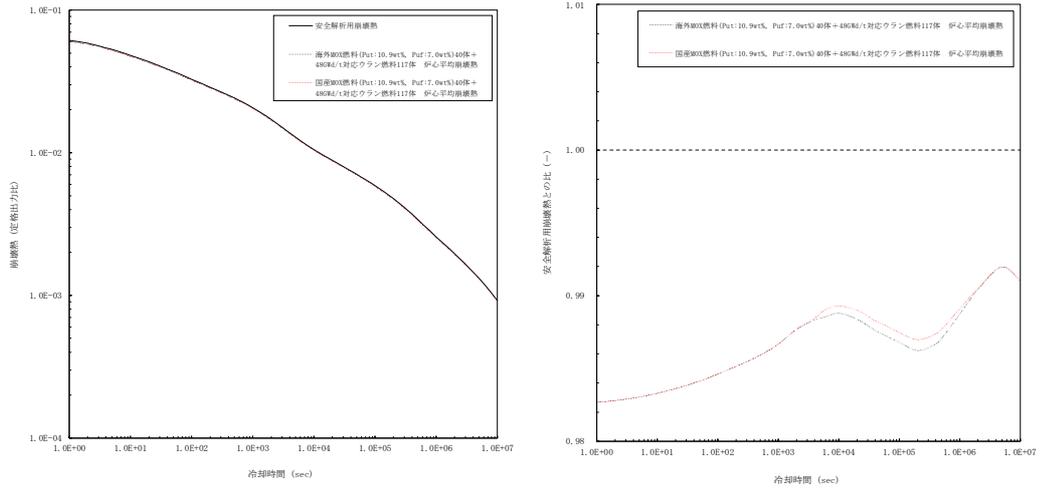


図 海外 MOX 燃料及び国産 MOX 燃料の崩壊熱

## 2. 1 炉心崩壊熱評価への影響

海外 MOX 燃料の代わりに国産 MOX 燃料を装荷した炉心に対して評価を行った。

その結果、国産 MOX 燃料を装荷したとしても、安全解析用の崩壊熱を下回っており、既許可の安全評価に対して影響がないことを確認した。



(1) 崩壊熱 (定格出力比)

(2) 安全解析用崩壊熱に対する  
炉心平均崩壊熱の比

図 炉心平均崩壊熱

## 2. 2 SFP 熱負荷値への影響

SFP 熱負荷値は、SFP 重大事故等対策の有効性評価における入力条件として新規基準施行後に設置許可本文十号に追加された項目である。既許可の本文記載値は、崩壊熱の高い燃料から順に SFP の貯蔵容量の満杯に貯蔵する等の保守的な評価条件で算出した値である。このため、これらの保守的な評価条件に対して、現実的な燃料貯蔵条件を想定することにより、現行許認可で示している本文記載値を逸脱しないことを確認できる。

既許可の条件、現実的な条件及びその結果の比較は、表のとおりである。

### < S F P 熱負荷評価条件に国産 MOX 燃料と現実的な条件を考慮した場合の結果 >

	既許可の条件	国産 MOX 燃料を装荷する場合	国産 MOX 燃料を装荷し冷却期間を考慮
燃料	ウラン燃料 + 海外 MOX 燃料	ウラン燃料 + 国産 MOX 燃料	同左
燃焼度	均等 3 バッチ	同左	同左
冷却期間	8.5 日	同左	同左
貯蔵における主な想定	共用号炉：21 か月冷却	同左	共用号炉：24 か月冷却
	定検期間：30 日	同左	同左
評価結果	10.408MW	10.413MW	10.335MW

### 本文記載値への影響について

現在の設置許可本文に記載されている SFP 熱負荷の記載値は、10.408MW であり、MOX 燃料がすべて国産 MOX 燃料になった場合は熱負荷値が既許可記載値を超えるものの、併せて共用号炉からの冷却日数を現実的にした場合、設置許可本文記載値の範囲内で管理できる。

### 3. 燃料取扱・貯蔵時の影響

国産 MOX 燃料には娘核種が高エネルギー $\gamma$ 線を発する  $^{232}\text{U}$  はほぼ含まれないため線量影響は無視できるものの、MOX 燃料からは未照射のプルトニウムやその崩壊後の核種からも放射線が放出されるため、それを考慮した管理を行っている。国産 MOX 燃料になったことによる線量影響は、元々の MOX 燃料からの線量と比較すると軽微であり、追加の考慮は不要である。

### 4. 燃料機械設計への影響

“1.炉心核特性”と同様に、高浜 3,4 号炉の MOX 燃料装荷炉心の代表 Pu 組成平衡炉心に対して、海外 MOX 燃料の代わりに国産 MOX 燃料を装荷した場合の燃料機械設計への影響を確認する。

燃料中心温度については、以下のとおり、定格出力時並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、国産 MOX 燃料を装荷した場合と同じであることを確認した。

表 燃料中心温度について

	線出力密度 (kW/m)	燃焼度 (MWd/t)	影響評価 ( $^{\circ}\text{C}$ )	現行結果 ( $^{\circ}\text{C}$ )	制限値 ( $^{\circ}\text{C}$ )
MOX 燃料	41.1 (通常運転時)	約 1,200	1,750	1,750	<2,520
	59.1 (運転時の異常な過渡変化時)		2,240	2,240	

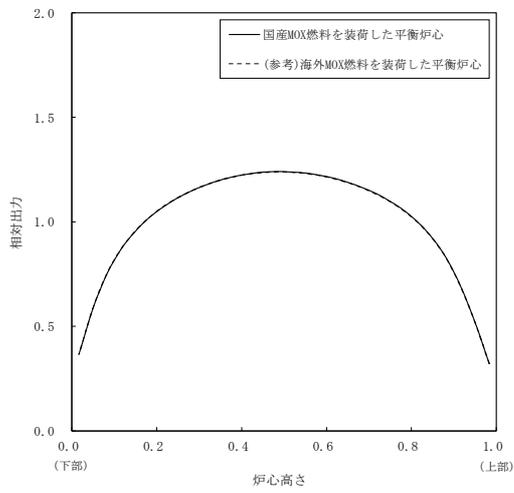
また、燃料中心温度以外の健全性（燃料棒内圧、被覆管応力、被覆管引張歪及び被覆管累積疲労）に対しても、国産 MOX 燃料に代わったことの影響を評価した。その結果は、下表のとおりであり、国産 MOX 燃料を装荷した場合であっても、制限値を満足していることを確認した。

燃料中心温度以外の燃料健全性評価

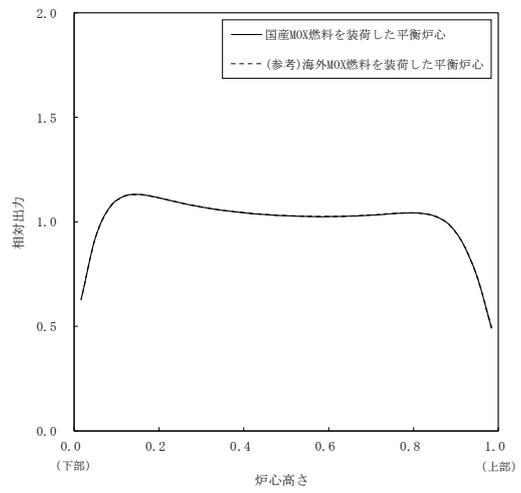
	影響評価 <sup>※</sup>	現行結果 <sup>※</sup>	制限値 <sup>※</sup>
燃料棒内圧	0.84	0.80	<1
被覆管応力	0.67	0.68	<1
被覆管引張歪	0.41	0.40	<1
被覆管累積疲労	0.12	0.12	<1

※設計比（評価値と制限値の比）が同じ場合を 1 とする。

さらに、下図のとおり軸方向出力分布も同等であることから最小 DNBR 評価にも影響は無いと考えられる。



(1) サイクル初期



(2) サイクル末期

図 軸方向出力分布

#### 第四条 地震による損傷の防止

5 炉心内の燃料被覆材は、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

#### 【本文記載】

#### 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

##### (1) 耐震構造

##### (i) 設計基準対象施設の耐震設計

g. 炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおり設計する。

弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態に留まるように設計する。

基準地震動による地震力に対して、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないように設計する。

#### 【国産 MOX 燃料による影響】

閉じ込め機能の確認には、地震力の他に燃料棒への内圧等からの応力を考慮している。内圧が反応度変化の影響を受けるものの、その影響は軽微であり、設計方針に対する影響はない。

### 第十三条 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

設計基準対象施設は、次に掲げる要件を満たすものでなければならない。

一 運転時の異常な過渡変化時において次に掲げる要件を満たすものであること。

イ 最小限界熱流束比（燃料被覆材から冷却材への熱伝達が低下し、燃料被覆材の温度が急上昇し始める時の熱流束（単位時間及び単位面積当たりの熱量をいう。以下同じ。）と運転時の熱流束との比の最小値をいう。）又は最小限界出力比（燃料体に沸騰遷移が発生した時の燃料体の出力と運転時の燃料体の出力との比の最小値をいう。）が許容限界値以上であること。

ロ 燃料被覆材が破損しないものであること。

ハ 燃料材のエンタルピーが燃料要素の許容損傷限界を超えないこと。

ニ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・一倍以下となること。

二 設計基準事故時において次に掲げる要件を満たすものであること。

イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。

ロ 燃料材のエンタルピーが炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するための制限値を超えないこと。

ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・二倍以下となること。

ニ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び原子炉格納容器バウンダリにおける温度が最高使用圧力及び最高使用温度以下となること。

ホ 設計基準対象施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

#### 【本文記載】

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

（イ）主要な解析条件

a. 初期定常運転条件

原子炉出力の初期値として、定格値 (2,660MWt) に定常運転出力決定に際して生じる熱校正の誤差 (定格値の±2%) を考慮した値を用いる。また、1次冷却材平均温度の初期値は、定格値 (302.3℃) に定常運転時の誤差 (±2.2℃) を考慮した値、原子炉圧力の初期値は、定格値 (15.41MPa[gage]) に定常運転時の誤差 (±0.21MPa) を考慮した値を用いる。

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。

(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。

(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。

(f) 減速材温度係数は  $8.0 \times 10^{-5}(\Delta k/k)/^{\circ}C$  とする。

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。

(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。

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。

(c) 添加される負の反応度は  $2.5 \times 10^{-3} \Delta k/k$  とし、瞬時に加わるものとする。

(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。

d. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

(b) 出力運転時の異常な希釈

d) 反応度停止余裕は  $0.018 \Delta k/k$  とする。

(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。

- 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。
  - (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) 崩壊熱は、(a)項の初期原子炉出力で無限時間運転した場合の値を使用する。
- 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。
  - (d) ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。
- 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、原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。反応度停止余裕は  $0.018 \Delta k/k$  とする。 1次冷却材中のほう素濃度は 0ppm を仮定する。
  - (b) 解析はサイクル末期について行う。  
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。
- 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。
- (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。
  - 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. 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。

ロ. 設計基準事故

(2) 解析条件

(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) 非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断—

b) 原子炉出力は定格出力の 102%とし、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。また、軸方向の出力分布は熱流束熱水路係数 2.32 に基づいたコサイン分布を用いる。

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、ANSI/ANS-5.1-1979 に基づいて三菱原子力工業(株)の作成した曲線を使用する。また、アクチニドの崩壊熱も考慮する。

b. 原子炉冷却材流量の喪失

(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。

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。

d. 主給水管破断

(f) 崩壊熱は初期原子炉出力で無限時間運転した場合の値を使用する。

e. 主蒸気管破断

(a) 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。反応度停止余裕は  $0.018 \Delta k/k$  とする。1次冷却材中のほう素濃度は 0ppm を仮定する。

(b) 解析はサイクル末期について行う。

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。

(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。

<u>サイクル初期高温全出力</u>	<u>0.19%</u>	<u>Δ k/k</u>
<u>サイクル末期高温全出力</u>	<u>0.19%</u>	<u>Δ k/k</u>
<u>サイクル初期高温零出力</u>	<u>0.90%</u>	<u>Δ k/k</u>
<u>サイクル末期高温零出力</u>	<u>1.0 %</u>	<u>Δ k/k</u>

(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。  
圧力ハウジングの破損に伴う減圧沸騰による負の反応度効果は、考慮しないものとする。

(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。

<u>サイクル初期高温全出力</u>	<u>7.0</u>
<u>サイクル末期高温全出力</u>	<u>5.6</u>
<u>サイクル初期高温零出力</u>	<u>14</u>
<u>サイクル末期高温零出力</u>	<u>26</u>

(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

(a) 原子炉は事故直前まで定格出力の 102%で運転していたものとする。

b. 蒸気発生器伝熱管破損

原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を想定する。

(a) 事故経過の解析

a) 初期原子炉出力は定格出力の 102%とする。

(b) 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 1/3 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 30,000 時間とする。

c) 蒸気発生器伝熱管破損により新たに燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、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。

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  $6.9 \times 10^{13} \text{Bq}$ 、希ガス約

$3.4 \times 10^{14} \text{Bq}$  ( $\gamma$ 線エネルギー 0.5MeV 換算)。

② ①項の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  $1.2 \times 10^{15} \text{Bq}$ 、希ガス約  $3.3 \times 10^{15} \text{Bq}$  ( $\gamma$ 線エネルギー 0.5MeV 換算)。

c. 燃料集合体の落下

原子炉の燃料交換時に、何らかの理由によって燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(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 30,000 時間) のものとする。

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 1/3 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 30,000 時間とする。

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 12%を使用する。

(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

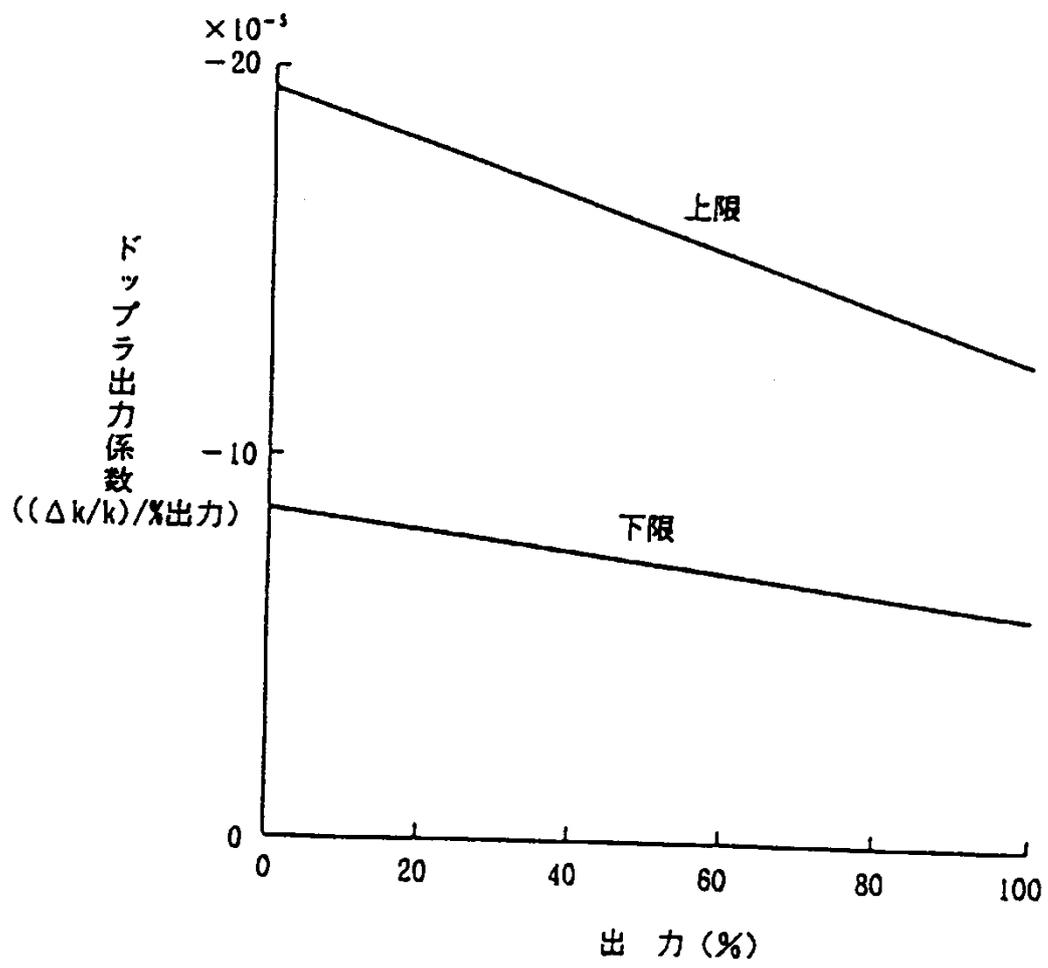
「ロ. (1) (i) a. (a) 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に1次冷却材が系外に流出し、原子炉格納容器内の温度及び圧力が異常に上昇する事象を想定する。

b. 可燃性ガスの発生

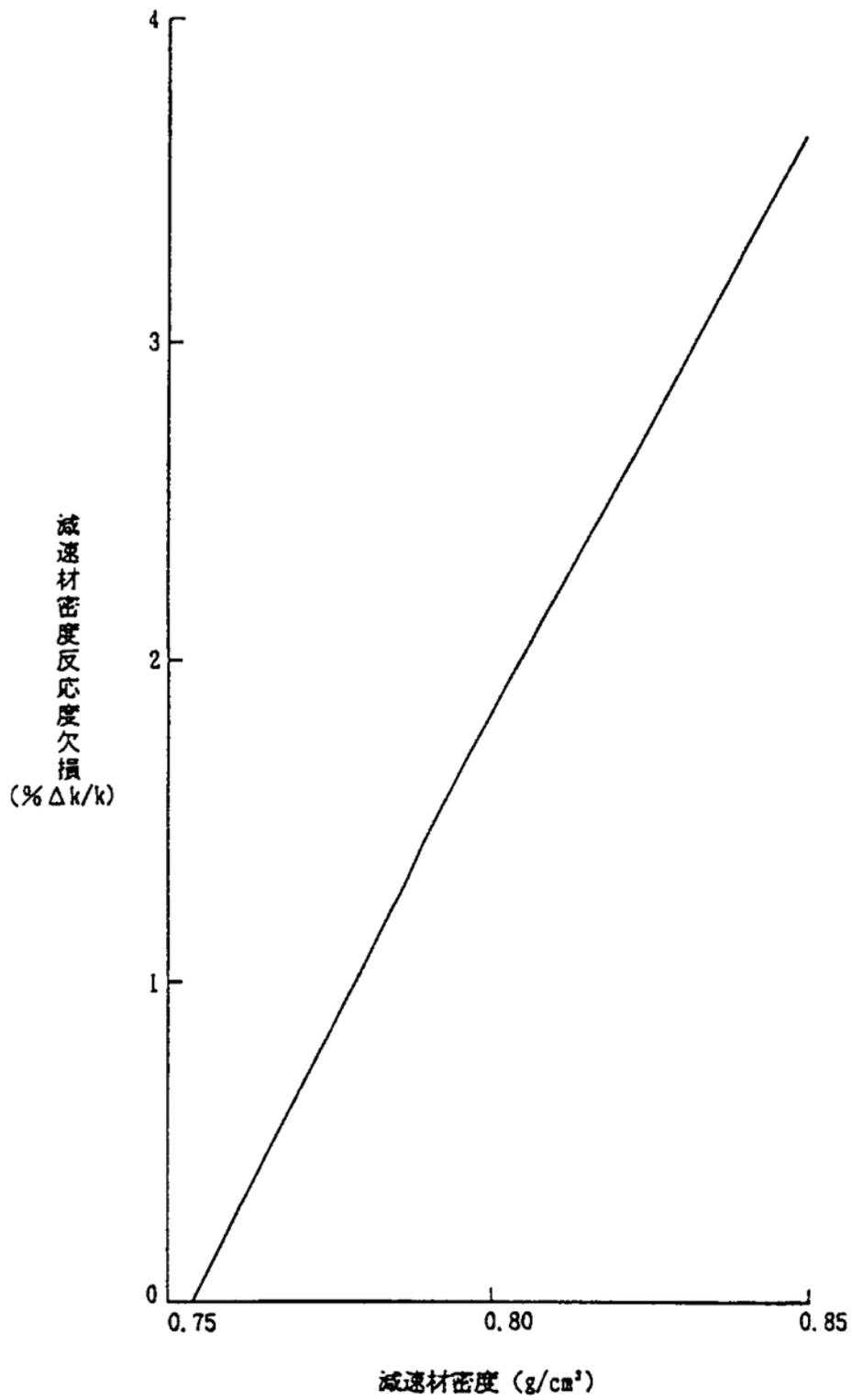
「ロ. (1) (i) a. (a) 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。

(3) 評価結果

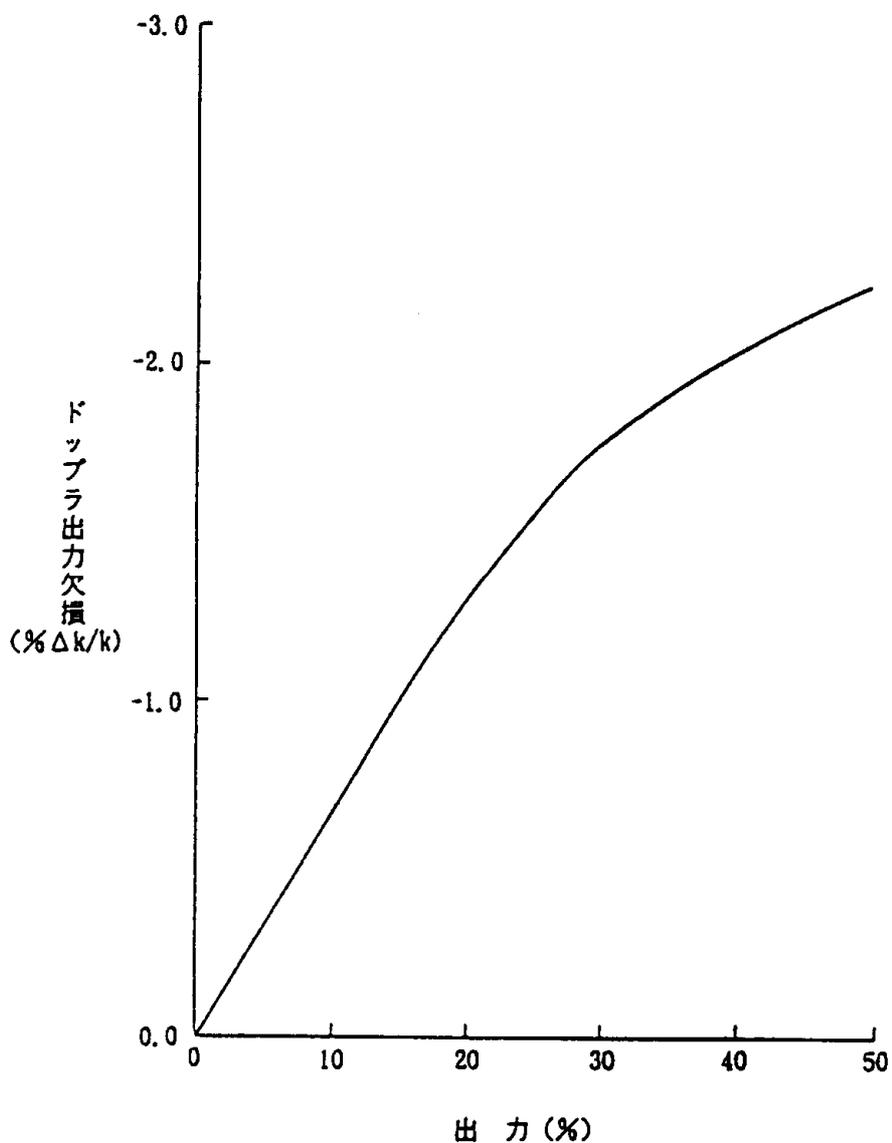
e. 敷地等境界外における実効線量については、これが最も厳しくなる「蒸気発生器伝熱管破損」において約 2.8mSv であり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えるものではない。



第 10.3 図 解析に使用したドップラ出力係数



第 10.4 図 解析に使用した減速材密度反応度欠損



第 10.5 図 解析に使用したドップラ出力欠損

【国産 MOX 燃料による影響】

国産 MOX 燃料により崩壊熱は増加するものの、使用する崩壊熱曲線に含まれることから、評価方針・評価結果に対する影響はない。また、反応度への影響については、取替炉心の安全性確認項目を確認しており、安全評価パラメータに影響はない。なお、炉心内蓄積量が若干変化するものの、影響は軽微である。

## 第十五条 炉心等

- 2 炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えないものでなければならない。
- 5 燃料体は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。

### 【本文記載】

○2項の要求について

#### 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

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。

##### a. 反応度停止余裕

制御棒クラスタで制御する最大過剰反応度は約 $0.04 \Delta k/k$ とし、最大反応度価値を持つ制御棒クラスタ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持たせることとする。

高温停止状態       $0.018 \Delta k/k$

低温停止状態       $0.010 \Delta k/k$

##### 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、 $0.00086(\Delta k/k)/s$ 以下とする。

##### 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       $0.0019 \Delta k/k$

高温零出力時       $0.010 \Delta k/k$

##### d. 減速材温度係数及びドップラ係数

減速材温度係数及びドップラ係数は、高温出力運転状態では負になるように設計する。

(iv) 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、被覆材の焼損を起こさず、燃料中心温度をその熔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）	1.92
b. 燃料棒最大線出力密度	41.1kW/m
<hr/>	
	(燃料ペレット焼きしまり効果を含まない場合 39.6kW/m)

【国産 MOX 燃料による影響】

核的制限及び熱的制限については、MOX 燃料を国産 MOX に置き換えた炉心にて取替炉心の安全性確認項目を確認しており、その影響はほとんどなく設計方針に対する影響はない。

【本文記載】

○5 項の要求について

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

(2) 燃料体

(iv) 燃料集合体の構造

a. 構造

燃料集合体は、燃料棒、制御棒案内シングル及び炉内計装用案内シング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、制御棒案内シング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い中に過度の変形を生じない設計とする。

【国産 MOX 燃料による影響】

燃料の健全性については、国産 MOX 燃料の燃料健全性を評価しており、その影響はほとんどなく、設計方針に対する影響はない。

## 第十六条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

- 2 発電用原子炉には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。以下この項において同じ。）を設けなければならない。
- ニ 使用済燃料の貯蔵施設（使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク（以下「キャスク」という。）を除く。）にあつては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。
- ロ 貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであつて、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有するものとする。

### 【本文記載】

#### 五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

##### ニ、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

##### (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

##### b. 冷却能力

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のに十分な冷却能力を有する設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備で除去した熱は、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

### 【国産 MOX 燃料による影響】

国産 MOX 燃料により崩壊熱は増加するものの、その影響は軽微であり、設計方針に対する影響はない。

## 第二十六条 原子炉制御室等

発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

3 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める設備を設けなければならない。

二 原子炉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原子炉制御室に出入りするための区域 遮蔽壁その他の適切に放射線から防護するための設備、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対し換気設備を隔離するための設備その他の適切に防護するための設備

### 【本文記載】

#### 五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

##### へ、計測制御系統施設の構造及び設備

##### (5) その他の主要な事項

##### (v) 中央制御室

また、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、運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室空調装置等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回るように遮蔽を設ける。室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

### 【国産 MOX 燃料による影響】

国産 MOX 燃料により炉心内蓄積量は変化するものの、その影響は軽微であり、設計方針に対する影響はない。

## 第二十七条 放射性廃棄物の処理施設

工場等には、次に掲げるところにより、通常運転時において放射性廃棄物（実用炉規則第二条第二項第二号に規定する放射性廃棄物をいう。以下同じ。）を処理する施設（安全施設に係るものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

一 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有するものとする。

### 【本文記載】

#### 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

##### 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

「線量目標値に関する指針」に基づき、気体廃棄物中の希ガスの $\gamma$ 線、液体廃棄物中に含まれる放射性物質（よう素を除く。）並びに気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量を、「線量目標値に対する評価指針」及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価する。

##### （１）線量の評価条件

##### （i）気体廃棄物中の希ガスの $\gamma$ 線に起因する実効線量

##### a. 年間放出量及び $\gamma$ 線実効エネルギー

（a）ガス減衰タンク（1号炉及び2号炉）、ガス減衰タンク（3号炉及び4号炉）及び水素再結合ガス減衰タンク（3号炉及び4号炉）からの排気

希ガスの年間放出量及び $\gamma$ 線実効エネルギーは、それぞれ  $8.2 \times 10^{14} \text{Bq/y}$  及び  $3.7 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （1号及び2号各炉）並びに  $5.8 \times 10^{14} \text{Bq/y}$  及び  $3.4 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （3号及び4号各炉）とする。

（b）原子炉停止時の原子炉格納容器換気

希ガスの年間放出量及び $\gamma$ 線実効エネルギーは、それぞれ  $5.0 \times 10^{13} \text{Bq/y}$  及び  $4.5 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （1号及び2号各炉）並びに  $2.2 \times 10^{13} \text{Bq/y}$  及び  $4.8 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （3号及び4号各炉）とする。

（c）原子炉格納容器減圧時の排気

希ガスの年間放出量及び $\gamma$ 線実効エネルギーは、それぞれ

$6.5 \times 10^{12} \text{Bq/y}$  及び  $4.6 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$  (1号炉)、 $6.6 \times 10^{12} \text{Bq/y}$  及び  $4.6 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$  (2号炉) 並びに  $3.2 \times 10^{12} \text{Bq/y}$  及び  $4.9 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$  (3号及び4号各炉) とする。

(d) 原子炉補助建屋の換気

希ガスの年間放出量及び $\gamma$ 線実効エネルギーは、それぞれ  $1.7 \times 10^{14} \text{Bq/y}$  及び  $9.1 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$  (1号及び2号各炉) 並びに  $7.7 \times 10^{13} \text{Bq/y}$  及び  $1.6 \times 10^{-1} \text{MeV/dis}$  (3号及び4号各炉) とする。

(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

液体廃棄物の放出量はトリチウムを除き、1号、2号、3号及び4号各炉  $3.7 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ 、トリチウムについては、1号、2号、3号及び4号各炉  $5.6 \times 10^{13} \text{Bq/y}$  とする。

b. 海水中における放射性物質の濃度

海水中の放射性物質の濃度は、1号炉及び2号炉並びに3号炉及び4号炉の放射性物質の年間放出量をそれぞれの年間の復水器冷却水等の量で除した放水口における濃度とする。

なお、年間の復水器冷却水等の量は、放水口(1号及び2号炉共用)において各炉あたり  $1.28 \times 10^9 \text{ m}^3/\text{y}$ 、放水口(3号及び4号炉共用)において各炉あたり  $1.59 \times 10^9 \text{ m}^3/\text{y}$  を用いる。

また、前面海域での拡散による希釈効果は考慮しない。

(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

よう素の年間放出量は、I-131について  $2.1 \times 10^9 \text{Bq/y}$  (1号及び2号各炉) 及び  $1.1 \times 10^9 \text{Bq/y}$  (3号及び4号各炉)、I-133について  $1.9 \times 10^9 \text{Bq/y}$  (1号及び2号各炉) 及び  $1.5 \times 10^9 \text{Bq/y}$  (3号及び4号各炉) とする。

(b) 原子炉格納容器減圧時の排気

よう素の年間放出量は、I-131について  $9.7 \times 10^9 \text{Bq/y}$  (1号及び2号各炉) 及び  $1.2 \times 10^9 \text{Bq/y}$  (3号及び4号各炉)、I-133について  $2.7 \times 10^9 \text{Bq/y}$  (1号及び2号各炉) 及び  $3.3 \times 10^8 \text{Bq/y}$  (3号及び4号各炉) とする。

(c) 原子炉補助建屋の換気

よう素の年間放出量は、I-131について  $8.9 \times 10^9 \text{Bq/y}$  (1号及び2号各炉) 及び  $2.0 \times 10^9 \text{Bq/y}$  (3号及び4号各炉)、I

−133 について  $1.5 \times 10^{10} \text{Bq/y}$  (1号炉)、 $1.6 \times 10^{10} \text{Bq/y}$  (2号炉) 及び  $3.4 \times 10^9 \text{Bq/y}$  (3号及び4号各炉) とする。

(d) 定期検査時に放出されるよう素

よう素の年間放出量は、I-131 について  $5.2 \times 10^9 \text{Bq/y}$  (1号及び2号各炉) 及び  $1.1 \times 10^9 \text{Bq/y}$  (3号及び4号各炉) とする。

(2) 線量の評価結果

敷地境界外における1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉からの気体廃棄物中の希ガスの $\gamma$ 線に起因する実効線量、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及びよう素に起因する実効線量は、それぞれ年間約  $7.2 \mu \text{Sv}$ 、年間約  $2.1 \mu \text{Sv}$  及び年間約  $1.2 \mu \text{Sv}$  となり、合計は年間約  $11 \mu \text{Sv}$  である。

この値は、「線量目標値に関する指針」に示される線量目標値の年間  $50 \mu \text{Sv}$  を下回る。

【国産 MOX 燃料による影響】

国産 MOX 燃料により反応度が若干変化し、ほう素濃度、中性子束が変化することから、影響を受けるものの、影響は軽微である。

### 第三十条 放射線からの放射線業務従事者の防護

- 1 設計基準対象施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、次に掲げるものでなければならない。
  - 一 放射線業務従事者（実用炉規則第二条第二項第七号に規定する放射線業務従事者をいう。以下同じ。）が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとする

#### 【本文記載】

#### 五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

##### ニ、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

##### (1) 核燃料物質取扱設備の構造

ウラン新燃料は、原子炉補助建屋内の新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備から燃料取扱設備により、原子炉格納容器内に搬入する。ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料は、原子炉補助建屋内において、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の輸送容器から燃料取扱設備により使用済燃料貯蔵設備に移し、ここから燃料取扱設備により原子炉格納容器内に搬入する。燃料取替えは、原子炉上部の原子炉キャビティに水張りし、水中で燃料取扱設備を用いて行う。

#### 【国産 MOX 燃料による影響】

国産 MOX 燃料により燃料体からの線量は増加するものの、線量増加の影響は軽微であり、設計方針に対する影響はない。

### 第三十七条 重大事故等の拡大の防止等

- 1 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
- 2 発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
- 3 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
- 4 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

#### 【本文記載】

- 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
- 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
  - (2) 有効性評価
    - (ii) 評価条件
      - (b) 共通評価条件
        - (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) 初期条件
            - ・ 炉心熱出力の初期値は、原則として、定格値(2,652MWt)に正の定常誤差（定格値の+2%）を考慮した値を用いる。  
（事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」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ニドの崩壊熱を考慮した曲線（標準値）を使用する。
          - (b-2) 運転中の原子炉における重大事故
            - (b-2-1) 初期条件
              - (b-1-1)に同じ。なお、格納容器破損モード「水素燃焼」につ

いては、原子炉格納容器内に分散し配置した重大事故等対処施設の有効性を評価する観点から設計値に基づく条件とし、原子炉格納容器のヒートシンク、初期温度及び初期圧力は、以下の値を用いる。

(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、10.408MWを用いる。

(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-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ニドの崩壊熱を考慮した曲線（標準値）を使用する。

(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、MOX燃料の装荷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 $-13\text{pcm}/^{\circ}\text{C}$ （標準値）に設定する。

(e-5) ドップラ特性は、ウラン燃料を装荷した炉心とMOX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。

(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-1-2) 放射性物質（ $\text{Cs}-137$ ）の放出量評価の条件

(a-1-2-1) 事象発生直前まで、原子炉はウラン燃料が3/4、MOX燃料が1/4の装荷比率で定格出力の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1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高30,000時間とする。

(iii) 評価結果

b. 運転中の原子炉における重大事故

(c) 放射性物質の総放出量については、これが最も厳しくなる「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」において、Cs-137の総放出量は、事故発生後から7日後までの間で約4.2TBq、100日後までを考慮したとしても約4.5TBqであり、不確かさを考慮しても放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響を小さくとどめている。

#### 【国産 MOX 燃料による影響】

国産 MOX 燃料により崩壊熱は増加するものの、使用する崩壊熱曲線に含まれることから、評価方針・評価結果に対する影響はない。また、反応度への影響については、取替炉心の安全評価項目を確認しており、安全評価パラメータに影響はない。炉心内蓄積量が若干変化するものの、影響は軽微である。

なお、使用済燃料ピット熱負荷値は、評価パラメータの一部に現実的な条件を考慮することで許可範囲から逸脱しないことを確認した。

第四十二条 特定重大事故等対処施設については、別資料に記載する。

## 第五十四条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

- 1 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。
- 2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽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貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内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設備を設けなければならない。

### 【本文記載】

#### 五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

##### ニ、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

##### (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冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットから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、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。

##### 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、放射線の遮蔽及び臨界防止

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピット内燃料集合体等を冷却し、使用済燃料ピットに接続する配管が破損しても、放射線の遮蔽が維持される水位を確保するための設備として以下の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）を設ける。

使用済燃料ピットに接続する配管の破損については、使用済燃料ピット入口配管からの漏えい時は、遮蔽必要水位以下に水位が低下することを防止するため、入口配管上端部にサイフォンブレーカを設ける設計とする。使用済燃料ピット出口配管からの漏えい時は、遮蔽必要水位を維持できるように、それ以上の位置に取出口を設ける設計とする。

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

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未滿かつ水位低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和し、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、スプレー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、燃料損傷時に使用済燃料ピット全面にスプレーすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として以下の可搬型スプレー設備（使用済燃料ピットへのスプレー）を設ける。

可搬型スプレー設備（使用済燃料ピットへのスプレー）として、海を水源とした送水車は、可搬型ホースによりスプレーヘッドを介して使用済燃料ピットへスプレーを行う設計とする。

c. 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及び放射性物質の放出低減

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未滿かつ水位低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和し、燃料損傷時に原子炉補助建屋に大量の水を放水することによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として放水設備（使用済燃料ピットへの放水）を設ける。

放水設備（使用済燃料ピットへの放水）として、放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする大容量ポンプ（放水砲用）と接続することにより、原子炉補助建屋に大量の水を放水することによって、一部の水が使用済燃料ピットに注水できる設計とする。

#### 【国産 MOX 燃料による影響】

国産 MOX 燃料により崩壊熱は増加するものの、その影響は軽微であり、設計方針に対する影響はない。

## 第五十九条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。

### 【本文記載】

#### 五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

##### へ．計測制御系統施設の構造及び設備

##### (5) その他の主要な事項

##### (v) 中央制御室

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として以下の重大事故等対処設備（居住性の確保）を設ける。

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、重大事故等時において中央制御室空調装置は、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を内部被ばくから防護する設計とする。

中央制御室遮蔽は、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設する。

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、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室空調装置及び中央制御室遮蔽の機能とあわせて、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災を考慮しても、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。

### 【国産 MOX 燃料による影響】

国産 MOX 燃料により炉心内蓄積量は変化するものの、その影響は軽微であり、設計方針に対する影響はない。

## 第六十一条 緊急時対策所

- 1 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。
  - 一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。

### 【本文記載】

#### 五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

##### ヌ. その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備

###### (viii) 緊急時対策所

重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の居住性を確保するための設備として、以下の重大事故等対処設備（居住性の確保）を設ける。

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所内可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所外可搬型エリアモニタを使用する。

緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）内でのマスクの着用、交代要員体制及び安定よう素剤の服用がなく、仮設設備を考慮しない条件において、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災を考慮しても、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えないことを判断基準とする。

緊急時対策所遮蔽は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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、居住性に係る判断基準である緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）にとどまる要員の实効線量が事故後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（緊急時対策所建屋内）内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気設計を行い、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の気密性及び緊急時対策所遮蔽の性能とあいまって、居住

性に係る判断基準である緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）にとどまる要員の実効線量が事故後 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。  
なお、換気設計に当たっては、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。

**【国産 MOX 燃料による影響】**

国産 MOX 燃料により炉心内蓄積量は変化するものの、その影響は軽微であり、設計方針に対する影響はない。

国産 MOX 燃料の伊方 3 号炉への影響について

四国電力では、英国に保有するプルトニウムを用いたプルサーマル実施に向けて準備を進めているところであるが、MOX 既許可炉として、今後導入される国内 MOX 燃料の装荷による影響を確認した。

1. 炉心核特性への影響

炉心核特性への影響を検討するために、伊方 3 号炉の MOX 燃料炉心（55GWd/t ウラン+MOX 炉心（ウラン 117 体、MOX40 体装荷））において海外 MOX 燃料の代わりに国産 MOX 燃料を装荷した平衡炉心に対して炉心解析を行った。

解析の結果、海外 MOX 燃料を装荷する炉心と同じパターンでの炉心配置が可能であり、差異はほぼ見られず、取替炉心の安全性確認においても制限値に十分な余裕があることが確認された。

なお、国産 MOX 燃料を装荷することで、局所的な出力分布についてもわずかな影響が考えられるが軽微であり、国産 MOX 燃料を装荷した炉心も既許可の取替炉心のばらつきの範囲内であり、既許可の評価に影響を与えない。

表 取替炉心の安全性確認項目

項目		単位	安全解析使用値	国産MOX燃料を装荷した平衡炉心	(参考)海外MOX燃料を装荷した平衡炉心	
反応度停止余裕 (サイクル末期)		% Δk/k	≥ 1.8	2.50	2.48	
最大線出力密度*		kW/m	≤ 39.6	32.9	33.1	
燃料集合体最高燃焼度	ウラン燃料	MWd/t	≤ 55,000	53,800	53,500	
	MOX燃料	MWd/t	≤ 45,000	41,600	41,900	
$F_{xy}^N$		—	≤ 1.52	1.46	1.45	
減速材温度係数		$10^{-5}(\Delta k/k)/^{\circ}C$	-78~+8	-67~-11.9	-66~-11.3	
ドップラ係数		$10^{-5}(\Delta k/k)/^{\circ}C$	-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	1.70	1.68	
制御棒飛び出し時 $F_0$	サイクル初期	HZP	—	≤ 14	6.3	6.2
		HFP	—	≤ 5.0	2.1	2.1
	サイクル末期	HZP	—	≤ 26	14.7	14.3
		HFP	—	≤ 5.0	2.3	2.2
飛び出し制御棒値	サイクル初期	HZP	% Δk/k	≤ 0.90	0.35	0.33
		HFP	% Δk/k	≤ 0.15	0.02	0.03
	サイクル末期	HZP	% Δk/k	≤ 1.0	0.61	0.59
		HFP	% Δk/k	≤ 0.15	0.03	0.03
最大反応度添加率		$10^{-5}(\Delta k/k)/s$	≤ 86	48	49	

\* 燃料ペレット焼きしまり効果を含まない。

注) HZP:高温零出力 HFP:高温全出力 MOX燃料:ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料

※回収ウランの影響が大きくなるように、ウラン同位体の組成を   評価

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

## 2. 崩壊熱への影響

海外 MOX 燃料及び国産 MOX 燃料の崩壊熱の比較は、以下のとおり。

国産 MOX 燃料の崩壊熱は、回収ウランの影響により海外 MOX 燃料に対してわずかに大きくなるものの、ほぼ同じである。

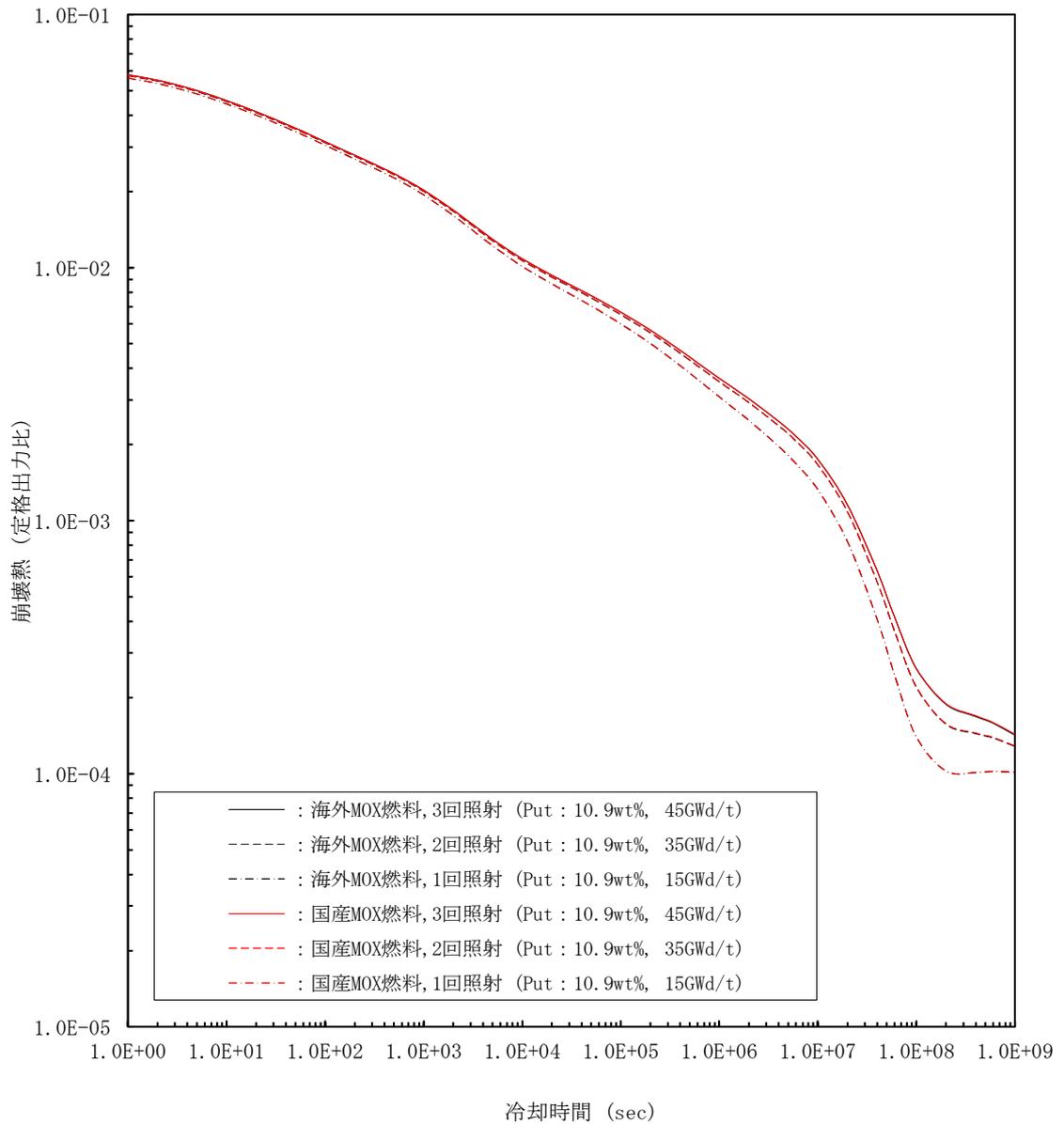
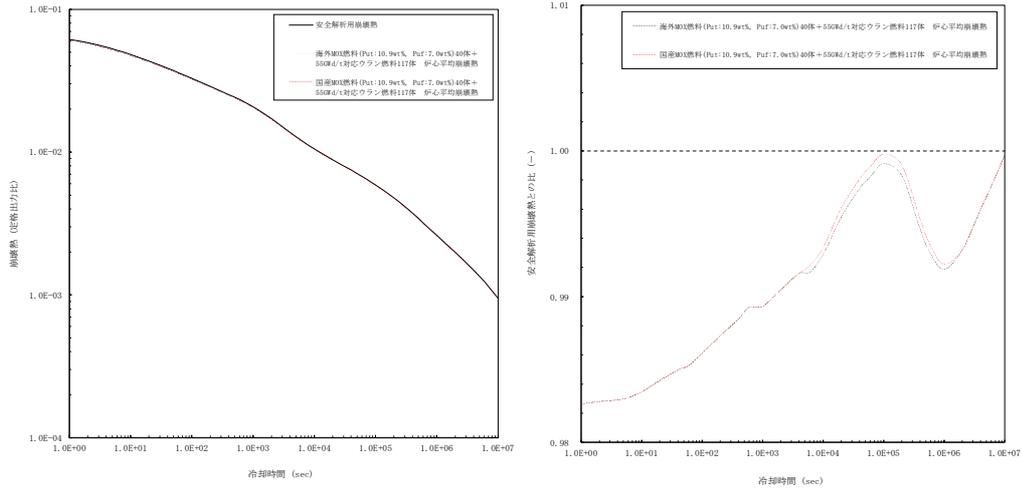


図 海外 MOX 燃料及び国産 MOX 燃料の崩壊熱

## 2. 1 炉心崩壊熱評価への影響

海外 MOX 燃料の代わりに国産 MOX 燃料を装荷した炉心に対して評価を行った。

その結果、国産 MOX 燃料を装荷したとしても、安全解析用の崩壊熱を下回っており、既許可の安全評価に対して影響がないことを確認した。



(1) 崩壊熱 (定格出力比)

(2) 安全解析用崩壊熱に対する  
炉心平均崩壊熱の比

図 炉心平均崩壊熱

## 2. 2 SFP 熱負荷値への影響

SFP 熱負荷値は、SFP 重大事故等対策の有効性評価における入力条件として新規規制基準施行後に設置許可本文十号に追加された項目である。既許可の本文記載値は、崩壊熱の高い燃料から順に SFP の貯蔵容量の満杯に貯蔵する等の保守的な評価条件で算出した値である。このため、これらの保守的な評価条件に対して、現実的な燃料貯蔵条件を想定することにより、現行許認可で示している本文記載値を逸脱しないことを確認できる。

既許可の条件、現実的な条件及びその結果の比較は、表のとおりである。

### < S F P 熱負荷評価条件に国産 MOX 燃料と現実的な条件を考慮した場合の結果 >

	既許可の条件	国産 MOX 燃料、55GWd/t ウラン燃料(4.1wt%)を装荷する場合	国産 MOX 燃料、55GWd/t ウラン燃料(4.1wt%)を装荷し共用号炉の廃炉を考慮
燃料	ウラン燃料 + 海外 MOX 燃料	ウラン燃料※ + 国産 MOX 燃料 ※55GWd/t ウラン燃料 (4.1wt%)を含む	同左
燃焼度	均等 3 バッチ	同左	同左
冷却期間	7.5 日	同左	同左
貯蔵における主な想定	共用号炉：2 年冷却	同左	共用号炉(廃炉)：8 年冷却*
	定検期間：30 日	同左	同左
評価結果	11.715MW	11.795MW	11.520MW

\*伊方 1、2 号炉における最終運転停止日（最終原子炉停止日）

伊方 1 号炉：2011 年 9 月 4 日

伊方 2 号炉：2012 年 1 月 14 日

### 本文記載値への影響について

現在の設置許可本文に記載されている SFP 熱負荷の記載値は、11.715MW であり、国産 MOX 燃料及び 55GWd/t ウラン燃料(4.1wt%)の使用を考慮した場合は熱負荷値が既許可記載値を超えるものの、共用号炉の廃炉を考慮することにより、設置許可本文記載値を超えないことを確認した。

### 3. 燃料取扱・貯蔵に係る影響

国産 MOX 燃料には国産 MOX 燃料には娘核種が高エネルギーγ線を発する  $^{232}\text{U}$  はほぼ含まれないため線量影響は無視できるものの、MOX 燃料からは未照射のプルトニウムやその崩壊後の核種からも放射線が放出されるため、それを考慮した管理を行っている。国産 MOX 燃料になったことによる線量影響は、元々の MOX 燃料からの線量と比較すると軽微であり、追加の考慮は不要である。

### 4. 燃料機械設計への影響

伊方 3 号炉の MOX 燃料装荷炉心の代表 Pu 組成平衡炉心に対して、海外 MOX 燃料の代わりに国産 MOX 燃料を装荷した場合の燃料機械設計への影響を確認する。

燃料中心温度については、以下のとおり、定格出力時並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、国産 MOX 燃料を装荷した場合と同じであることを確認した。

表 燃料中心温度について

	線出力密度 (kW/m)	燃焼度 (MWd/t)	影響評価 (°C)	現行結果 (°C)	制限値 (°C)
MOX 燃料	41.1 (定格出力時)	約 1,200	1,710	1,710	<2,500
	59.1 (通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時)		2,190	2,190	

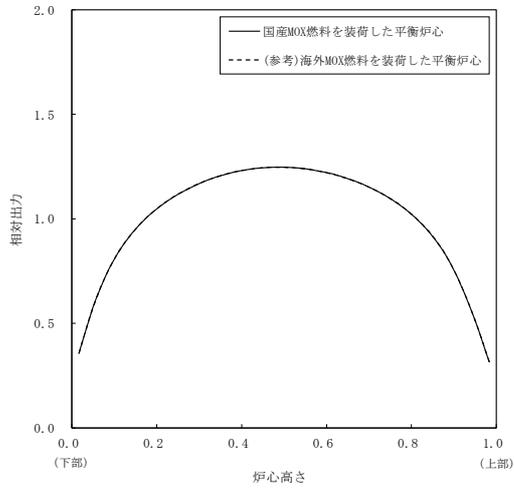
また、燃料中心温度以外の健全性（燃料棒内圧、被覆管応力、被覆管引張歪及び被覆管累積疲労）に対しても、国産 MOX 燃料に代わったことの影響を評価した。その結果は、下表のとおりであり、国産 MOX 燃料を装荷した場合であっても、制限値を満足していることを確認した。

燃料中心温度以外の燃料健全性評価

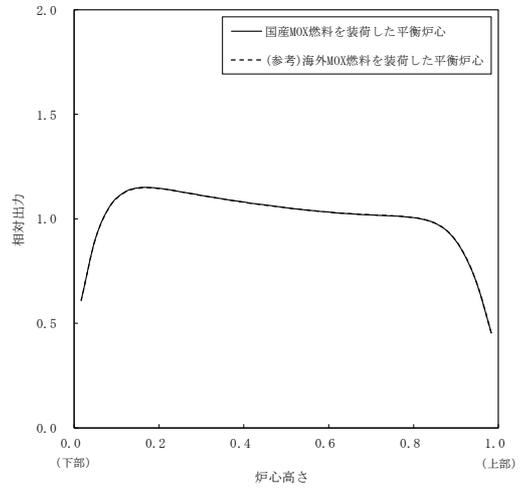
	影響評価※	現行結果※	制限値※
燃料棒内圧	0.83	0.83	<1
被覆管応力	0.83	0.84	<1
被覆管引張歪	0.42	0.42	<1
被覆管累積疲労	0.14	0.16	<1

※設計比（評価値と制限値の比）が同じ場合を 1 とする。

さらに、下図のとおり軸方向出力分布も同等であることから最小 DNBR 評価にも影響は無いと考えられる。



(1) サイクル初期



(2) サイクル末期

図 軸方向出力分布

#### 第四条 地震による損傷の防止

5 炉心内の燃料被覆材は、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

#### 【本文記載】

#### 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

##### (1) 耐震構造

##### (i) 設計基準対象施設の耐震設計

g. 炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおり設計する。

弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態に留まるように設計する。

基準地震動による地震力に対して、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないように設計する。

#### 【国産 MOX 燃料による影響】

閉じ込め機能の確認には、地震力の他に燃料棒への内圧等からの応力を考慮している。内圧が反応度変化の影響を受けるものの、その影響は軽微であり、設計方針に対する影響はない。

### 第十三条 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

設計基準対象施設は、次に掲げる要件を満たすものでなければならない。

一 運転時の異常な過渡変化時において次に掲げる要件を満たすものであること。

イ 最小限界熱流束比（燃料被覆材から冷却材への熱伝達が低下し、燃料被覆材の温度が急上昇し始める時の熱流束（単位時間及び単位面積当たりの熱量をいう。以下同じ。）と運転時の熱流束との比の最小値をいう。）又は最小限界出力比（燃料体に沸騰遷移が発生した時の燃料体の出力と運転時の燃料体の出力との比の最小値をいう。）が許容限界値以上であること。

ロ 燃料被覆材が破損しないものであること。

ハ 燃料材のエンタルピーが燃料要素の許容損傷限界を超えないこと。

ニ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・一倍以下となること。

二 設計基準事故時において次に掲げる要件を満たすものであること。

イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。

ロ 燃料材のエンタルピーが炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するための制限値を超えないこと。

ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・二倍以下となること。

ニ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び原子炉格納容器バウンダリにおける温度が最高使用圧力及び最高使用温度以下となること。

ホ 設計基準対象施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

#### 【本文記載】

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

a. 初期定常運転条件

原子炉出力の初期値として、定格値 (2,660MWt) に定常運転出力決定に際して生じる熱校正の誤差 (定格値の±2%) を考慮した値を用いる。また、1次冷却材平均温度の初期値は、定格値 (302.3℃) に定常運転時の誤差 (±2.2℃) を考慮した値、原子炉圧力の初期値は、定格値 (15.41MPa[gage]) に定常運転時の誤差 (±0.21MPa) を考慮した値を用いる。

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3図に示す値を用いる。

(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。

(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。

(f) 減速材温度係数は、 $8.0 \times 10^{-5}(\Delta k/k)/^{\circ}C$  とする。

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3図の下限の値とする。

(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。

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3図の下限の値とする。

(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。

(e) 制御棒クラスタの落下後の核的エンタルピー上昇熱水路係数 ( $F_{\Delta H^N}$ ) 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-2. 出力運転時の異常な希釈

(d) 反応度停止余裕は  $0.018 \Delta k/k$  とする。

(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3図の上限の値とする。

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。
- (d) ドップラ出力係数は第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アクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。
- 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。
  - (d) ドップラ出力係数は第3図の下限の値とする。
- 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、原子炉は高温停止状態にあり、制御棒は全挿入されているものとする。反応度停止余裕は  $0.018\Delta k/k$  とする。1次冷却材中のほう素濃度は0ppmを仮定する。
  - (b) 解析は、サイクル末期について行う。  
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。
- 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3図の下限の値とする。
- (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3図の上限の値とする。
  - 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. 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3図の下限の値とする。

ロ 設計基準事故

(2) 解析条件

(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) 原子炉出力は定格出力の 102%とし、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ニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。

b. 原子炉冷却材流量の喪失

(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 3 図の上限の値とする。

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。

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。

e. 主蒸気管破断

(a) 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり制御棒は全挿入されているものとする。反応度停止余裕は  $0.018 \Delta k/k$  とする。 1 次冷却材中のほう素濃度は 0ppm を仮定する。

(b) 解析はサイクル末期について行う。

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。

(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% Δk/k

サイクル末期高温零出力      1.0 % Δk/k

(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。  
また、圧力ハウジングの破損に伴う減圧沸騰による負の反応度効果は、考慮しないものとする。

(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

(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

(a) 原子炉は、事故直前まで定格出力の 102%で運転していたものとする。

b. 蒸気発生器伝熱管破損

原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を想定する。

b-1.事故経過の解析

(a) 初期原子炉出力は 102%とする。

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。

(c) 蒸気発生器伝熱管破損により新たに燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、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  $4.5 \times 10^{13}\text{Bq}$ 、希ガス約  $3.0 \times 10^{14}\text{Bq}$  ( $\gamma$ 線エネルギー 0.5MeV 換算)

(c-2) (c-1)項の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  $1.2 \times 10^{15}\text{Bq}$ 、希

ガス約  $3.3 \times 10^{15} \text{Bq}$  ( $\gamma$ 線エネルギー 0.5MeV 換算)

c. 燃料集合体の落下

原子炉の燃料交換時に、何らかの理由によって燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(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。

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。

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。

(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

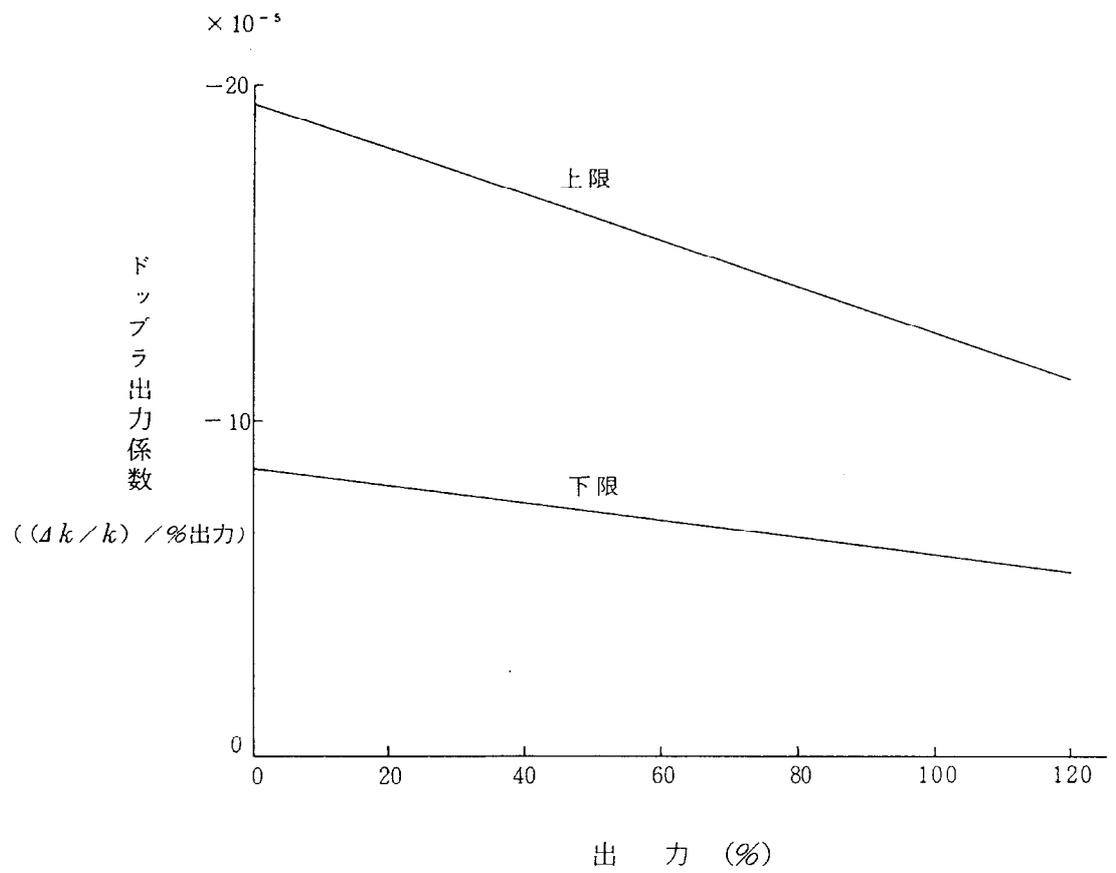
「ロ（2）(ii) a. 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、1次冷却材が系外に流出し、原子炉格納容器内の圧力、温度が異常に上昇する事象を想定する。

b. 可燃性ガスの発生

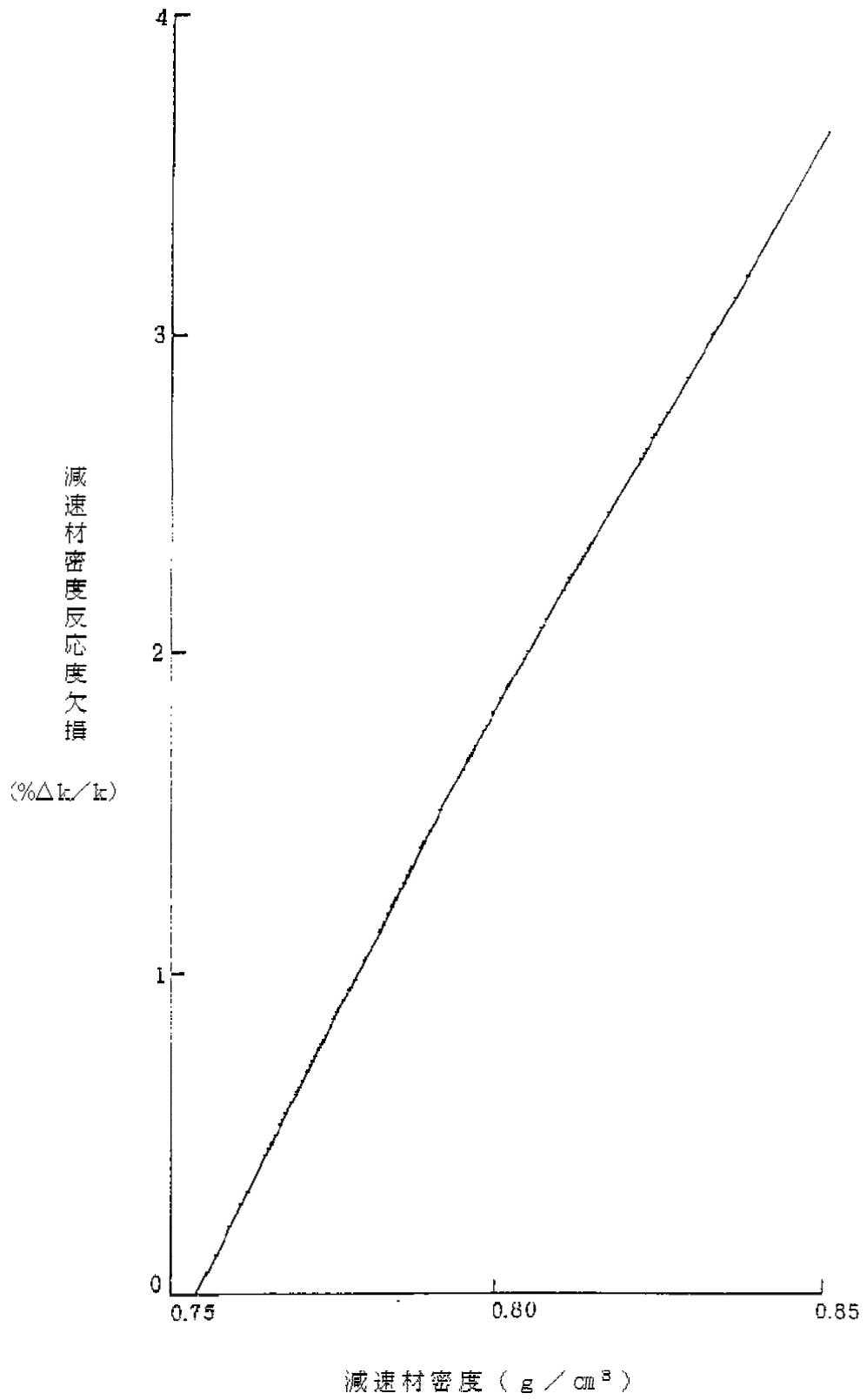
「ロ（2）(ii) a. 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。

(3) 評価結果

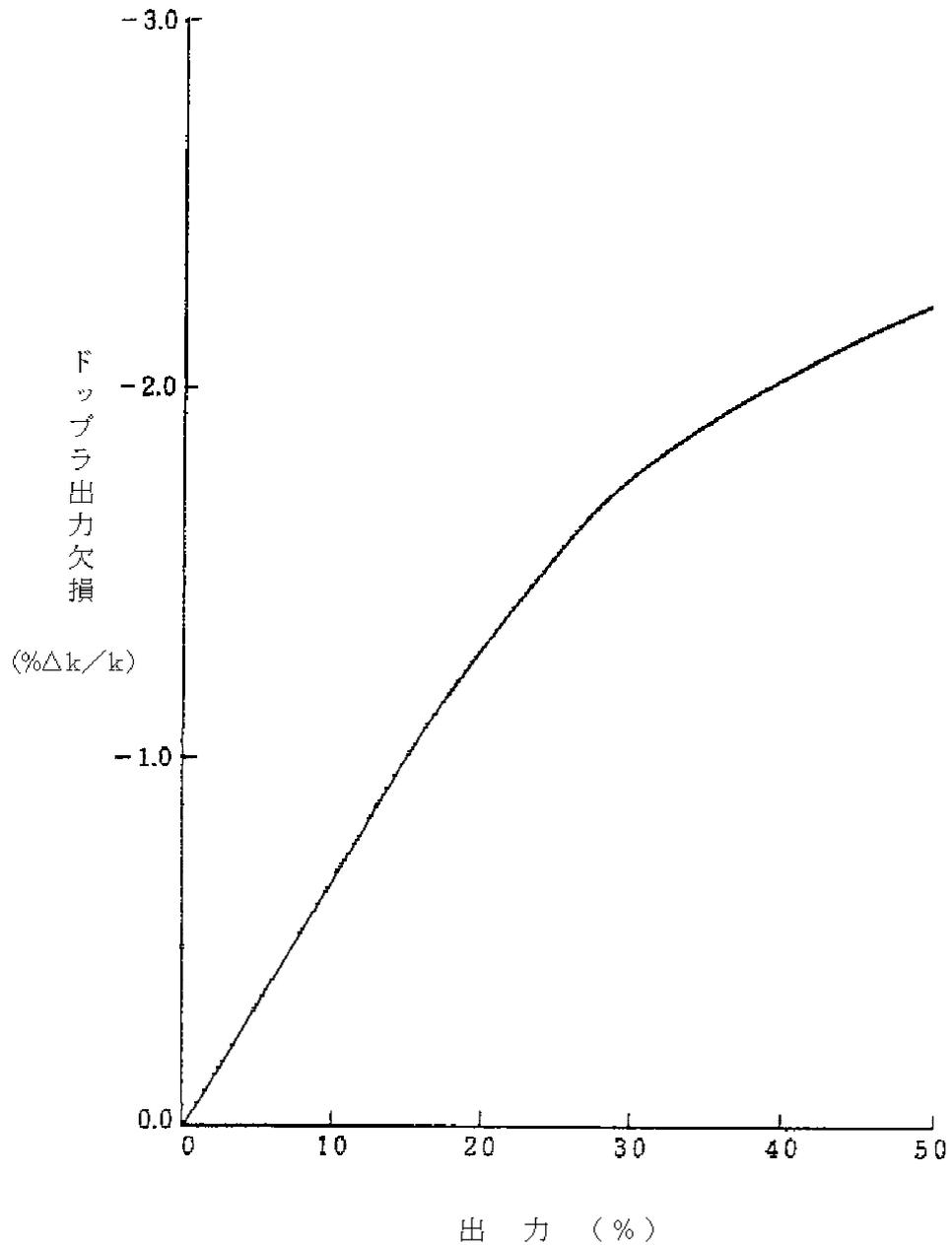
e. 敷地等境界外における実効線量については、これが最も厳しくなる「蒸気発生器伝熱管破損」において約 0.50mSv であり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えるものではない。



第3図 解析に使用したドップラ出力係数



第4図 解析に使用した減速材密度反応度欠損



第5図 解析に使用したドップラ出力欠損

**【国産 MOX 燃料による影響】**

国産 MOX 燃料により崩壊熱は増加するものの、使用する崩壊熱曲線に含まれることから、評価方針・評価結果に対する影響はない。また、反応度への影響については、取替炉心の安全性確認項目を確認しており、安全評価パラメータに影響はない。なお、炉心内蓄積量が若干変化するものの、影響は軽微である。

## 第十五条 炉心等

- 2 炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えないものでなければならない。
- 5 燃料体は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。

### 【本文記載】

○2項の要求について

#### 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

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。

##### 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、全引き抜き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持つ設計とする。

高温停止状態 0.018  $\Delta k/k$

低温停止状態 0.010  $\Delta k/k$

##### 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き抜き手順上可能な最大速度で引き抜かれても、0.00086( $\Delta k/k$ )/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 0.0015  $\Delta k/k$

高温零出力時 0.010  $\Delta k/k$

##### 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設計する。また、ドップラ係数は負になるように設計する。

(iv) 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、被覆材の焼損を起こさず、燃料中心温度をその溶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

【国産 MOX 燃料による影響】

核的制限及び熱的制限については、MOX 燃料を国産 MOX に置き換えた炉心にて取替炉心の安全性確認項目を確認しており、その影響はほとんどなく設計方針に対する影響はない。

【本文記載】

○ 5 項の要求について

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

(2) 燃料体

(iv) 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い中に過度の変形を生じない設計とする。

【国産 MOX 燃料による影響】

燃料の健全性については、国産 MOX 燃料の燃料健全性を評価しており、その影響はほとんどなく、設計方針に対する影響はない。

## 第十六条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

- 2 発電用原子炉には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。以下この項において同じ。）を設けなければならない。
- ニ 使用済燃料の貯蔵施設（使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク（以下「キャスク」という。）を除く。）にあつては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。
- ロ 貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであつて、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有するものとする。

### 【本文記載】

#### 五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

##### ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

##### (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

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時（以下「通常運転時等」という。）において、使用済燃料ピットには、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の崩壊熱の除去並びに使用済燃料ピット水の浄化を行うため、ポンプ、冷却器等で構成する使用済燃料ピット水浄化冷却設備（1号、2号及び3号炉共用）を設け、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。  
使用済燃料ピット水浄化冷却設備で除去した熱は、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

### 【国産 MOX 燃料による影響】

国産 MOX 燃料により崩壊熱は増加するものの、その影響は軽微であり、設計方針に対する影響はない。

## 第二十六条 原子炉制御室等

発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 3 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める設備を設けなければならない。

二 原子炉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原子炉制御室に出入りするための区域遮蔽壁その他の適切に放射線から防護するための設備、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対し換気設備を隔離するための設備その他の適切に防護するための設備

### 【本文記載】

#### 五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

##### へ 計測制御系統施設の構造及び設備

##### (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ための区域は、運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮へいを透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室換気空調設備等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回るように遮蔽を設ける。その他、運転員その他従事者が中央制御室にとどまるため、気体状の放射性物質並びに中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける。さらに、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保

管する。

#### 【国産 MOX 燃料による影響】

国産 MOX 燃料により炉心内蓄積量は変化するものの、その影響は軽微であり、設計方針に対する影響はない。

#### 第二十七条 放射性廃棄物の処理施設

工場等には、次に掲げるところにより、通常運転時において放射性廃棄物（実用炉規則第二条第二項第二号に規定する放射性廃棄物をいう。以下同じ。）を処理する施設（安全施設に係るものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有するものとする。

#### 【本文記載】

#### 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

#### 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

「線量目標値に関する指針」に基づき、気体廃棄物中の希ガスの $\gamma$ 線、液体廃棄物中に含まれる放射性物質（よう素を除く。）並びに気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量を、「線量目標値に対する評価指針」及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価する。

#### (1) 線量の評価条件

#### (i) 気体廃棄物中の希ガスの $\gamma$ 線に起因する実効線量

#### a. 年間放出量及び $\gamma$ 線実効エネルギー

#### (a) ガス減衰タンクからの排気

希ガスの年間放出量及び $\gamma$ 線実効エネルギーは、それぞれ  $3.5 \times 10^{14} \text{Bq/y}$  及び  $3.4 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （1号、2号各炉）並びに  $1.6 \times 10^{14} \text{Bq/y}$  及び  $4.8 \times 10^{-3} \text{MeV/dis}$ （3号炉）とする。

#### (b) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気

希ガスの年間放出量及び $\gamma$ 線実効エネルギーは、それぞれ  $2.5 \times 10^{13} \text{Bq/y}$  及び  $4.3 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （1号、2号各炉）並びに

$2.4 \times 10^{13} \text{Bq/y}$  及び  $4.3 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$  (3号炉) とする。

(c) 原子炉格納容器減圧時の排気

希ガスの年間放出量及び $\gamma$ 線実効エネルギーは、それぞれ  $1.6 \times 10^{13} \text{Bq/y}$  及び  $4.4 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$  (1号、2号各炉) 並びに  $1.0 \times 10^{13} \text{Bq/y}$  及び  $4.4 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$  (3号炉) とする。

(d) 原子炉補助建屋等の換気

希ガスの年間放出量及び $\gamma$ 線実効エネルギーは、それぞれ  $1.9 \times 10^{14} \text{Bq/y}$  及び  $8.5 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$  (1号、2号各炉) 並びに  $1.8 \times 10^{14} \text{Bq/y}$  及び  $8.6 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$  (3号炉) とする。

(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

液体廃棄物の放出量はトリチウムを除き、1号、2号及び3号各炉  $3.7 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ 、トリチウムについては、1号及び2号各炉  $3.7 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ 、3号炉  $5.55 \times 10^{13} \text{Bq/y}$  とする。

b. 海水中における放射性物質の濃度

海水中の放射性物質の濃度は、1、2号炉及び3号炉の放射性物質の年間放出量をそれぞれの年間の復水器冷却水等の量で除した放水口における濃度のいずれか大きい方とする。

なお、年間の復水器冷却水等の量は、1、2号炉放水口において各炉あたり  $9.46 \times 10^8 \text{m}^3/\text{y}$ 、3号炉放水口において  $1.63 \times 10^9 \text{m}^3/\text{y}$  とする。

また、前面海域での拡散による希釈効果は考慮しない。

(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

よう素の年間放出量は、I-131について  $8.7 \times 10^8 \text{Bq/y}$  (1号、2号各炉) 及び  $2.3 \times 10^8 \text{Bq/y}$  (3号炉)、I-133について  $7.3 \times 10^8 \text{Bq/y}$  (1号、2号各炉) 及び  $3.5 \times 10^8 \text{Bq/y}$  (3号炉) とする。

(b) 原子炉格納容器減圧時の排気

よう素の年間放出量は、I-131について  $2.1 \times 10^{10} \text{Bq/y}$  (1号、2号各炉) 及び  $8.3 \times 10^8 \text{Bq/y}$  (3号炉)、I-133について  $4.5 \times 10^9 \text{Bq/y}$  (1号、2号各炉) 及び  $2.0 \times 10^8 \text{Bq/y}$  (3号炉) とする。

(c) 原子炉補助建屋等の換気

よう素の年間放出量は、I-131について  $8.3 \times 10^9 \text{Bq/y}$  (1

号、2号各炉)及び  $5.1 \times 10^9 \text{Bq/y}$  (3号炉)、I-133 について  $1.4 \times 10^{10} \text{Bq/y}$  (1号、2号各炉) 及び  $1.0 \times 10^{10} \text{Bq/y}$  (3号炉) とする。

(d) 定期検査時のよう素

よう素の年間放出量は、I-131 について  $7.5 \times 10^9 \text{Bq/y}$  (1号、2号各炉) 及び  $1.6 \times 10^9 \text{Bq/y}$  (3号炉) とする。

(2) 線量の評価結果

敷地境界外における1号炉、2号炉及び3号炉からの気体廃棄物中の希ガスの $\gamma$ 線に起因する実効線量、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及びよう素に起因する実効線量は、それぞれ年間約  $4.7 \mu \text{Sv}$ 、年間約  $2.8 \mu \text{Sv}$  及び年間約  $3.5 \mu \text{Sv}$  となり、合計は年間約  $11.0 \mu \text{Sv}$  である。

この値は、「線量目標値に関する指針」に示される線量目標値の年間  $50 \mu \text{Sv}$  を下回る。

【国産 MOX 燃料による影響】

国産 MOX 燃料により反応度が若干変化し、ほう素濃度、中性子束が変化することから、影響を受けるものの、影響は軽微である。

### 第三十条 放射線からの放射線業務従事者の防護

- 1 設計基準対象施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、次に掲げるものでなければならない。
  - 一 放射線業務従事者（実用炉規則第二条第二項第七号に規定する放射線業務従事者をいう。以下同じ。）が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとする

#### 【本文記載】

#### 五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

#### ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

#### (1) 核燃料物質取扱設備の構造

ウラン新燃料は、燃料取扱設備により、燃料取扱棟内において、ウラン新燃料の輸送容器から新燃料貯蔵設備又は使用済燃料貯蔵設備に移し、原子炉格納容器内に搬入する。ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料は、燃料取扱設備により、燃料取扱棟内において、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の輸送容器から使用済燃料貯蔵設備に移し、原子炉格納容器内に搬入する。燃料取替えは、原子炉上部の原子炉キャビティに水張りし、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で行う。

#### 【国産 MOX 燃料による影響】

国産 MOX 燃料により燃料体からの線量は増加するものの、線量増加の影響は軽微であり、設計方針に対する影響はない。

### 第三十七条 重大事故等の拡大の防止等

- 1 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
- 2 発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
- 3 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
- 4 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

#### 【本文記載】

- 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
- 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
  - (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) 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) 初期条件
            - ・炉心熱出力の初期値は、原則として、定格値(2,652MWt)に正の定常誤差（定格値の+2%）を考慮した値を用いるものとする。
            - （事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」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ニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮する。

(b-2) 運転中の原子炉における重大事故

(b-2-1) 初期条件

(b-1-1)に同じ。なお、格納容器破損モード「水素燃焼」の原子炉格納容器のヒートシンク、初期圧力は、以下の値を用いるものとする。

(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。

(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-4-1) 初期条件（運転停止中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ニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮する。

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-13pcm/°Cに設定するものとする。

(e-5) ドップラ特性は、ウラン燃料を装荷した平衡炉心を基本として、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷も考慮し、正の反応度帰還効果が大きくなる特性を設定するものとする。

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-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。

(iii) 評価結果

b. 運転中の原子炉における重大事故

(c) 放射性物質の総放出量については、これが最も厳しくなる「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」において、Cs-137の総放出量は、事故発生後から7日後までの間で約5.1TBq、100日後までを考慮したとしても約5.6TBqであり、不確かさを考慮しても放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響を小さくとどめている。

#### 【国産 MOX 燃料による影響】

国産 MOX 燃料により崩壊熱は増加するものの、使用する崩壊熱曲線に含まれることから、評価方針・評価結果に対する影響はない。また、反応度への影響については、取替炉心の安全性確認項目を確認しており、安全評価パラメータに影響はない。炉心内蓄積量が若干変化するものの、影響は軽微である。

なお、使用済燃料ピット熱負荷値は、評価パラメータの一部に現実的な条件を考慮することで許可範囲から逸脱しないことを確認した。

第四十二条 特定重大事故等対処施設については、別資料に記載する。

## 第五十四条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

- 1 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。
- 2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽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貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内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設備を設けなければならない。

### 【本文記載】

#### 五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

##### ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

##### (3) 核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力

##### (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冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットから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、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。

a. 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時に用いる設備

(a) 使用済燃料ピットへの注水

(a-1) 中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピット内燃料集合体等を冷却し、使用済燃料ピットに接続する配管が破損しても、放射線の遮蔽が維持される水位を確保するための設備として以下の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）を設ける。

使用済燃料ピットに接続する配管の破損については、使用済燃料ピット入口配管からの漏えい時は、遮蔽に必要な水位以下に水位が低下することを防止するため、入口配管上端部にサイホンブレーカを設ける設計とする。使用済燃料ピット出口配管からの漏えい時は、遮蔽に

必要な水位を維持できるように、それ以上の位置に取出口を設ける設計とする。

b. 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備

(a) 使用済燃料ピットへのスプレー

(a-1) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を用いた小型放水砲による使用済燃料ピットへのスプレー

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備による注水操作を実施しても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和するとともに、燃料損傷時には使用済燃料ピット全面にスプレーすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として以下の可搬型スプレー設備（使用済燃料ピットへのスプレー）を設ける。

また、スプレーや蒸気条件下でも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よって、臨界を防止することができる設計とする。

可搬型スプレー設備（使用済燃料ピットへのスプレー）として、海を水源とした送水車は、可搬型ホースによりスプレーヘッダを介して使用済燃料ピットへスプレーを行う設計とする。

(b) 燃料取扱棟への放水

(b-1) 大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車を用いた大型放水砲による燃料取扱棟への放水

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和するとともに、燃料損傷時に燃料取扱棟に大量の水を放水することによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として以下の放水設備（燃料取扱棟への放水）を設ける。

放水設備（燃料取扱棟への放水）として、大型放水砲を可搬型ホースにより海を水源とする大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車（以下「大型ポンプ車等」という。）と接続し、燃料取扱棟に大量の水を放水することによって、一部の水を使用済燃料ピットに注水で

きる設計とする。

**【国産 MOX 燃料による影響】**

国産 MOX 燃料により崩壊熱は増加するものの、その影響は軽微であり、設計方針に対する影響はない。

## 第五十九条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。

### 【本文記載】

#### 五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

##### へ 計測制御系統施設の構造及び設備

##### (5) その他の主要な事項

##### (v) 中央制御室

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として以下の重大事故等対処設備（居住性の確保）を設ける。

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、重大事故等時において中央制御室換気空調設備は、粒子用フィルタ及びよう素用フィルタを内蔵した中央制御室非常用給気フィルタユニット並びに中央制御室非常用給気ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用給気フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。

中央制御室遮へいは、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

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、全面マスク等の着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室換気空調設備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。

### 【国産 MOX 燃料による影響】

国産 MOX 燃料により炉心内蓄積量は変化するものの、その影響は軽微であり、設計方針に対する影響はない。

## 第六十一条 緊急時対策所

- 1 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。
  - 一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。

### 【本文記載】

#### 五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

##### 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

重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員等がとどまることができるよう、緊急時対策所（EL.32m）の居住性を確保するための設備として、以下の重大事故等対処設備（居住性の確保）を設ける。

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、緊急時対策所遮へい、緊急時対策所換気設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所エリアモニタ、可搬型モニタ、可搬型代替モニタ及び可搬型気象観測設備のうち風向風速計を使用する。

緊急時対策所（EL.32m）の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、緊急時対策所（EL.32m）内でのマスクの着用、交代要員体制、安定よう素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても、緊急時対策所(EL.32m)にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えないことを判断基準とする。

緊急時対策所（EL.32m）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（EL.32m）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、居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の实効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。

緊急時対策所（EL.32m）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（EL.32m）内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気設計を行い、緊急時対策所（EL.32m）の気密性及び緊急時対策所遮へいの性能とあいまっ

て、居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。なお、換気設計にあたっては、緊急時対策所（EL.32m）の建物の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。

**【国産 MOX 燃料による影響】**

国産 MOX 燃料により炉心内蓄積量は変化するものの、その影響は軽微であり、設計方針に対する影響はない。

## 国産 MOX 燃料の玄海 3 号炉への影響について

## 1. 炉心核特性への影響

炉心核特性への影響を検討するために、玄海 3 号炉の MOX 燃料炉心（48GWd/t ウラン+MOX 炉心（ウラン 145 体、MOX48 体装荷））において海外 MOX 燃料の代わりに国産 MOX 燃料を装荷した平衡炉心に対して炉心解析を行った。

解析の結果、海外 MOX 燃料を装荷する炉心と同じパターンでの炉心配置が可能であり、差異はほぼ見られず、取替炉心の安全性確認においても制限値に十分な余裕があることが確認された。

なお、国産 MOX 燃料を装荷することで、局所的な出力分布についてもわずかな影響が考えられるが軽微であり、国産 MOX 燃料を装荷した炉心も既許可の取替炉心のばらつきの範囲内であり、既許可の評価に影響を与えない。

表 取替炉心の安全性確認項目

項目	単位	安全解析使用値	国産MOX燃料を装荷した平衡炉心	(参考)海外MOX燃料を装荷した平衡炉心		
反応度停止余裕 (サイクル末期)	% $\Delta k/k$	$\geq 1.6$	1.72	1.76		
最大線出力密度*	kW/m	$\leq 41.5$	35.1	34.6		
燃料集合体 最高燃焼度	ウラン燃料	MWd/t	$\leq 48,000$	45,600		
	MOX燃料	MWd/t	$\leq 45,000$	42,400		
$F_{\text{N}}$	—	$\leq 1.48$	1.44	1.43		
減速材温度係数	$10^{-5}(\Delta k/k)/^{\circ}\text{C}$	-94 $\sim$ +8	-72 $\sim$ -12.9	-72 $\sim$ -13.4		
ドップラ係数	$10^{-5}(\Delta k/k)/^{\circ}\text{C}$	-5.2 $\sim$ -1.8	-3.7 $\sim$ -2.6	-3.6 $\sim$ -2.6		
制御棒 落下時	落下制御棒価値	% $\Delta k/k$	$\leq 0.25$	0.17		
	$F_{\text{DB}}$	—	$\leq 1.87$	1.68		
制御棒 飛び出し 時 $F_0$	サイクル初期	HZP	—	$\leq 15$	7.5	7.9
		HFP	—	$\leq 7.0$	2.2	2.1
	サイクル末期	HZP	—	$\leq 25$	19.3	19.7
		HFP	—	$\leq 6.8$	2.2	2.2
飛び出し 制御棒 価値	サイクル初期	HZP	% $\Delta k/k$	$\leq 0.66$	0.43	0.45
		HFP	% $\Delta k/k$	$\leq 0.12$	0.02	0.02
	サイクル末期	HZP	% $\Delta k/k$	$\leq 0.87$	0.81	0.82
		HFP	% $\Delta k/k$	$\leq 0.18$	0.04	0.03
最大反応度添加率	$10^{-5}(\Delta k/k)/s$	$\leq 75$	41	40		

\* 燃料ペレット焼きしまり効果を含まない。

注) HZP:高温零出力 HFP:高温全出力 MOX燃料:ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料

※回収ウランの影響が大きくなるように、ウラン同位体の組成を [ ] 評価

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

## 2. 崩壊熱への影響

海外 MOX 燃料及び国産 MOX 燃料の崩壊熱の比較は、以下のとおり。

国産 MOX 燃料の崩壊熱は、回収ウランの影響により海外 MOX 燃料に対してわずかに大きくなるものの、ほぼ同じである。

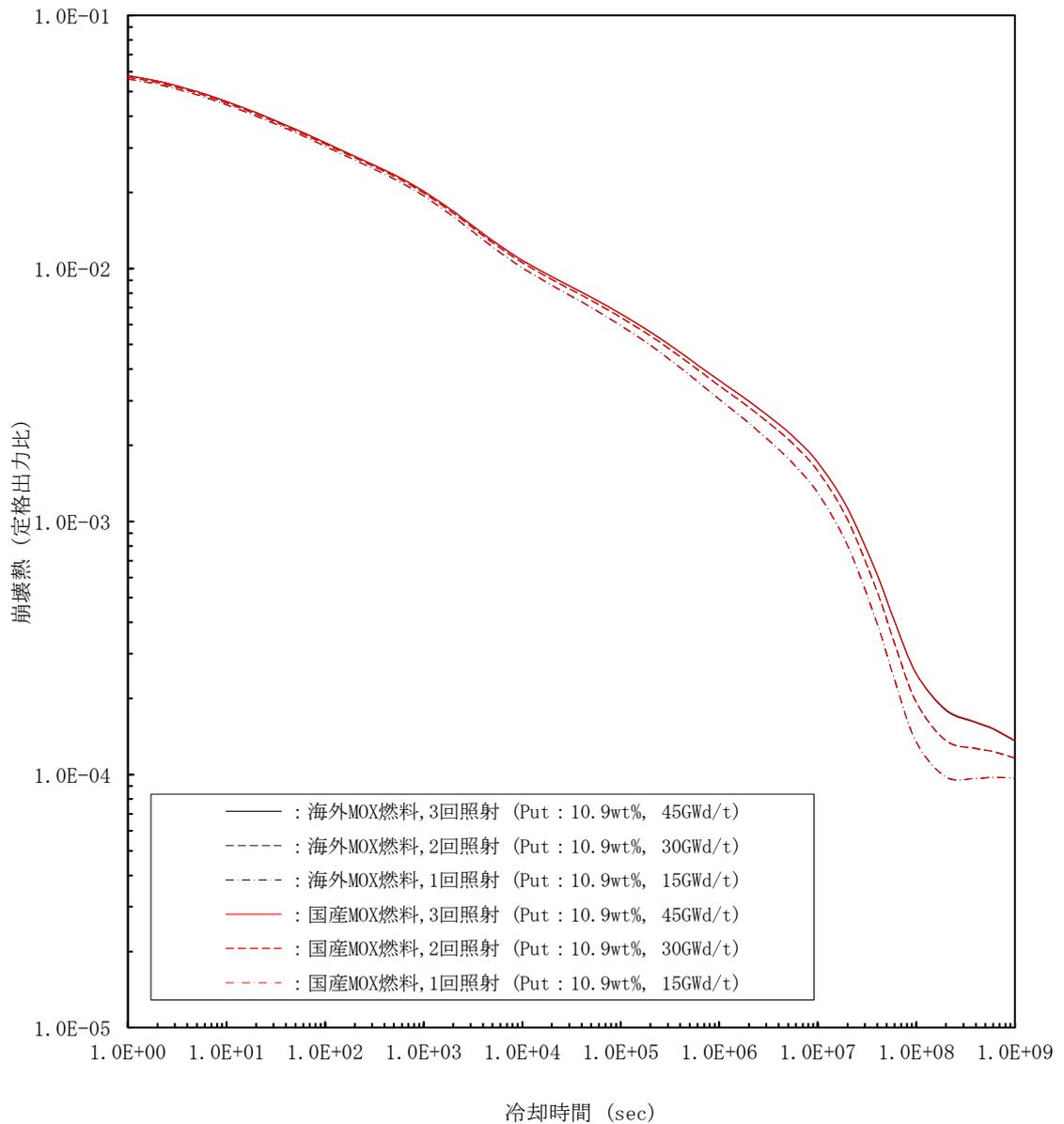
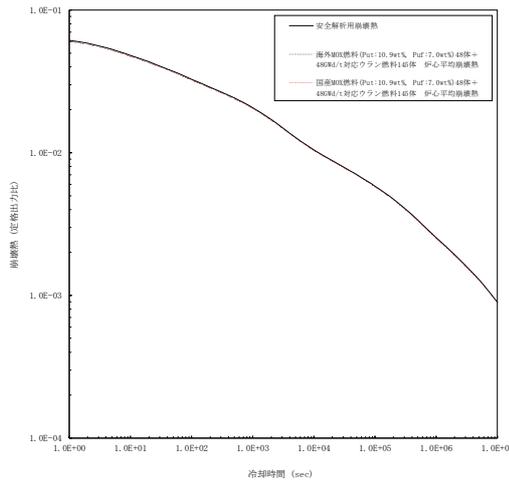


図 海外 MOX 燃料及び国産 MOX 燃料の崩壊熱

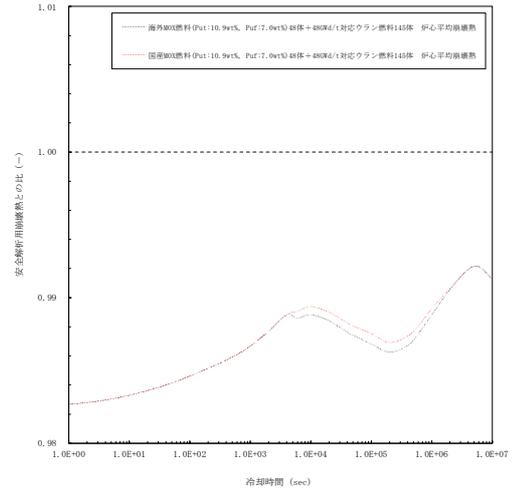
## 2. 1 炉心崩壊熱評価への影響

海外 MOX 燃料の代わりに国産 MOX 燃料を装荷した炉心に対して評価を行った。

その結果、国産 MOX 燃料を装荷したとしても、安全解析用の崩壊熱を下回っており、既許可の安全評価に対して影響がないことを確認した。



(1) 崩壊熱 (定格出力比)



(2) 安全解析用崩壊熱に対する  
炉心平均崩壊熱の比

図 炉心平均崩壊熱

## 2. 2 SFP 熱負荷値への影響

SFP 熱負荷値は、SFP 重大事故等対策の有効性評価における入力条件として新規基準施行後に設置許可本文十号に追加された項目である。既許可の本文記載値は、崩壊熱の高い燃料から順に SFP の貯蔵容量の満杯に貯蔵する等の保守的な評価条件で算出した値である。このため、これらの保守的な評価条件に対して、現実的な燃料貯蔵条件を想定することにより、現行許認可で示している本文記載値を逸脱しないことを確認できる。

既許可の条件、現実的な条件及びその結果の比較は、表のとおりである。

### < S F P 熱負荷評価条件に国産 MOX 燃料と現実的な条件を考慮した場合の結果 >

	既許可の条件	国産 MOX 燃料を 装荷する場合	国産 MOX 燃料を装荷し 冷却期間を考慮
燃料	ウラン燃料 + 海外 MOX 燃料	ウラン燃料 + 国産 MOX 燃料	同左
燃焼度	均等 3 バッチ	同左	同左
冷却期間	8.5 日	同左	同左
貯蔵にお ける主 な 想定	共用号炉：7 年冷却	同左	共用号炉：9 年冷
	定検期間：30 日	同左	同左
評価結果	12.464MW	12.481MW	12.442MW

### 本文記載値への影響について

現在の設置許可本文に記載されている SFP 熱負荷の記載値は、12.464MW であり、MOX 燃料がすべて国産 MOX 燃料になった場合は熱負荷値が既許可記載値を超えるものの、併せて共用号炉からの冷却年数を現実的に設定した場合、設置許可本文記載値の範囲内で管理できる。

### 3. 燃料取扱・貯蔵時の影響

国産 MOX 燃料には娘核種が高エネルギーγ線を発する  $^{232}\text{U}$  はほぼ含まれないため線量影響は無視できるものの、MOX 燃料からは未照射のプルトニウムやその崩壊後の核種からも放射線が放出されるため、それを考慮した管理を行っている。国産 MOX 燃料になったことによる線量影響は、元々の MOX 燃料からの線量と比較すると軽微であり、追加の考慮は不要である。

### 4. 燃料機械設計への影響

“1.炉心核特性”と同様に、玄海3号炉のMOX燃料装荷炉心の代表Pu組成平衡炉心に対して、海外MOX燃料の代わりに国産MOX燃料を装荷した場合の燃料機械設計への影響を確認する。

燃料中心温度については、以下のとおり、定格出力時並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、国産MOX燃料を装荷した場合と同じであることを確認した。

表 燃料中心温度について

	線出力密度 (kW/m)	燃焼度 (MWd/t)	影響評価 (°C)	現行結果 (°C)	制限値 (°C)
MOX 燃料	43.1 (通常運転時)	約 1,200	1,810	1,810	<2,500
	59.1 (運転時の異常な過渡変化時)		2,230	2,230	

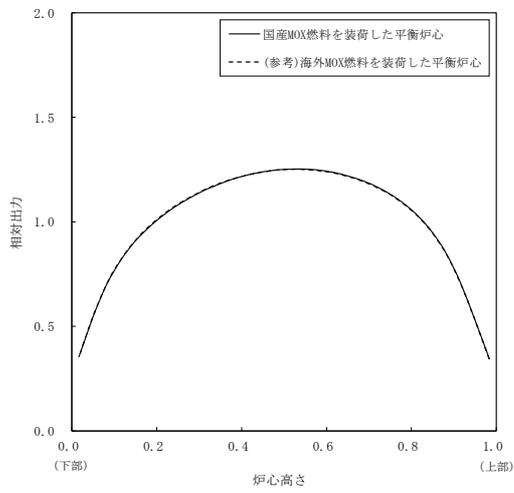
また、燃料中心温度以外の健全性（燃料棒内圧、被覆管応力、被覆管引張歪及び被覆管累積疲労）に対しても、国産MOX燃料に代わったことの影響を評価した。その結果は、下表のとおりであり、国産MOX燃料を装荷した場合であっても、制限値を満足していることを確認した。

燃料中心温度以外の燃料健全性評価

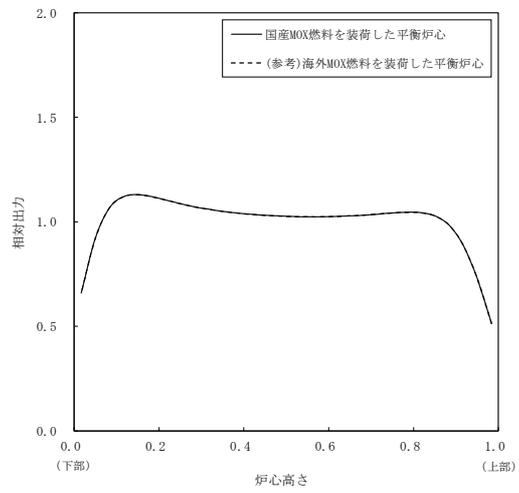
	影響評価※	現行結果※	制限値※
燃料棒内圧	0.81	0.82	<1
被覆管応力	0.83	0.83	<1
被覆管引張歪	0.52	0.52	<1
被覆管累積疲労	0.28	0.29	<1

※設計比（評価値と制限値の比）が同じ場合を1とする。

さらに、下図のとおり軸方向出力分布も同等であることから最小DNBR評価にも影響は無いと考えられる。



(1) サイクル初期



(2) サイクル末期

図 軸方向出力分布

#### 第四条 地震による損傷の防止

5 炉心内の燃料被覆材は、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

#### 【本文記載】

#### 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

##### (1) 耐震構造

##### (i) 設計基準対象施設の耐震設計

g. 炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおり設計する。

弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態に留まるように設計する。

基準地震動による地震力に対して、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないように設計する。

#### 【国産 MOX 燃料による影響】

閉じ込め機能の確認には、地震力の他に燃料棒への内圧等からの応力を考慮している。内圧が反応度変化の影響を受けるものの、その影響は軽微であり、設計方針に対する影響はない。

### 第十三条 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

設計基準対象施設は、次に掲げる要件を満たすものでなければならない。

一 運転時の異常な過渡変化時において次に掲げる要件を満たすものであること。

イ 最小限界熱流束比（燃料被覆材から冷却材への熱伝達が低下し、燃料被覆材の温度が急上昇し始める時の熱流束（単位時間及び単位面積当たりの熱量をいう。以下同じ。）と運転時の熱流束との比の最小値をいう。）又は最小限界出力比（燃料体に沸騰遷移が発生した時の燃料体の出力と運転時の燃料体の出力との比の最小値をいう。）が許容限界値以上であること。

ロ 燃料被覆材が破損しないものであること。

ハ 燃料材のエンタルピーが燃料要素の許容損傷限界を超えないこと。

ニ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・一倍以下となること。

二 設計基準事故時において次に掲げる要件を満たすものであること。

イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。

ロ 燃料材のエンタルピーが炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するための制限値を超えないこと。

ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・二倍以下となること。

ニ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び原子炉格納容器バウンダリにおける温度が最高使用圧力及び最高使用温度以下となること。

ホ 設計基準対象施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

#### 【本文記載】

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

a. 初期定常運転条件

原子炉出力の初期値として、定格値(3,423MWt)に定常運転出力決定に際して生じる熱校正の誤差(定格値の±2%)を考慮した値を用いる。また、1次冷却材平均温度の初期値は、定格値(307.1℃)に定常運転時の誤差(±2.2℃)を考慮した値、原子炉圧力の初期値は、定格値(15.41MPa[gage])に定常運転時の誤差(±0.21MPa)を考慮した値を用いる。

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、 $0 \sim 0.51(\Delta K / K) / (g / cm^3)$ 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。

(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  $7.5 \times 10^{-4}(\Delta K / K) / s$  とする。

(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。

(f) 減速材温度係数は  $8.0 \times 10^{-5}(\Delta K / K) / ^\circ C$  とする。

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。

(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  $7.5 \times 10^{-4}(\Delta K / K) / s$  とする。

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。

(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。

(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、1.87 を使用する。

d. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

d-2 出力運転時の異常な希釈

(d) 反応度停止余裕は  $0.016 \Delta K / K$  とする。

(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。

- 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  $0.51(\Delta K/K)/(g/cm^3)$  とする。
  - (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) 崩壊熱は、(a)項の初期原子炉出力で無限時間運転した場合を考える。
- 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  $0.51(\Delta K/K)/(g/cm^3)$  とする。
  - (d) ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。
- 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、原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。反応度停止余裕は  $0.016\Delta K/K$  とする。 1次冷却材中のほう素濃度は 0ppm を仮定する。
  - (b) 解析はサイクル末期について行う。  
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。
- g. 蒸気発生器への過剰給水
  - (b) 減速材密度係数は  $0.51(\Delta K/K)/(g/cm^3)$  とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。
- (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。
  - 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. 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。

ロ. 設計基準事故

(2) 解析条件

(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) 原子炉出力は定格出力の 102%とし、熱流束熱水路係数は 2.32、燃料棒の最大線出力密度は 41.5kW/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、核分裂生成物の崩壊熱としては、ANSI/ANS-5.1-1979 に基づいて三菱原子力工業（株）の作成した曲線を使用する。また、アクチニドの崩壊熱も考慮する。

b. 原子炉冷却材流量の喪失

(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。

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。

d. 主給水管破断

(f) 崩壊熱は初期原子炉出力で無限時間運転した場合の値を使用する。

e. 主蒸気管破断

(a) 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。反応度停止余裕は  $0.016\Delta K/K$  とする。1 次冷却材中のほう素濃度は 0ppm を仮定する。

(b) 解析はサイクル末期について行う。

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。

(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      0.12%  $\Delta K/K$

サイクル末期高温全出力      0.18%  $\Delta K/K$

サイクル初期高温零出力      0.66%  $\Delta K/K$

サイクル末期高温零出力      0.87%  $\Delta K/K$

(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。  
圧力ハウジングの破損に伴う減圧沸騰による負の反応度効果は、考慮しないものとする。

(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      7.0

サイクル末期高温全出力      6.8

サイクル初期高温零出力      15

サイクル末期高温零出力      25

(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

(a) 原子炉は事故直前まで定格出力の 102%で運転していたものとする。

b. 蒸気発生器伝熱管破損

発電用原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を想定する。

b-1 事故経過の解析

(a) 初期原子炉出力は定格出力の 102%とする。

b-2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(a) 発電用原子炉は、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 1/3 ずつ取替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 30,000 時間とする。

(c) 蒸気発生器伝熱管破損により新たに燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、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  $9.2 \times 10^{13} \text{Bq}$ 、希ガス約  $4.4 \times 10^{14} \text{Bq}$  ( $\gamma$ 線エネルギー 0.5MeV 換算)。

(c-2) (c-1)項の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  $1.5 \times 10^{15}\text{Bq}$ 、希ガス約  $4.3 \times 10^{15}\text{Bq}$  ( $\gamma$ 線エネルギー  $0.5\text{MeV}$  換算)。

c. 燃料集合体の落下

発電用原子炉の燃料交換時に何らかの理由によって燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(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 30,000 時間) のものとする。

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 1/3 ずつ取替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 30,000 時間とする。

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 13%を使用する。

(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

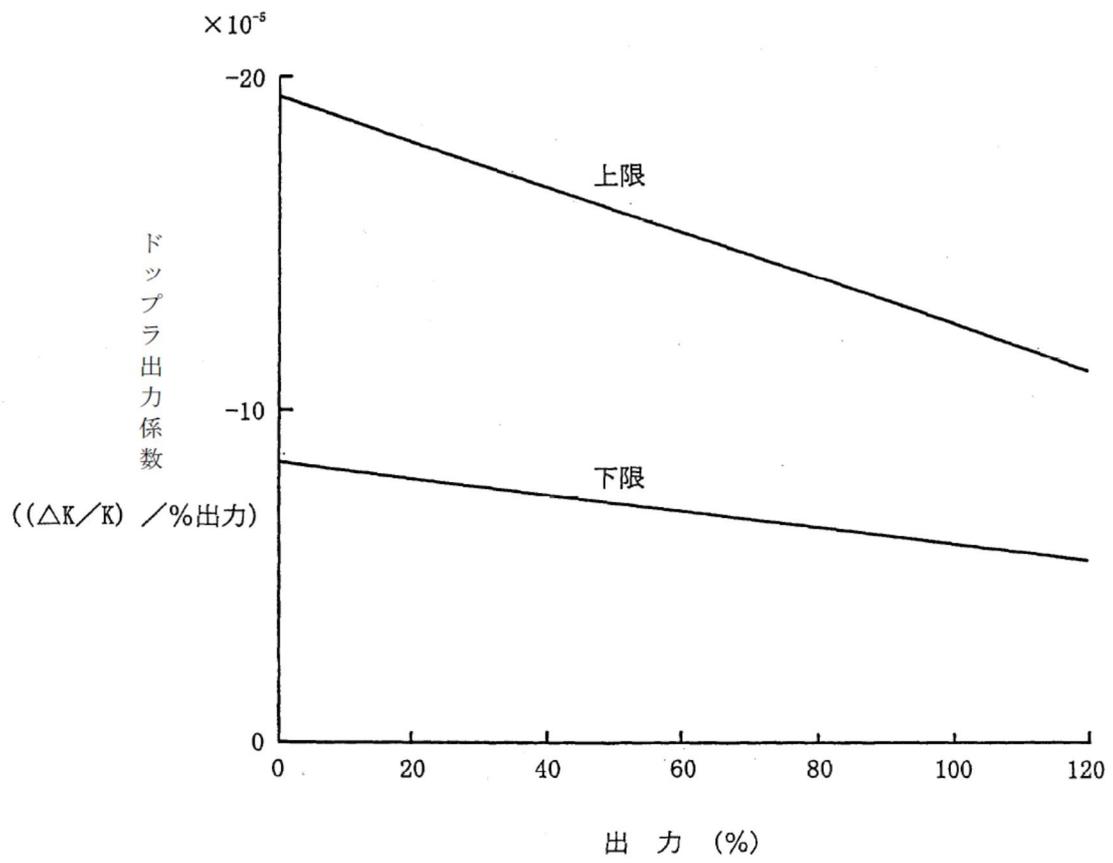
「ロ(1)(i)a.(a)原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に1次冷却材が系外に流出し、原子炉格納容器内の圧力、温度が異常に上昇する事象を想定する。

b. 可燃性ガスの発生

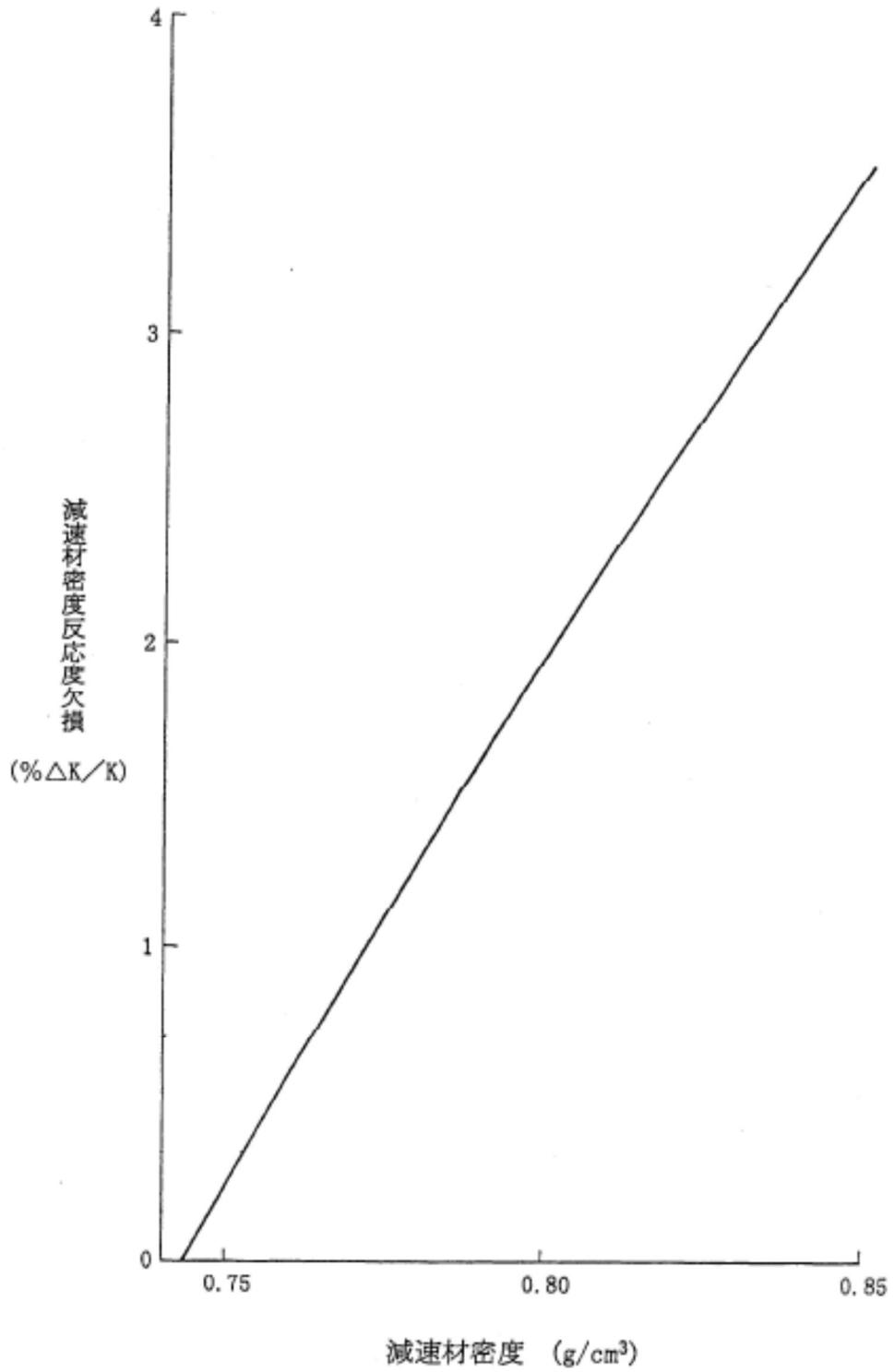
「ロ(1)(i)a.(a)原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。

(3) 評価結果

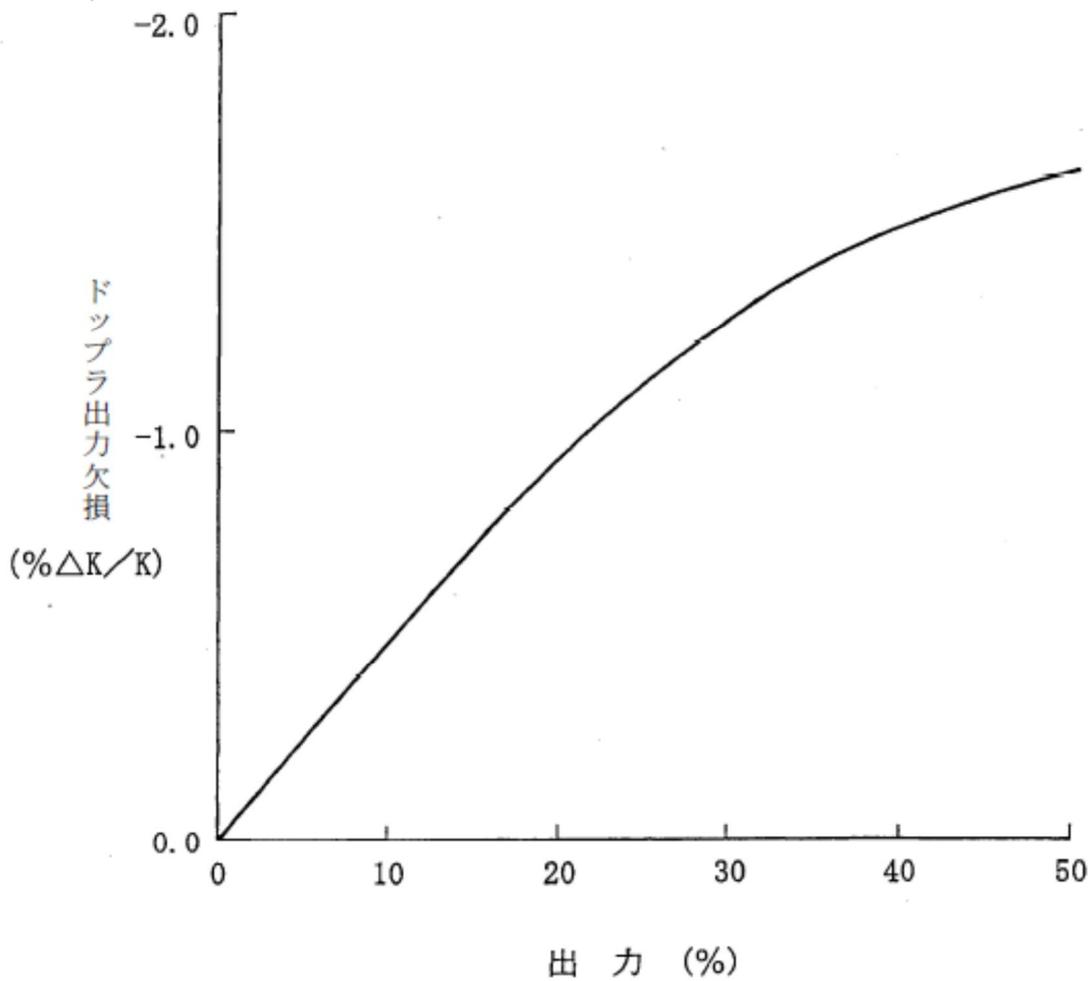
e. 敷地等境界外における実効線量については、これが最も厳しくなる「蒸気発生器伝熱管破損」において、約  $0.24\text{mSv}$  であり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えるものではない。



第 10.3 図 解析に使用したドップラ出力係数



第 10.4 図 解析に使用した減速材密度反応度欠損



第 10.5 図 解析に使用したドップラ出力欠損

**【国産 MOX 燃料による影響】**

国産 MOX 燃料により崩壊熱は増加するものの、使用する崩壊熱曲線に含まれることから、評価方針・評価結果に対する影響はない。また、反応度への影響については、取替炉心の安全性確認項目を確認しており、安全評価パラメータに影響はない。なお、炉心内蓄積量が若干変化するものの、影響は軽微である。

## 第十五条 炉心等

- 2 炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えないものでなければならない。
- 5 燃料体は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。

### 【本文記載】

○2項の要求について

#### 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

発電用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。

##### 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持つ設計とする。

高温停止状態                    0.016 $\Delta$ K/K

低温停止状態                    0.010 $\Delta$ K/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、0.00075 ( $\Delta$ K/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                    0.0018 $\Delta$ K/K

高温零出力時                    0.0087 $\Delta$ K/K

##### d. 減速材温度係数及びドプラ係数

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設計する。  
また、ドプラ係数は負になるように設計する。

##### (iv) 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、被覆材の焼損を起こさず、燃料中心温度をその溶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）	1.80
b. 燃料棒最大線出力密度	43.1kW/m

#### 【国産 MOX 燃料による影響】

核的制限及び熱的制限については、MOX 燃料を国産 MOX に置き換えた炉心にて取替炉心の安全性確認項目を確認しており、その影響はほとんどなく設計方針に対する影響はない。

#### 【本文記載】

○5 項の要求について

#### 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

#### (2) 燃料体

#### (iv) 燃料集合体の構造

#### a. 構造

燃料集合体は、燃料棒、制御棒案内シングル及び炉内計装用案内シング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、制御棒案内シング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、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。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。

#### 【国産 MOX 燃料による影響】

燃料の健全性については、国産 MOX 燃料の燃料健全性を評価しており、その影響はほとんどなく、設計方針に対する影響はない。

## 第十六条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

- 2 発電用原子炉には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。以下この項において同じ。）を設けなければならない。
- ニ 使用済燃料の貯蔵施設（使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク（以下「キャスク」という。）を除く。）にあつては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。
- ロ 貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであつて、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有するものとする。

### 【本文記載】

#### 五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

##### ニ、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

##### (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

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時（以下「通常運転時等」という。）において、使用済燃料ピットには、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の崩壊熱の除去並びに使用済燃料ピット水の浄化を行うため、ポンプ、冷却器等で構成する使用済燃料ピット水浄化冷却設備（3号及び4号炉共用、既設）を設け、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。使用済燃料ピット水浄化冷却設備で除去した熱は、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

### 【国産 MOX 燃料による影響】

国産 MOX 燃料により崩壊熱は増加するものの、その影響は軽微であり、設計方針に対する影響はない。

## 第二十六条 原子炉制御室等

発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 3 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める設備を設けなければならない。

二 原子炉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原子炉制御室に出入りするための区域遮蔽壁その他の適切に放射線から防護するための設備、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対し換気設備を隔離するための設備その他の適切に防護するための設備

### 【本文記載】

#### 五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

##### へ. 計測制御系統施設の構造及び設備

##### (5) その他の主要な事項

##### (v) 中央制御室

また、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、運転員が過度の放射線被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮へいを透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室空調装置等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回るように遮へいを設ける。

### 【国産 MOX 燃料による影響】

国産 MOX 燃料により炉心内蓄積量は変化するものの、その影響は軽微であり、設計方針に対する影響はない。

## 第二十七条 放射性廃棄物の処理施設

工場等には、次に掲げるところにより、通常運転時において放射性廃棄物（実用炉規則第二条第二項第二号に規定する放射性廃棄物をいう。以下同じ。）を処理する施設（安全施設に係るものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

一 周辺監視区域の外の空気中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有するものとする。

### 【本文記載】

#### 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

##### 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

「線量目標値に関する指針」に基づき、気体廃棄物中の希ガスの $\gamma$ 線に起因する実効線量、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並びに気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量を、「線量目標値に対する評価指針」及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価する。

##### (1) 線量の評価条件

##### (i) 気体廃棄物中の希ガスの $\gamma$ 線に起因する実効線量

##### a. 年間放出量及び $\gamma$ 線実効エネルギー

##### (a) ガス減衰タンク又は活性炭式希ガスホールドアップ装置からの排気

希ガスの年間放出量及び $\gamma$ 線実効エネルギーは、それぞれ  $3.5 \times 10^{14} \text{Bq/y}$  及び  $3.4 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （1号及び2号炉各炉）、 $2.9 \times 10^{14} \text{Bq/y}$  及び  $1.6 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （3号炉）並びに  $2.8 \times 10^{14} \text{Bq/y}$  及び  $1.5 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （4号炉）とする。

##### (b) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気

希ガスの年間放出量及び $\gamma$ 線実効エネルギーは、それぞれ  $2.5 \times 10^{13} \text{Bq/y}$  及び  $4.3 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （1号及び2号炉各炉）、 $2.6 \times 10^{13} \text{Bq/y}$  及び  $4.3 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （3号炉）並びに  $2.7 \times 10^{13} \text{Bq/y}$  及び  $4.3 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （4号炉）とする。

##### (c) 原子炉格納容器減圧時の排気

希ガスの年間放出量及び $\gamma$ 線実効エネルギーは、それぞれ  $1.6 \times 10^{13} \text{Bq/y}$  及び  $4.4 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （1号及び2号炉各炉）、 $1.0 \times 10^{13} \text{Bq/y}$  及び  $4.4 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （3号炉）並びに  $1.0$

$\times 10^{13}\text{Bq}/\text{y}$  及び  $4.4 \times 10^2\text{MeV}/\text{dis}$  (4号炉) とする。

(d) 原子炉補助建屋等の換気

希ガスの年間放出量及び $\gamma$ 線実効エネルギーは、それぞれ  $1.9 \times 10^{14}\text{Bq}/\text{y}$  及び  $8.5 \times 10^2\text{MeV}/\text{dis}$  (1号及び2号炉各炉)、  
 $2.0 \times 10^{14}\text{Bq}/\text{y}$  及び  $8.5 \times 10^2\text{MeV}/\text{dis}$  (3号炉) 並びに  $2.0 \times 10^{14}\text{Bq}/\text{y}$  及び  $8.4 \times 10^2\text{MeV}/\text{dis}$  (4号炉) とする。

(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

液体廃棄物の年間放出量はトリチウムを除き、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉それぞれ  $3.7 \times 10^{10}\text{Bq}/\text{y}$ 、トリチウムは3号炉及び4号炉それぞれ  $7.4 \times 10^{13}\text{Bq}/\text{y}$ 、1号炉及び2号炉それぞれ  $3.7 \times 10^{13}\text{Bq}/\text{y}$  とする。

b. 海水中における放射性物質の濃度

海水中における放射性物質の濃度は、放射性物質の年間放出量を年間の復水器冷却水量(補機冷却水を含む。)で除した放水口における濃度とする。

なお、年間復水器冷却水量(補機冷却水を含む。)は、3号炉及び4号炉それぞれ  $2.06 \times 10^9\text{m}^3/\text{y}$ 、1号炉及び2号炉それぞれ  $9.41 \times 10^8\text{m}^3/\text{y}$  とする。

また、前面海域での拡散による希釈効果は考慮しない。

(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

よう素の年間放出量は、I-131について  $8.7 \times 10^8\text{Bq}/\text{y}$  (1号及び2号炉各炉)、 $5.4 \times 10^8\text{Bq}/\text{y}$  (3号炉) 及び  $5.4 \times 10^8\text{Bq}/\text{y}$  (4号炉)、I-133について  $7.3 \times 10^8\text{Bq}/\text{y}$  (1号及び2号炉各炉)、 $6.4 \times 10^8\text{Bq}/\text{y}$  (3号炉) 及び  $6.4 \times 10^8\text{Bq}/\text{y}$  (4号炉) とする。

(b) 原子炉格納容器減圧時の排気

よう素の年間放出量は、I-131について  $2.1 \times 10^9\text{Bq}/\text{y}$  (1号及び2号炉各炉)、 $1.5 \times 10^9\text{Bq}/\text{y}$  (3号炉) 及び  $1.5 \times 10^9\text{Bq}/\text{y}$  (4号炉)、I-133について  $4.6 \times 10^8\text{Bq}/\text{y}$  (1号及び2号炉各炉)、 $3.2 \times 10^8\text{Bq}/\text{y}$  (3号炉) 及び  $3.2 \times 10^8\text{Bq}/\text{y}$  (4号炉) とする。

(c) 原子炉補助建屋等の換気

よう素の年間放出量は、I-131について  $8.3 \times 10^9\text{Bq}/\text{y}$  (1

号及び2号炉各炉)、 $1.0 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ (3号炉)及び $1.0 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ (4号炉)、I-133について $1.5 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ (1号及び2号炉各炉)、 $1.7 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ (3号炉)及び $1.7 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ (4号炉)とする。

(d) 定期検査時のよう素 131

よう素の年間放出量は、I-131について $2.8 \times 10^9 \text{Bq/y}$ (1号及び2号炉各炉)、 $3.0 \times 10^9 \text{Bq/y}$ (3号炉)及び $3.0 \times 10^9 \text{Bq/y}$ (4号炉)とする。

(2) 線量の評価結果

敷地等境界外における1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉からの気体廃棄物中の希ガスの $\gamma$ 線に起因する実効線量、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及びよう素に起因する実効線量は、それぞれ年間約 $2.5 \mu \text{Sv}$ 、年間約 $2.8 \mu \text{Sv}$ 及び年間約 $2.5 \mu \text{Sv}$ となり、合計は年間約 $7.8 \mu \text{Sv}$ である。

この値は、「線量目標値に関する指針」に示される線量目標値の年間 $50 \mu \text{Sv}$ を下回る。

【国産 MOX 燃料による影響】

国産 MOX 燃料により反応度が若干変化し、ほう素濃度、中性子束が変化することから、影響を受けるものの、影響は軽微である。

### 第三十条 放射線からの放射線業務従事者の防護

- 1 設計基準対象施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、次に掲げるものでなければならない。
  - 一 放射線業務従事者（実用炉規則第二条第二項第七号に規定する放射線業務従事者をいう。以下同じ。）が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとする

#### 【本文記載】

#### 五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

##### ニ、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

##### (1) 核燃料物質取扱設備の構造

ウラン新燃料は、燃料取扱棟内の新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備から燃料取扱設備により、原子炉格納容器内に搬入する。ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料は、燃料取扱棟内において、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の輸送容器から燃料取扱設備により使用済燃料貯蔵設備に移し、ここから燃料取扱設備により原子炉格納容器内に搬入する。燃料取替えは、原子炉上部の原子炉キャビティに水張りし、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で行う。

#### 【国産 MOX 燃料による影響】

国産 MOX 燃料により燃料体からの線量は増加するものの、線量増加の影響は軽微であり、設計方針に対する影響はない。

### 第三十七条 重大事故等の拡大の防止等

- 1 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
- 2 発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
- 3 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
- 4 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

#### 【本文記載】

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

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

(2) 有効性評価

(ii) 解析条件

a. 主要な解析条件

(b) 共通解析条件

(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) 初期条件

- ・炉心熱出力の初期値は、原則として、定格値(3,411MWt)に正の定常誤差(定格値の+2%)を考慮した値を用いるものとする。

(事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」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ニドの崩壊熱を考慮した曲線(標準値)を使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料及び3号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮するものとする。

(b-2) 運転中の原子炉における重大事故

(b-2-1) 初期条件

(b-1-1)に同じ。なお、格納容器破損モード「水素燃焼」の原子炉格納容器のヒートシンク、初期圧力は、以下の値を用いるものとする。

(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合せで貯蔵される場合を想定して、3号炉 12.464MW、4号炉 10.496MWを用いるものとする。

(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-4-1) 初期条件（運転停止中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ニドの崩壊熱を考慮した曲線（標準値）を使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料及び3号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮するものとする。

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、ウラン燃料を装荷した炉心において、炉心サイクル寿命中の変化及び取替炉心のばらつき等のプラント特性並びに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 -16pcm/°Cに設定するものとする。

(e-5) ドップラ特性は、ウラン燃料を装荷した平衡炉心の特性（標準値）を設定するものとする。

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-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1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高30,000時間とする。

(iii) 評価結果

b. 運転中の原子炉における重大事故

(c) 放射性物質の総放出量については、これが最も厳しくなる「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」において、Cs-137 の総放出量は、事故発生後から7日後までの間で約 4.5TBq、100 日後までを考慮したとしても約 4.8TBq であり、不確かさを考慮しても放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響を小さくとどめている。

【国産 MOX 燃料による影響】

国産 MOX 燃料により崩壊熱は増加するものの、使用する崩壊熱曲線に含まれることから、評価方針・評価結果に対する影響はない。また、反応度への影響については、取替炉心の安全性確認項目を確認しており、安全評価パラメータに影響はない。炉心内蓄積量が若干変化するものの、影響は軽微である。

なお、使用済燃料ピット熱負荷値は、評価パラメータの一部に現実的な条件を考慮することで許可範囲から逸脱しないことを確認した。

第四十二条 特定重大事故等対処施設については、別資料に記載する。

## 第五十四条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

- 1 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。
- 2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽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貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内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設備を設けなければならない。

### 【本文記載】

#### 五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

##### ニ、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

##### (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冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットから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。

##### a. 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時に用いる設備

##### (a) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピット内燃料体等を冷却し、使用済燃料ピットに接続する配管が破損しても、放射線の遮へいが維持される水位を確保するための設備として以下の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水）を設ける。

使用済燃料ピットに接続する配管の破損については、使用済燃料ピット入口配管からの漏えい時は、遮へいに必要な水位以下に水位が低下することを防止するため、入口配管上端部にサイフォンブレーカを設ける設計とする。使用済燃料ピット出口配管からの漏えい時は、遮

へいに必要な水位を維持できるように、それ以上の位置に取出口を設ける設計とする。

b. 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備

(a) 使用済燃料ピットへのスプレー

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備による注水操作を実施しても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合（以下「使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故」という。）において、燃料損傷の進行を緩和するとともに、燃料損傷時には使用済燃料ピット全面にスプレーすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として以下の可搬型スプレー設備（使用済燃料ピットへのスプレー）を設ける。

また、スプレーや蒸気条件下でも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よって、臨界を防止することができる設計とする。

可搬型スプレー設備（使用済燃料ピットへのスプレー）として、使用済燃料ピットスプレーヘッダを可搬型ホースにより中間受槽を水源とする可搬型ディーゼル注入ポンプと接続し、使用済燃料ピットへスプレーを行う設計とする。

(b) 燃料取扱棟（使用済燃料ピット内燃料体等）への放水

使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に、燃料損傷の進行を緩和し、燃料損傷時に燃料取扱棟に大量の水を放水することによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として以下の放水設備（燃料取扱棟（使用済燃料ピット内燃料体等）への放水）を設ける。

放水設備（燃料取扱棟（使用済燃料ピット内燃料体等）への放水）として、放水砲を、可搬型ホースにより海を水源とする移動式大容量ポンプ車と接続し、原子炉周辺建屋のうち燃料取扱棟に大量の水を放水することによって、一部の水を使用済燃料ピットに注水できる設計とする

**【国産 MOX 燃料による影響】**

国産 MOX 燃料により崩壊熱は増加するものの、その影響は軽微であり、設計方針に対する影響はない。

## 第五十九条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。

### 【本文記載】

#### 五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

##### へ．計測制御系統施設の構造及び設備

##### (5) その他の主要な事項

##### (v) 中央制御室

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として以下の重大事故等対処設備（中央制御室空調装置による居住性の確保並びに中央制御室の照明による居住性の確保並びに中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定）を設ける。

重大事故等対処設備（中央制御室空調装置による居住性の確保）として、重大事故等時において、中央制御室空調装置は、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。中央制御室遮へいは、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。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全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、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。

### 【国産 MOX 燃料による影響】

国産 MOX 燃料により炉心内蓄積量は変化するものの、その影響は軽微であり、設計方針に対する影響はない。

## 第六十一条 緊急時対策所

- 1 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。
  - 一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。

### 【本文記載】

#### 五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

##### 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. 代替緊急時対策所

重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員等がとどまることができるよう、代替緊急時対策所の居住性を確保するための設備として、以下の重大事故等対処設備（居住性の確保）を設ける。

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、緊急時対策所遮へい（代替緊急時対策所）、代替緊急時対策所の緊急時対策所換気設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、代替緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型エリアモニタを使用する。

代替緊急時対策所の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、代替緊急時対策所内でのマスクの着用、交代要員体制、安定よう素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても、代替緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で 100mSv を超えないことを判断基準とする。

緊急時対策所遮へい（代替緊急時対策所）は、重大事故等が発生した場合において、代替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、居住性に係る判断基準である代替緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で 100mSv を超えない設計とする。

代替緊急時対策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、代替緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気設計を行い、代替緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所遮へい（代替緊急時対策所）の性能とあいまって、

居住性に係る判断基準である代替緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。なお、換気設計に当たっては、代替緊急時対策所の建物の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。

b. 緊急時対策所（緊急時対策棟内）

重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員等がとどまることができるよう、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性を確保するための設備として、以下の重大事故等対処設備（居住性の確保）を設ける。

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、緊急時対策所遮へい（緊急時対策棟内）、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策所換気設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型エリアモニタを使用する。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、緊急時対策所（緊急時対策棟内）内でのマスクの着用、交代要員体制、安定よう素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても、緊急時対策所（緊急時対策棟内）にとどまる要員の实効線量が事故後7日間で100mSvを超えないことを判断基準とする。

緊急時対策所遮へい（緊急時対策棟内）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、居住性に係る判断基準である緊急時対策所（緊急時対策棟内）にとどまる要員の实効線量が事故後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）内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気設計を行い、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（緊急時対策棟内）の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所（緊急時対策棟内）にとどまる要員の实効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。なお、換気設計に当たっては、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の建物の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。

【国産 MOX 燃料による影響】

国産 MOX 燃料により炉心内蓄積量は変化するものの、その影響は軽微で

あり、設計方針に対する影響はない。