

論点9 原子炉の制御性への影響

論点9-1 出力分布の不均一性

○検討課題

MOX燃料はプルトニウムが中性子を吸収するために燃料集合体内の中性子が少なくなる。中性子が多く存在するウラン燃料を隣に配置すると、その部分のMOX燃料が反応しやすくなり、MOX燃料集合体外周部の燃料棒出力が高くなりやすいが、燃料の健全性や原子炉の制御に影響を与えないか。

○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・ よく燃えるところ（MOX燃料集合体の一番外側の燃料棒）では燃料棒が破損しやすくなる危険性が生じる。
- ・ 上記の対策として、MOX燃料集合体内の外側の燃料棒ほどプルトニウム含有率を小さくして燃えにくくする配置にする。しかし、それにも限界がある。
- ・ MOX燃料とウラン燃料の境界では性質が異なるため焼きむらが生じるので燃料破損が起りやすくなる。また核分裂の制御を難しくする。

○東北電力株式会社の講じる対策または見解

- ・ 核分裂が起きやすい燃料棒と核分裂が起きにくい燃料棒の差があまり大きくならないように、MOX燃料集合体内に濃度を変えた（4種類程度のプルトニウム含有率、1種類程度のウラン濃縮度）燃料棒を使用する。またウラン燃料棒の軸方向には濃縮度分布をもたせている。（図9-1参照）（設置許可申請書8-3-12）
- ・ 燃料外周部の燃料棒はプルトニウム含有率を小さくし燃えにくい配置にする。
- ・ このような燃料設計とすることで、MOX燃料集合体の燃料棒の出力分布のばらつきはウラン燃料と同等にすることができる。（9×9燃料に対しては、ほぼ同等から1割程度小さい。高燃焼度8×8燃料に対してはほぼ同等。）
- ・ また、燃料棒の出力上昇が厳しくなる過渡事象（「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」）時でも、燃料棒の出力は定格時の約121%まで上昇するにとどまり、燃料被覆管に過度の変形が生じないように設けた制限値（定格時の165%以下であること）には十分余裕がある。

[参考] 「（前略）また、局所の表面熱流束の最大値は定格値の約121%であり、1%塑性歪^{※1}を与えるまでには十分余裕がある。（図9-2参照）（設置許可申請書10-2-16）」

○国の見解（安全審査結果）

- ・ 以下のとおり，安全審査の要求事項を満足していることを確認している。

（安全審査書 P19 より）

燃料被覆管の機械的破損については，局所の表面熱流束の最大値が「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」において定格の約121%となるが，燃料被覆管の円周方向の平均塑性歪1%^{※1}に対応する局所の表面熱流束値165%を下回っている。

- ※1 1%塑性歪＝燃料被覆管の円周方向の平均塑性歪1%：出力の上昇で燃料ペレットが膨張し，被覆管を内側から押すことで被覆管の円周が伸びる。この様な変形で被覆管が破損しないように，円周の伸び量を変形前の1%以内になるように出力上昇を制限している。

論点 9-2 熱中性子割合の減少

○検討課題

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燃料を採用すると熱中性子の割合が減少することから、原子炉の制御が不安定になったり、制御が不能になることはないのか。

○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・ プルトニウム燃料の場合、遅発臨界の幅はウランの 1/3 の程度であり、即発臨界になりやすい。

○東北電力株式会社の講じる対策または見解

- ・ プルトニウムはウランに比べて、エネルギーの小さい中性子（熱中性子）を吸収しやすいため、平均熱中性子束はMOX燃料を採用した方が小さくなる。（表9-1参照）（設置許可申請書8-3-79）
- ・ 安定した核分裂に重要な遅発中性子割合^{*1}をみると、 ^{239}Pu は ^{235}U の1/3程度であるが、MOX燃料は ^{239}Pu のみで構成されているわけではなく、また、全燃料560体のうち228体MOX燃料を装荷した場合でも残りはウラン燃料であるため、炉心として平均化された実効遅発中性子割合の減少はウラン燃料のみの炉心の1割程度にとどまる。（表9-2、表9-3参照）（設置許可申請書8-3-79）
- ・ MOX燃料が装荷された炉心では、冷却水の沸騰で生じた泡の増減による出力の変動割合（減速材ボイド係数）がウラン燃料を装荷した炉心よりも大きくなるので、炉心安定性（炉心全体の出力の振動）、領域安定性（炉心全体ではあまり出力変動はないが、炉心の左右半面で逆方向の振動）、プラント安定性（原子炉の出力を一定にするために設けた制御装置の働きも考慮した炉心出力などの振動）は、悪くなる傾向にある。（表9-4、図9-3、図9-4参照）
- ・ しかしながら、原子炉は、出力振動に対し十分な安定性を有しているため制御が不能になることはない。さらに各運転サイクルの具体的な燃料配置を定める段階においても、十分な安定性を有することを確認する。また、この運転状態以外でたとえ出力振動が生じたとしても、出力振動を中性子束モニタで監視でき、制御棒等で抑えることができる設計とする。（表9-4、図9-3、図9-4参照）（設置許可申請書8-3-121）
- ・ また、原子炉は、運転中の圧力設定値の変更、制御棒の操作、あるいは再循環流量の変化等、平常運転中に予想される外乱に対して、安定に応答し、燃料の許容設計限界を超える状態に至ることなく十分満足な制御が可能であることを解析で確かめている。（図9-3、図9-4参照）（設置許可申請書8-3-122）

- ・ キセノン安定性（中性子を吸収する性質のあるキセノンの発生量が、核分裂の増減に応じて時間遅れを持って増減することにより生じる出力の振動）については、沸騰水型原子炉では、定格出力時の出力反応度係数は、キセノンの空間振動を十分に抑制することができる範囲内にある。（図9-5参照）（設置許可申請書8-3-134）

※1 遅発中性子割合：核分裂で発生する中性子には、核分裂と同時に発生する中性子（即発中性子）と、核分裂でできた核分裂生成物の崩壊に伴って発生する中性子（遅発中性子）がある。全中性子数に対する遅発中性子数の割合を「遅発中性子割合」といい、これが大きいほうが中性子の増減がゆっくりになる。

○国の見解（安全審査結果）

- ・ 以下のとおり、安全審査の要求事項を満足していることを確認している。

（安全審査書 P13 より）

いずれの安定性についても解析結果は、限界基準を満足し、さらに、炉心安定性については、運転上の設計基準を満足しており、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないような減衰特性を有するとしている。

論点 9-3 作業ミス・操作ミスの可能性

○検討課題

MOX燃料を導入すると燃料の種類が増え、炉心への燃料装荷時に間違いを誘発しやすく、制御棒引き抜けなどの操作ミスが事故につながる危険性も大きくなるのではないか。

○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・ 燃焼度の異なる燃料が増え、燃料入れ替えの作業ミスの可能性が高くなる。その場合、制御棒引き抜けなどの事故が重なった場合、解析する必要はないのか。
- ・ 何らかの原因で制御棒が抜けるなどして反応度が加わった場合の安全性について検討すべきである。
- ・ 燃料の組成構造が非常に複雑になるから製造ミスも発生しやすくなり、その結果新たな事故のきっかけを増やすことになりかねない。
- ・ MOX炉心では配置が複雑になるため、装荷時に間違いを誘発しやすく、事故につながる危険性も大きくなる。

○東北電力株式会社の講じる対策または見解

- ・ これまでも燃料取替作業は以下の手順により行い、繰り返し、かつ複数の人間が原子炉内で燃料を置く場所を確認している。
 - ① 燃料装荷を行う前には燃料集合体の番号（刻印番号）と装荷位置を記載した手順書を準備する。
 - ② 燃料装荷を行う前に燃料装荷手順を燃料交換用の計算機に入力する。
 - ③ 燃料装荷時に作業員は燃料番号を手順書、計算機で確認し、燃料交換機にて1体ずつ装荷を実施する。また、確認は複数の作業員が行う。
 - ④ 全数の装荷が終了した後、集合体の位置に間違いがないか水中カメラにより刻印番号のチェックを行う。チェックは複数人で行い、また炉内の確認は定期事業者検査として行われる。（図9-6参照）
- ・ 制御棒の引き抜けなどの操作ミスに対しては、仮に炉心内で最も核分裂反応をしやすい部分の制御棒1本が完全に引き抜かれた場合でも、他の制御棒の挿入により炉心を未臨界にできることから安全性が確保される。

[参考] 実際の設計では、設計上の余裕を見込んで、最大反応度値を持つ制御棒1本が完全に引き抜かれた状態でも、炉心の実効増倍率の計算値は、常に0.99未満となるように設計する。（図9-7参照）（設置許可申請書8-3-66）

- ・ 仮に制御棒が落下する事故でも、燃料ペレットは溶融には至らず、また、原子炉圧力容器の健全性が損なわれないことを確認している。

[参考] 燃料エンタルピーの最大値は約698kJ/kgであり、制限値963 kJ/kg (230cal/g) から燃焼の進行等に伴うペレット融点低下の影響を考慮した値837 kJ/kgを超えていない。また、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は最高使用圧力の1.2倍の圧力を十分に下回る。(図9-8参照) (設置許可申請書10-3-40)

○国の見解 (安全審査結果)

- ・ 以下のとおり、安全審査の要求事項を満足していることを確認している。

(安全審査書 P19 より)

9×9燃料(A型)又は9×9燃料(B型)及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心においては、全制御棒を全挿入した状態から最大反応度値を有する制御棒1本が完全に引き抜かれた場合でも、炉心の実効増倍率が常に0.99未満となるように設計するとしている。すなわち、最大反応度値を有する制御棒1本が完全に引き抜かれた場合でも、炉心を臨界未満にできるとしている。

(安全審査書 P25 より)

燃料エンタルピーの最大値は「制御棒落下」において、9×9燃料(A型)で約693kJ/kgであり、9×9燃料(B型)で約698kJ/kg、MOX燃料で約651kJ/kgであり、「反応度投入事象評価指針」に示された制限値からさらに燃焼の進行並びにガドリニア又はプルトニウム添加に伴うペレット融点低下分に相当するエンタルピーを差し引いた値である837 kJ/kgを下回っている。

表 9-1 平均熱中性子束の比較

9 × 9 燃料 (A型) 及びMOX燃料	9 × 9 燃料 (A型)
約 $3.1 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$	約 $3.5 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$

表 9-2 核種毎の遅発中性子割合の比較※

^{239}Pu	^{235}U
0.0022	0.0067

※：沸騰水型原子力発電所 混合酸化物燃料装荷炉心の設計解析手法について，TLR-058改訂1，株式会社東芝，平成11年2月より

表 9-3 炉心としての実効遅発中性子割合の比較

9 × 9 燃料及びMOX燃料平衡炉心	9 × 9 燃料平衡炉心
約0.0053 (サイクル初期)	約0.0060 (サイクル初期)
約0.0049 (サイクル末期)	約0.0053 (サイクル末期)

表 9-4 核熱水力安定性解析結果

	解析点 ^{※1}	女川3号 1/3 MOX 炉心 ^{※2}	9×9 炉心 ^{※3}	高燃焼度 8×8 炉心	島根2号 1/3 MOX 炉心 ^{※2}	浜岡4号 1/3 MOX 炉心 ^{※2}	判断基準
炉心安定性減幅比 ^{※4}	最大出力 運転時	0.08	0.06	0.01 未滿	0.08	0.08	運転上の 設計基準 減幅比 ≤0.25
	自動流量 制御 下限出力 運転時	定格出力の 94% 定格流量の 70%	定格出力の 86% 定格流量の 60%	定格出力の 83% 定格流量の 55%	定格出力の 94% 定格流量の 70%	定格出力の 94% 定格流量の 70%	
	安定性が最 も悪化する 運転状態 ^{※4}	0.75 定格出力の 63% 定格流量の 37%	0.60 定格出力の 63% 定格流量の 37%	0.67 定格出力の 63% 定格流量の 37%	0.74 定格出力の 57% 定格流量の 39%	0.72 定格出力の 52% 定格流量の 36%	限界基準 減幅比 <1.0
減幅比 ^{※5} 領域安定性	安定性が最 も悪化する 運転状態 ^{※4}	0.55	0.39	—	0.64	0.50	限界基準 減幅比 <1.0

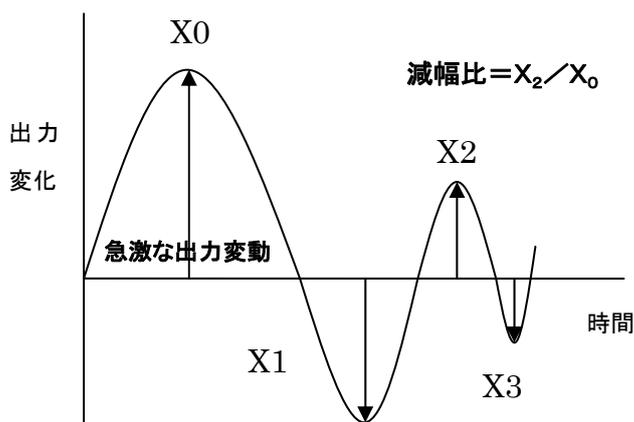
※1：女川3号の解析点を運転特性図とあわせて図9-9に示す。

※2：9×9（A型）+MOX炉心

※3：9×9（A型）炉心

※4：最低ポンプ速度最大出力運転時

※5：減幅比のイメージを下図に示す。



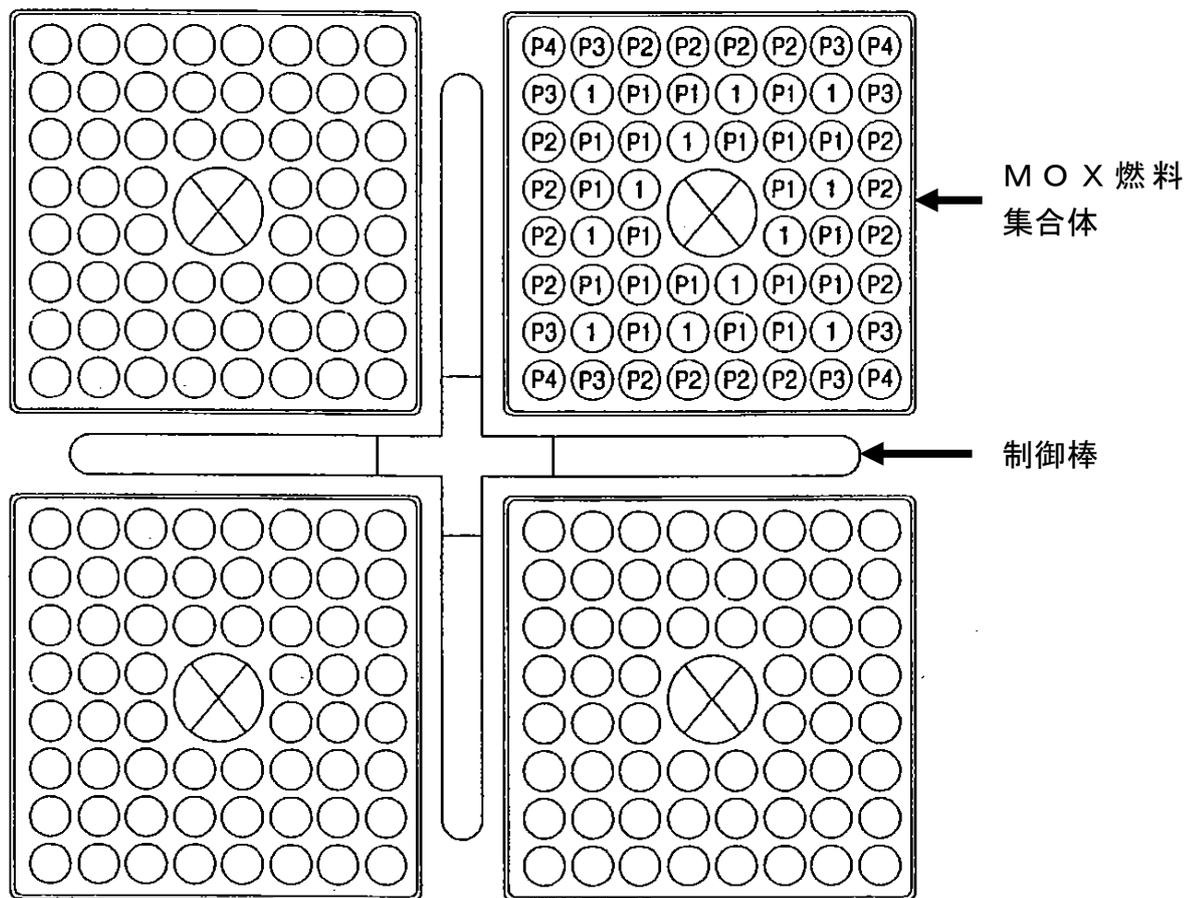
原子炉の自己制御性^{※6}が働くことにより、出力は元に戻ろうとする。

図 減幅比のイメージ

※6：自己制御性：BWRでは、原子炉の出力が変化しても、「燃料の温度」や「冷却材の泡（ボイド）」の量が変わることで、出力変化を抑え、元に戻ろうとする作用（フィードバック作用）が働く。

●燃料温度効果（ドップラ効果）：燃料温度が上がると、燃料中のウラン238、プルトニウム240など核分裂しにくい核種（主としてウラン238）がより中性子を吸収するようになる。

●冷却材の泡の効果：冷却材中の泡が増えると、エネルギーの小さい中性子（熱中性子）の数が減り、ウラン235、プルトニウム239の核分裂が減少する。



- ① UO₂燃料
- ⊗ ウォータロッド
- Ⓟ P1 最高プルトニウム含有率MOX燃料
- Ⓟ P1 ~ Ⓟ P4 はこの順でプルトニウム含有率が小さくなることを示す。

図9-1 燃料集合体内の燃料棒配置図(例)(MOX燃料)

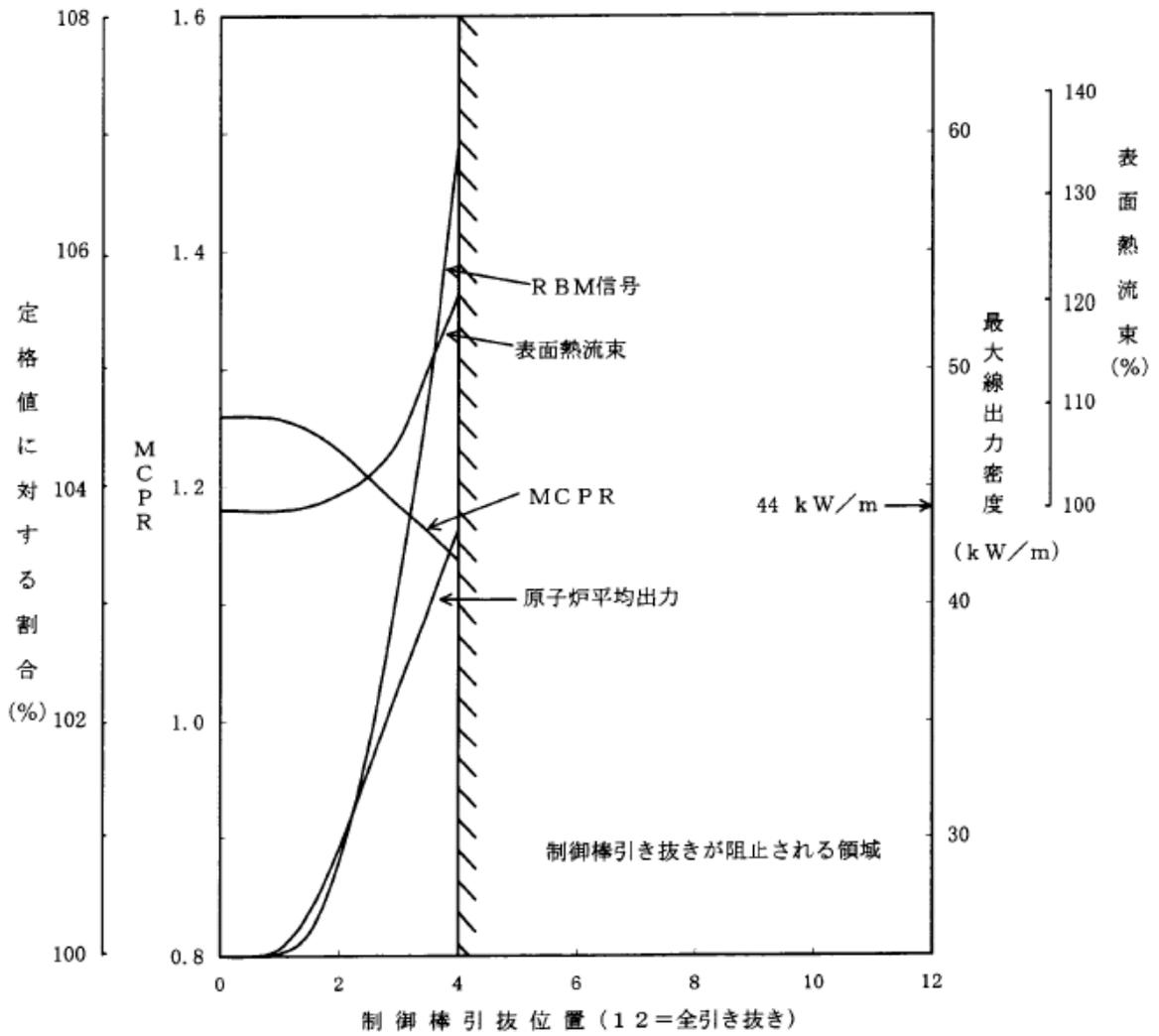


図9-2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き時の過渡変化
 (9×9燃料(A型)及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心)

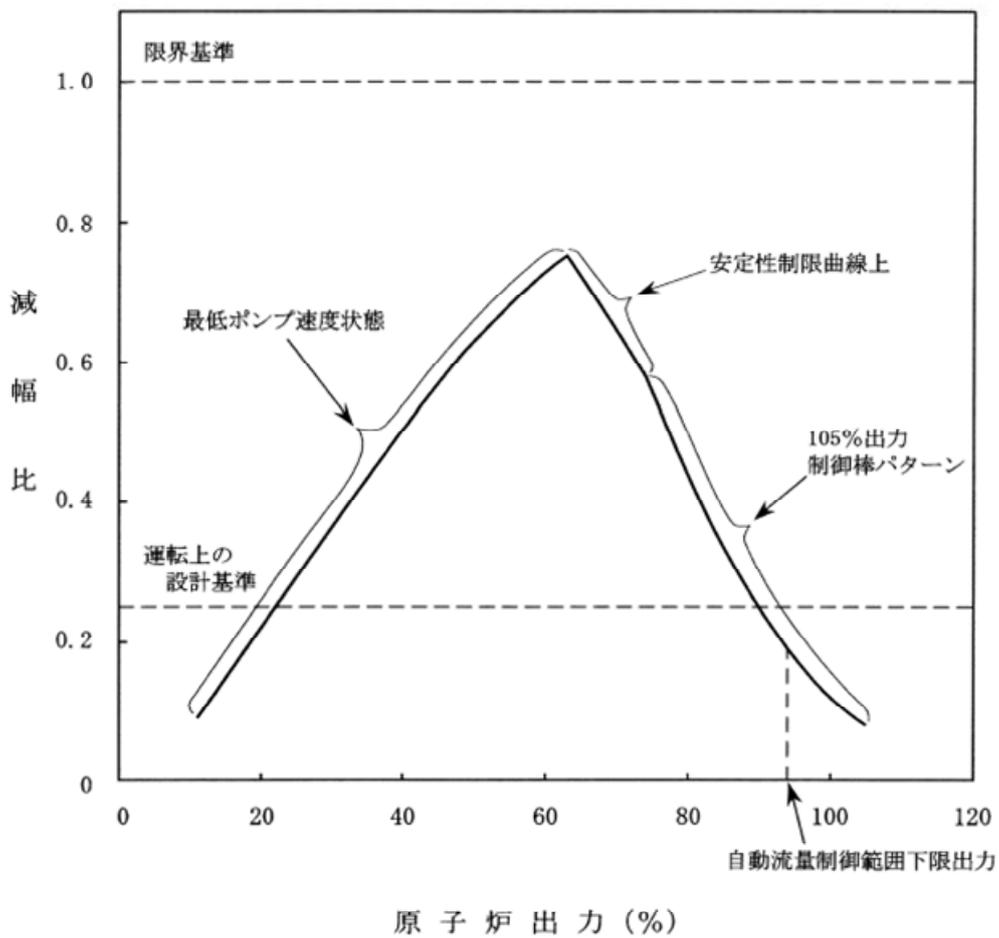


図9-3 炉心安定性と出力
 (9×9燃料(A型)及びMOX燃料228体を装荷した炉心)

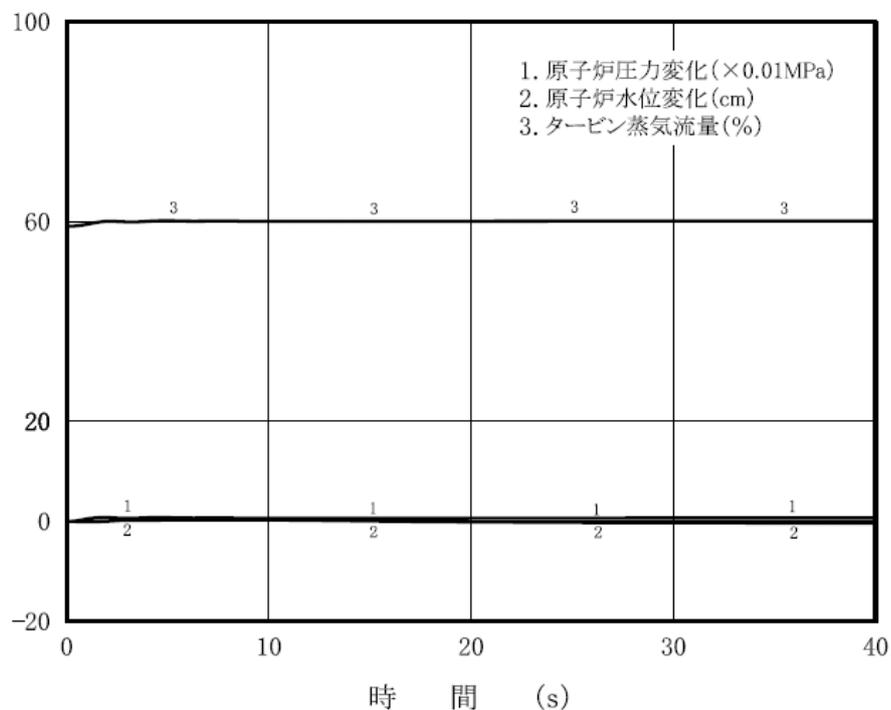
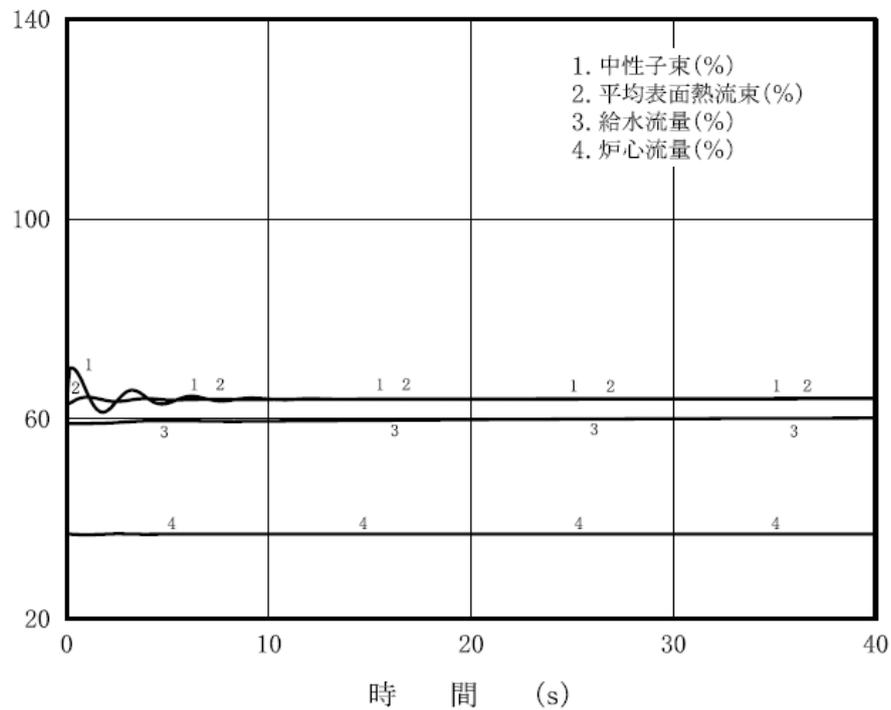


図 9-4 (1) 制御棒引き抜き 10 セント相当
 (最低ポンプ速度最大出力運転時)
 (9×9 燃料 (A 型) 及び MOX 燃料を装荷した炉心)

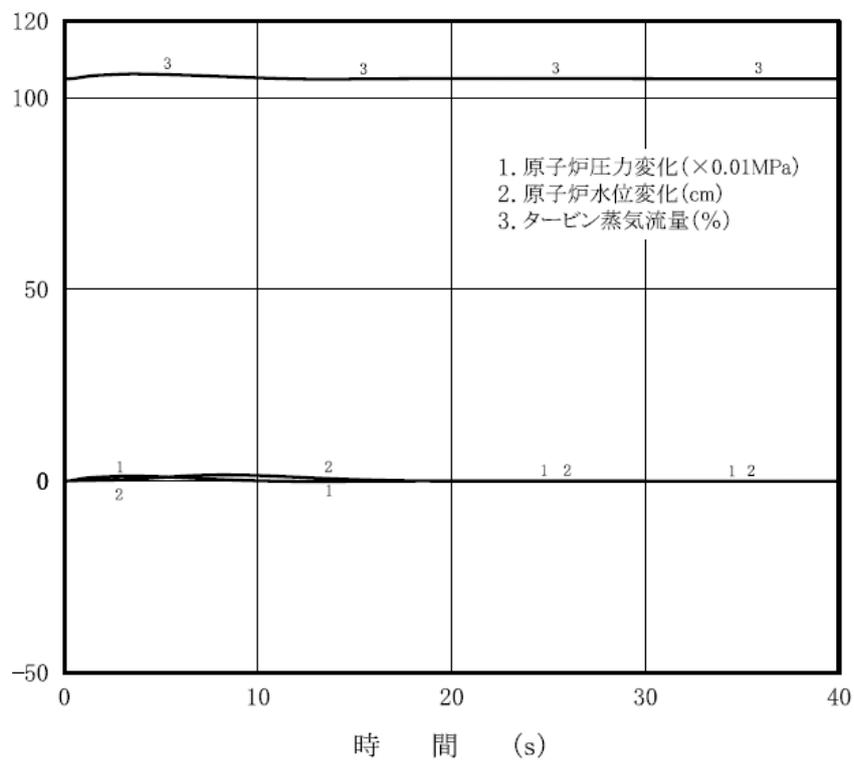
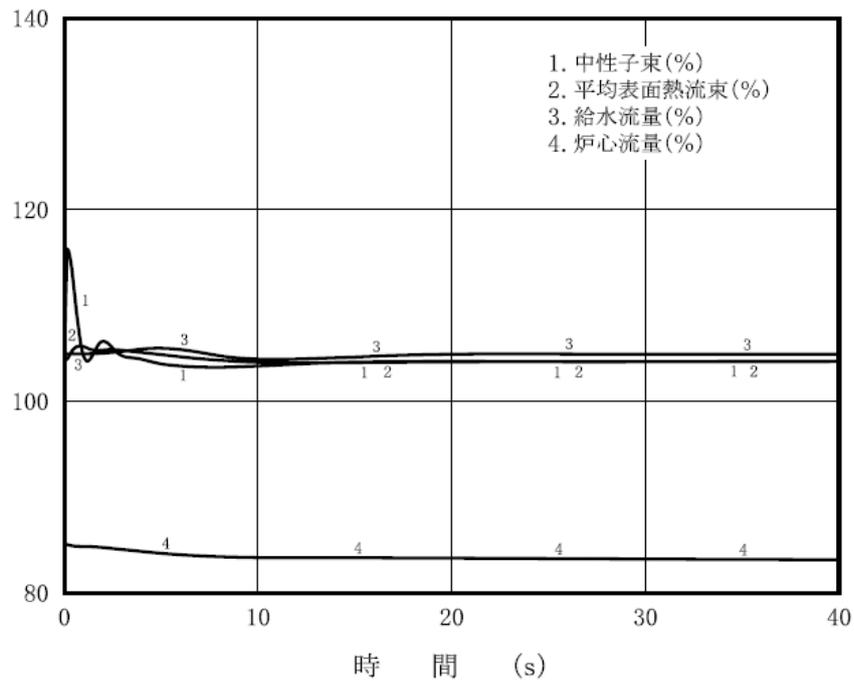


図9-4(2) 制御棒引き抜き10セント相当
(最大出力運転時)
(9×9燃料(A型)及びMOX燃料を装荷した炉心)

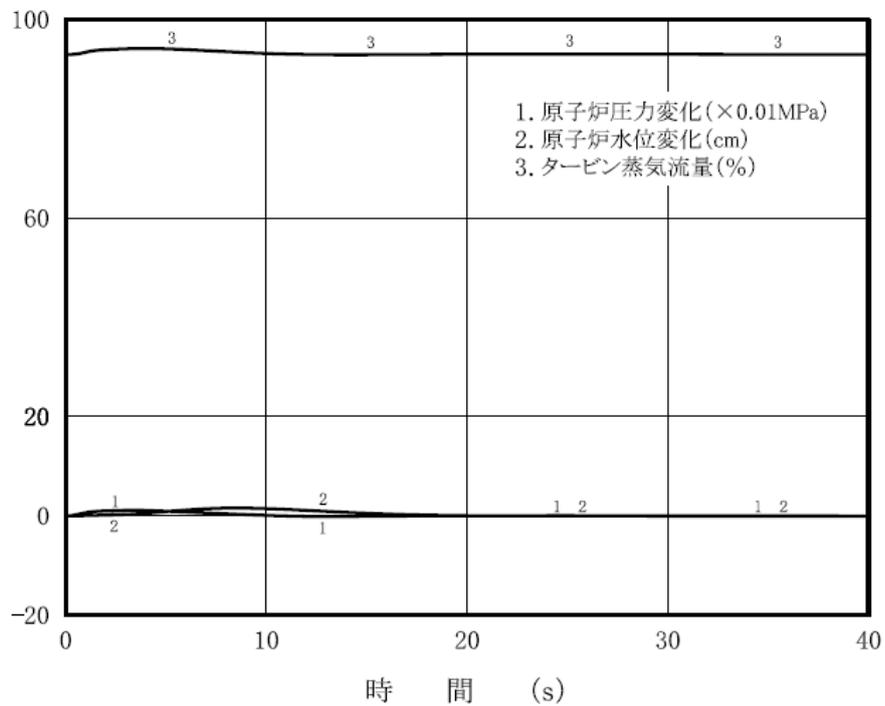
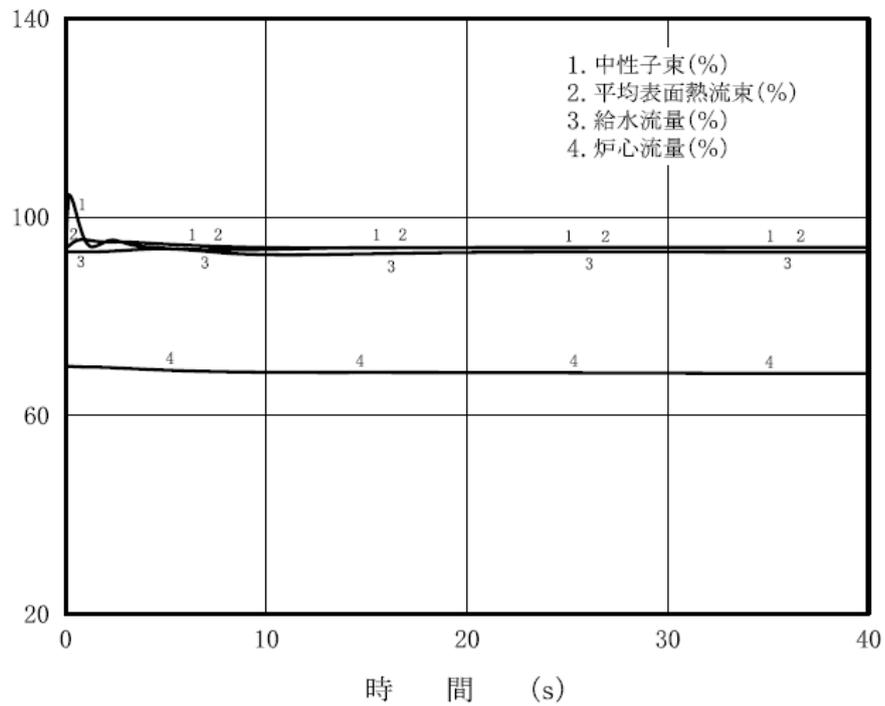


図9-4(3) 制御棒引き抜き10セント相当
 (自動流量制御下限出力運転時)
 (9×9燃料(A型)及びMOX燃料を装荷した炉心)

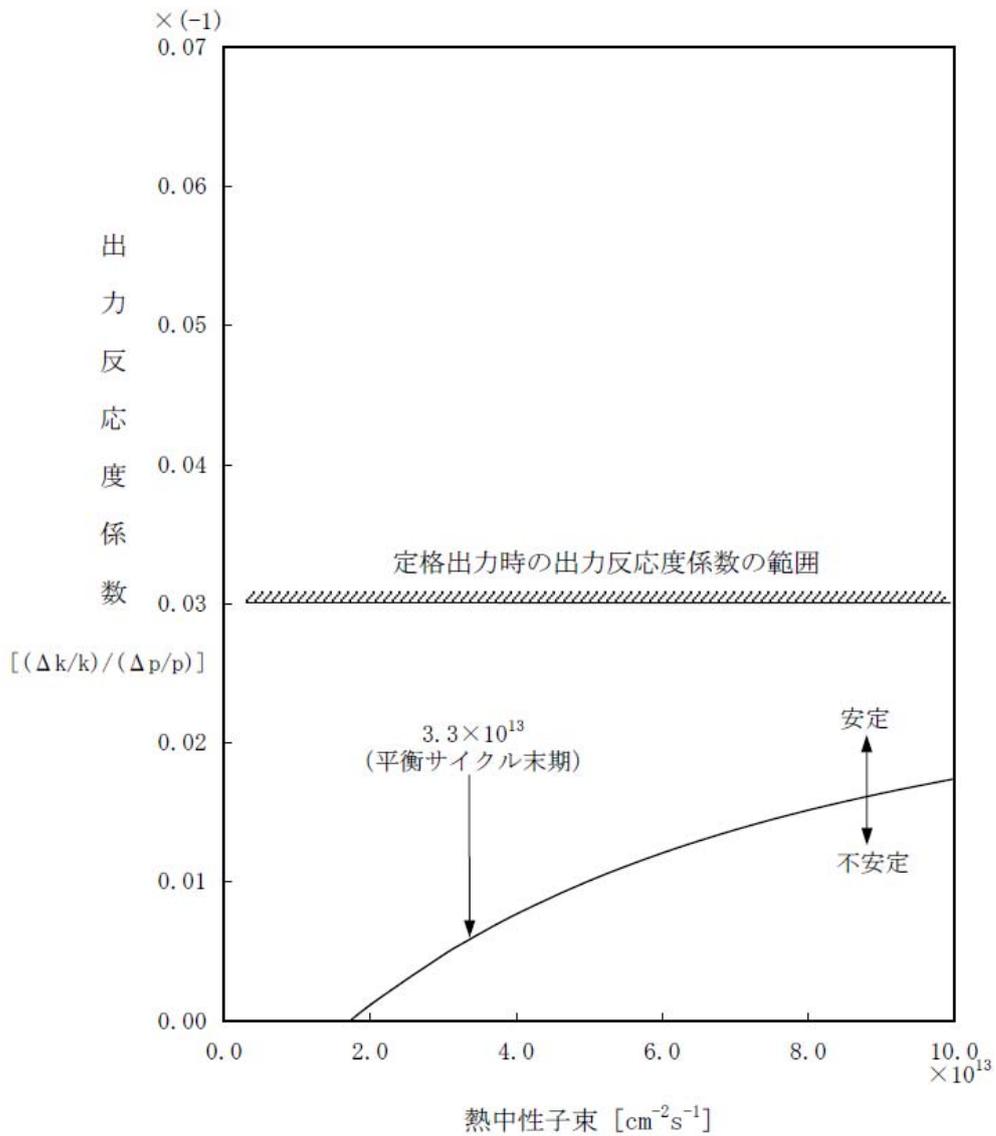


図9-5 軸方向キセノン空間振動の安定性
(9×9燃料(A型)及びMOX燃料228体を装荷した炉心)

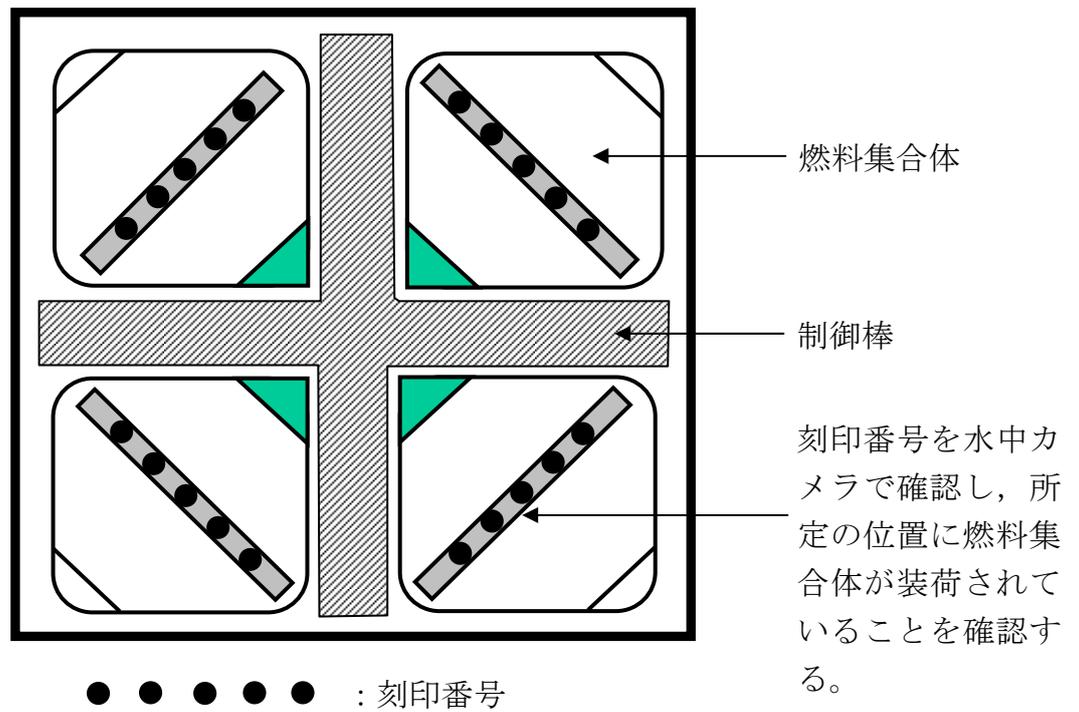


図9-6 刻印番号
 (炉内に装荷された燃料集合体を上部から見たもの (イメージ))

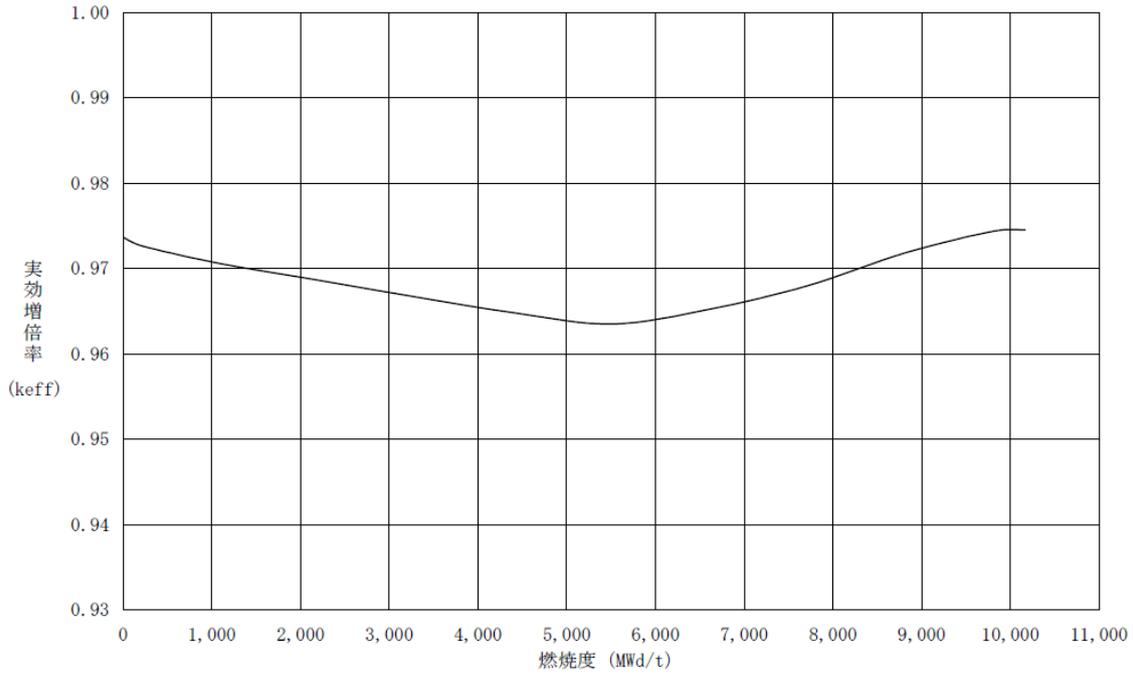


図9-7 最大価値制御棒1本引き抜き時の実効増倍率の燃焼度依存性
(9×9燃料(A型)及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心(減速材温度20℃))

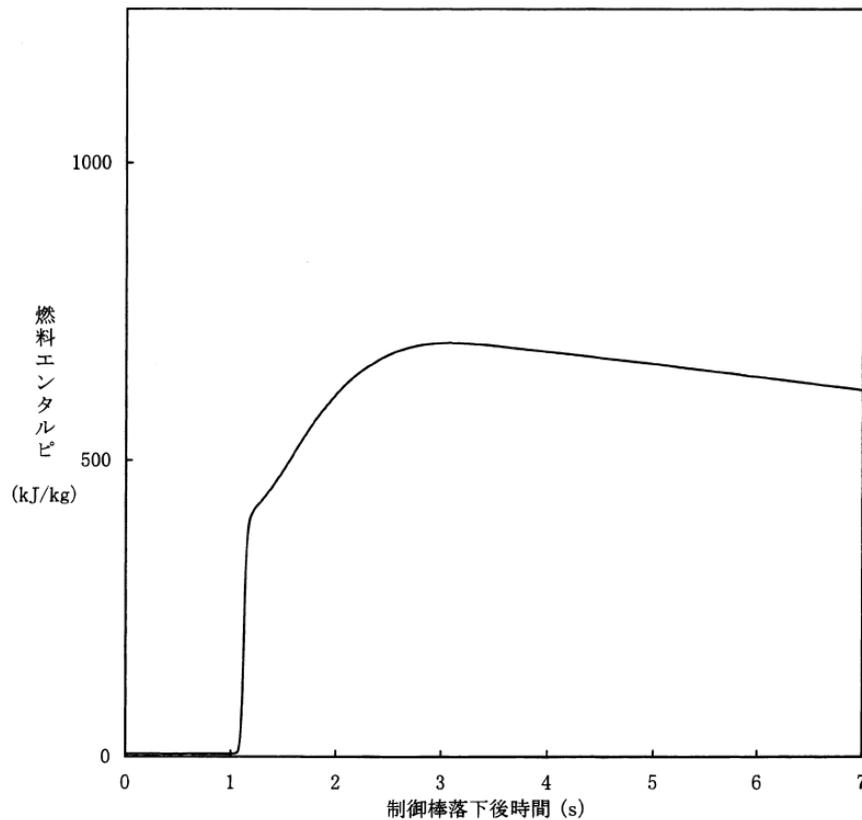


図9-8 制御棒落下時の燃料エンタルピーの時間変化
(サイクル初期, 低温時, 9×9燃料(B型)及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心, 9×9燃料(B型))

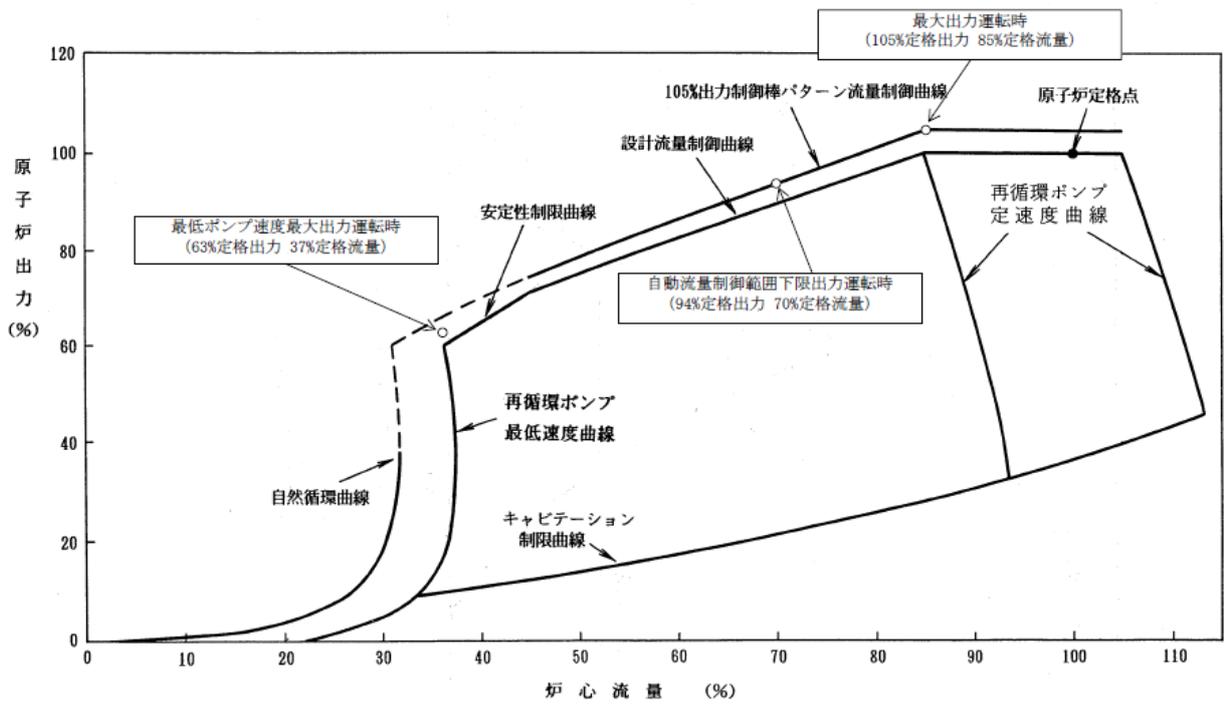
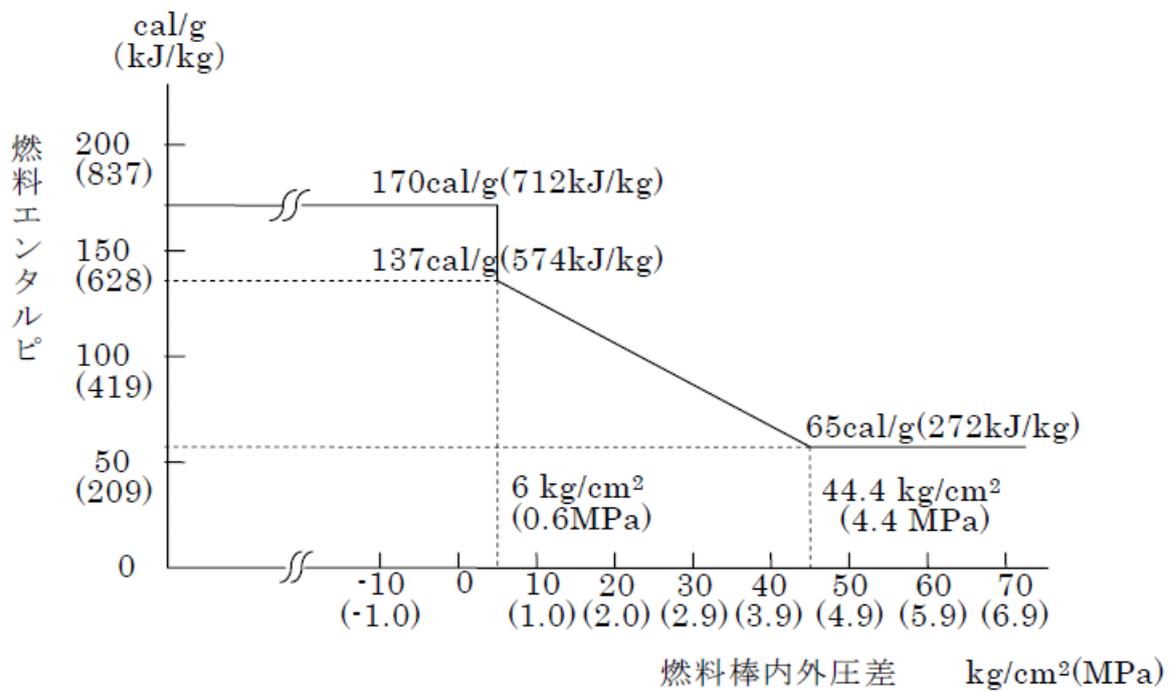


図9-9 安定性解析点

表1 運転時の異常な過渡変化の解析結果（判断基準に対する評価）

評価項目	解析結果					判断基準
	女川3号 1/3MOX炉心	9×9炉心	高燃焼度 8×8炉心	島根2号 1/3MOX炉心	浜岡4号 1/3MOX炉心	
最小限界出力比 の最小値	1.09 〔給水加熱喪失〕	1.07 〔給水加熱喪失〕	1.07 〔給水加熱喪失〕	1.09 〔給水加熱喪失〕 ----- 1.09 〔負荷の喪失 (発電機負荷遮断, タービンハイス弁 不作動)〕	1.09 〔負荷の喪失 (発電機負荷遮断, タービンハイス弁 不作動)〕	次の最小限界出力比の許容設計 限界以上 MOX燃料採用時：1.09 9×9燃料採用時：1.07 高燃焼度8×8燃料：1.07 島根2号：1.09 浜岡4号：1.09
局所の表面熱流 束の最大値	約121%	約121%	約121%	約121%	約121%	次の1%塑性歪相当線出力密度 以下 MOX燃料採用時：165% 9×9燃料採用時：170% 高燃焼度8×8燃料：170% 島根2号：165% 浜岡4号：165%
燃料エンタルピ の最大値	約92kJ/kg	約95kJ/kg	約96kJ/kg	約141kJ/kg	約88kJ/kg	反応度投入事象評価指針に示さ れた燃料の許容設計限界（参考 図参照）以下
原子炉冷却材圧 力バウンダリに かかる 圧力の最大値	約8.25MPa[gage]	約8.23MPa[gage]	約8.23MPa[gage]	約8.50MPa[gage]	約8.29MPa[gage]	9.48MPa[gage]以下



「反応度投入事象評価指針（第2図）」より引用。ただし、燃料エンタルピーの単位を cal/g・UO₂ から cal/g としている。また、燃料エンタルピーについて kJ/kg 単位の記載を、また、燃料棒内外圧差について MPa 単位の数値を () 書きで記載している。

参考図 反応度投入事象における燃料の許容設計限界

表2 事故時における解析結果（判断基準に対する評価）

	評価項目	解析結果					判断基準
		女川3号			島根2号	浜岡4号	
		1/3MOX炉心	9×9炉心	高燃焼度8×8炉心	1/3MOX炉心	1/3MOX炉心	
炉心	燃料被覆管 最高温度 (°C)	9×9燃料(A型) : 約625 9×9燃料(B型) : 約610 MOX燃料: 約564 (原子炉冷却材喪失)	9×9燃料(A型): 約615 9×9燃料(B型): 約602 (原子炉冷却材喪失)	約530 (原子炉冷却材喪失)	9×9燃料(A型): 約589 9×9燃料(B型): 約595 MOX燃料: 約564 (原子炉冷却材喪失)	9×9燃料(A型): 約610 MOX燃料: 約565 (原子炉冷却材喪失)	1,200°C以下
損傷	燃料被覆管 化学量論的 酸化量 (%)	極めて小さい	極めて小さい	極めて小さい	極めて小さい	極めて小さい	15%以下
	燃料エンタルピー の最大値 (kJ/kg)	9×9燃料(A型) : 約693 9×9燃料(B型) : 約698 MOX燃料: 約651 (制御棒落下)	9×9燃料(A型) : 約651 9×9燃料(B型) : 約646 (制御棒落下)	約869 (制御棒落下)	9×9燃料(A型) : 約766 9×9燃料(B型) : 約671 MOX燃料: 約648 (制御棒落下)	9×9燃料(A型) : 約683 MOX燃料: 約592 (制御棒落下)	8×8燃料: 963kJ/kg 以下 9×9燃料, MOX燃料: 837 kJ/kg 以下
	原子炉冷却材圧力 バウンダリ にかかる 圧力の最大値 (MPa[gage])	約8.38 (原子炉冷却材ポンプの軸固着)	約8.41* (原子炉冷却材ポンプの軸固着)	約8.63 (制御棒落下)	約8.60 (制御棒落下)	約8.58* (原子炉冷却材ポンプの軸固着)	最高使用圧力の1.2倍 (10.34 MPa[gage]) 以下

※: 原子炉圧力（原子炉圧力容器ドーム部）の最大値に原子炉圧力と圧力容器底部圧力との差（0.3MPa程度）を考慮した値

表3 運転時の異常な過渡変化の解析結果（評価事象毎）（1/6）

評価項目		解析結果				
		女川3号			島根2号	浜岡4号
		1/3MOX炉心 ^{※1}	9×9炉心 ^{※2}	高燃焼度8×8炉心	1/3MOX炉心 ^{※1}	1/3MOX炉心 ^{※1}
原子炉 起動時 における 制御棒の 異常な 引き抜き	最小限界出力比 の最小値	—	—	—	—	—
	局所の表面熱流束 の最大値	—	—	—	—	—
	燃料エンタルピ の最大値	約92kJ/kg	約93kJ/kg	約96kJ/kg	約141kJ/kg	約88kJ/kg
	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最大値 ^{※3}	約7.36MPa[gage]	(約7.07MPa[gage])	(約7.06MPa[gage])	約7.51MPa[gage]	約7.36MPa[gage]
出力運 転中の 制御棒 の異常 な引き 抜き	最小限界出力比 の最小値	1.13	1.10	1.10	1.12	1.17
	局所の表面熱流束 の最大値	約121%	約121%	約121%	約121%	約121%
	燃料エンタルピ の最大値	—	—	—	—	—
	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最大値	ほとんど上昇しない	ほとんど上昇しない	ほとんど上昇しない	ほとんど上昇しない	ほとんど上昇しない

※1：9×9（A型）+MOX炉心

※2：9×9（A型）炉心

※3：（ ）は原子炉圧力

表3 運転時の異常な過渡変化の解析結果（評価事象毎）（2/6）

評価項目		解析結果				
		女川3号			島根2号	浜岡4号
		1/3MOX炉心 ^{※1}	9×9炉心 ^{※2}	高燃焼度8×8炉心	1/3MOX炉心 ^{※1}	1/3MOX炉心 ^{※1}
原子炉冷却材流量の部分喪失	最小限界出力比の最小値	1.26	1.23	1.22	1.25	1.29
	局所の表面熱流束の最大値 ^{※3}	100%（初期値）	100%（初期値）	100%（初期値）	100%（初期値）	100%（初期値）
	燃料エンタルピの最大値	—	—	—	—	—
	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値 ^{※4}	約7.36MPa[gage]	（約7.03MPa[gage]）	（約7.03MPa[gage]）	約7.33MPa[gage]	約7.33MPa[gage]
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	最小限界出力比の最小値	1.26	1.24	1.31	1.30	1.33
	局所の表面熱流束の最大値 ^{※3}	約75%	【約77%】	【約77%】	約75%	【約78%】
	燃料エンタルピの最大値	—	—	—	—	—
	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値 ^{※4}	約6.85MPa[gage]	（約6.68MPa[gage]）	（約6.68MPa[gage]）	約6.90MPa[gage]	約6.85MPa[gage]

※1：9×9（A型）+MOX炉心
 ※2：9×9（A型）炉心
 ※3：【 】は平均表面熱流束
 ※4：（ ）は原子炉圧力

表3 運転時の異常な過渡変化の解析結果（評価事象毎）（3/6）

評価項目		解析結果				
		女川3号			島根2号	浜岡4号
		1/3MOX炉心 ^{※1}	9×9炉心 ^{※2}	高燃焼度8×8炉心	1/3MOX炉心 ^{※1}	1/3MOX炉心 ^{※1}
外部電源喪失	最小限界出力比の最小値	1.26	1.23	1.23	1.25	1.29
	局所の表面熱流束の最大値 ^{※3}	100%（初期値）	100%（初期値）	100%（初期値）	100%（初期値）	100%（初期値）
	燃料エンタルピの最大値	—	—	—	—	—
	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値 ^{※4}	約7.85MPa[gage]	（約7.68MPa[gage]）	（約7.66MPa[gage]）	約8.01MPa[gage]	約7.82MPa[gage]
給水加熱喪失	最小限界出力比の最小値	1.09	1.07	1.07	1.09	1.11
	局所の表面熱流束の最大値 ^{※3}	約117%	【約121%】	【約121%】	約116%	【約121%】
	燃料エンタルピの最大値	—	—	—	—	—
	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値 ^{※4}	約7.50MPa[gage]	（約7.11MPa[gage]）	（約7.10MPa[gage]）	約7.48MPa[gage]	約7.49MPa[gage]

※1：9×9（A型）+MOX炉心
 ※2：9×9（A型）炉心
 ※3：【 】は平均表面熱流束
 ※4：（ ）は原子炉圧力

表3 運転時の異常な過渡変化の解析結果（評価事象毎）（4/6）

評価項目		解析結果				
		女川3号			島根2号	浜岡4号
		1/3MOX炉心 ^{※1}	9×9炉心 ^{※2}	高燃焼度8×8炉心	1/3MOX炉心 ^{※1}	1/3MOX炉心 ^{※1}
原子炉冷却材流量制御系の誤動作	最小限界出力比の最小値	1.21	1.20	1.22	1.48	1.35
	局所の表面熱流束の最大値 ^{※3}	約87%	【約92%】	【約91%】	約71%	【約89%】
	燃料エンタルピの最大値	—	—	—	—	—
	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値 ^{※4}	約7.06MPa[gage]	(約6.82MPa[gage])	(約6.81MPa[gage])	約6.91MPa[gage]	約7.01MPa[gage]
負荷の喪失	最小限界出力比の最小値	1.16	1.17	1.16	1.09	1.09
	局所の表面熱流束の最大値 ^{※3}	約104%	100% (初期値)	100% (初期値)	約117%	【約115%】
	燃料エンタルピの最大値	—	—	—	—	—
	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値	約8.25MPa[gage]	約8.23MPa[gage]	約8.23MPa[gage]	約8.50MPa[gage]	約8.29MPa[gage]

※1：9×9（A型）+MOX炉心
 ※2：9×9（A型）炉心
 ※3：【 】は平均表面熱流束
 ※4：（ ）は原子炉圧力

表3 運転時の異常な過渡変化の解析結果（評価事象毎）（5/6）

評価項目		解析結果				
		女川3号			島根2号	浜岡4号
		1/3MOX炉心 ^{※1}	9×9炉心 ^{※2}	高燃焼度8×8炉心	1/3MOX炉心 ^{※1}	1/3MOX炉心 ^{※1}
主蒸気 隔離弁 の誤閉 止	最小限界出力比 の最小値	1.26	1.23	1.23	1.25	1.29
	局所の表面熱流束 の最大値 ^{※3}	100%（初期値）	100%（初期値）	100%（初期値）	100%（初期値）	100%（初期値）
	燃料エンタルピ の最大値	—	—	—	—	—
	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最大値 ^{※4}	約 8.15MPa[gage]	（約 7.84MPa[gage]）	（約 7.84MPa[gage]）	約 8.26MPa[gage]	約 8.16MPa[gage]
給水制 御系の 故障	最小限界出力比 の最小値	1.16	1.14	1.18	1.17	1.22
	局所の表面熱流束 の最大値 ^{※3}	約 106%	【約 110%】	【約 108%】	約 106%	【約 110%】
	燃料エンタルピ の最大値	—	—	—	—	—
	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最大値 ^{※4}	約 8.08MPa[gage]	（約 7.81MPa[gage]）	（約 7.80MPa[gage]）	約 7.50MPa[gage]	約 7.42MPa[gage]

※1：9×9（A型）+MOX炉心
 ※2：9×9（A型）炉心
 ※3：【 】は平均表面熱流束
 ※4：（ ）は原子炉圧力

表3 運転時の異常な過渡変化の解析結果（評価事象毎）（6/6）

評価項目		解析結果				
		女川3号			島根2号	浜岡4号
		1/3MOX炉心 ^{※1}	9×9炉心 ^{※2}	高燃焼度8×8炉心	1/3MOX炉心 ^{※1}	1/3MOX炉心 ^{※1}
原子炉 圧力制 御系の 故障	最小限界出力比 の最小値	1.26	1.23	1.23	1.25	1.29
	局所の表面熱流束 の最大値 ^{※3}	100%（初期値）	100%（初期値）	100%（初期値）	100%（初期値）	100%（初期値）
	燃料エンタルピ の最大値	—	—	—	—	—
	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最大値 ^{※4}	約7.73MPa[gage]	（約7.53MPa[gage]）	（約7.53MPa[gage]）	約7.87MPa[gage]	約7.77MPa[gage]
給水流 量の全 喪失	最小限界出力比 の最小値	1.26	1.23	1.23	1.25	1.29
	局所の表面熱流束 の最大値 ^{※3}	100%（初期値）	100%（初期値）	100%（初期値）	100%（初期値）	100%（初期値）
	燃料エンタルピ の最大値	—	—	—	—	—
	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最大値 ^{※4}	約7.70MPa[gage]	（約7.53MPa[gage]）	（約7.53MPa[gage]）	約7.89MPa[gage]	約7.68MPa[gage]

※1：9×9（A型）+MOX炉心
 ※2：9×9（A型）炉心
 ※3：【 】は平均表面熱流束
 ※4：（ ）は原子炉圧力