

2021年11月17日
関西電力株式会社
北海道電力株式会社
四国電力株式会社
九州電力株式会社
日本原子力発電株式会社

海外回収ウラン燃料の利用について

1. はじめに

使用済燃料の再処理によって得られた回収ウランについては、プルトニウムと同様に、核燃料として有効利用していくことが核燃料サイクルの基本的方針であり、電力各社は、これまで回収ウランを天然ウランと同様に燃料加工し、PWRでは1991年以降200体以上を、PWR,BWRを合計すると国内商業炉13プラントで800体以上の燃料を発電に供してきている。回収ウラン燃料の利用実績を別紙1に示す。

その使用に当たっては、回収ウランの特徴を考慮した影響を事前確認の上、大飯2号機向けに ^{235}U 濃縮度を0.1wt%増加させる設置変更許可を除いて、PWRステップ1燃料（燃料取出最高燃焼度48GWd/t）として天然ウラン加工による通常燃料と濃縮度の変更を伴わず同等に扱えることから、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。

2011年3月の震災による国内プラント停止により10年程度、回収ウランは国内利用されていないが、電力各社は海外での再処理による回収ウランを海外施設に保管しており（海外回収ウラン）、国内での燃料利用を具体的に計画し、進めていくこととしている。スケジュールを別紙2に示す。

今回、回収ウラン燃料を使用するにあたり、回収ウラン燃料の崩壊熱が通常ウラン燃料と比べてわずかに増加するという特徴に関連し、使用済燃料ピットの熱負荷値が設置許可本文記載値であるため、新規規制基準下における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、既許可条件である炉心崩壊熱あるいは使用済燃料ピットの熱負荷値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、今後の回収ウラン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。なお、プラントによって炉心構成や本文記載値が異なり、運用段階での管理方法は異なることから、具体的な管理方法は今後個別プラント毎に説明させていただきたい。

2. 回収ウランの特徴

ウラン燃料を照射すると²³⁵Uが核分裂反応により減少する一方で、ウラン同位体（²³⁴U、²³⁶U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。

回収ウラン燃料は未照射の段階から、これらの非核分裂性かつ中性子吸収効果が大きいウラン同位体を微量に含んだ燃料である。

回収ウラン燃料の同位体組成（PWR ステップ 1 燃料の場合）

同位体の種類	通常ウラン燃料			再処理 ・濃縮	回収ウラン燃料 (実績)
	(製造時)	照射	(使用済)		
ウラン 232	—	→		→	
ウラン 234	～ 0				
ウラン 235	4.1wt%				
ウラン 236	—				
ウラン 238	95.9wt%				

* : 48GWd/t 回収ウラン燃料の実績上の最大値

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

- ・²³⁴U、²³⁶U 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
- ・²³⁶U の中性子吸収により崩壊熱の高い²³⁷U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
- ・²³²U の娘核種が高エネルギーのγ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
- ・その他核種（FP等）が燃料ペレット物性や照射挙動にわずかに影響する可能性がある。
 - 燃料機械設計への影響

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。

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}U 、 ^{236}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。

回収ウラン燃料は、照射開始時点からこれら核種がわずかに含まれる点が通常ウラン燃料と異なるが、いったん照射すれば、通常ウラン燃料と回収ウラン燃料とは燃料物性や核的挙動が大きく異なるものではない。

4. 回収ウラン燃料による影響

新規規制基準施行前については設置許可不要とのご判断を頂いていたものの、上記の回収ウランの特徴を踏まえて、新規規制基準施行以降での回収ウラン燃料導入による既許可への影響を確認した。

なお、以下の影響評価では、回収ウラン燃料中の [] [] 想定した保守的な設定としているが、実際のウラン同位体含有率が低い場合は、影響もさらにわずかとなる。

4. 1. 炉心核特性への影響

通常ウラン燃料を回収ウラン燃料に置き換えると燃料 1 体当たりの反応度がわずかに低下するため、炉心として所定の反応度を確保するためには、1 サイクルにおける回収ウラン燃料の装荷可能割合には自ずと上限が現れることになる。

ここでは、代表的な炉心として、PWR 3 ループ 55GWd/t ウラン+MOX 炉心（ウラン 117 体、MOX40 体装荷）においてサイクル毎に 16 体の新燃料回収ウラン燃料を装荷する炉心に対して炉心解析を行った。

解析の結果、通常ウラン燃料炉心との差異は軽微であり、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、回収ウラン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、回収ウラン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。

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。

表 取替炉心の安全性確認項目

項目	単位	炉心 組成	通常55ウラン+MOX炉心			回収55ウラン +MOX炉心 [※]	
			平衡	平衡	平衡	平衡	
			代表Pu組成	低Pu組成	高Pu組成	代表Pu組成	
反応度停止余裕 EOC	%Δk/k	≥1.8	2.47	2.49	2.39	2.48	
最大線出力密度	kW/m	≤39.6	33.1	32.8	34.7	34.7	
燃料集合体最高燃焼度	MWd/t	(UO ₂) ≤55,000	53,500	53,200	53,700	54,100	
		RU≤55,000	-	-	-	53,600	
		(MOX) ≤45,000	41,900	42,300	40,400	40,200	
F _{xy} N	---	≤1.52	1.45	1.43	1.46	1.48	
減速材温度係数	pcm/°C	BOC HZP	<0	-11.3	-10.5	-11.9	-11.0
		EOC HFP	≥-78	-66	-65	-67	-67
ドップラ温度係数	pcm/°C		≤-1.8	-2.6	-2.6	-2.6	-2.6
			≥-5.2	-3.6	-3.6	-3.6	-3.6
落下制御棒価値	%Δk/k	≤0.25	0.18	0.18	0.18	0.2	
制御棒落下時 F _{DH} ^N	---	≤1.84	1.68	1.67	1.71	1.7	
制御棒飛び出し時 F _Q	BOC HZP	---	≤14	6.4	6.4	6.7	10.1
	BOC HFP	---	≤5.0	2.1	2.1	2.1	2.3
	EOC HZP	---	≤26	14.4	13.5	14.8	14.6
	EOC HFP	---	≤5.0	2.3	2.1	2.3	2.1
飛び出し制御棒価値	BOC HZP	%Δk/k	≤0.90	0.34	0.37	0.31	0.58
	BOC HFP	%Δk/k	≤0.15	0.03	0.03	0.03	0.03
	EOC HZP	%Δk/k	≤1.00	0.6	0.59	0.61	0.6
	EOC HFP	%Δk/k	≤0.15	0.03	0.03	0.03	0.04
最大反応度添加率	pcm/sec	≤86	50	47	50	46	

※回収ウランの影響が大きくなるように、回収ウラン燃料の組成を [] として評価

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。

4. 2. 崩壊熱への影響

代表的なウラン燃料、回収ウラン燃料及び MOX 燃料の崩壊熱は以下のとおり。崩壊熱は冷却期間とともに低下していくが、主に ^{236}U の影響により、回収ウラン燃料の崩壊熱は通常ウラン燃料に対してわずかに大きく、 $10^4 \sim 10^5$ 秒付近で 3~5%程度大きくなる。一方で、MOX 燃料とウラン燃料を比較すると、FP 崩壊熱はウラン燃料の方が大きく、アクチノイド崩壊熱は MOX 燃料の方が大きい傾向があるため、原子炉停止後しばらくの間はウラン燃料の方が崩壊熱は高いが、その後は MOX 燃料の方が高くなる傾向にある。

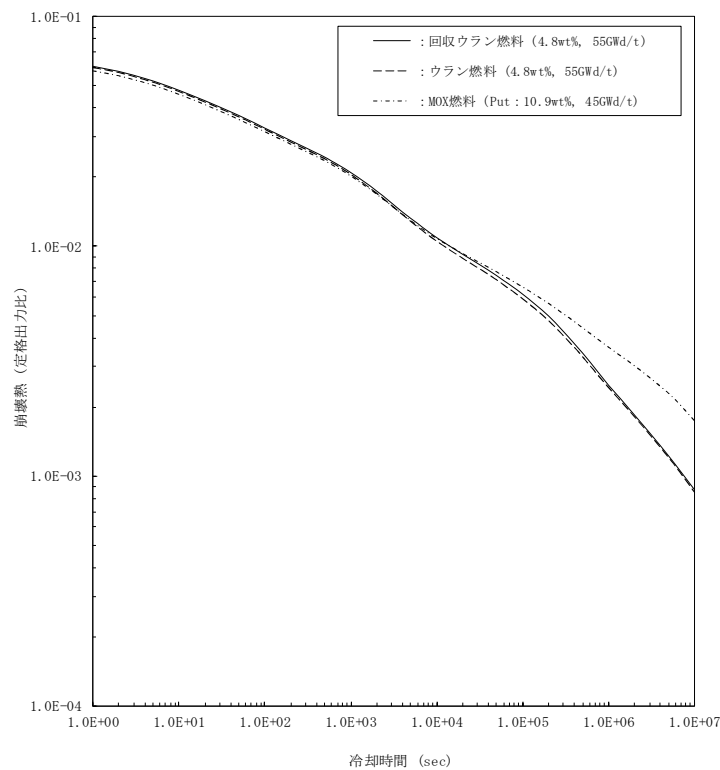
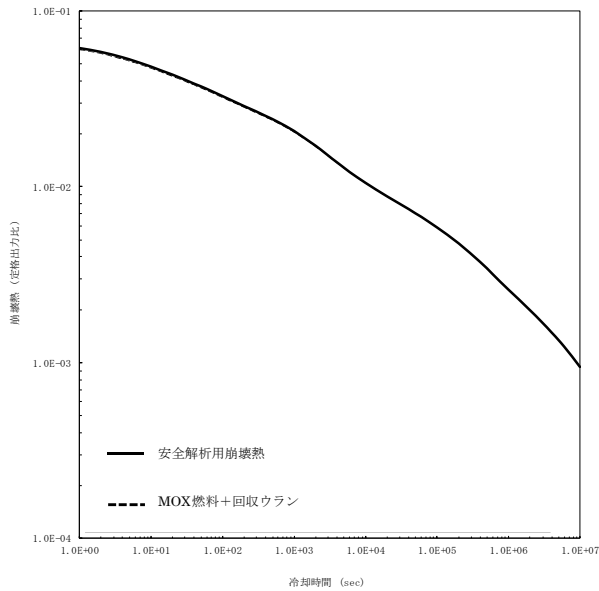


図 回収ウラン燃料と通常ウラン燃料と MOX 燃料の崩壊熱計算結果 (3 ループ)

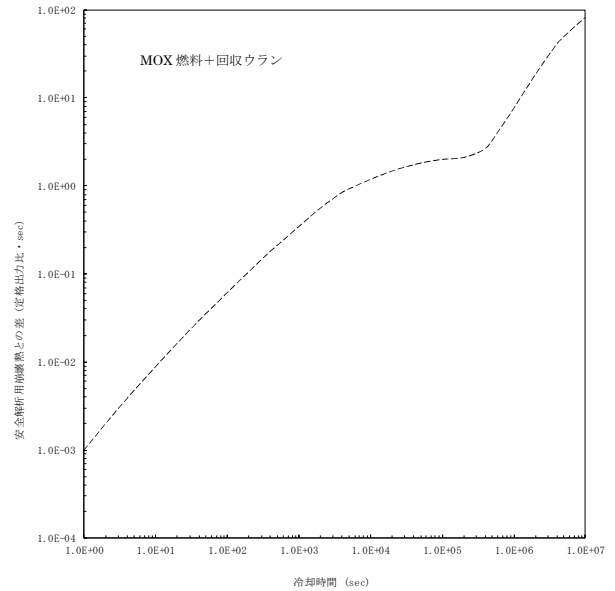
4. 2. 1 炉心崩壊熱評価への影響

炉心崩壊熱への影響を確認するため、代表的な炉心として PWR 3 ループ 55GWd/t ウラン + MOX 炉心に回収ウラン燃料を 50 体(16 体×3 サイクルを超える体数)装荷した条件で評価を行った。

その結果、回収ウラン燃料を装荷したとしても安全解析用崩壊熱を下回っており、既許可の安全評価に影響がないことを確認した。



(1) 崩壊熱 (定格出力比)



(2) 炉心崩壊熱との差 (積算値)

図 炉心平均崩壊熱

説明：左図は、崩壊熱の定格出力比を示しており、回収ウラン燃料を装荷しても安全解析用崩壊熱を下回る。右図は、安全解析用崩壊熱と回収ウラン炉心崩壊熱の差分を積算したものであり、差は冷却期間を通じて確保されている。

4. 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過度に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。

既許可の条件と現実的な条件の例は表のとおりである。

＜既許可におけるSFP熱負荷評価条件と現実的な条件（例）＞

	既許可の保守的条件	現実的な条件（例）
燃焼度	均等3バッチ	実炉の燃焼度を設定
冷却期間	8.5日	実績に基づいて保守的に設定する日数
貯蔵体数・ 貯蔵方式	共用号炉：21か月冷却 (共用号炉が運転炉と想定)	共用号炉が廃炉対象の場合は、廃炉に 応じた燃料冷却期間を設定
	MOX 支配的貯蔵 (崩壊熱が大きい使用済ウラン燃料以外 は実際に想定される MOX 体数にかかわら ず使用済 MOX 燃料が SFP に支配的に 貯蔵される設定)	MOX 貯蔵を現実的に設定 (プラント供用期間中に発生し得る最大 体数の使用済 MOX 燃料を優先的に SFP に貯蔵する設定)
	想定する定検期間：30日	実績ベースの定検期間

冷却期間の効果

SFP 熱負荷値は、原子炉停止から燃料取出完了までの期間が短いほど大きくなる。実際の取出期間より保守的に短い設定としているが、燃料の冷却日数の条件を現実的な条件で考えることが可能である。

例として、4.2.1と同様にPWR3 ループ 55GWd/t ウラン+MOX 炉心において、回収ウランを48体装荷することを想定した場合、回収ウラン装荷体数増加に伴う取出燃料崩壊熱への影響の程度、および至近取出燃料の冷却日数をもとにより現実的な条件に見直した場合の SFP 熱負荷への影響の程度は、以下の通りである。

至近取出燃料冷却日数を現実的な条件に見直した場合の SFP 熱負荷への影響
(PWR3 ループ 55GWd/t ウラン+MOX 炉心の例)

考慮燃料	通常ウラン燃料(117体) + MOX 燃料(40体)	通常ウラン燃料(69体) + MOX 燃料(40体) + 回収ウラン燃料(48体)	通常ウラン燃料(69体) + MOX 燃料(40体) + 回収ウラン燃料(48体)
至近取出燃料 の取出完了時点 (冷却日数)	8.5日 ^{*1}	8.5日	<u>9.0日</u> ^{*2}
取出燃料崩壊熱	基準	基準 + 約 0.07MW	基準 - 約 0.15MW

*1：運転中の全 PWR での SFP 熱負荷算定時の条件

*2：運転中の全 PWR での至近 10 サイクルにおける、原子炉停止から SFP への燃料取出完了までの期間は、すべて 9.0 日以上。

なお、上記の冷却期間以外にも到達燃焼度や貯蔵体数・貯蔵方式にも保守性が含まれている。これらの条件見直しによる影響を別紙3に示す。

4. 3. 燃料取扱・貯蔵時の線量強度の上昇

未照射の回収ウラン燃料は、 ^{232}U の影響により通常燃料よりも取扱時や貯蔵時の線量がわずかに増加するため、それを考慮した管理が必要になる。具体的には、線量評価あるいは実測に基づく遮へいや現場作業時間の管理が該当するが、影響は軽微であり、これまでの導入実績から管理要領は確立しており許認可上の影響はない。

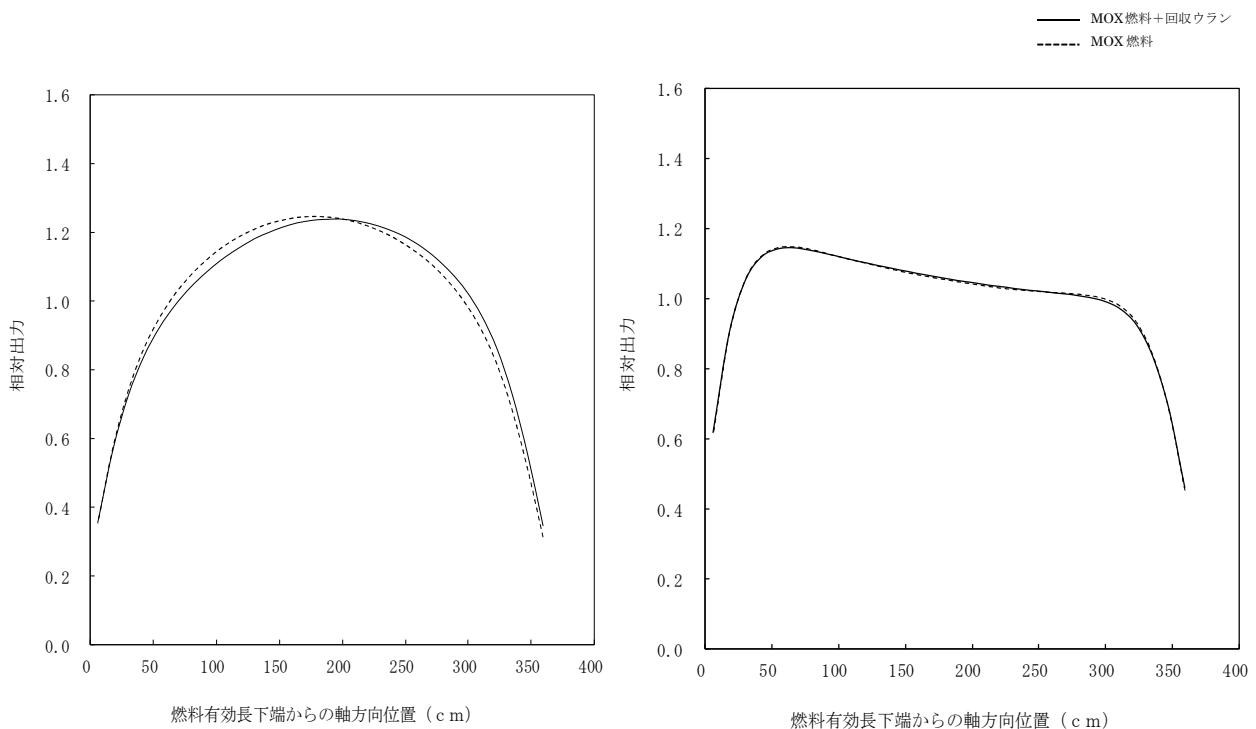
なお、未照射の回収ウラン燃料は新燃料保管庫あるいはSFPでの保管となるが、過去にも新燃料保管庫での保管は実績があり、またSFPでの新燃料の保管も既許可の範囲内で可能である。

4. 4. 燃料機械設計への影響

回収ウラン燃料は、ウラン同位体の核種が含まれるため、燃料ペレット物性や照射挙動におけるわずかな影響の可能性はある。回収ウラン燃料は、通常ウラン燃料と比較してウラン同位体の組成がわずかに異なるが、同位体組成によるペレット物性への影響はない。また、回収ウラン燃料は、通常ウラン燃料と比べて ^{236}U 等の影響により出力が低下するため、燃料温度は低くなる傾向と言え、燃料挙動を厳しくするものではない。

その他の燃料集合体の構造強度については、通常ウラン燃料と同一設計とすることで影響はない。また、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評価にも影響はないと考えられる。

以上のとおり、燃料機械設計への影響は軽微であると考えられる。



5. まとめ

回収ウラン燃料を使用した場合の新規制基準下における許認可への影響を検討した。検討の結果、回収ウラン燃料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、既許可の範囲内で使用可能であることを確認した。

このため、今後の回収ウラン燃料の使用に当たっては、これまでと同様、 ^{235}U 濃縮度を通常燃料から変更しない場合には、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。

本資料では、回収ウランにおける非核分裂性かつ中性子吸収効果が大きいウラン同位体の含有率を保守的に設定して影響を評価したが、実際の回収ウランの影響はこれよりも更に小さく、また、プラント毎で想定する炉心構成にも依存する。

したがって、本資料で述べたような運用段階での管理方法は、今後個別プラント毎に当該電力により具体的に説明させて頂きたい。このため、既許可条件を逸脱しないことを担保する運用としては、取替炉心毎に崩壊熱を確認することや社内規定にて管理することが考えられる。

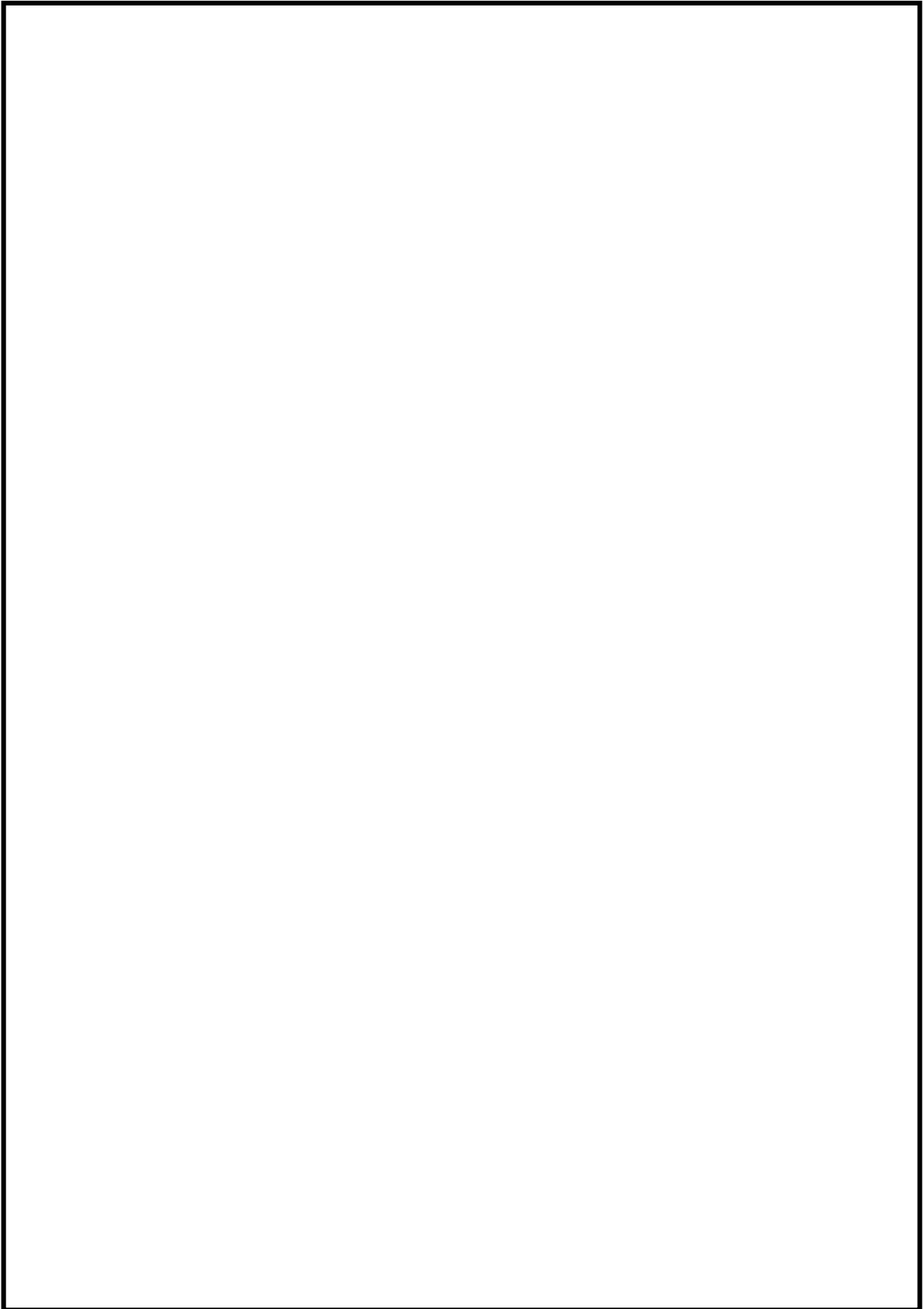
以上

国内における回収ウラン燃料の利用実績

国内では 1987～2009 年にかけて複数プラントにおいて使用実績がある。当該回収ウラン燃料の濃縮度は後述の大飯 2 号機を除き反応度補償を行わず通常燃料と同じとしたため、旧通商産業省殿より設置変更許可、工事計画認可及び燃料体設計認可の申請は不要とのご判断を頂き申請は行わなかった。なお、添付書類四「原子炉の運転に要する核燃料物質の取得計画を記載した書類」のとおり、通常のウラン燃料に加えて回収ウラン燃料を使用することが、いずれの発電所に対しても設置変更許可を取得している。(添付 1)。なお、反応度補償の観点で初期濃縮度を高めた場合^{※1}に限って申請書本文のウラン 235 の濃縮度の記載を変更している(添付 2)が、現時点で既許認可の範囲を超えて初期濃縮度を高める予定はない。なお、過去にメーカが申請したスリーブ材変更に係る燃料体設計認可申請書において回収ウランを使用する旨を記載したことがある(添付 3)。

電力会社	プラント	装荷時期	装荷体数	再処理工場名称
関西電力	大飯 2 号機 ^{※1}	1991 年	20 体	東海再処理工場
関西電力	美浜 3 号機	1995 年	52 体	ラアグ再処理工場
関西電力	高浜 1 号機	2003 年	24 体	東海再処理工場
関西電力	高浜 1 号機	2004 年	24 体	ラアグ再処理工場
関西電力	高浜 2 号機	2005 年	24 体	ラアグ再処理工場
関西電力	高浜 1 号機	2007 年	24 体	ラアグ再処理工場
日本原子力発電	敦賀 2 号機	2002 年	24 体	東海再処理工場
四国電力	伊方 3 号機	2003 年	12 体	東海再処理工場
九州電力	川内 2 号機	2005 年	12 体	東海再処理工場
東京電力	福島第一 3 号機	1987 年	4 体	東海再処理工場
東京電力	福島第二 1 号機	1993 年	24 体	東海再処理工場
東京電力	柏崎刈羽 6 号機	2006 年	196 体	東海再処理工場
東北電力	女川 3 号機	2006 年	68 体	東海再処理工場
東北電力	女川 3 号機	2007 年	38 体	東海再処理工場
東北電力	女川 3 号機	2009 年	4 体	東海再処理工場
中国電力	島根 2 号機	2006 年	100 体	東海再処理工場
中国電力	島根 2 号機	2007 年	36 体	東海再処理工場
中部電力	浜岡 3 号機	2008 年	96 体	東海再処理工場
中部電力	浜岡 3 号機	2009 年	64 体	東海再処理工場

※1 大飯 2 号機の回収ウラン燃料は ²³⁵U 濃縮度 4.2wt%としたため設置変更許可申請を実施



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。

SFP 熱負荷値への影響として現実化する項目について

本文中では代表プラント（PWR3 ループ 55GWd/t ウラン+MOX 炉心）に対して、冷却期間を現実化した場合に回収ウランを装荷しても SFP 熱負荷値が本文十号記載値の範囲であることを説明した。一方、個別プラントによってどの条件を現実化するかは異なることから、他の条件による効果についても説明する。

【再掲】<既許可における S F P 熱負荷評価条件と現実的な条件（例）>

	既許可の保守的条件	現実的な条件（例）
燃焼度	均等 3 バッチ	実炉の燃焼度を設定
冷却期間	8.5 日	実績ベースの燃料取出期間
貯蔵体数・ 貯蔵方式	共用号炉：21 か月冷却 (共用号炉が運転炉と想定)	共用号炉が廃炉対象の場合は、廃炉に応じた燃料冷却期間を設定
	MOX 支配的貯蔵 (崩壊熱が大きい使用済ウラン燃料以外 は実際に想定される MOX 体数にかかわらず 使用済 MOX 燃料が SFP に支配的に 貯蔵される設定)	MOX 貯蔵を現実的に設定 (プラント供用期間中に発生し得る最大 体数の使用済 MOX 燃料を優先的に SFP に貯蔵する設定)
	想定する定検期間：30 日	実績ベースの定検期間

燃焼度の効果

SFP 熱負荷の既許可本文記載値は、各サイクルで燃焼度が最高燃焼度の 1/3 ずつ均等に燃焼するという仮定（均等 3 バッチ）に対し、実炉における取り出し燃料は均等 3 バッチのとおり燃焼することは無く、より燃焼度の低い燃料が多数存在することとなることから、燃焼度の条件を現実的な条件で考えることが可能である。

貯蔵体数・貯蔵方式の効果

SFP 熱負荷値の評価においては、他号炉から取り出された燃料も含めて崩壊熱の高い燃料を貯蔵している保守的な想定で評価している。このため、他号炉が廃止措置中である状況や、現実的な貯蔵方式を選択する等の現実的な管理を考慮することが可能である。

例として、使用済燃料ピットを共用する大飯 3, 4 号炉の場合、共用号炉（大飯 1, 2 号炉）から 21 か月冷却済み燃料が搬入されることを前提として SFP 熱負荷を評価しているが、大飯 1, 2 号炉は廃止措置中であり、当該号炉の使用済燃料ピットに貯蔵される燃料の冷却日数は全て 10 年以上経過している。大飯 1, 2 号炉使用済燃料ピットより搬入される燃料の冷却日数を 10 年とし評価する場合、SFP 熱負荷は約 0.5MW 程度低減されると概算され、回収ウラン導入による SFP 熱負荷への増加影響は、この裕度に包含される。

貯蔵体数・貯蔵方式を現実的な条件に見直した場合の SFP 熱負荷への影響
(PWR4 ループ 55GWd/t ウラン炉心の例)

	SFP 熱負荷への影響
回収ウラン装荷に伴う増加分	+約 0.3MW
現実的な管理にした場合の減少分	-約 0.5MW

関原燃発 第 号

昭和 年 月 日

通商産業大臣

田 村 元 殿

住 所 大阪市北区中之島 3 丁目 3 番 22 号

申請者名 関西電力株式会社

代表者の
氏 名 取締役社長 森 井 清 二

高浜発電所原子炉設置変更許可申請書

(3 号及び 4 号原子炉施設の変更)

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 26 条第 1 項の
規定に基づき、下記のとおり高浜発電所の原子炉設置変更許可の申請をいた
します。

記

一、氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名

氏名又は名称 関西電力株式会社

住 所 大阪市北区中之島 3 丁目 3 番 22 号

代表者の氏名 取締役社長 森 井 清 二

二、変更に係る工場又は事業所の名称及び所在地

名 称 高浜発電所

所 在 地 福井県大飯郡高浜町田ノ浦

三、変更の内容

昭和44年12月12日付44原第6143号をもって設置許可を受け、別紙1のとおり設置変更許可を受けた高浜発電所の原子炉設置許可申請書の記載事項中、次の事項の記述の一部を、別紙2のとおり変更する。

五、原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備

八、使用済燃料の処分の方法

四、変更の理由

イ、燃料の効率的な使用の観点から、3号炉及び4号炉の燃料集合体最高燃焼度を39,000 MWd/t から48,000 MWd/t に変更し、取替燃料の濃縮度を約3.6 wt% から約4.1～約3.6 wt% に変更する。

ロ、バーナブルポイズン使用量抑制の観点から、3号炉及び4号炉の取替燃料の一部にガドリニア入り燃料を使用する。

ハ、3号炉及び4号炉の使用済燃料の国内の再処理委託先を、「動力炉・核燃料開発事業団」から「国内の再処理事業者」に変更する。

五、工事計画

本変更については工事を要しない。

別添 2

添 付 書 類 四

変更後における原子炉の運転に要する
核燃料物質の取得計画を記載した書類

昭和62年9月24日付け61資庁第18528号をもって設置変更許可を受けた高浜発電所の原子炉設置変更許可申請書の添付書類四の記述のうち、下記内容を変更する。下記内容以外は変更なし。

(3号炉及び4号炉)

3号炉及び4号炉の運転に要する核燃料物質については、豪州等のウラン会社との長期購入契約によって確保しているウラン精鉱および使用済燃料の再処理により回収される減損ウランから充当する予定である

これらの長期契約および減損ウランによる確保済の量は、昭和63年3月時点では、当社の全累積で昭和65年度約40,000 st U_3O_8 、昭和70年度約49,000 st U_3O_8 であり、これに対し、3,4号炉を含めた当社の全累積所要量は昭和65年度約28,000 st U_3O_8 、昭和70年度約43,000 st U_3O_8 と予想される。したがって、3,4号炉の当面の運転に必要な精鉱については十分まかなえる量を確保済である。また、それ以降の所要精鉱についても既に一部確保済であり、更に今後の購入契約により調達する予定である。

天然UF₆への転換については、仏国のコミュレクス社、英国核燃料会社(BNFL)等との転換役務契約により当社としての昭和60年代後半までの所要量を確保しており、それ以降に関しても、今後の追加契約により調達する予定である。

ウラン濃縮については、「原子力の非軍事的利用に関する協力のための日本国政府とアメリカ合衆国政府との間の協定」に基づき米国エネルギー省（DOE）との間で締結した濃縮役務契約、仏国ユーロディフ社、コジエマ社との濃縮役務契約、動力炉・核燃料開発事業団との濃縮役務契約及び将来締結される日本国内の濃縮事業者との濃縮役務契約によって調達する予定である。

3，4号炉用燃料の成型加工については、国内の成型加工会社で行う予定である。

通商産業大臣

三塚博殿

住所 大阪府北区中之島3丁目3番22号
申請者名 関西電力株式会社
代表者の氏名 取締役社長 森井清二

大阪発電所原子炉設置変更許可申請書
(1号、2号、3号及び4号原子炉施設の変更)

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26条第1項の
規定に基づき、下記のとおり大阪発電所の原子炉設置変更許可の申請をいた
します。

記

一、氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名

氏名又は名称 関西電力株式会社
住所 大阪府北区中之島3丁目3番22号
代表者の氏名 取締役社長 森井清二

二、変更に係る工場又は事業所の名称及び所在地

名称 大阪発電所
所在地 福井県大飯郡大飯町大島

通商産業大臣

松永秀殿

住所 大阪府北区中之島3丁目3番22号
申請者名 関西電力株式会社
代表者の氏名 取締役社長 森井清二

平成元年4月10日付け関原燃発第1号をもちまして申請いたしました大
飯発電所の原子炉設置変更許可申請書(1号、2号、3号及び4号原子炉設
置の変更)を下記のとおり一部補正いたします。

記

大阪発電所の原子炉設置変更許可申請書(1号、2号、3号及び4号原子
炉施設の変更)の本文及び添付書類を別添のとおり修正する。

三、変更の内容

昭和47年7月4日付47原第6733号をもって設置許可を受け、別紙1のとおり設置変更許可を受けた大飯発電所の原子炉設置許可申請書の記載事項中、次の事項の記述の一部を、別紙2のとおり変更する。

五、原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備

八、使用済燃料の処分方法

四、変更の理由

イ 燃料の効率的な使用の観点から、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の燃料集合体最高燃焼度を、39,000MWd/tから48,000MWd/tに変更する。また、1号炉及び2号炉の取替燃料の濃縮度を約3.4wt%から約4.1wt%へ約3.4wt%に、3号炉及び4号炉の取替燃料の濃縮度を約3.5wt%以下から約4.1wt%へ約3.4wt%に変更し、あわせて初裝荷燃料の濃縮度を変更する。

ロ、再処理から回収されたウランの有効利用の観点から2号炉の取替燃料第14領域の一部に使用される減強ウラン入り燃料20体の内16体の濃縮度を約4.2wt%とする。

ハ、バーナブルボイジン使用量抑制の観点から、3号炉及び4号炉の取替燃料の一部にガドリン入り燃料を使用する。

ニ、固体廃棄物の処理の確化を図るため、1、2号炉其用の雑固体焼却設備及び3、4号炉共用の雑固体焼却設備及び乾燥造粒装置をそれぞれ1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の共用設備に変更するとともに、1、2、3、4号炉共用のセメントガラス固化装置を設置する。

ホ、1号炉及び2号炉の使用済燃料の圏内の再処理委託先を、「勸刀炉・核燃料開発事業団」から「圏内の再処理事業者」に変更する。

五、工事計画

1号炉及び2号炉については、工事を要しない。

また、3号炉及び4号炉については、今向の変更に伴う工事を別紙3に示す3、4号炉増設工事計画の範囲内で行う。

変更の内容及

許可年月日	許可番号	備考
昭和62年2月10日	60霞行第1989号	3、4号炉増設
昭和62年5月13日	61霞行第15340号	1号及び2号原子炉施設の変更 (取替燃料の一部にガドリニア入り燃料を使用) (出力分布調整用制御棒クラスタの撤去) (检修点検建屋の設置)

五、原子炉及びその附属施設の位置、構造

ハ 原子炉本体の構造及び設備

原子炉本体の構造及び設備の記述のうち1号炉及び2号炉に係る(イ)炉心の(3)、主要な核的制限値のb、反応度停止余裕、及び(4)主要な熱的制限値のa、最小限界熱流束比(最小DNBR)、並びに(ロ)燃料体の種類、及び(ニ)最高燃焼度の記述、並びに3号炉及び4号炉に係る(イ)炉心の(2)燃料体の最大挿入量、(3)主要な核的制限値のa、制御棒クラスタで制御すべき最大過剰反応度、及びd、制御棒クラスタの最大反応度価値、(4)主要な熱的制限値のa、最小限界熱流束比(最小DNBR)、並びに(ロ)燃料体の(2)燃料体の種類、(3)燃料要素の構造のa、構造、及び(4)最高燃焼度の記述を以下のとおり変更する。

A 1号炉

(イ) 炉心

(3) 主要な核的制限値

b. 反応度停止余裕

最大反応度効果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、以下に示したような反応度停止余裕を持たせることとする。

高温停止状態 $0.016 \Delta k/k$
 低温停止状態 $0.010 \Delta k/k$

(4) 主要な熱的制限値

a. 最小限界熱流束比(最小DNBR) 1.80

(ウ) 燃料体

(1) 燃料材の種類

燃料材の種類 二酸化ウラン焼結ペレット
(一部ガドリニアを含む)

ウラン235濃縮度

初装荷燃料(3領域)

約 2.1 wt%

約 2.6 wt%

約 3.1 wt%

平均約 2.6 wt%

取替燃料

約 4.1 wt% ~ 約 3.4 wt%

ガドリニア入り燃料については濃縮度約 2.6 wt%

~ 約 1.9 wt%、ガドリニア濃縮度約 6 wt%

ただし、第 4 ~ 第 8 領域燃料は濃縮度約 3.2 wt%、

第 9 ~ 第 13 領域燃料は濃縮度約 3.4 wt%、第 12

~ 第 13 領域燃料のうちガドリニア入り燃料は濃縮

度約 1.9 wt%、ガドリニア濃縮度約 6 wt%

ペレットの初期密度 理論密度の約 95%

(5) 最高燃焼度

燃料集合体最高燃焼度

4 8,000 MWd/t

ただし、初装荷燃料及び取替燃料

のうち第 4 ~ 第 13 領域燃料(高

燃焼度未証明に使用した第 4 領域

燃料の内 2 体及び第 7 領域燃料

の内 2 体は除く)は 39,000

MWd/t

B 2 号炉

(イ) 炉心

(3) 主要な核的制限値

b. 反応度停止余裕
1号炉と同じ。

(4) 主要な熱的制限値

a. 最小限界熱流束長(最小DNBR)

1号炉と同じ。

(ロ) 燃料体

(1) 燃料材の種類

燃料材の種類 二酸化ウラン焼結ペレット
(一部ガドリニアを含む)

ウラン235濃縮度

初装荷燃料(3領域)

約 2.1 wt%

約 2.6 wt%

約 3.1 wt%

平均約 2.6 wt%

取替燃料

約 4.1 wt% ~ 約 3.4 wt%

ガドリニア入り燃料については濃縮度約 2.6 wt%

~ 約 1.9 wt%、ガドリニア濃縮度約 6 wt%

ただし、第 4 ~ 第 9 領域燃料は濃縮度約 3.2 wt%、

第 10 ~ 第 13 領域燃料は濃縮度約 3.4 wt%、ガドリニア

入り試験燃料体 8 体の内のガドリニア入り燃料は濃縮度

約 1.7 wt%、ガドリニア濃縮度約 6 wt%、第 12 ~ 第 13

領域燃料のうちガドリニア入り燃料は濃縮度約 1.9 wt%、

ガドリニア濃縮度約 6 wt%、第 14 領域燃料の内 2 体の濃縮度

ウラン入り燃料 20 体の内 16 体は濃縮度約 4.2 wt%

ペレット初期密度 理論密度の約 95%

(5) 最高燃焼度

燃料集合体最高燃焼度 4 8.0 0 0 MWd / t
 ただし、初裝荷燃料及び取替燃料のうち第4～第13領域燃料は 3 9.0 0 0 MWd / t

C 3 号炉

(4) 炉心

(2) 燃料体の最大挿入量

燃料集合体の個数 1 9 3
 初裝荷炉心 約 2.8 t (ウラン235)
 取替炉心 約 2.5 t (ウラン235)

(3) 主要な核的制限値

a. 制御棒クラスタで制御すべき最大過剰反応度

0.0 3 7 Δk / k

d. 制御棒クラスタの最大反応度係値

制御棒クラスタの最大反応度係値は、制御棒クラスタが、挿入限界位置から飛び出した場合、原子炉冷却材圧力バウンダリに損傷を与えないようにするため、炉心の状態に依り、次の値以下とする。

高熱全出力時 0.0 0 1 8 Δk / k
 高熱零出力時 0.0 0 8 7 Δk / k

(4) 主要な熱的制限値

a. 最小限界熱流束比(最小DNBR) 1.8 0

(6) 燃料体

(3) 燃料材の種類

二酸化ウラン焼結ペレット(一部がトリニアを含む)
 ウラン235濃縮度

初裝荷燃料 第1領域 約 2.0 wt %
 第2領域 約 3.5 wt %
 第3領域 約 4.1 wt %

取替燃料

約 4.1 wt % ~ 約 3.4 wt %
 ただし、ガドリニア入り燃料については、濃縮度約 2.6 wt % ~ 約 1.9 wt %、ガドリニア濃度約 6 wt %

ペレットの初期密度

理論密度の約 9 5 %

(3) 燃料要素の構造

a. 構造

燃料要素(燃料棒)は、円筒形被覆管に二酸化ウラン焼結ペレット又はガドリニア入り二酸化ウラン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。

(5) 最高燃焼度

燃料集合体最高燃焼度 4 8.0 0 0 MWd / t

D 4 号炉

3号炉に同じ。

通商産業省

6資庁第9863号

平成6年8月30日

原子燃料工業株式会社



殿



通商産業大臣 橋本 龍太郎



美浜発電所第3号機の燃料体の設計認可について

平成6年8月4日付け6原燃熊第14号をもって申請がありました上記の件については、
電気事業法第45条第2項第1号の規定に基づき、認可します。

燃料体設計認可申請書



6原燃熊第14号
平成6年8月4日

通商産業大臣
橋本 龍太郎 殿

住 所 東京都港区虎ノ門四丁目3番13号
名 称 原子燃料工業株式会社
代表者の
氏 名

電気事業法第45条第2項第1号の規定により次のとおり燃料体の設計の
認可を受けたいので申請します。

1. 概 要

燃料体（以下「燃料集合体」と称する。）に使用する構成材料は原子炉の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における環境を十分考慮して選択した。

構成部品とその使用材料は、第1-1表に示すとおりである。二酸化ウランペレットについては天然ウランを用いたものと回収ウランを用いたものの両方を使用する。なお各材料の化学成分については、第1-2表に示した。

以下に燃料集合体に使用する各材料の耐熱性、耐放射線性及び耐腐食性について述べ、燃料集合体構成材料の健全性について説明する。

高浜3, 4号炉 設置変更許可 本文十号

使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料の損傷防止対策について、以下の項目を満足することを確認することで、有効性があることを確認する。

(c-1) 燃料有効長頂部が冠水していること。

(c-2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。

(c-3) 未臨界が維持されていること。

(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
運転停止中の原子炉内の燃料損傷防止対策について、以下の項目を満足することを確認することで、有効性があることを確認する。

(d-1) 燃料有効長頂部が冠水していること。

(d-2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。

(d-3) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。

c. 事故に対処するために必要な施設

「(1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で整備する施設のうち、「(2) 有効性評価」において重大事故等に対処するために必要な施設を第 10.3 表に示す。

(ii) 評価条件

有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とするが、標準値として評価項目となるパラメータに対し有意な影響を及ぼさないことを踏まえて条件を設定する場合もある。この際、解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設

定する。なお、有効性評価においては発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時に発生することも想定しているが、3号炉と4号炉は同一の評価条件であることから、3号炉及び4号炉共通の条件として記載する。

a. 主要な解析条件

(a) 評価に当たって考慮する事項

(a-1) 安全機能の喪失に対する仮定

有効性評価で対象とする事象に応じ、適切に安全機能の喪失を考慮する。

(a-2) 外部電源に対する仮定

重大事故等に対する対策の有効性評価に当たっては、外部電源の有無の影響を考慮する。

(a-3) 単一故障に対する仮定

重大事故等は、設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。

(a-4) 運転員等の操作時間に対する仮定

事故に対処するために必要な運転員の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、適切な時間余裕を設定する。

また、運転員等操作時間は、操作現場までのアクセスルート
の状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。

(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。)

- ・ 1次冷却材平均温度の初期値は、原則として、定格値(302.3℃)に正の定常誤差(+2.2℃)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。)

- ・ 1次冷却材圧力の初期値は、原則として、定格値(15.41MPa[gage])に正の定常誤差(+0.21MPa)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。)

- ・ 1次冷却材流量は熱設計流量を用いる。
- ・ 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。
- ・ 炉心バイパス流量割合は4%(標準値)を用いる。
- ・ 即発中性子寿命、遅発中性子割合、減速材密度係数、ドップラ係数等の核的パラメータは、原則として炉心運用を包絡する値を用いる。
- ・ 加圧器保有水量の初期値は60%体積(標準値)とする。
- ・ 蒸気発生器伝熱管施栓率は10%を考慮する。また、蒸気発生器2次側保有水量は1基当たり48t(標準値)を用いる。
- ・ 原子炉格納容器自由体積は67,400m³を用いる。
- ・ 原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値より小さい値(標準値)を用いる。
- ・ 原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は、49℃(標準値)及び9.8kPa[gage](標準値)を用いる。
- ・ 主要機器の形状に関する条件は、以下の値を用いる。

- ・原子炉容器及び1次冷却材ポンプは設計値を用いる。
- ・加圧器、蒸気発生器、1次冷却材配管及び原子炉格納容器は標準値を用いる。

(b-1-2) 事故条件

1次冷却材配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について、炉心損傷防止対策の有効性評価においては低温側とする。

(b-1-3) 重大事故等対策に関連する機器条件

- ・トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、余裕を考慮した値を使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間を2.2秒とする。
- ・安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間
原子炉トリップ限界値及び応答時間として以下の値を用いる。

過大温度 ΔT 高

1次冷却材平均温度等の関数（応答時間6.0秒）

原子炉圧力低

12.73MPa[gage]（応答時間2.0秒）

1次冷却材ポンプ電源電圧低

65%（定格値に対して）（応答時間1.2秒）

蒸気発生器水位異常低

蒸気発生器狭域水位11%（応答時間2.0秒）

工学的安全施設作動信号のうち、非常用炉心冷却設備作動信号の作動限界値及び応答時間として以下の値を用いる。

原子炉圧力異常低

11.36MPa[gage]（応答時間0秒、2.0秒）

原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

12.04MPa[gage]（圧力）及び水位検出器下端水位（水位）の一致（応答時間2.0秒）

- ・原子炉制御設備は作動しないものとする。ただし、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁は自動作動するものとする。なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」のうち「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」においては、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び給水制御系は自動作動するものとする。
- ・加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の容量は以下の値を使用する。また、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の作動圧力については設計値に余裕を考慮した高い値を使用する。
- ・加圧器逃がし弁容量 : 95t/h (1個当たり)
- ・加圧器安全弁容量 : 157t/h (1個当たり)
- ・主蒸気逃がし弁容量 : 定格主蒸気流量
(ループ当たり) の 10%
- ・主蒸気安全弁容量 : 定格主蒸気流量
(ループ当たり) の 100%
- ・1次冷却材ポンプ回転数等の1次冷却材ポンプ仕様に関する条件は設計値を用いる。
- ・格納容器再循環ユニットは2基作動し、1基当たりの除熱特性(標準値: 100℃～約155℃、約1.9MW～約8.1MW)で原子炉格納容器を除熱するものとする。
- ・燃料取替用水タンクの容量は1,900m³(標準値)を用いる。

(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。

- ・原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値より大きい値を用いる。
- ・原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は、 50°C 及び $0\text{kPa}[\text{gage}]$ を用いる。

(b-2-2) 事故条件

- ・1次冷却材配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について、格納容器破損防止対策の有効性評価においては、高温側とする。

(b-2-3) 重大事故等対策に関連する機器条件

(b-1-3)に同じ

(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。
- ・事象発生前使用済燃料ピット水温は 40°C を用いる。
- ・使用済燃料ピットに隣接するピットの状態として、Aピット、Bピット、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットは接続状態とする。なお、水温が 100°C まで上昇する時間の評価は、Aピットのみを考慮する。
- ・使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いる。

(b-3-2) 重大事故等対策に関連する機器条件

- ・放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料ピット水位としては、燃料頂部から約 4.34m 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（事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く）

添付1

燃料取替スキーム

高浜3 (4) 号機使用済燃料ピットに貯蔵する使用済燃料の熱負荷 (停止時)

取出燃料	高浜3 (4) 号機からの発生分			MOX燃料			高浜4 (3) 号機からの発生分			高浜1, 2号機からの発生分		
	冷却期間	燃料数	崩壊熱(MW)*1	燃料数	崩壊熱(MW)*1	燃料数	燃料数	崩壊熱(MW)*1	燃料数	崩壊熱(MW)*1	燃料数	崩壊熱(MW)*1
1.3サイクル冷却済燃料	1.3ヶ月+30日)+8.5日	9	0.006									
1.2サイクル冷却済燃料	1.2ヶ月+30日)+8.5日	1/3炉心-16	0.027	16	0.041							
1.1サイクル冷却済燃料	1.1ヶ月+30日)+8.5日	1/3炉心-16	0.028	16	0.041			1/3炉心-16	0.028	1/3炉心		0.048
1.0サイクル冷却済燃料	1.0ヶ月+30日)+8.5日	1/3炉心-16	0.029	16	0.042			1/3炉心-16	0.029	1/3炉心		0.049
9サイクル冷却済燃料	9ヶ月+30日)+8.5日	1/3炉心-16	0.030	16	0.043			1/3炉心-16	0.029	1/3炉心		0.051
8サイクル冷却済燃料	8ヶ月+30日)+8.5日	1/3炉心-16	0.031	16	0.043			1/3炉心-16	0.031	1/3炉心		0.053
7サイクル冷却済燃料	7ヶ月+30日)+8.5日	1/3炉心-16	0.034	16	0.044			1/3炉心-16	0.033	1/3炉心		0.057
6サイクル冷却済燃料	6ヶ月+30日)+8.5日	1/3炉心-16	0.037	16	0.045			1/3炉心-16	0.035	1/3炉心		0.060
5サイクル冷却済燃料	5ヶ月+30日)+8.5日	1/3炉心-16	0.042	16	0.048			1/3炉心-16	0.040	1/3炉心		0.066
4サイクル冷却済燃料	4ヶ月+30日)+8.5日	1/3炉心-16	0.050	16	0.051			1/3炉心-16	0.045	1/3炉心		0.076
3サイクル冷却済燃料	3ヶ月+30日)+8.5日	1/3炉心-16	0.067	16	0.061			1/3炉心-16	0.057	1/3炉心		0.094
2サイクル冷却済燃料	2ヶ月+30日)+8.5日	1/3炉心-16	0.105	16	0.085			1/3炉心-16	0.085	1/3炉心		0.135
1サイクル冷却済燃料	1ヶ月+30日)+8.5日	1/3炉心-16	0.198	16	0.168			1/3炉心-16	0.140	1/3炉心		0.214
定検時取出燃料 2	8.5日		2.051	8	0.534							
定検時取出燃料 3	8.5日		1.578	16	1.036							
定検時取出燃料 1	8.5日		1.452	16	0.906							
小計			5.765		3.188				0.552			0.903
崩壊熱合計 (MW)					崩壊熱: 10.408MW							

*1: 崩壊熱の合計は、四捨五入の関係で個々の発生熱量の合計とはならない場合がある。
 *2: 3 (4) 号機の使用済燃料ピットは1, 2, 4 (3) 号機と共用であり、崩壊熱が高めとなるように1, 2, 4 (3) 号機から運搬された使用済燃料から発生する崩壊熱を想定
 注1: 高浜1, 2号機550MWd/y燃料使用等に伴う原子炉設置変更許可申請 (平成20年8月申請) 安全審査における使用済燃料ピット冷却設備の評価条件
 注2: 高浜3 (4) 号機の使用済燃料ピットの燃料保管容量は1, 769体