

## 添付資料

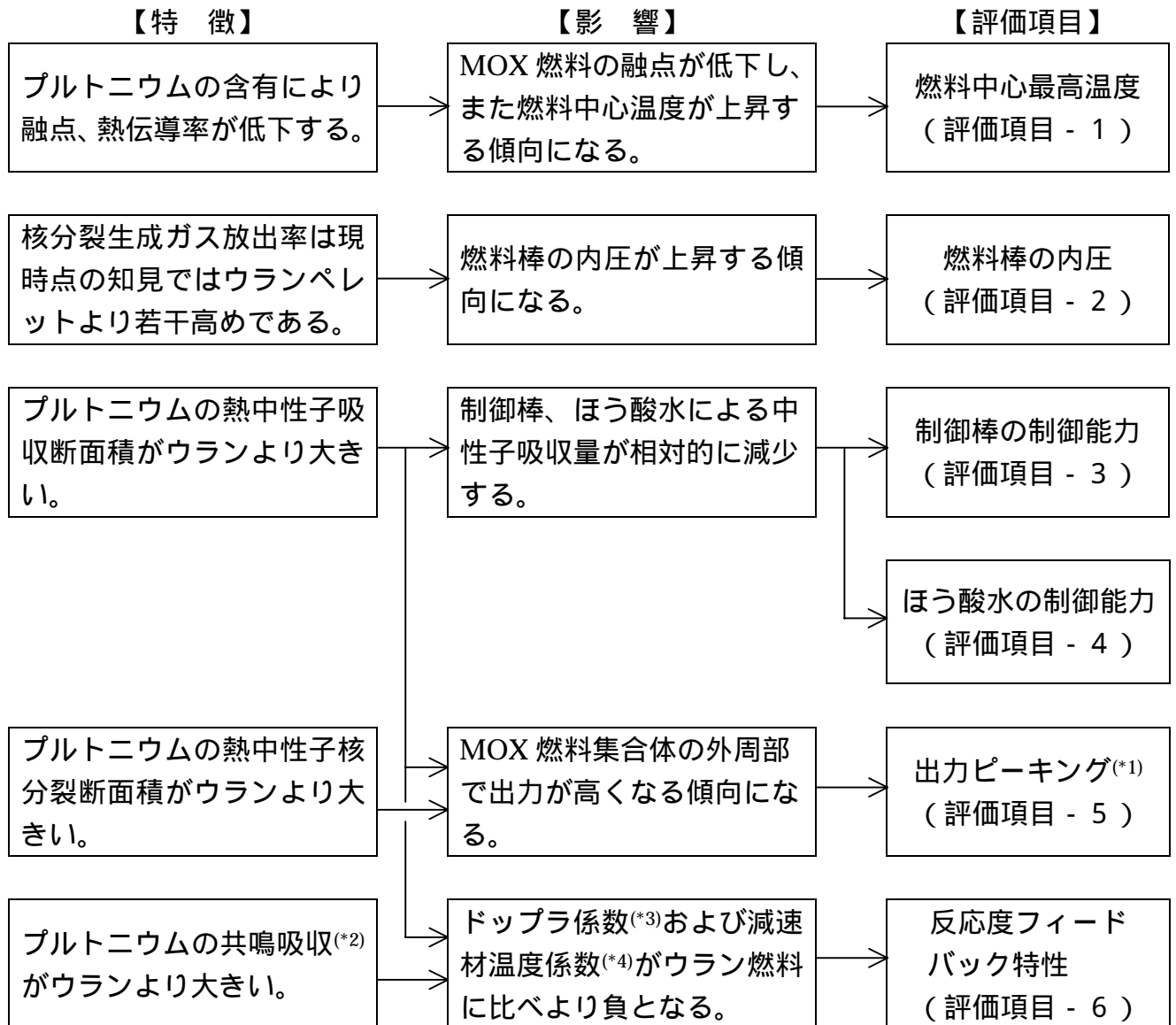
### ウラン・プルトニウム混合酸化物（MOX）燃料 の採用計画に係る補足説明

## 目 次

MOX 燃料の主な特徴と影響について -----	21
（評価項目 - 1）燃料中心最高温度について -----	23
（評価項目 - 2）燃料棒の内圧について -----	24
（評価項目 - 3）制御棒の制御能力について -----	25
（評価項目 - 4）ほう酸水の制御能力について -----	26
（評価項目 - 5）出力ピーキングについて -----	27
（評価項目 - 6）反応度フィードバック特性について -----	28
（評価項目 - 7）貯蔵設備の未臨界性について -----	29
（評価項目 - 8）取扱・貯蔵設備の遮へい能力について -----	30
（評価項目 - 9）貯蔵設備の冷却能力について -----	31
（参 考）MOX 燃料の環境への影響について -----	32

## MOX 燃料の主な特徴と影響について

### 1. 原子炉運転中の MOX 燃料



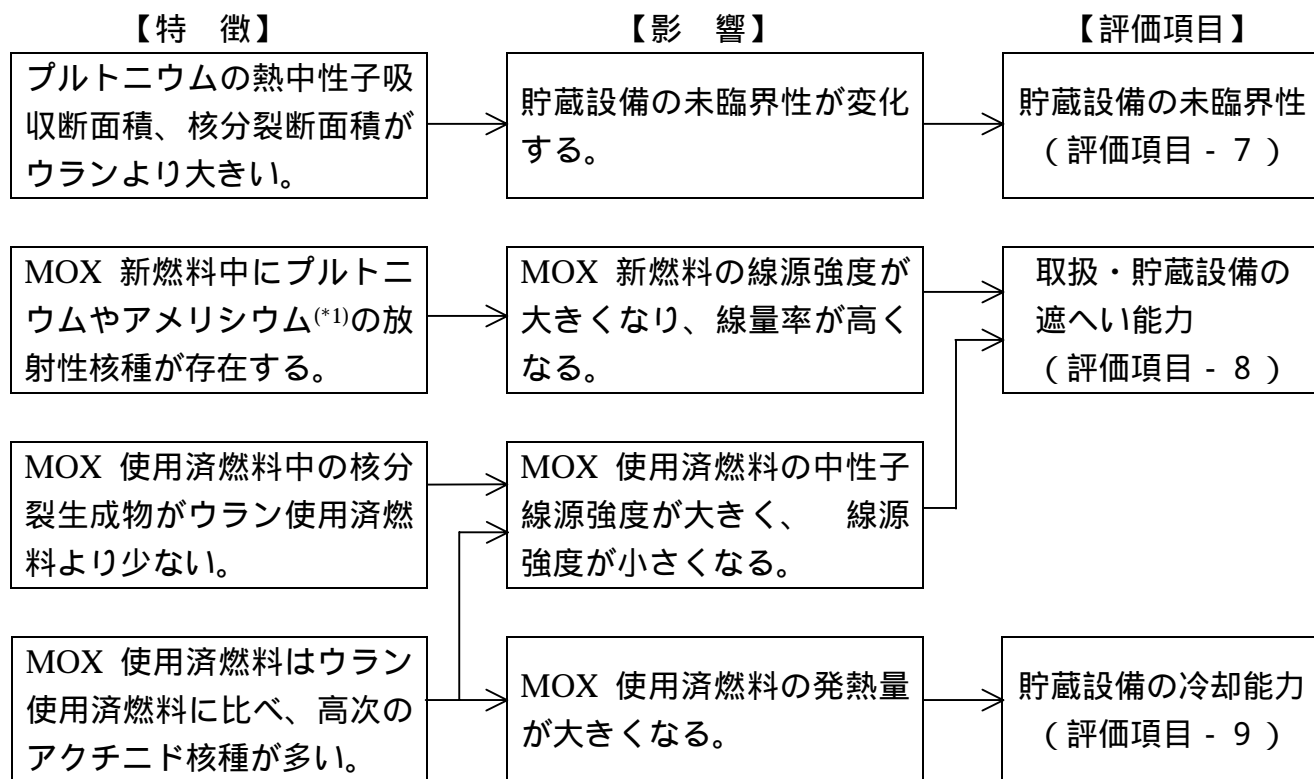
(\*1) 定格出力運転時に全ての制御棒を引き抜いた状態における原子炉内最大燃料棒出力と平均燃料棒出力の比。

(\*2) 核分裂で発生した高速中性子が熱中性子まで減速されていく過程で、ある特定のエネルギーにおいてウランやプルトニウムに吸収される量が急激に増加する現象。

(\*3) 原子炉の出力が上昇し燃料の温度が上昇すると、燃料中のウラン 238 やプルトニウムの中性子吸収量が増加し、原子炉の反応度は低下する。ドブブラ係数はその程度を示す指標。

(\*4) 原子炉の出力が上昇し 1 次冷却材温度が上昇すると水の密度が低下し、中性子が核分裂を起こしやすい低いエネルギーまで減速されにくくなり、原子炉の反応度は低下する。減速材温度係数はその程度を示す指標。

## 2. 取扱・貯蔵時の MOX 燃料



(\*) MOX 新燃料にはプルトニウム 241 の崩壊により生成されるアメリシウム 241 が存在する。

## 燃料中心最高温度について

### 1 . 概要

MOX 燃料は、プルトニウムの含有量が増加すると融点が低下し、また熱伝導率が低下することで燃料中心温度が上昇する傾向になるが、その影響はわずかである。

### 2 . 燃料中心最高温度の評価結果

MOX 燃料において、プルトニウムの富化度が大きくなると、プルトニウム原子が二酸化ウラン結晶構造のウラン原子の位置に置き換わっていくので、MOX 燃料の物性値は二酸化ウランのそれから滑らかに変化する。

このため、MOX 燃料の融点が低下し、また熱伝導率の低下により燃料中心温度が上昇する傾向になるが、今回採用を計画しているプルトニウム富化度 13wt%以下の範囲では、ウラン燃料との差は小さく、燃料中心最高温度評価値はウラン燃料と同程度である。

\	MOX燃料	(参考)ウラン燃料 (ステップ2燃料)
燃料中心最高温度( ) (定格出力運転時)	約1,740	約1,740
基準値( )	2,500未満	2,580未満

(備考) 運転時の異常な過渡変化時における MOX 燃料の燃料中心最高温度は、2,294 であり、基準値の 2,500 未満に対して十分な余裕がある。

## 燃料棒の内圧について

### 1 . 概要

現時点では、キセノン、クリプトン等の核分裂生成ガスの放出率はウラン燃料より MOX 燃料の方が若干高いとの知見が得られている。MOX 燃料では、燃料製作時に燃料棒内部に加圧封入しているヘリウムガスの加圧量を調整することにより、燃料棒内圧は燃焼末期においても十分低く保たれる。

### 2 . 燃料棒の内圧評価結果

MOX 燃料の燃料棒内圧は、製作時のヘリウムガスの加圧量を低下させることにより、燃焼末期に過大となることはなく、基準値に対して十分な余裕がある。

また、ヘリウムガスの加圧量を低下させても、1 次冷却水の圧力により被覆管が扁平化することはない。

	MOX 燃料	( 参考 ) ウラン燃料 ( ステップ 2 燃料 )
燃料棒内圧 ( 設計比 <sup>(*)</sup> )	0.83	0.70

(\*) 設計比とは、燃料棒内圧の評価値と基準値との比

## 制御棒の制御能力について

### 1 . 概要

MOX 燃料を採用すると、制御棒が熱中性子を吸収する量が相対的に減少する傾向となるが、MOX 燃料を原子炉内で適切に配置することにより、万一の事故を想定した安全解析<sup>(\*)1</sup>上の反応度停止余裕<sup>(\*)2</sup>を確保できる。

### 2 . 制御棒の制御能力評価結果

プルトニウムはウランより熱中性子を吸収しやすいため、MOX 燃料集合体内の熱中性子の割合は、ウラン燃料集合体よりも少なくなる。この結果、MOX 燃料に制御棒が挿入された場合、制御棒が中性子を吸収する量はウラン燃料に比べやや減少する傾向になるが、図 1 に示すように、ウラン燃料と MOX 燃料を原子炉内で適切に配置することにより、万一の事故を想定した安全解析上の反応度停止余裕は、ウラン燃料炉心と同程度に確保できる。

	MOX燃料炉心	(参考)ウラン燃料炉心 (ステップ2燃料)	基準値
反応度停止余裕 (% k/k)	2.48( )	2.27	1.8 以上

( ) 約 1/4MOX 燃料を装荷した典型的な原子炉 ( 平衡炉心 ) についての解析結果

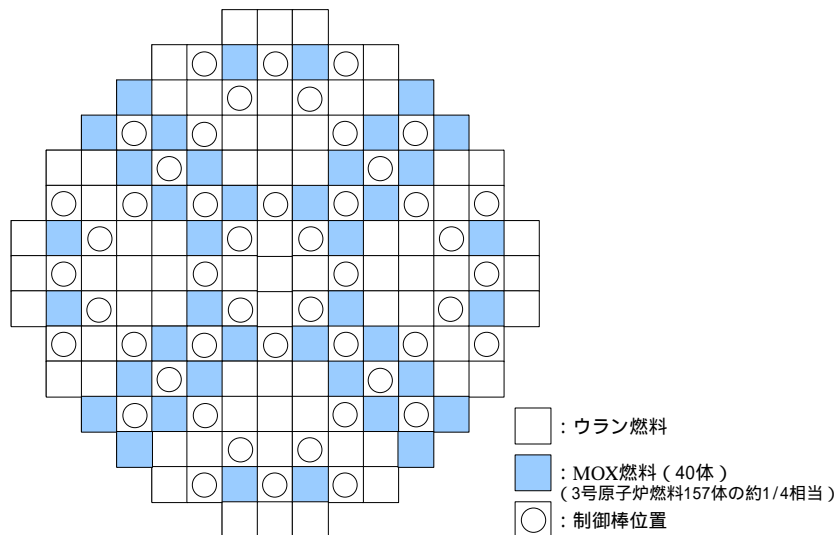


図 1 . MOX 燃料の原子炉内配置例

(\*)1 安全解析においては、最大の制御能力をもつ制御棒 1 体が挿入不可能で、残りのすべての制御棒の能力も 9 割しかないという保守的な仮定のもとに、原子炉を未臨界にする余裕をどれだけ持っているかを評価している。

(\*)2 定格出力運転から制御棒により原子炉を未臨界にする余裕をどれだけ持っているかを示す指標。反応度停止余裕 = 0 ( 臨界 ) > 0 ( 未臨界 )

## ほう酸水の制御能力について

### 1 . 概要

MOX 燃料を採用すると、ほう酸が熱中性子を吸収する量が相対的に減少し、ほう酸水の制御能力がやや低下する。このため、

- ・通常運転時に安全上必要なほう酸水量<sup>(\*)</sup>が増えるが、現状のほう酸タンクの容量で対応可能である。
- ・万一の事故時に原子炉に注入される、燃料取替用水タンクのほう酸水の濃度を予め高めておくことで対応可能である。

### 2 . 通常運転時のほう酸水の制御能力評価結果

MOX 燃料を採用すると、通常運転時に安全上必要なほう酸水量が増えるが、現状のほう酸タンク（濃度：約 21,000ppm）の容量で対応可能である。また、すべての制御棒が挿入できないとの現実にはあり得ない条件において、ほう酸水の濃度調整だけで 100%出力から停止状態にするのに必要なほう酸水量も現状のほう酸タンクで貯蔵可能である。

	MOX燃料炉心	(参考)ウラン燃料炉心 (ステップ2燃料)
安全上必要なほう酸水量(m <sup>3</sup> )	21.4	19.2
100%出力から低温停止するのに必要なほう酸水量 (m <sup>3</sup> )	28.8	25.1
ほう酸タンクの有効容量(m <sup>3</sup> ) (現状設備)	57.7	

### 3 . 事故時のほう酸水の制御能力評価結果

非常用炉心冷却設備のほう酸注入機能を期待するような事故が発生した場合、燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉に注入し事故を収めることになる。

MOX 燃料を採用すると、ほう酸水の制御能力がやや低下するが、このほう酸水の濃度を予め高めておくことで対応可能である。

	MOX燃料炉心	(参考)ウラン燃料炉心 (ステップ2燃料)
燃料取替用水タンク ほう酸水濃度 (ppm)	4,400以上	3,400以上

(\*) 最大反応度効果の制御棒 1 体が挿入不能でも、原子炉を高温停止から低温停止に移行可能とするほう酸水量



## 出力ピーキングについて

## 1 . 概要

MOX 燃料は、ウラン燃料に隣接して装荷されると、燃料集合体外周部の燃料棒出力が高くなる傾向になるが、最外周およびその近傍の燃料棒のプルトニウム富化度を下げることにより、出力ピーキングを所定の範囲に収め、出力分布に偏りのない炉心を設計できる。

## 2 . 出力ピーキングの評価結果

MOX 燃料は、熱中性子に対する吸収断面積が大きいいため、ウラン燃料より熱中性子の量が少ない。MOX 燃料が、ウラン燃料に隣接して装荷されると、MOX 燃料集合体外周部の燃料棒には、隣接するウラン燃料棒近傍から熱中性子が流れ込みやすくなる。プルトニウムの核分裂断面積は、ウランより大きいため、この影響で MOX 燃料集合体外周部の燃料棒出力は高くなりやすい。

このため、図 2 に示すように、最外周およびその近傍のプルトニウム富化度を下げることにより、出力の上昇を抑え、集合体全体としてばらつきなく燃焼するように設計しており、MOX 燃料炉心の出力ピーキングをウラン燃料炉心と同程度にすることができる。

	MOX燃料炉心	(参考)ウラン燃料炉心 (ステップ2燃料)	基準値
出力ピーキング	1.45( )	1.46	1.52以下

( ) 約 1/4MOX 燃料を装荷した典型的な原子炉 (平衡炉心) についての解析結果。

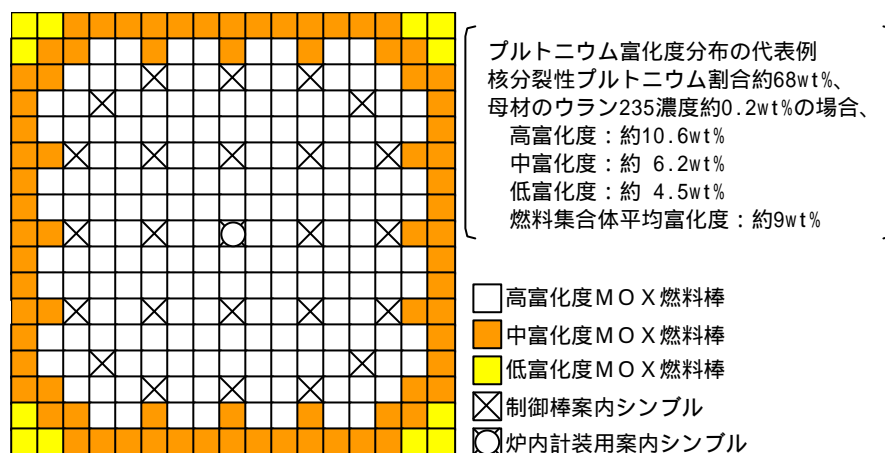


図 2 . MOX 燃料集合体内の富化度分布

## 反応度フィードバック特性について

### 1 . 概要

プルトニウムは、ウランに比べて中性子に対する共鳴吸収が大きいので、燃料や1次冷却材の温度が上昇した場合に、原子炉出力を低下させる性質（反応度フィードバック特性）が強くなり、原子炉の自己制御性が高まる方向に変化する。

### 2 . 反応度フィードバック特性の評価結果

燃料温度が上昇すると、ウラン 238 やプルトニウムの共鳴吸収量が増加し、核分裂の割合が減少する。これをドップラ効果といい、プルトニウムの共鳴吸収断面積は、ウラン 238 より大きいいため、この効果が大きくなる。このため、MOX 燃料炉心では、ウラン燃料炉心に比べてドップラ係数は負に大きくなる。

また、1次冷却材温度が上昇すると、水（減速材）の密度が下がり、中性子が減速されにくくなるため、共鳴吸収量が増加し、核分裂の割合が減少する。これを減速材温度効果といい、プルトニウムの共鳴吸収断面積がウラン 238 より大きい等のことから、MOX 燃料炉心では、減速材温度係数も負に大きくなる。

以上のように、MOX 燃料炉心では、燃料や1次冷却材の温度が上昇すると、それを抑制する方向に働く特性が大きくなり、原子炉の自己制御性が高まる。なお、MOX 燃料の原子炉での使用割合が、約 1/4 の範囲においては、ウラン燃料炉心との差はわずかである。

	MOX燃料炉心	(参考)ウラン燃料炉心 (ステップ2燃料)	基準値
ドップラ係数 ( $10^{-5}$ (k/k)/ )	-3.6 ~ -2.6( )	-3.5 ~ -2.4	-5.2 ~ -1.8
減速材温度係数 ( $10^{-5}$ (k/k)/ )	-66 ~ -11.3( )	-63 ~ -8.1	-78 ~ 8 <sup>(*1)</sup>

( ) 約 1/4MOX 燃料を装荷した典型的な原子炉（平衡炉心）についての解析結果。

(\*1) 減速材温度係数の基準値として異常・事故時の安全性評価に用いた値。実際の設計、運転管理では高温出力運転状態で負とする。

## 貯蔵設備の未臨界性について

### 1 . 概要

MOX 燃料は、ステップ 1 燃料 (ウラン濃縮度約 4.1wt%) 相当の燃焼能力となるように設定している。MOX 燃料を貯蔵する使用済燃料ピットは、ウラン濃縮度が 5.05wt% の新燃料を貯蔵しても臨界にならないように余裕を持って設計されており、現状の設備で問題ない。

### 2 . 使用済燃料ピットの未臨界性評価結果

MOX 燃料は、中性子吸収能力の高いほう酸水で満たされた使用済燃料ピットに貯蔵されるが、未臨界性評価は、安全側に以下の条件で行っている。

設備容量一杯の MOX 新燃料が、貯蔵されているとする。

MOX 新燃料のプルトニウム富化度は、仕様であるペレット最大 13wt% に余裕をみて、すべての燃料棒の富化度を 14wt% とする。

使用済燃料ピットは、ほう酸水でなく純水で満たされているとする。

これらの条件のもとに未臨界性を評価した結果、基準値を下回っており、現状の設備で問題ない。

	MOX 新燃料	(参考)ウラン新燃料 (ステップ 2 燃料)	基準値
実効増倍率 <sup>(*1)</sup>	0.957	0.974	0.98 以下

(\*1) 核分裂連鎖反応前後での中性子個数比を表したもの。実効増倍率=1 (臨界) < 1 (未臨界)

## 取扱・貯蔵設備の遮へい能力について

### 1 . 概要

MOX 新燃料は、プルトニウムなどの放射性核種を含み、ウラン新燃料に比べて線量率が高くなる。しかしながら、遮へい能力を有する専用の取扱設備等を用いて取扱い、使用済燃料ピットに貯蔵することにより、作業員の線量を低く抑えることができる。

また、MOX 使用済燃料は、現状の燃料取扱設備で取扱い、使用済燃料ピットに貯蔵することにより、作業エリアの線量率は高くなることはない。

### 2 . MOX 新燃料の取扱・貯蔵設備の遮へい能力評価結果

MOX 新燃料は、プルトニウムの自発核分裂や ( $\alpha, n$ ) 反応により中性子が放出され、またアメリシウム 241 を含むため  $\gamma$  線が放出され、線量率がウラン新燃料より高くなる。

	MOX 新燃料	(参考)ウラン新燃料 (ステップ2燃料)
燃料集合体表面の線量率 (mSv/h)	約 10	約 0.04

しかしながら、遮へい能力を有する専用の取扱設備等を用いて取扱い、使用済燃料ピットに貯蔵することにより、作業員の線量は、法令に定める線量限度である 5 年間で 100mSv、年間で 50mSv に比べ、十分に低く抑えることができる。

### 3 . MOX 使用済燃料の取扱・貯蔵設備の遮へい能力評価結果

MOX 使用済燃料はウラン使用済燃料と同様に、現状の燃料取扱設備で取扱い、使用済燃料ピットに貯蔵する。MOX 使用済燃料の取扱・貯蔵時における作業エリアの線量率は、以下の理由により高くなることはない。

- ・使用済燃料からの  $\gamma$  線は核分裂生成物が主線源であるが、単位出力あたりの核分裂数が少ない MOX 燃料の方が核分裂生成物が少なくなること等により、線源強度は小さくなる。
- ・中性子については、MOX 燃料の方が線源強度が大きいですが、中性子は水中で十分に減衰されるため、遮へい上は  $\gamma$  線に比べて無視できる。

	MOX 使用済燃料	(参考)ウラン使用済燃料 (ステップ2燃料)
燃料取扱時の線量率(mSv/h) (使用済燃料ピット水面)	0.011	0.013

## 貯蔵設備の冷却能力について

### 1 . 概要

原子炉内で使用された MOX 燃料は、ウラン燃料に比べ、より高次のアクチニド核種が多く存在することから、長期的に見た場合、発熱量が若干増加するが、使用済燃料ピット冷却設備は、十分な冷却能力を有している。

### 2 . 使用済燃料ピットの冷却能力評価結果

MOX 燃料を貯蔵した時の使用済燃料ピットの水温を、安全側に以下の条件で評価した結果、ポンプ 2 台運転時は作業環境上からの基準値 52 に対し約 49 、ポンプ 1 台運転時は使用済燃料ピット設備の健全性を保つための基準値 65 に対し約 58 であり、いずれも基準値を下回っている。<sup>(\*1)</sup>

使用済燃料ピット設備容量一杯の使用済燃料が貯蔵されているものとし、MOX 燃料とステップ 2 燃料（燃焼度制限値 55,000Mwd/t）の混合貯蔵において、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるように各燃料の貯蔵体数を設定する。使用済燃料ピットからの放散熱を無視し、崩壊熱は冷却器のみで除去されるものとする。

貯蔵される 1,2 号機の使用済燃料は、最短である 2 年の冷却期間を経て、3 号機に移送されるものとする。

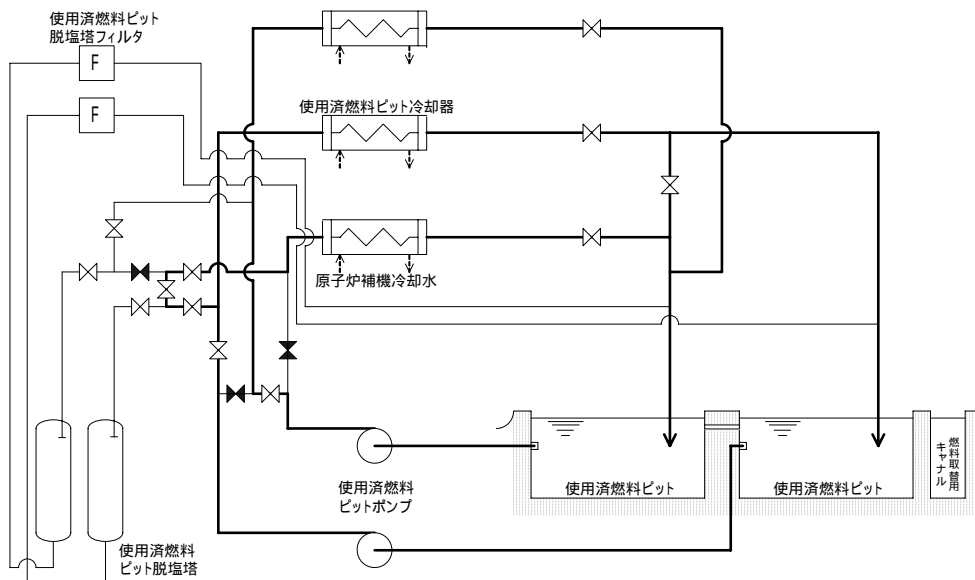


図 3 . 使用済燃料ピット冷却設備（概要図）  
（ポンプ 2 台運転時の例）

(\*1) 使用済燃料ピット冷却器 3 基での評価（平成 18 年度の定期検査において 1 基増設する。）

## MOX 燃料の環境への影響について

MOX 燃料はウラン燃料と基本構造は同じであり、MOX 燃料を装荷しても安全防護施設はこれまでと変わることはなく、運転に伴って MOX 燃料から生じる放射性物質をペレット、被覆管、原子炉容器、格納容器など幾重もの障壁で封じ込め、非常用炉心冷却設備等ともあいまって、万一の事故時の安全性を確保することができる。

ウラン 235 とプルトニウム 239 では、事故時に周辺環境へ放出される放射性希ガスおよびよう素の核分裂収率が若干異なるものの、その差異は、現行の評価手法の有する裕度の範囲内であることが国の原子力安全委員会で確認<sup>(\*)1</sup>されている。

また、MOX 燃料炉心は、ウラン燃料炉心に比べて炉心内のプルトニウムは増加するものの、事故時において炉心が溶融することはなく、仮にプルトニウムが格納容器内に放出されたとしても、格納容器スプレイにより除去され、気密性の高い格納容器からはほとんど漏えいしないことなどから、環境に放出されるプルトニウムによる影響は、よう素によるものと比べても小さいことが原子力安全委員会で確認<sup>(\*)2</sup>されている。

---

(\*)1 「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」(平成 7 年 6 月 19 日原子力安全委員会了承)

(\*)2 「『プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について』の適用方法などについて」(平成 10 年 11 月 16 日原子力安全委員会了承、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)