

2 安全審査事項

論点8 燃料健全性への影響

論点8-1 ペレット中心温度

○検討課題

MOX燃料は、ウラン燃料よりペレットの融点が低下し、熱伝導率も小さくなり、燃料中心温度が上昇する傾向にある。燃料の健全性を保つことはできるのか。

○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・ プルトニウムは、ウランのように簡単に実験が行えず、データが決定的に不足しており、事故時の評価が十分に行われているとは思えない。
- ・ プルトニウム含有率の違いによって、数十度から約100℃ウラン燃料より融点が低くなる。
- ・ MOX燃料は熱伝導度が約5%小さくなる。それだけ熱を伝えにくく、燃料温度が上がりやすくなる。
- ・ 燃料中心温度、燃焼に伴う融点が低下する傾向にあるが、大きな温度差はなく、制限値の温度に対して十分な余裕がある。

○東北電力株式会社の講じる対策または見解

- ・ MOXペレットは、二酸化プルトニウム (PuO_2) 含有率が高い程、熱伝導度が低くなって温度が上がりやすくなり、同時に融点は低くなることから、 PuO_2 含有率が上限の10重量% (以下wt%) であるMOXペレットについて評価を行っている。
- ・ PuO_2 含有率が10wt%のMOXペレットの燃料使用開始時の融点は約2740℃であり、純粋なウランペレット(2805℃)の場合に比べ幾分低下する。(設置許可申請書8-3-19)
- ・ また、最近の融点測定によれば、燃料の使用に伴う融点の変化は小さいことが確認されているが、保守的に約1年(10000MWd/l)あたり32℃低下すると仮定して比較する。
- ・ MOX燃料集合体において、燃料使用期間を通じてのMOXペレットの最高温度は約1660℃である。9×9燃料集合体におけるウランペレットの最高温度約1550℃よりは上昇するが、常に融点に対して約1000℃程度余裕があり、燃料の健全性は保たれる。(表8-1、図8-1参照)(設置許可申請書8-3-20)
- ・ 参考として、MOX燃料集合体中のウランペレットの最高温度は約1800℃である。(図8-1参照)

○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P7最終段落より)

MOX燃料は、核分裂生成ガス放出率がウラン燃料に比べ若干高めの傾向であることから、燃料棒の伝熱特性の低下及び燃料棒内圧の上昇がウラン燃料に比べ大きくなる特徴がある。MOX燃料では、ウラン燃料で従来より行われている初期ヘリウム加圧、ペレットの高密度焼結に加え、MOX燃料棒のプレナム体積を大きくしている。これにより、燃料中心温度は、燃料寿命を通じて融点に対して低く抑えられ、また、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、燃料棒内圧によるMOX燃料の燃料被覆管の応力は許容応力を超えないように設計される。

論点 8-2 燃料棒内圧

○検討課題

MOX燃料はウラン燃料より、ペレットからの核分裂生成ガスの放出率が高く、燃料棒の内圧が上昇することで、燃料棒の健全性が損なわれるのではないか。
また、反応度急昇事故時の試験が行われていないのではないか。

○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・ 燃焼度が増えていくに従い、どのように内圧が変化していくのかが不明ではないか。最高燃焼度に達したとき、核分裂生成ガスが何%になるかが不明ではないか。
- ・ 気体状の核分裂生成物（FP ガス、通称「死の灰」のうち気体状のもの）がペレットから漏れやすい。
- ・ ウラン燃料よりFPガスが多く出やすく、燃料棒内の圧力が高くなる。
- ・ 反応度急昇事故時の試験が行われていない。

○東北電力株式会社の講じる対策または見解

[燃料棒の内圧について]

- ・ MOX燃料はウラン燃料棒に比べて熱伝導度が低くなり、ペレット中心温度が高くなるため（論点 8-1 参照）、FPガス放出率が高くなると考えられる。また、MOX燃料はプルトニウム等の α 崩壊によるヘリウムガスの生成量および放出量が多くなる。
- ・ このため、燃料棒内に溜まるガスの増加による燃料棒内圧の上昇を抑える目的で、MOX燃料棒ではガス溜め用空間（プレナム）体積を9×9燃料のウラン燃料棒に比べて大きくしている。（プレナム部体積/燃料部体積：MOX燃料棒=0.13、9×9燃料のウラン燃料棒=0.09）（図 8-2 参照）
- ・ PuO₂含有率が高いほどペレット中心温度が高くなり、FPガス放出率、Heガス放出率が増加し、内圧が高くなることから、評価は保守的にPuO₂含有率が上限の10wt%であるMOX燃料棒について行っている。
- ・ 燃料強度上、最厳しくなるのは燃料棒の内圧と外圧の差が最大となるときである。外圧（＝原子炉の圧力）は約7MPaであるため、燃料棒の内圧が最も低い燃料使用開始時に内圧と外圧の差が最大となるが、この場合でも、MOX燃料の燃料被覆管に生じる応力は許容応力の約60%程度と十分余裕がある。
- ・ また、MOX燃料集合体において、燃料取出し時の燃料棒内圧は、MOX燃料棒で約5.7MPa[abs]、外圧（約7MPa[abs]）を超えない。この値は9×9燃料集合体のウラン燃料棒内圧約5.6MPa[abs]と比較しても大きな差はない。参考にMOX燃料集合体のウラン燃料棒の取出し時の内圧は約6.0MPa[abs]である。（表 8-2、図 8-3）
- ・ このように、FPガス放出率やHeガス放出率の増大を考慮しても、燃料棒内圧は9×9燃料集合体のウラン燃料棒の場合と大きな差はなく、燃料棒内圧によるMOX燃料の燃料被覆管の応力は許容応力を超えないため、燃料棒の健全性は保たれる。（設置許可申請書 8-3-20（4））

[反応度投入試験について]

- ・ 反応度投入事象時の影響については、事象の模擬ができる実験として（旧）日本原子力研究所の原子炉安全性研究炉（NSRR）を用いた実験及び米国のSPERT実験が行われており、溶融・脆化の破損しきい値はウラン燃料と同等であり、破損形態も同じであると報告されている。（表 8-3 参照）

○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 P7 最終段落）

MOX燃料は、核分裂生成ガス放出率がウラン燃料に比べ若干高めの傾向であることから、燃料棒の伝熱特性の低下及び燃料棒内圧の上昇がウラン燃料に比べ大きくなる特徴がある。MOX燃料では、ウラン燃料で従来より行われている初期ヘリウム加圧、ペレットの高密度焼結に加え、MOX燃料棒のプレナム体積を大きくしている。これにより、燃料中心温度は、燃料寿命を通じて融点に対して低く抑えられ、また、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、燃料棒内圧によるMOX燃料の燃料被覆管の応力は許容応力を超えないように設計される。

論点 8-3 プルトニウムスポット

○検討課題

プルトニウムとウランを混合してMOX燃料を作るときに、プルトニウムの固まり（プルトニウムスポット）ができる場合があるといわれているが、燃焼の際に燃料棒の健全性が損なわれるのではないか。

○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・ プルトニウムスポットができることは確かであり、燃料の健全性にどのような影響を与えるかは、必ずしも十分に解明されていない。
- ・ フランスのMIMAS法は、イギリスのSBR法に比べプルトニウムスポットができやすいとされている。
- ・ プルトニウムスポットは、MOX燃料中のプルトニウム含有率が大きいほど数も大きさも増す。それだけFPガスの放出率が増加すると考えられている。
- ・ プルトニウムスポットからガス状の核分裂生成物の放出率が多くなり、MOX燃料とウラン燃料の焼きむらも生じるので燃料破壊が起こりやすくなる。

○東北電力株式会社の講じる対策または見解

- ・ プルトニウムスポットがあると、その部分では他の部分より核分裂数が多くなり、局所的な発熱量やFPガスの放出率が高くなることが考えられる。
- ・ しかしながら、以下の通り、MOXペレット中に生じるプルトニウムスポットは十分小さく、燃料健全性に与える影響は無視し得るものである。
- ・ 燃料破損への影響について、国内（NSRR）および海外（米 SPERT 実験）の試験用原子炉を用いた実験が行われている。NSRRでは、直径400 μm 、1100 μm 、米 SPERTでは直径550 μm のプルトニウムスポットが存在した場合について実験されたが、いずれも燃料破損への影響はないことが確認された。
- ・ また、ペレット中心温度やFPガス放出率、燃料棒内圧に与える影響についても、実験や解析を行っている。これらより、直径400 μm 程度のプルトニウムスポットが存在しても、ウラン燃料と比べて顕著な影響はないことを確認している。
- ・ MOXペレットの製造にあたっては、燃料健全性に影響を与えない範囲として、プルトニウムスポットの直径で400 μm 以下となるよう仕様を定めて製造管理を行なう。
- ・ なお、現在、加工事業者で採用している製造方法（MIMAS法、SBR法）では、実際のプルトニウムスポットの大きさは最大でも等価直径200 μm 以下であることが報告されている（図8-4、8-5(1)(2)参照）。

○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P8）

MOX燃料は、燃料ペレット内にプルトニウム含有率の不均一が生じる可能性があるが、この不均一性は燃料の健全性に影響を与えない範囲で管理される。

【参考】

MIMAS法：

最初比較的高いPuO₂含有率のMOX粉末をボールミル（円筒形のセル内にMOX粉末と金属製のボールを投入し、セルを回転）で粉碎混合することで均質化処理を行う（1次混合）。さらにUO₂粉末を混合して攪拌機にて均質化処理を行い（2次混合）ことで所定のPuO₂含有率に調整する。

SBR法：

1回の混合で所定のPuO₂含有率のMOX粉末を得るために、アトリターミル（M

○X粉末と金属製のボールを攪拌機により強制的に攪拌)によって粉碎混合を行うことで均質化を行っている。

表 8 - 1 ペレット最高温度

	MOX ペレット (PuO ₂ 含有率 10wt%)	ウランペレット (9 × 9 燃料 (A型))
燃料寿命初期	約 1,470℃	約 1,520℃
燃料寿命中期	約 1,660℃	約 1,550℃
燃料寿命末期	約 1,320℃	約 780℃
ペレット融点の下限	約 2,560℃	約 2,630℃

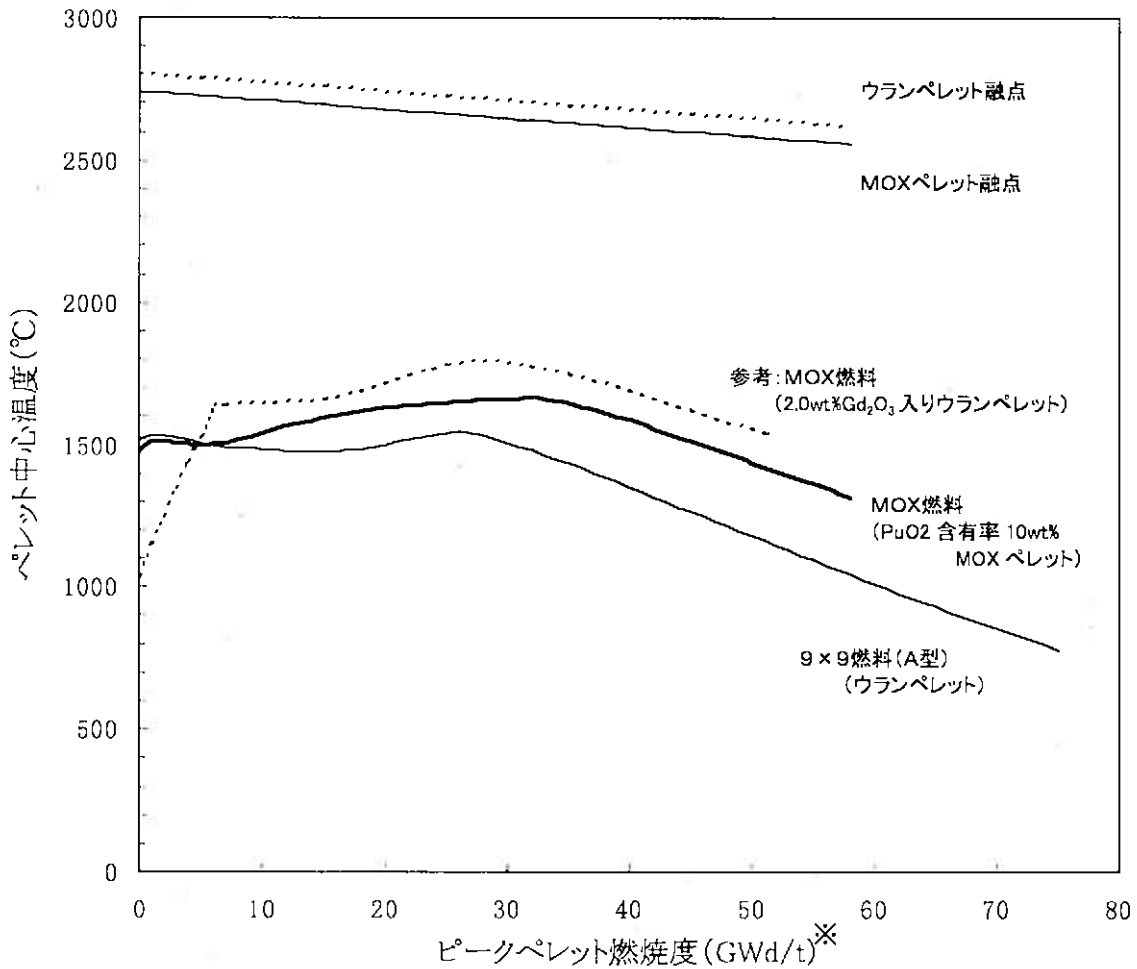
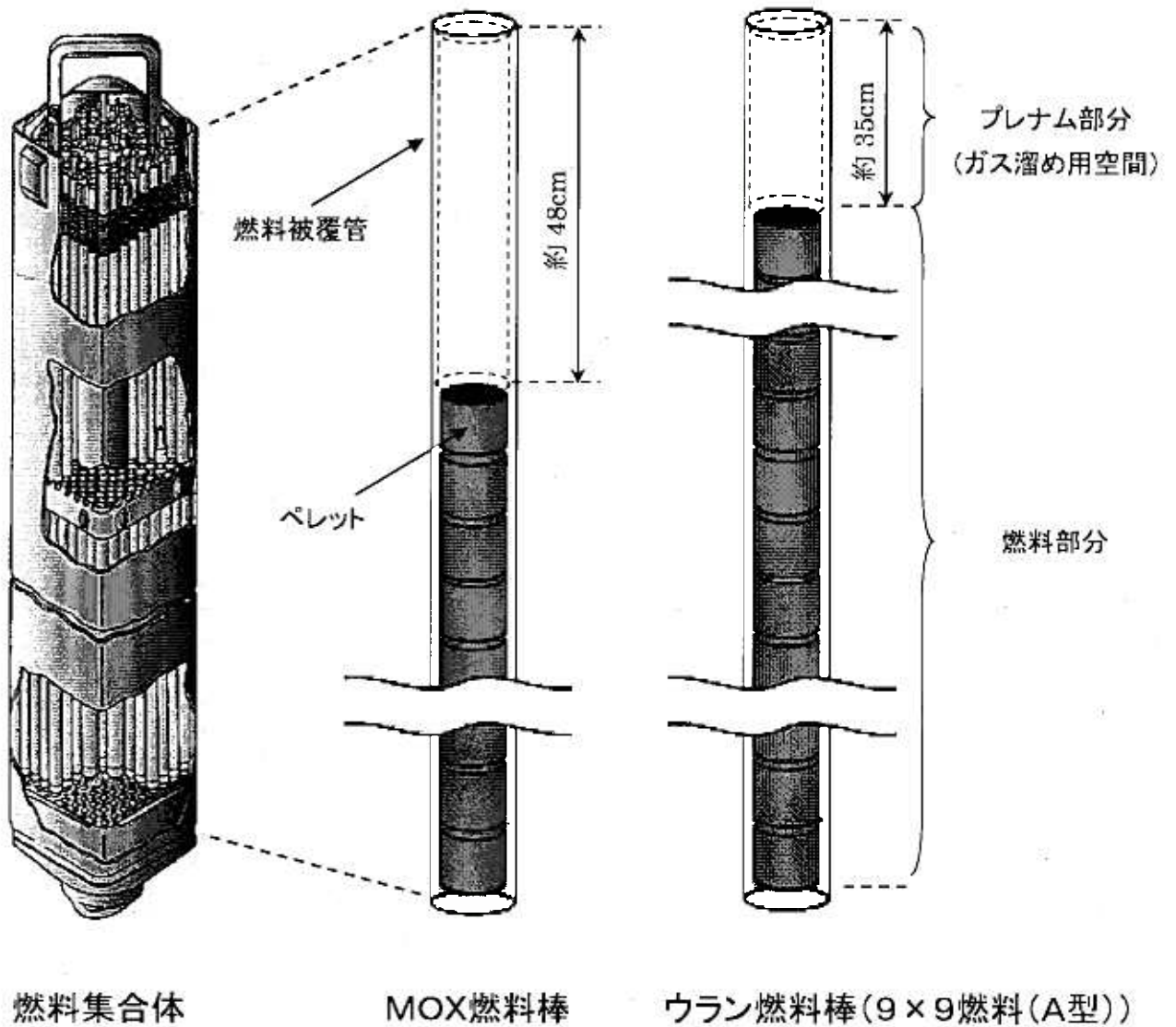


図 8 - 1 ペレット中心温度推移

※ピークペレット燃焼度：燃料集合体を構成するペレットのうち、最も燃焼の進んだものの燃焼度。



プレナム体積比 = プレナム部分体積 / 燃料部分体積

MOX燃料棒 : 0.13

ウラン燃料棒(9×9燃料(A型)) : 0.09

図 8 - 2 燃料棒のプレナム体積比

表 8 - 2 燃料棒内圧解析結果

	MOX 燃料棒 (PuO ₂ 含有率 10wt%)	ウランペレット (9 × 9 燃料 (A型))
燃料寿命初期	約 1.3 MPa[abs]	約 2.7 MPa[abs]
燃料寿命中期	約 3.6 MPa[abs]	約 4.1 MPa[abs]
燃料寿命末期	約 5.7 MPa[abs]	約 5.6 MPa[abs]

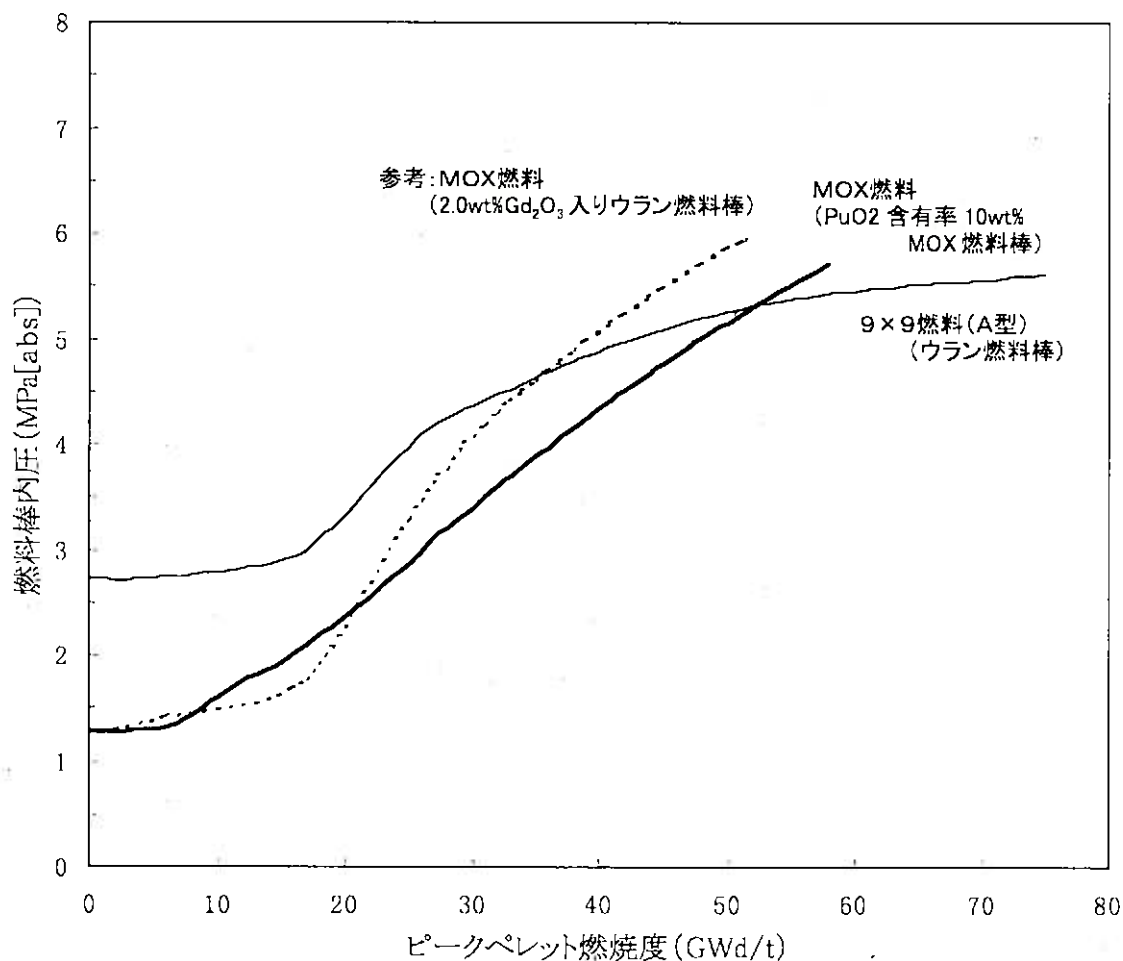
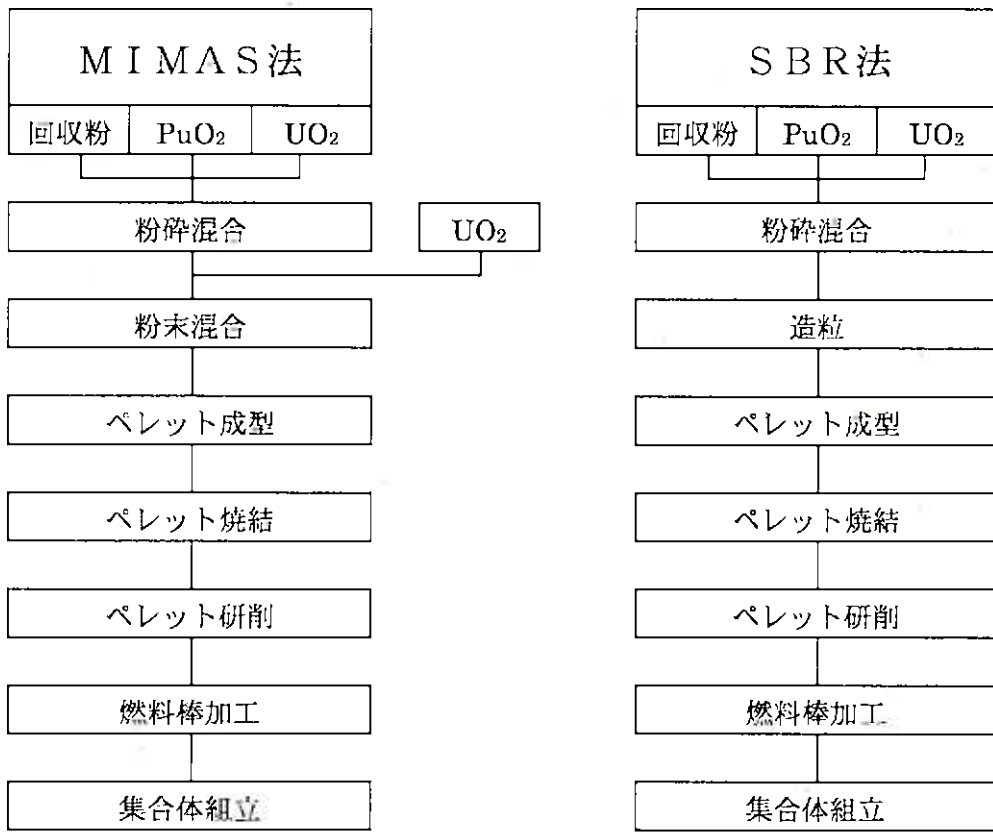


図 8 - 3 燃料棒内圧の燃焼度依存性

表 8-3 MOX 燃料に関する反応度投入試験について (BWR 関連)

試験項目	実施団体	実施期間	試験概要	関連文献
SPERT (アメリカの反応度投入事象模擬試験炉) 実験	アメリカアイダホ国立工学研究所	1970年	<ul style="list-style-type: none"> MOX 燃料の溶解・脆化の破損しきい値はウラン燃料と同等 550 μm のブルトニウムスポットが存在しても機械的エネルギーの発生は無い 	<ul style="list-style-type: none"> W. G. Lussie, "The Response of Mixed Oxide Fuel Rods to Power Bursts", IN-TR-114, April (1970) M. D. Freshley, et al., "Behavior of Discrete Plutonium Dioxide Particles in Mixed-Oxide Fuel During Rapid Power Transients", Nuclear Technology Vol.15 August (1972)
NSRR (JAERI (現 JAEA) の反応度投入事象模擬試験炉) 実験	JAERI (現 JAEA)	1985年～ 1999年頃	<ul style="list-style-type: none"> 400 μm、1,100 μm のブルトニウム付き MOX 燃料でも溶解・脆化の破損しきい値はウラン燃料と同等 	<ul style="list-style-type: none"> 日本原子力研究所「NSRR 実験プログレスレポート-17」、JAERI-M 89-C97 (1989) T. Abe, et al., "Failure Behavior of Plutonium Uranium Mixed Oxide Fuel Under Reactivity-Initiated Accident Condition", Journal of Nuclear Materials, 188 (1992)
CABRI (フランスの反応度投入事象模擬試験炉) 実験	フランス原子力庁	1996年～ 1997年	<ul style="list-style-type: none"> MOX 燃料の PCMI 破損しきい値はウラン燃料と同等 	<ul style="list-style-type: none"> F. Schmitz, et al., "RIA Tests in CABRI with MOX Fuel", proceeding of IAEA International Symposium, Vienna, May 1999, IAEA-SM-355/23
照射済み ATR-MOX 燃料の NSRR に おける反応度投入試験	PNC (現 JAEA)	～1999年頃	<ul style="list-style-type: none"> 5本の ATR-MOX 燃料 (燃焼度約 20GWd/t) の RIA 試験を行い全て破損無し。 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料安全研究 1999, JAERI-Review 2000-010, 日本原子力研究所 燃料安全研究 2000, JAERI-Review 2001-013, 日本原子力研究所



- ・一次混合
PuO₂ 粉末 20~30%, UO₂ 粉末 80~70%のボールミルによる混合。
- ・二次混合
ダブルコーン機械混合により最終富化度に調整。
- ・造粒工程無し。
- ・混合を二段階に分けて行うので均質性がよい。

- ・アトリターミルにより PuO₂ 粉末と UO₂ 粉末を混合粉碎し、一回の混合で最終富化度に調整。
- ・造粒工程有り。
- ・アトリターミルによる攪拌混合であるため Pu 粒子は微小化される。

図 8 - 4 MOX 燃料加工工程

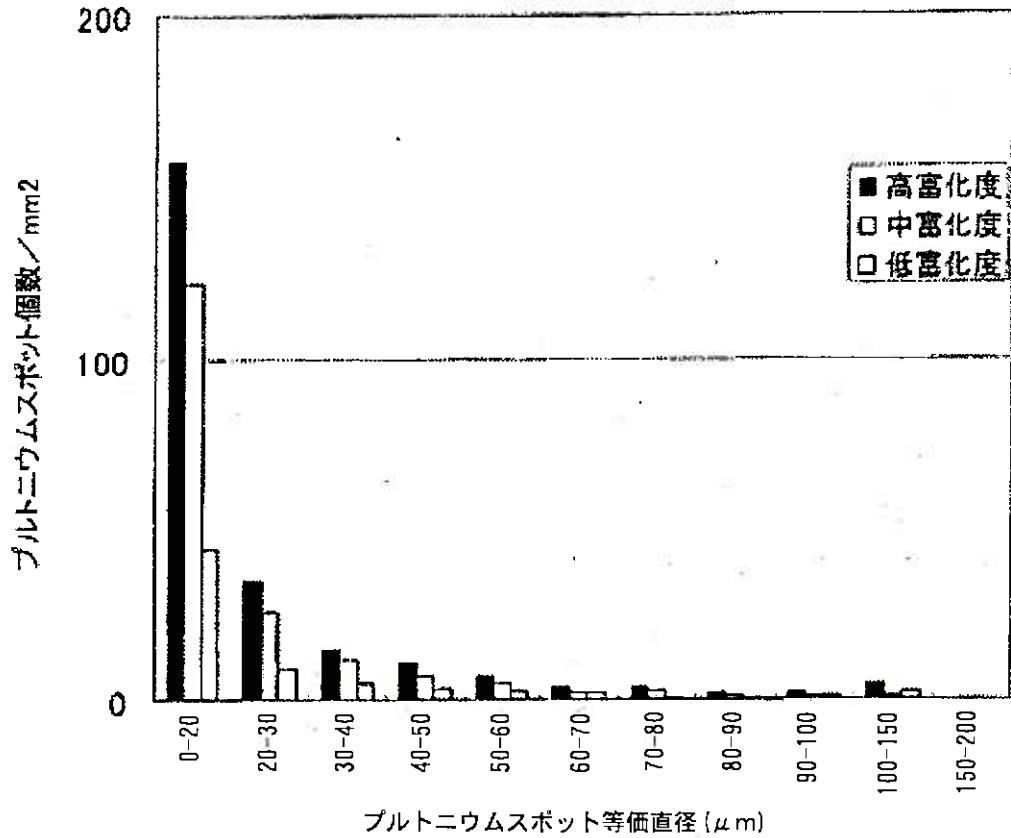


図8-5(1)プルトニウムスポット径の分布(MELOX社:MIMAS法)

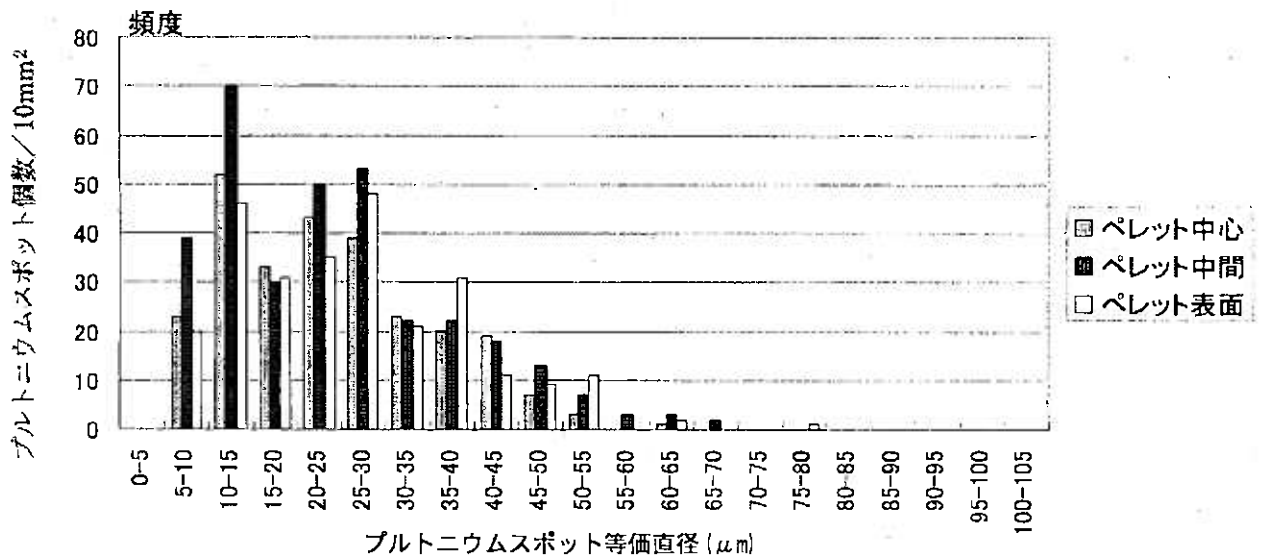


図8-5(2)プルトニウムスポット径の分布(SL社:SBR法)

論点9 原子炉の制御性への影響

論点9-1 出力分布

○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こりやすくなる。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）
- ・ このような燃料設計とすることで、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。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、JNES（独立行政法人 原子力安全基盤機構）の立会のもと実施される。（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

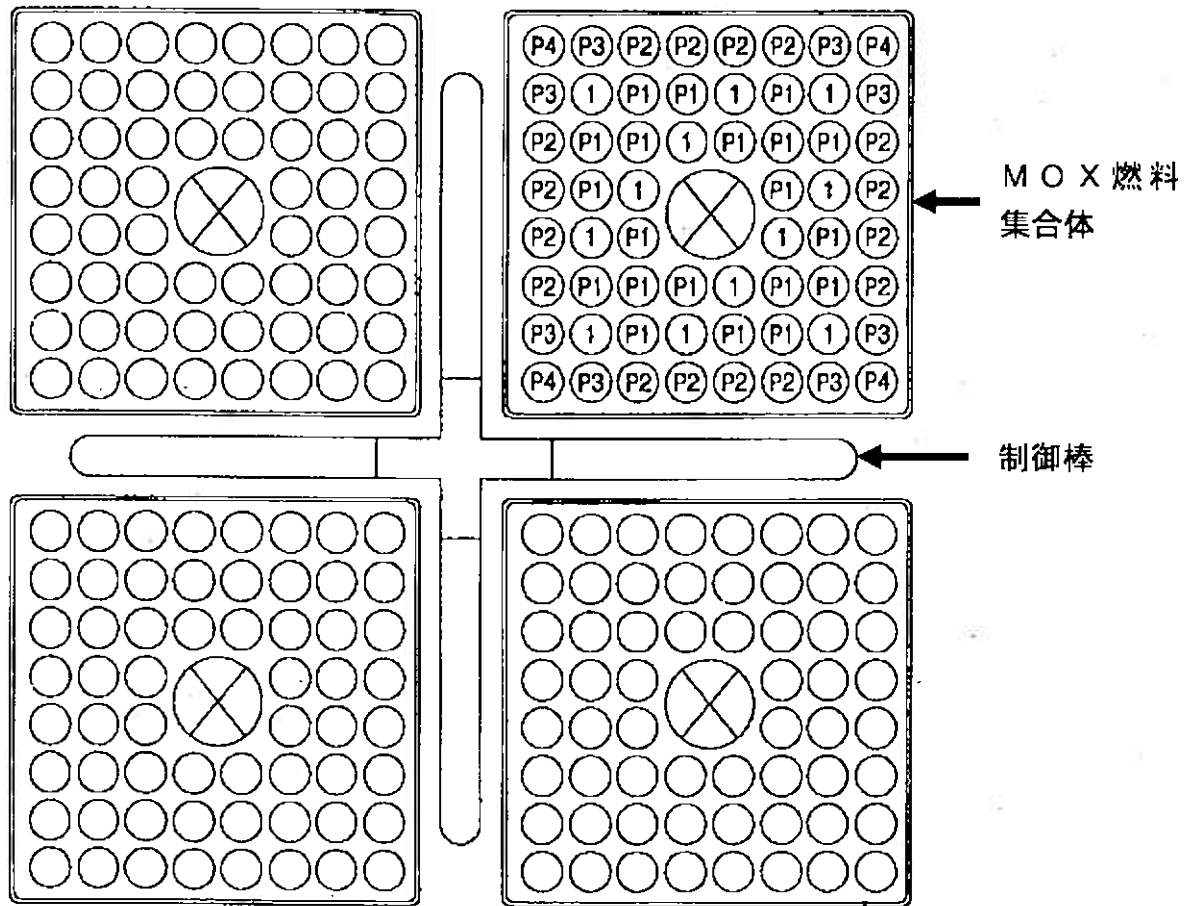
9 × 9 燃料及び MOX 燃料平衡炉心	9 × 9 燃料平衡炉心
約 0.0053 (サイクル初期)	約 0.0060 (サイクル初期)
約 0.0049 (サイクル末期)	約 0.0053 (サイクル末期)

表 9 - 4 核熱水力安定性解析結果

解析点※1	炉心安定性減幅比		領域安定性減幅比		判断基準
	9 × 9 燃料 (A 型) 及び MOX 燃料 228 体を装荷した炉心	9 × 9 燃料 (A 型) のみを装荷した炉心	9 × 9 燃料 (A 型) 及び MOX 燃料 228 体を装荷した炉心	9 × 9 燃料 (A 型) のみを装荷した炉心	
最低ポンプ速度 最大出力運転時 (63% 定格出力 37% 定格流量)	0.75	0.60	0.55	0.39	限界基準 減幅比 < 1.0
最大出力運転時 (105% 定格出力 85% 定格流量)	0.08	0.06	—	—	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 (94% 定格出力 70% 定格流量) ※2	0.19	0.21	—	—	運転上の 設計基準 減幅比 ≤ 0.25

※1：解析点を運転特性図とあわせて図9-9に示す。

※2：9 × 9 燃料 (A 型) のみを装荷した炉心は、86% 定格出力 / 60% 定格流量。



- ① UO₂燃料
- ⊗ ウォータロッド
- Ⓟ₁ 最高プルトニウム含有率MOX燃料
- Ⓟ₁ ~ Ⓟ₄ 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)

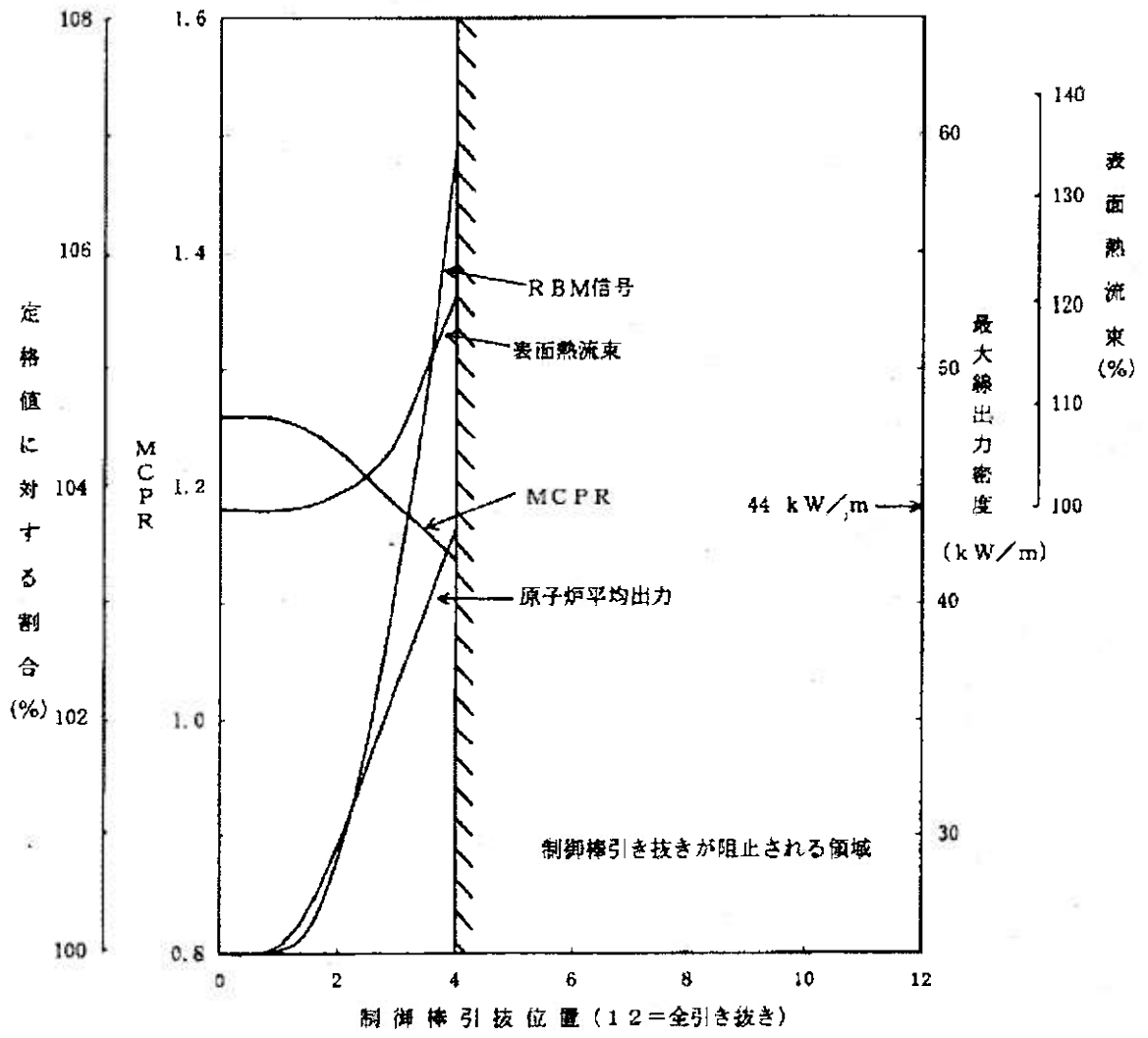


図 9 - 2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き時の過渡変化
 (9 × 9 燃料 (A型) 及び MOX 燃料 228 体を装荷した平衡炉心)

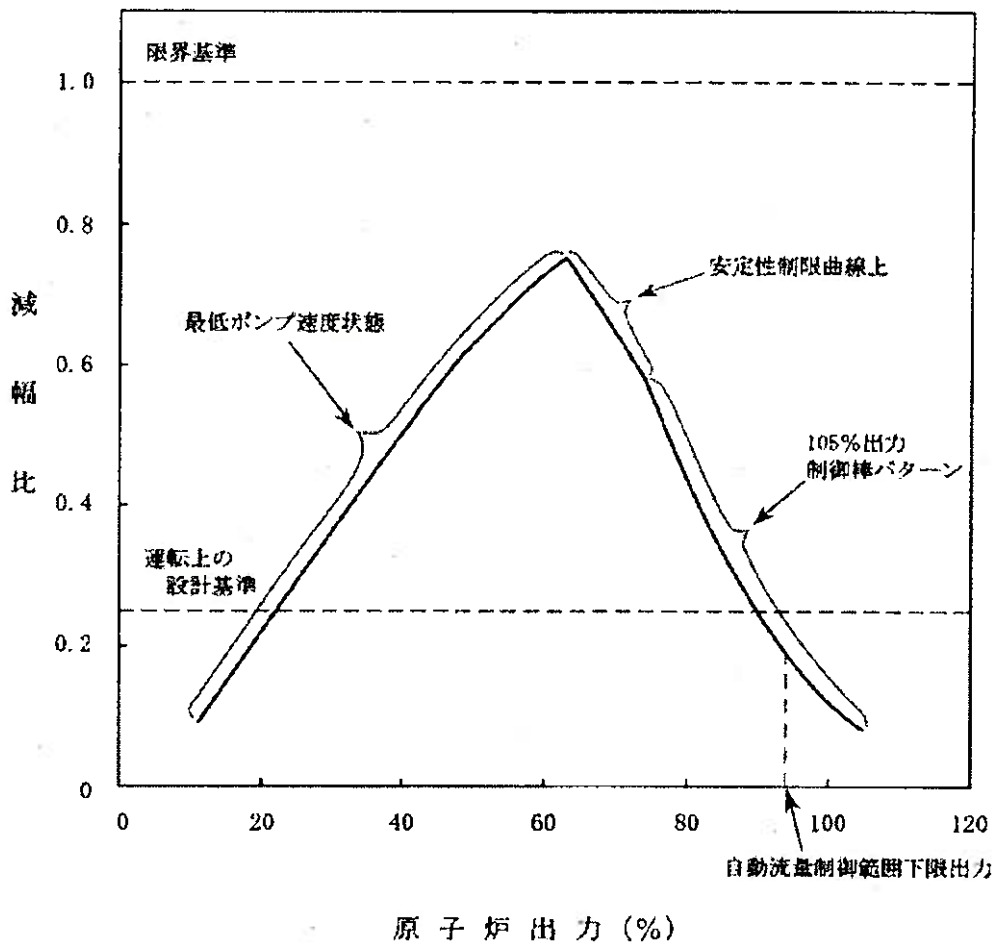
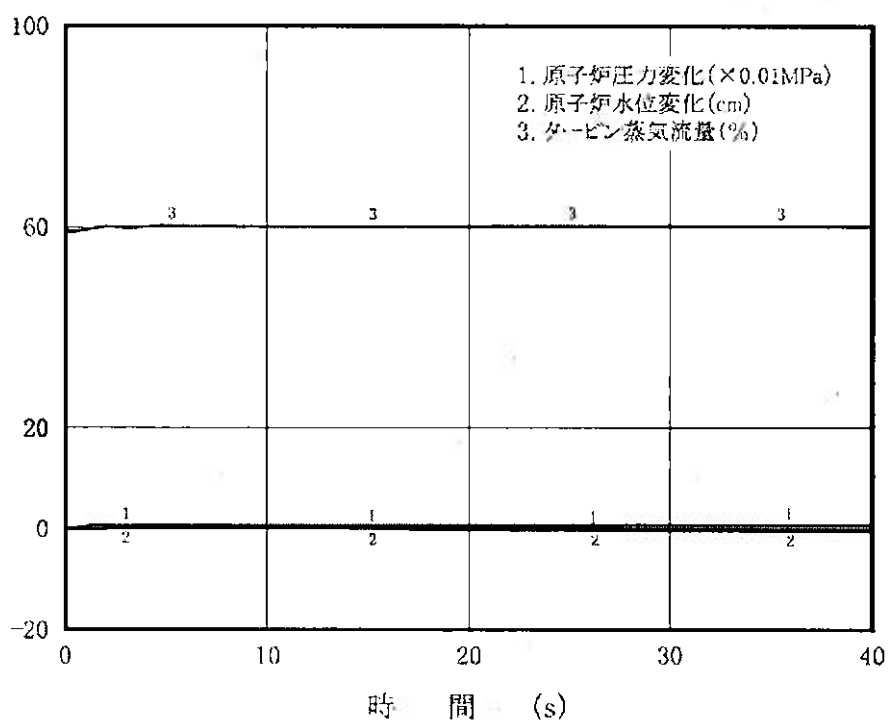
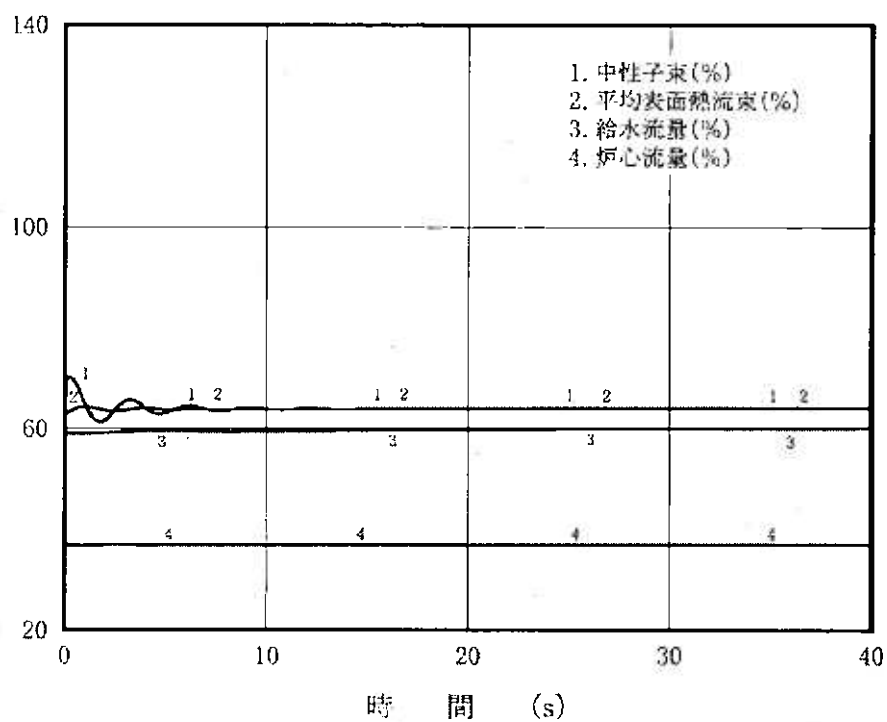
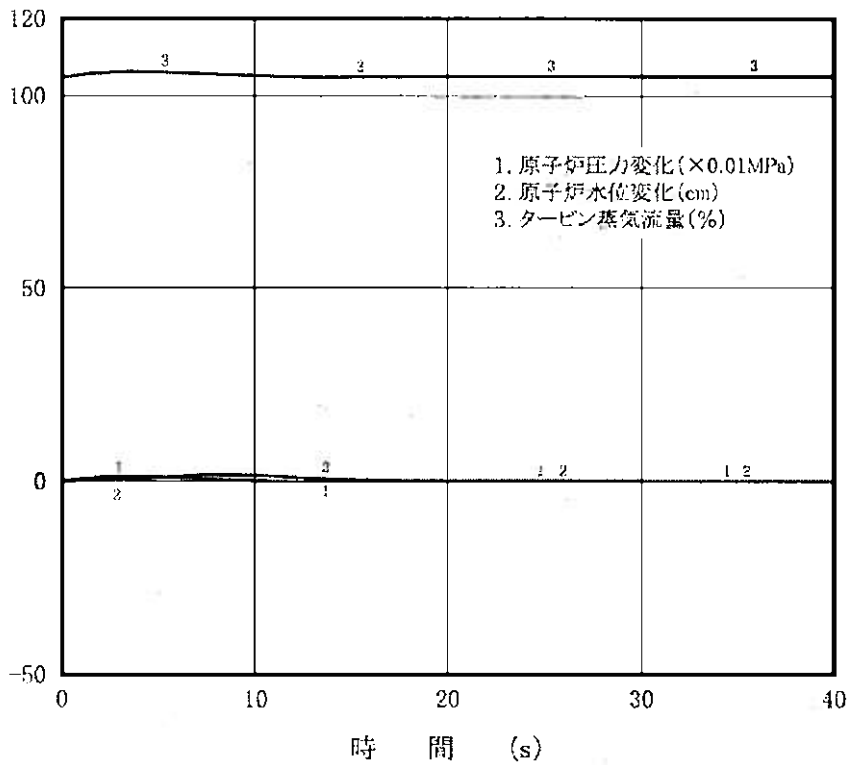
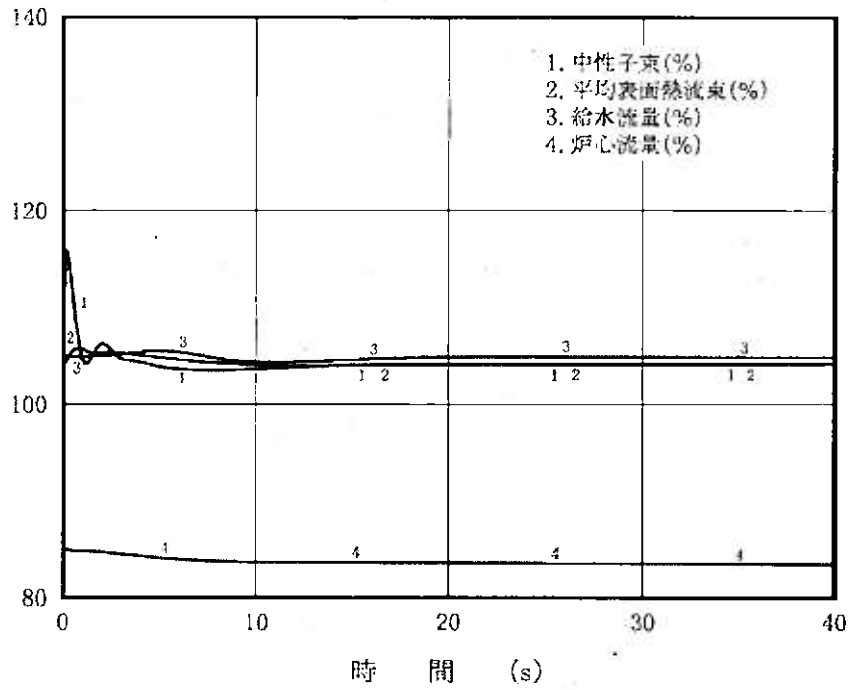


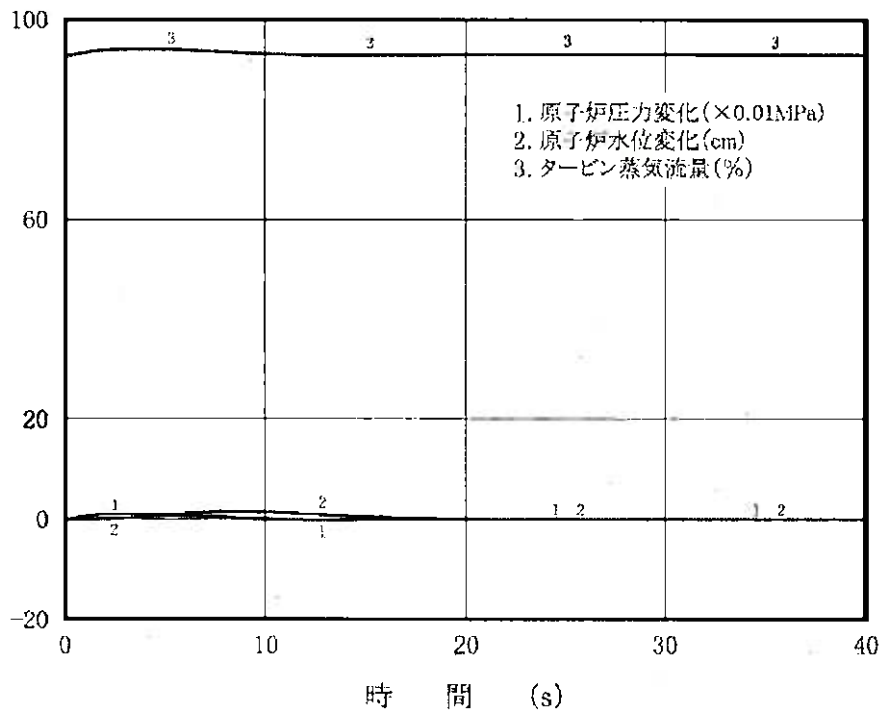
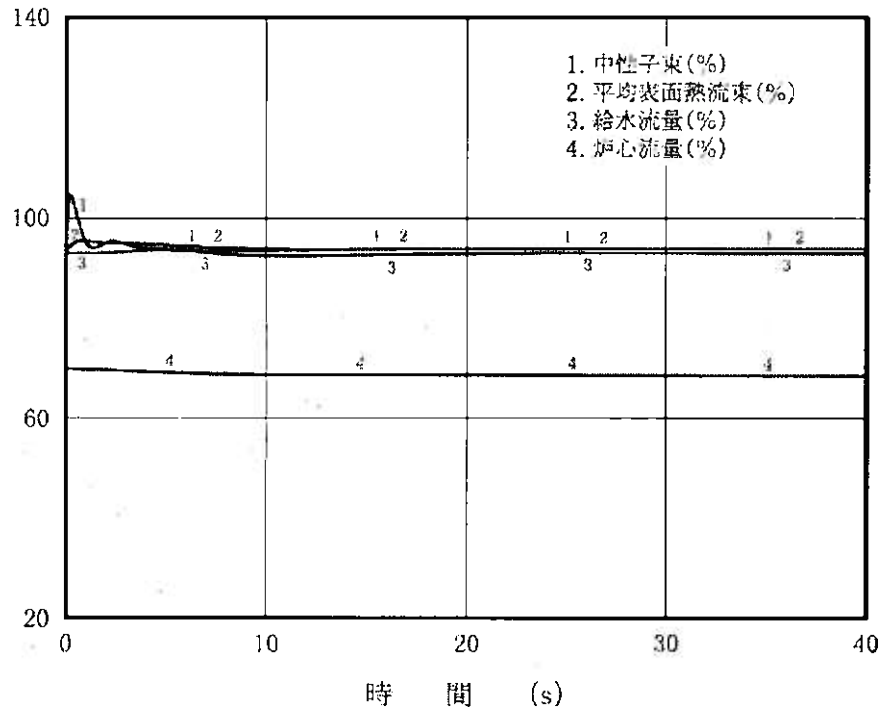
図9-3 炉心安定性と出力
 (9×9燃料(A型)及びMOX燃料228体を装荷した炉心)



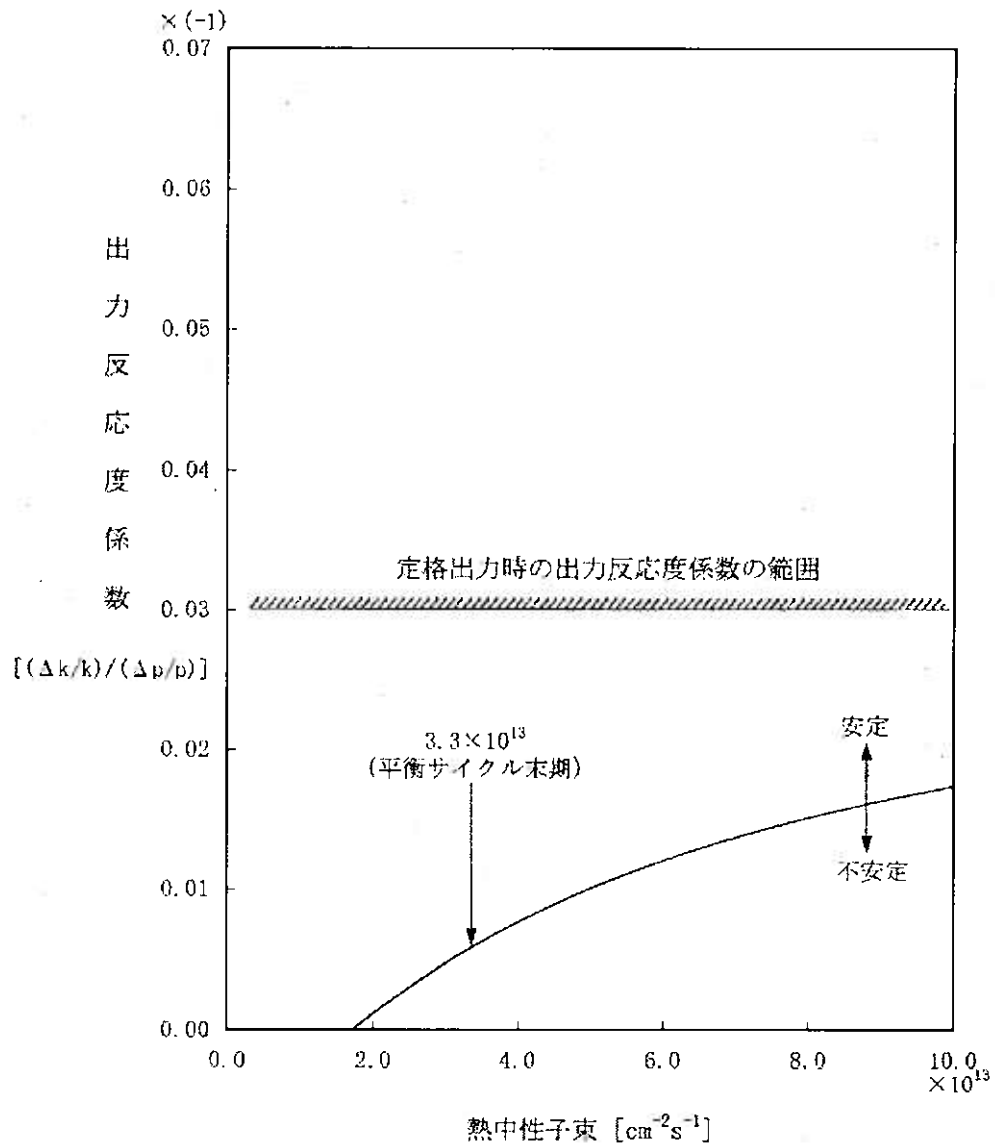
第9-4 (1) 図 制御棒引き抜き 10 セント相当
(最低ポンプ速度最大出力運転時)
(9×9燃料(A型)及びMOX燃料を装荷した炉心)



第9-4(2)図 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)



第9-4(3)図 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)



第9-5図 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)

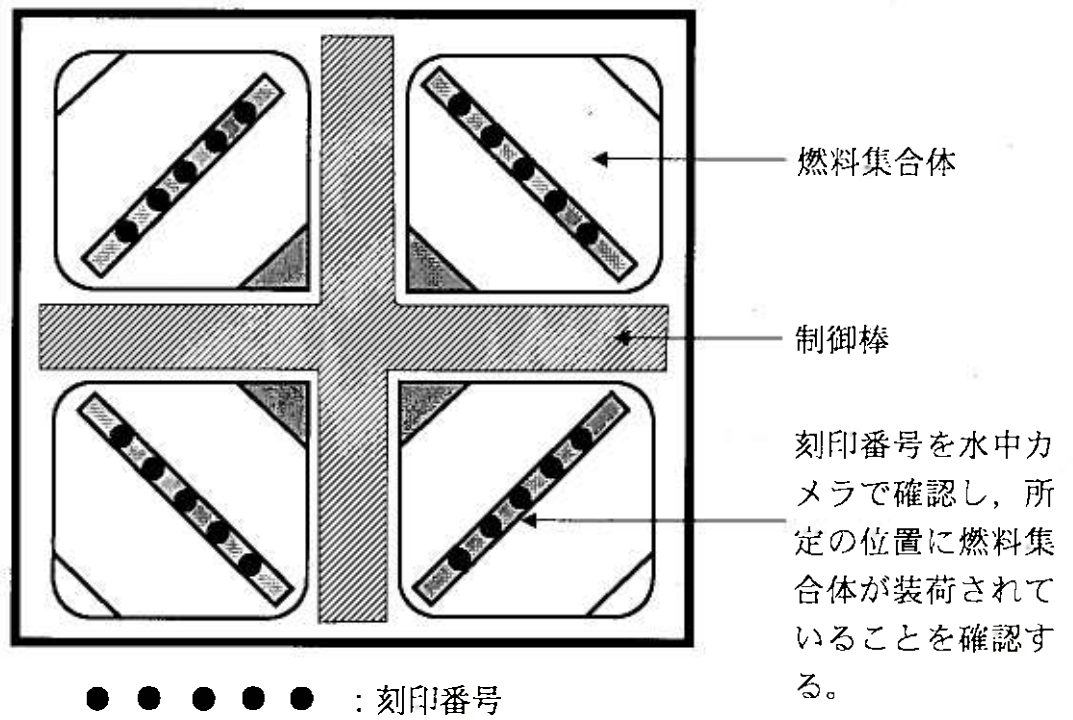


図 9 - 6 刻印番号
 (炉内に装荷された燃料集合体を上部から見たもの (イメージ))

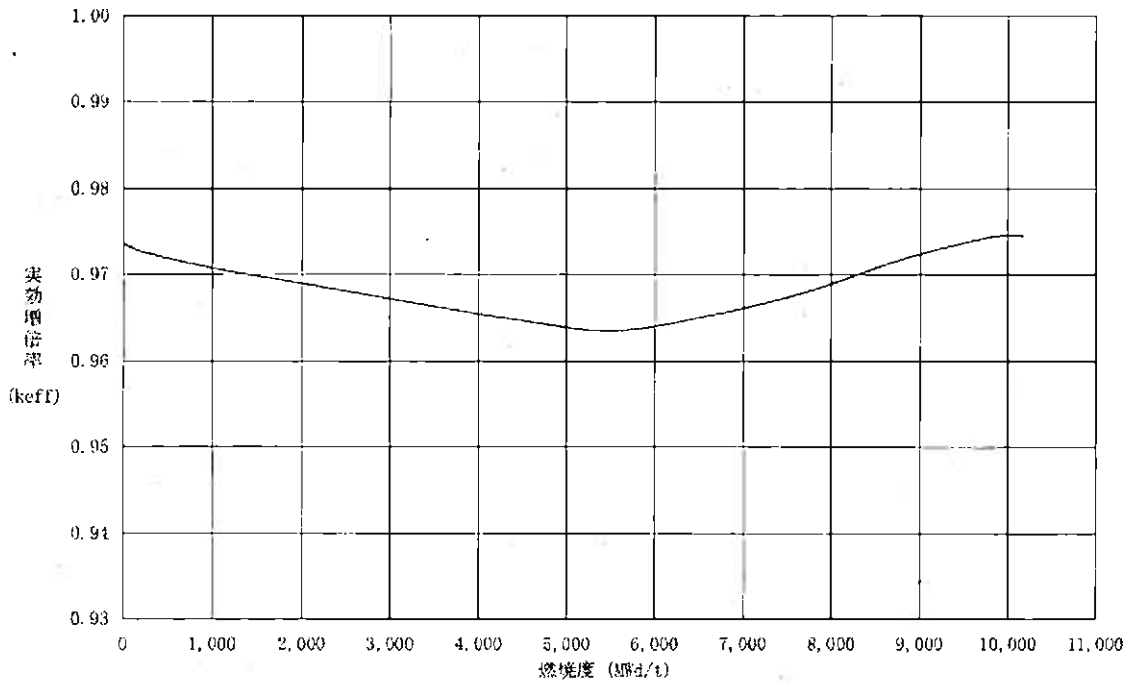


図9-7 最大価値制御棒1本引き抜き時の実効増倍率の燃焼度依存性
(9×9燃料(A型)及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心(減速材温度20℃)

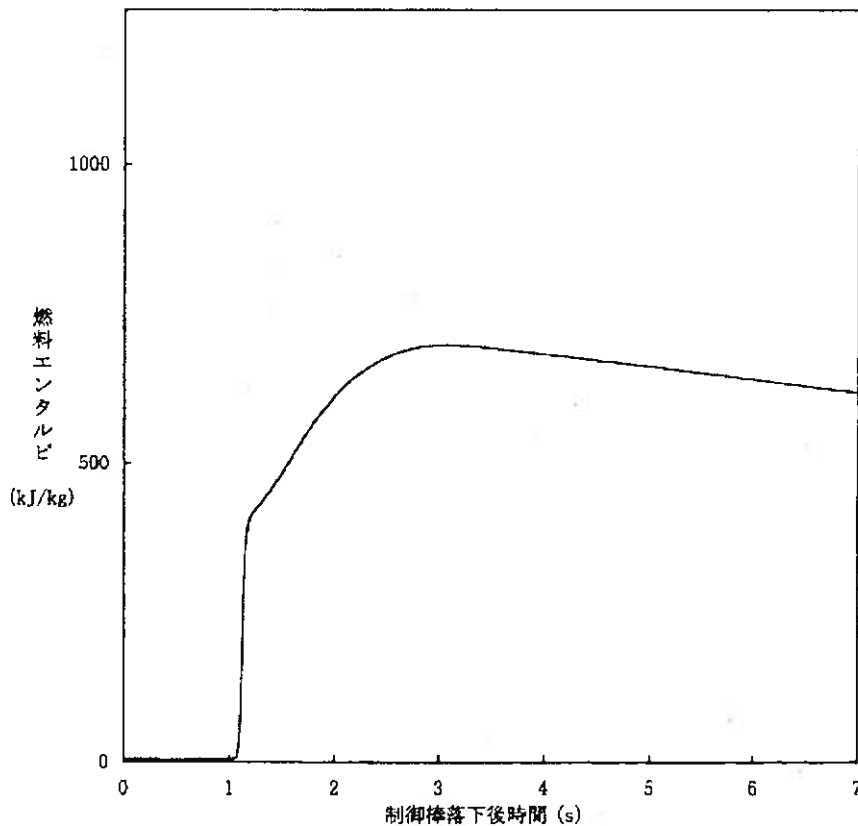


図9-8 制御棒落下時の燃料エンタルピーの時間変化
(サイクル初期, 低温時, 9×9燃料(B型)及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心, 9×9燃料(B型))

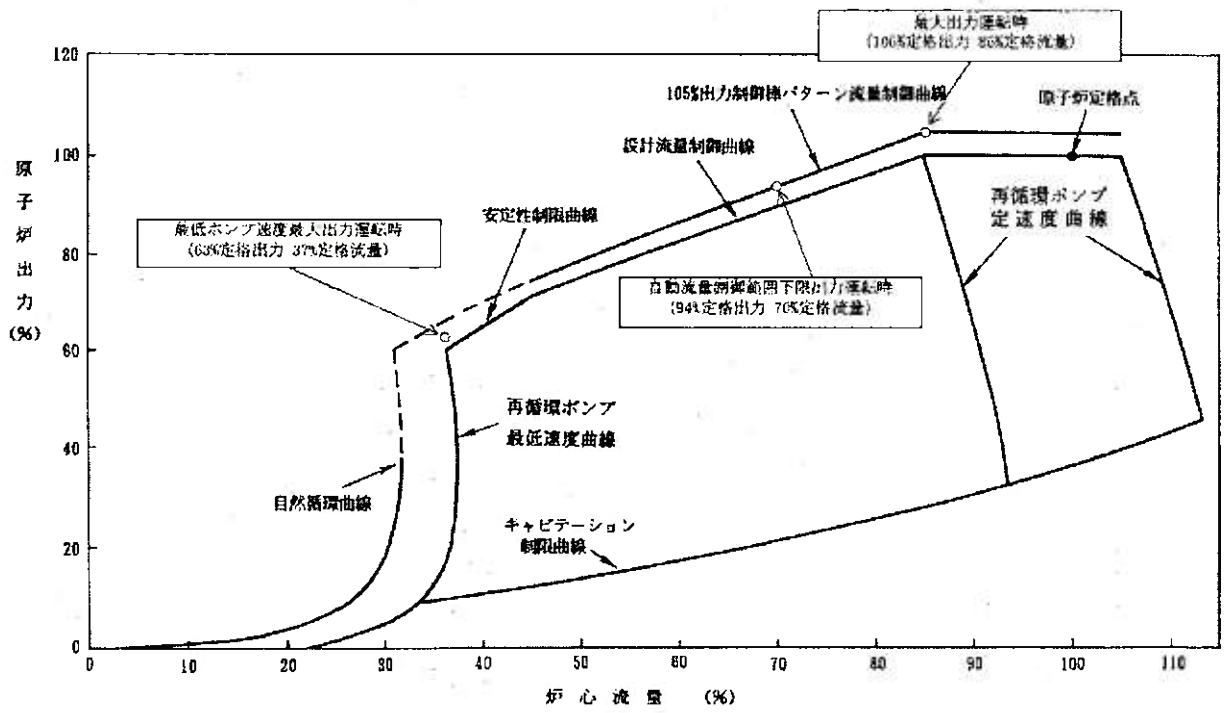


図 9-9 安定性解析点

論点10 緊急時の原子炉停止能力

○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燃料を採用すると制御棒への熱中性子の吸収割合が減少し、制御棒の効きが悪くなる傾向があるが、原子炉の安全は確保されているのか。

○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・ ほう酸水注入装置が作動しなかった場合の、事故の経過の解明を行うべきではないか。
- ・ 原子炉の制御装置や停止装置（制御棒とほう酸）の効きが低下する。
- ・ 対策として、制御棒の位置をなるべくMOX燃料集束から離れた場所に配置することになっているが、それには限界がある。

○東北電力株式会社の講じる対策または見解

- ・ MOX燃料に含まれるプルトニウムは、ウランよりエネルギーが小さい中性子（熱中性子）を吸収しやすく、このため制御棒付近では中性子の数が減少し、MOX炉心では制御棒の効きが若干低下するものの、制御棒が原子炉を停止する能力にはもともと十分な余裕がある。
- ・ MOX燃料とウラン燃料の配置などの工夫により、MOX燃料を使用しても確実に原子炉を制御・停止することができる。

〔参考〕「9×9燃料（A型）及びMOX燃料228体を装荷した平衡サイクル並びに9×9燃料（B型）及びMOX燃料228体を装荷した平衡サイクルの解析によると、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実効増倍率は0.99未満となっている（図10-1参照）。（設置許可申請書8-3-66）」

- ・ 原子炉の全制御棒が引き抜かれたときに原子炉が臨界状態に対して余分に持つ反応度（過剰増倍率）に対して、全制御棒を全挿入したときの停止能力（制御棒の反応度制御能力）は十分余裕があり、制御棒による原子炉の反応度制御能力は十分確保されている。

〔参考〕「9×9燃料（A型）及びMOX燃料228体を装荷した平衡サイクル並びに9×9燃料（B型）及びMOX燃料228体を装荷した平衡サイクルの解析例においては、制御棒の反応度制御能力の余裕が最小になる時の過剰増倍率は約0.09 Δ kであり、その場合の反応度制御能力は約0.16 Δ kである。（設置許可申請書8-3-65）」

- ・ 制御棒は、原子炉を停止するにあたり十分な本数を確保しており、また、1本1本が独立して駆動する設計となっている。さらに、制御棒が挿入できない場合、ほう酸水注入系によって原子炉を停止できる設計としている。
- ・ ほう酸水注入系は、MOX燃料を採用しても、ウラン炉心と同様、原子炉を余裕をもって臨界未満にできる能力を有している。ほう酸水注入系の系統概要図を図10-2に示す。なお、ほう酸水注入系は、必要なとき確実にほう酸水を原子炉へ注入できるよう、ほう酸水注入ポンプおよびほう酸水注入弁の動作確認を定期的（ほう酸水注入ポンプ：1ヶ月に1回、ほう酸水注入弁：3ヶ月に1回）に実施している。
- ・ なお、評価手法を従来の一点近似による解析から、より詳細な三次元解析に変更しているが、この評価方法の採用によっても、現状の設計（ほう酸濃度：750ppm）で対応可能であることを確認している。

[参考] 「ほう酸水注入系は、～中略～ 毎分0.001 Δ k以上の負の反応度を与え、原子炉を臨界未満にする能力を持っている。9 \times 9燃料およびMOX燃料228体を装荷した平衡サイクルの解析例によれば、ほう酸水注入系の反応度は毎分0.002 Δ kであり約30分間で臨界未満に必要な負の反応度を添加する能力を有している。(設置許可申請書8-3-53)」

- ・ MOX燃料を装荷すると制御棒の効きは若干悪くなるが、制御棒が原子炉を停止する能力にはもともと十分な余裕があるので、制御棒の効きはウラン炉心と同等となり、以下に示すように原子炉の緊急停止(スクラム)能力は十分確保されている。

スクラム能力が確保されていることの確認として、スクラム曲線^{*1}が用いられており、原子炉のスクラム曲線を設計用スクラム曲線^{*2}と比較したとき、同じ制御棒の原子炉内への挿入割合に対してより多くの反応度(スクラム反応度^{*3})が投入されていれば、その炉心のスクラム能力は確保されていることとなる。

[参考] 「9 \times 9燃料(A型)平衡サイクル又は9 \times 9燃料(B型)平衡サイクルの炉心にMOX燃料76体を装荷したサイクル、さらにMOX燃料76体を装荷したサイクル、及びMOX燃料228体を装荷した平衡サイクルの各サイクル末期のスクラム曲線の解析値は、設計スクラム曲線に比べ十分安全側となっている(図10-3、10-4参照)。(設置許可申請書8-3-68)」

※1: 制御棒の原子炉内への挿入割合とこれによって原子炉へ投入される反応度の関係を表したものの。

※2: 実際の原子炉におけるスクラム曲線を包絡するよう厳しく設定したスクラム曲線を設計用スクラム曲線という。原子炉の異常な過渡変化および事故時の評価には、この設計用スクラム曲線を用いて評価を行い、安全性を確認している。

※3: 原子炉がスクラムした際、原子炉に投入される反応度

○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P9 中段より)

9 \times 9燃料(A型)又は9 \times 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P14 中段より)

MOX燃料を装荷したサイクル以降、ほう酸水の反応度値が低下することを考慮しても、0.001 Δ k/min以上の負の反応度を与え、原子炉を定格出力運転状態から0.015 Δ k以上の余裕を持って炉心を臨界未満にでき、かつ、維持できるとしている。

(安全審査書P9 下段より)

運転時の異常な過渡変化の解析に用いる設計用スクラム反応度曲線については、MOX燃料76体を装荷したサイクルからMOX燃料228体を装荷した平衡サイクルに至るまでの各サイクル燃焼によるスクラム反応度曲線の劣化が考慮されている。

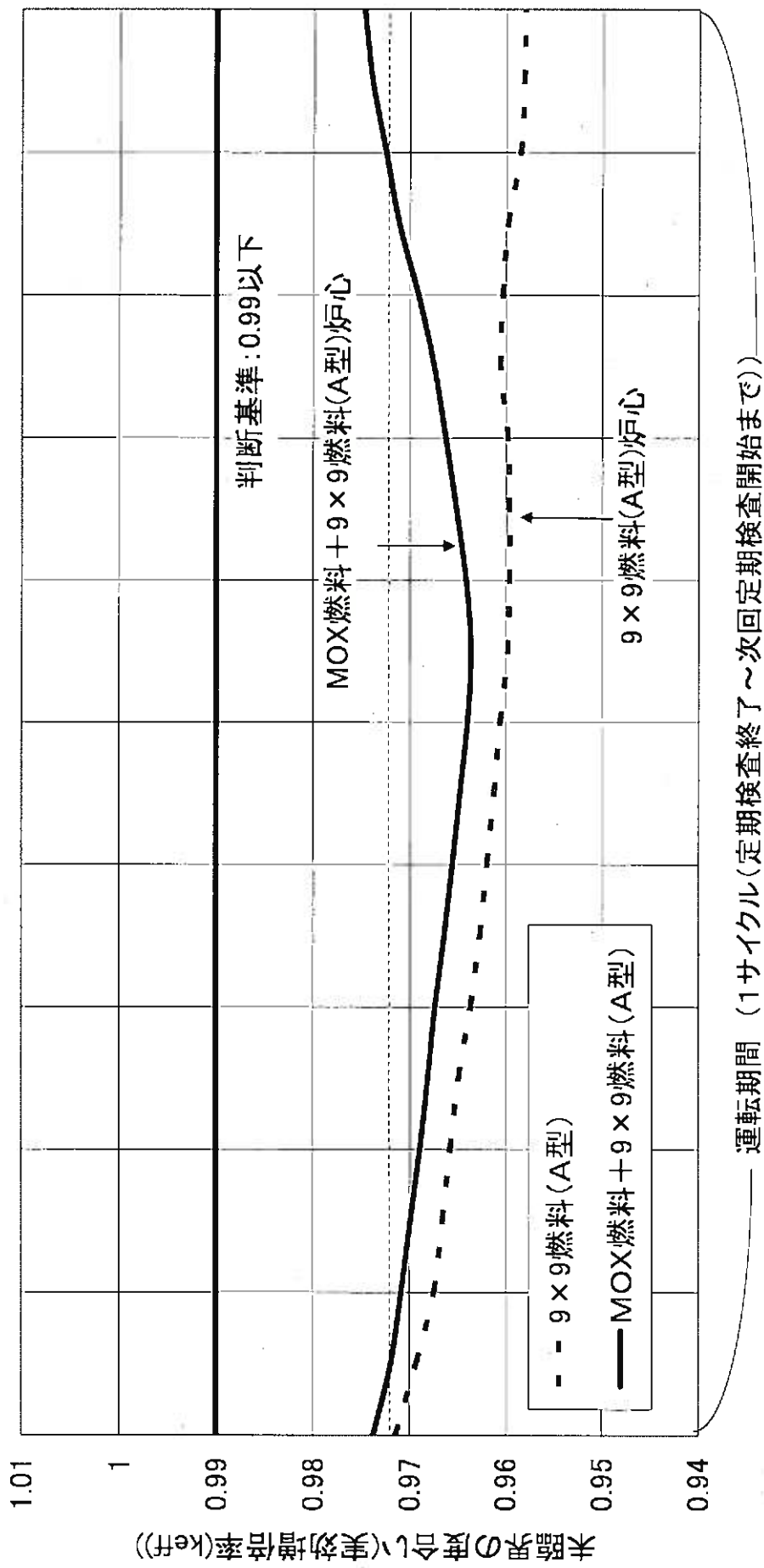


図10-1 最大値制御棒1本引き抜き時の実効増倍率の燃焼度依存性

..... ほう酸水注入ポンプ動作確認時の
テストライン

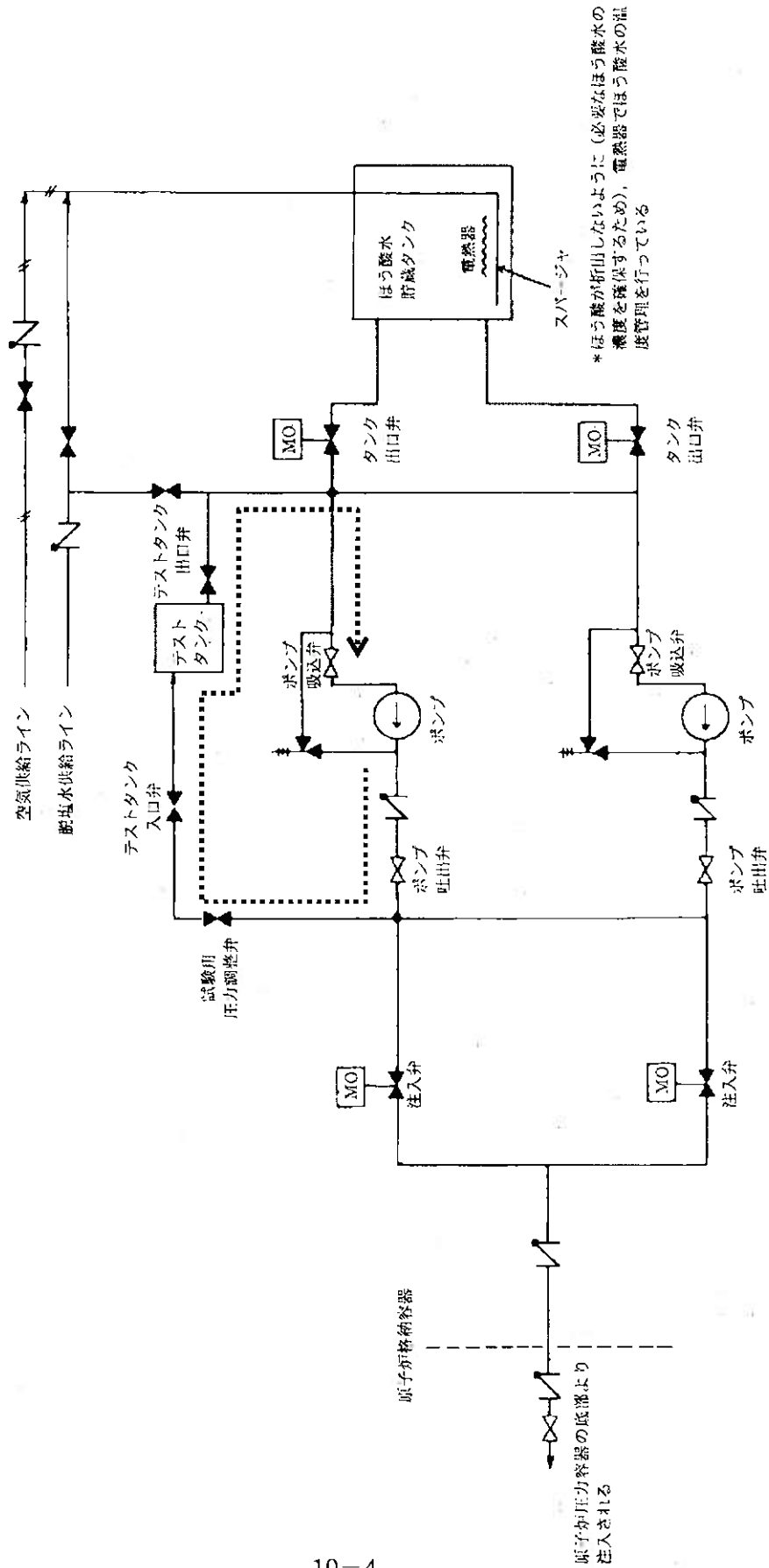


図 10-2 (1) ほう酸水注入系系統概要図

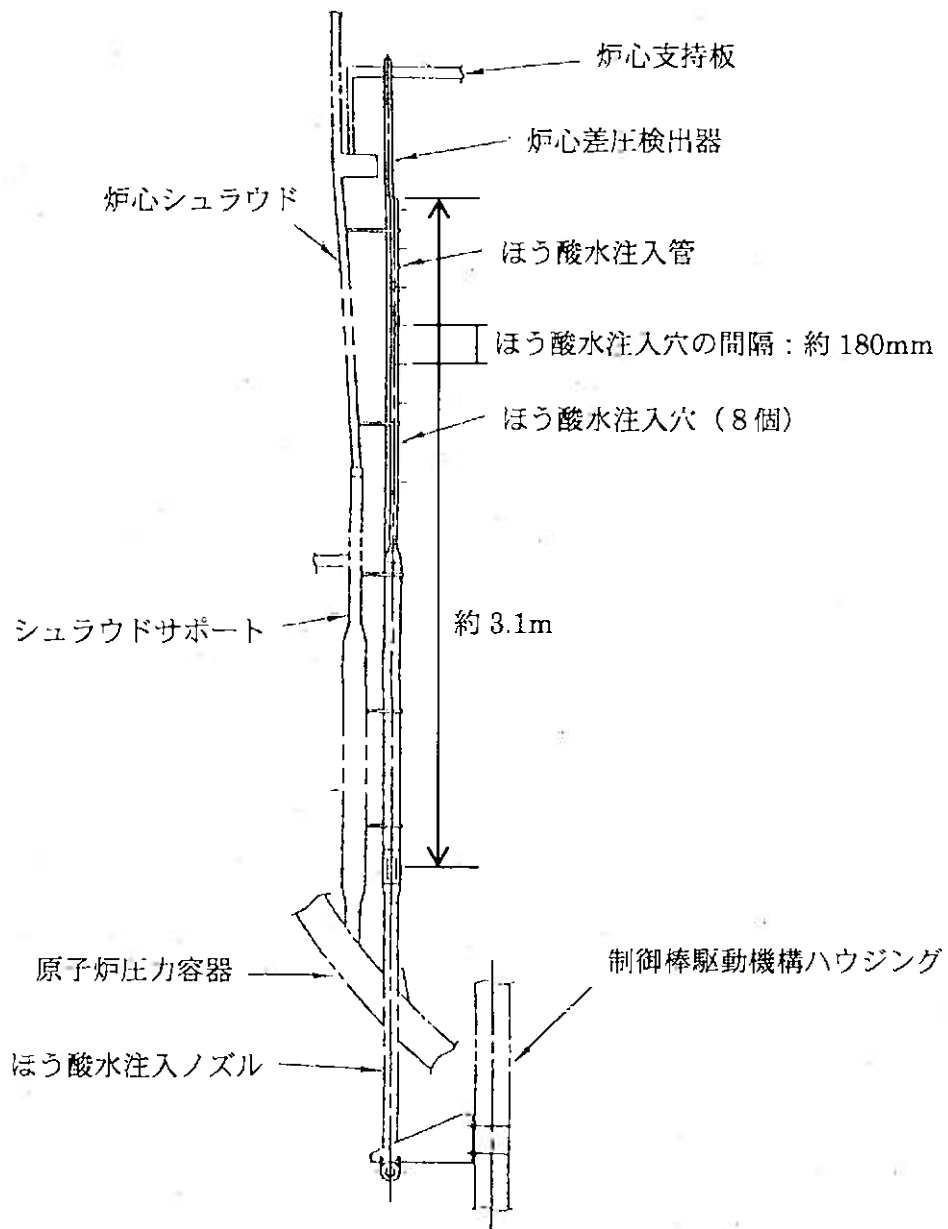


図 10-2 (2) ほう酸水注入系注入口概要図

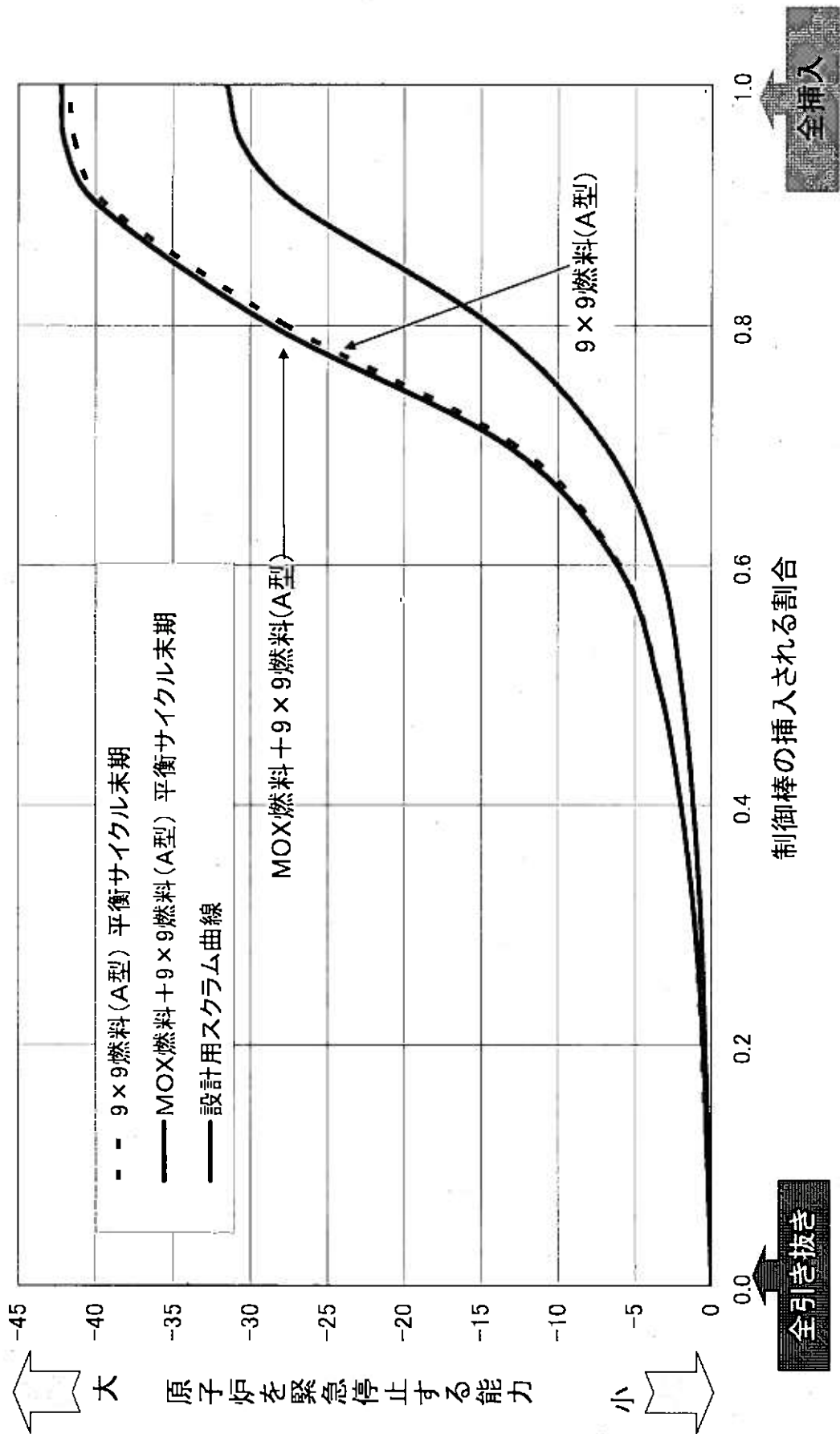


図 10-3 スクラム反応度曲線

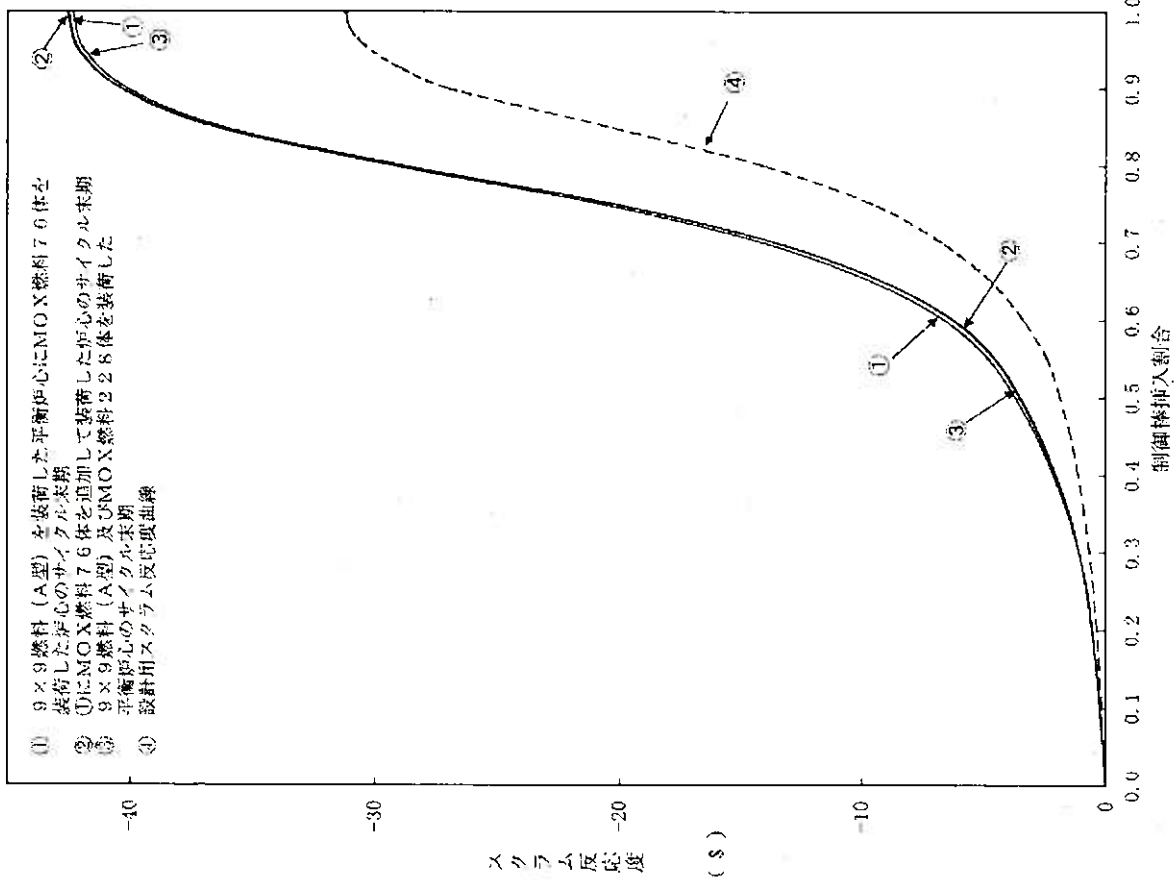


図10-4 (1) 女川3号機 スクラム反応度曲線

(9×9燃料(A型)及びMOX燃料を装荷した取替炉心)

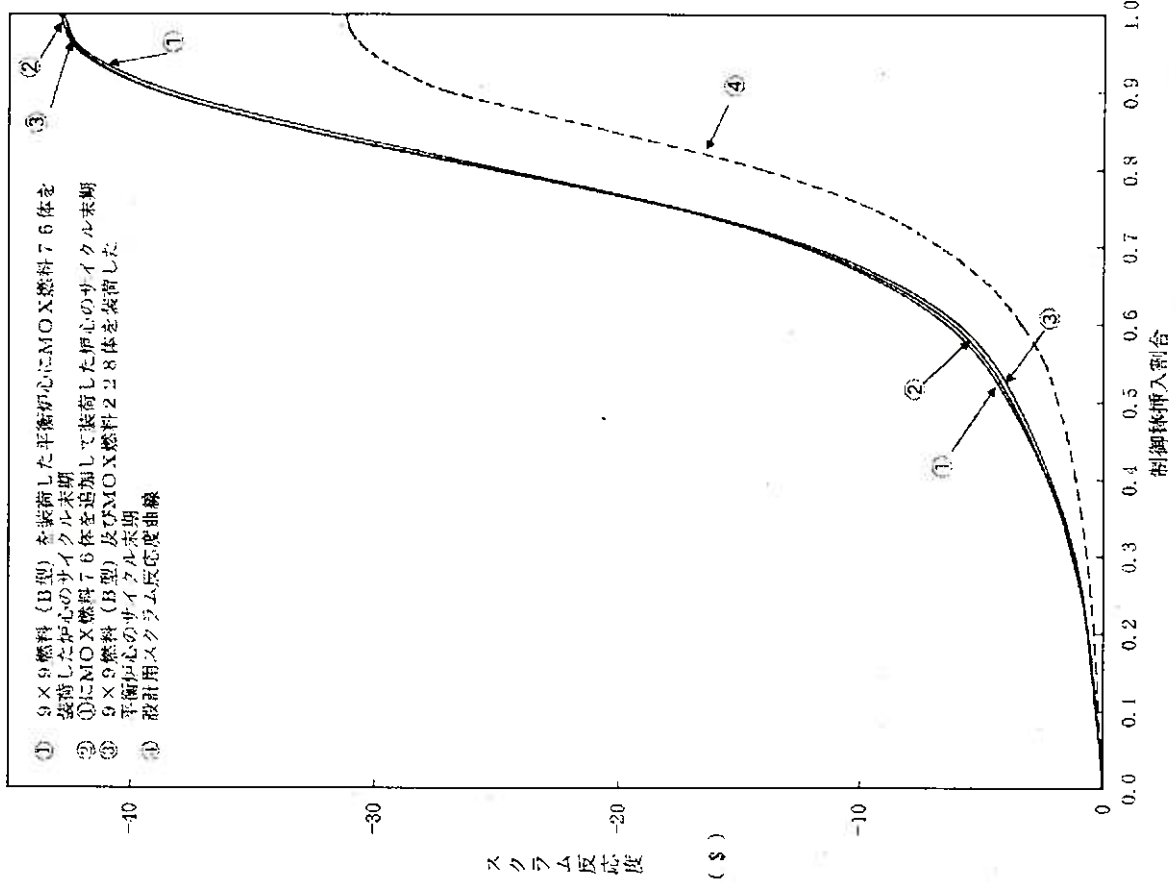


図10-4 (2) 女川3号機 スクラム反応度曲線

(9×9燃料(B型)及びMOX燃料を装荷した取替炉心)

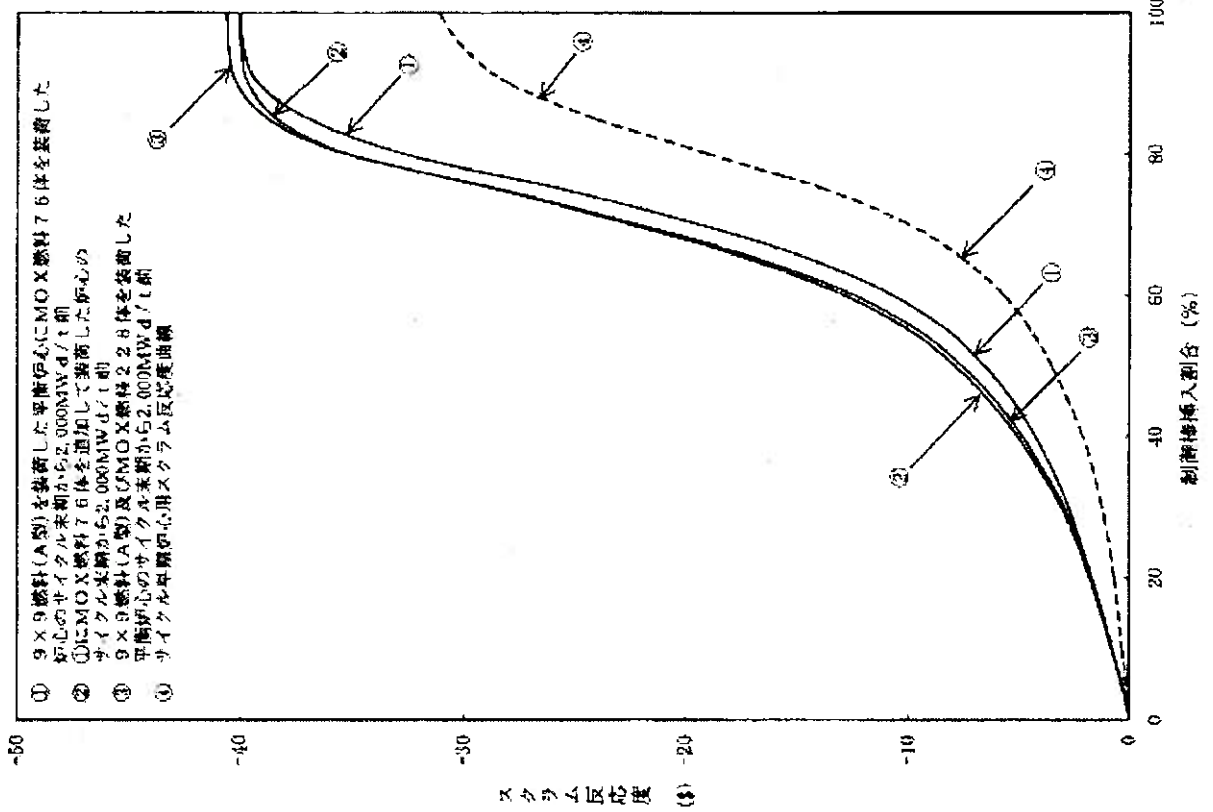


図10-4(3) 島根2号機 スクラム反応度曲線(サイクル早期炉心用)
 (9×9燃料(A型)及びMOX燃料を装荷した取替炉心)

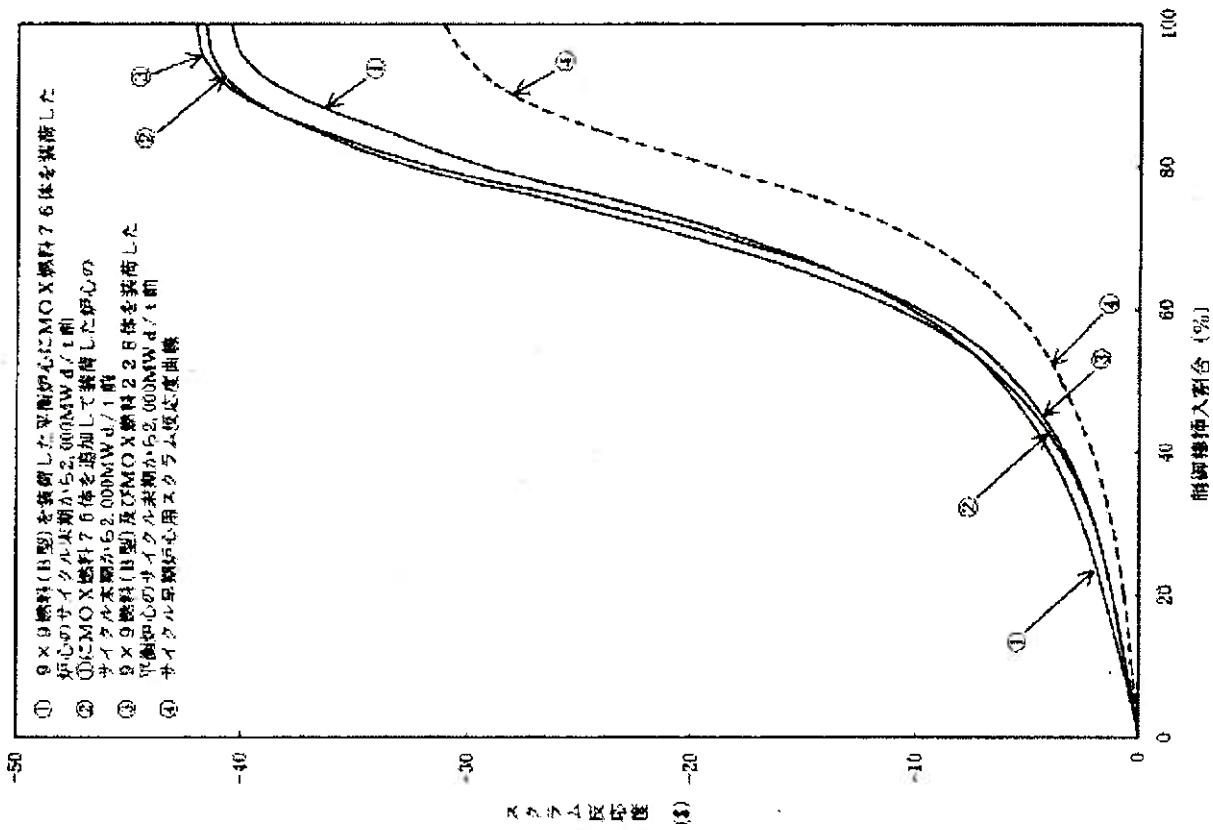


図10-4(4) 島根2号機 スクラム反応度曲線(サイクル早期炉心用)
 (9×9燃料(B型)及びMOX燃料を装荷した取替炉心)

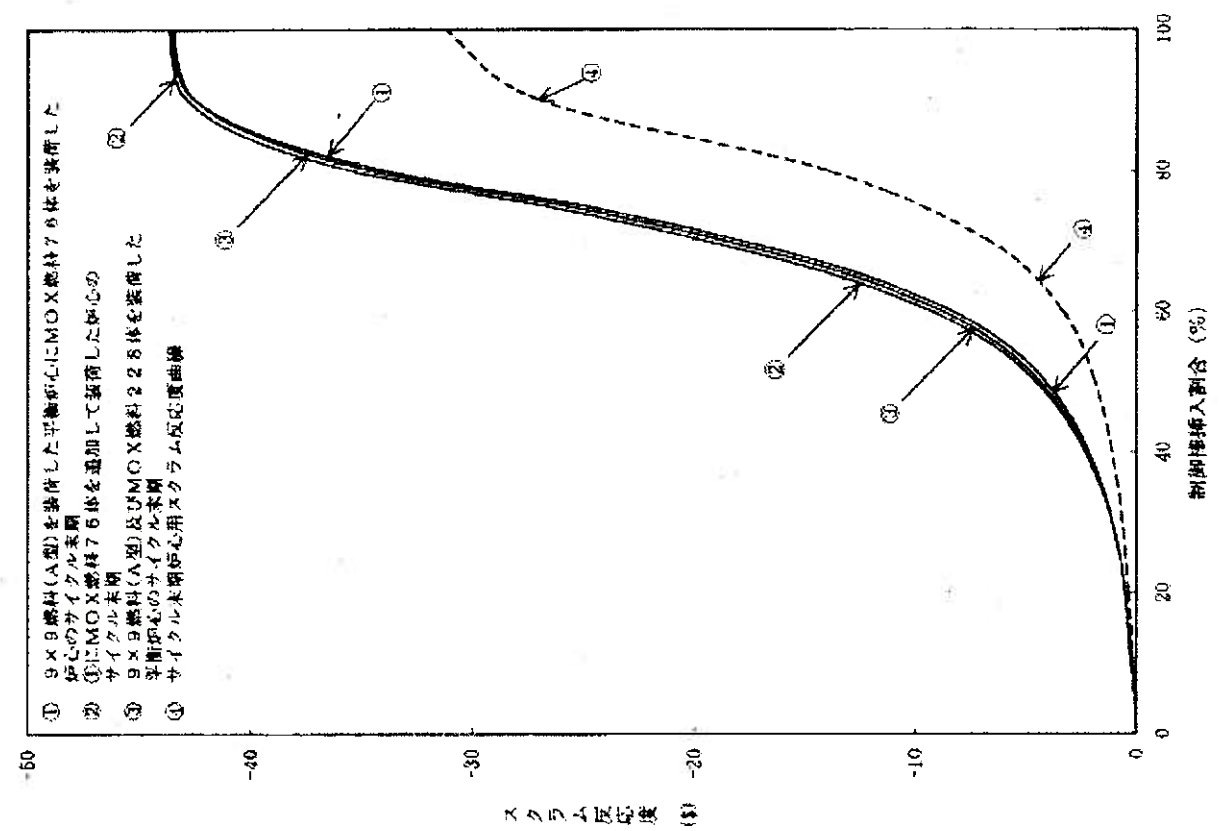


図10-4(5) 島根2号機 スクラム反応度曲線(サイクル末期炉心用)
 (9×9燃料(A型)及びMOX燃料を装備した取替炉心)

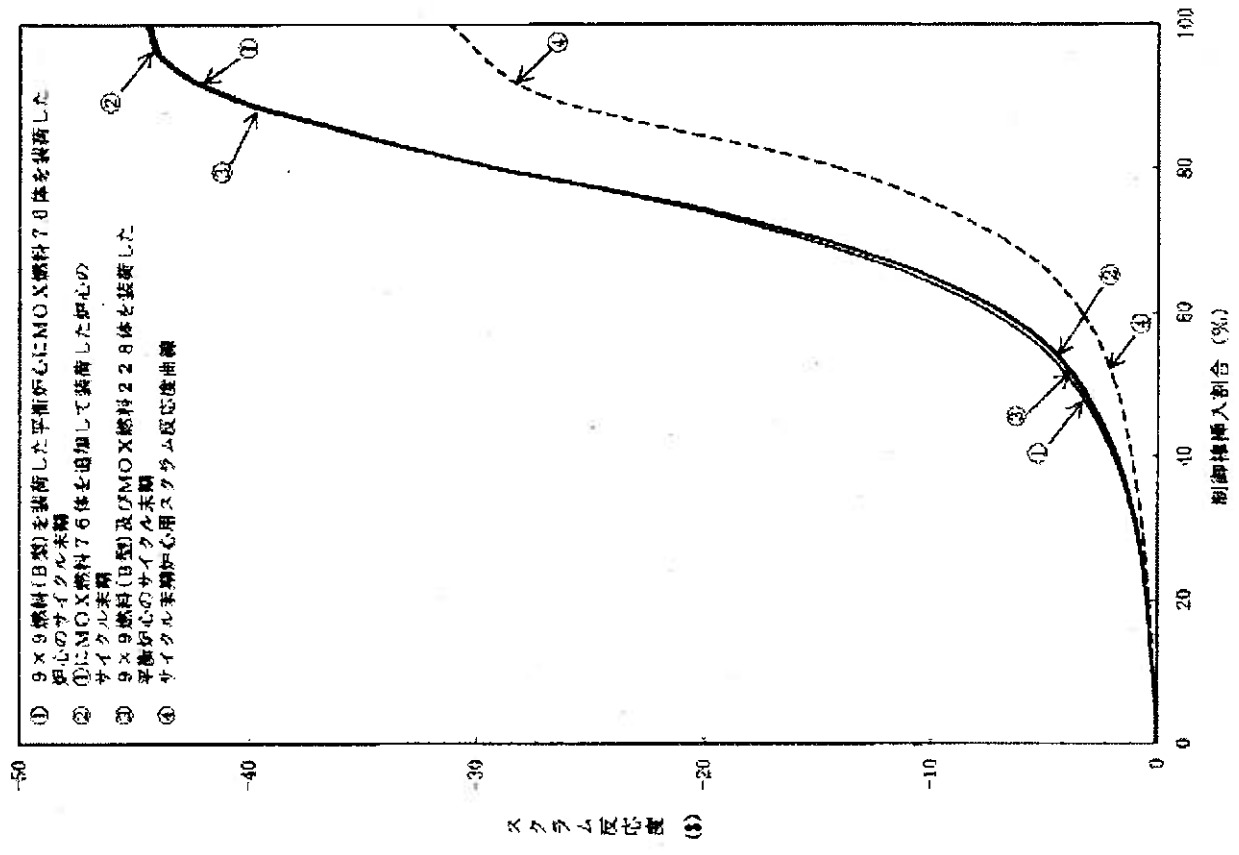


図10-4(6) 島根2号機 スクラム反応度曲線(サイクル末期炉心用)
 (9×9燃料(B型)及びMOX燃料を装備した取替炉心)

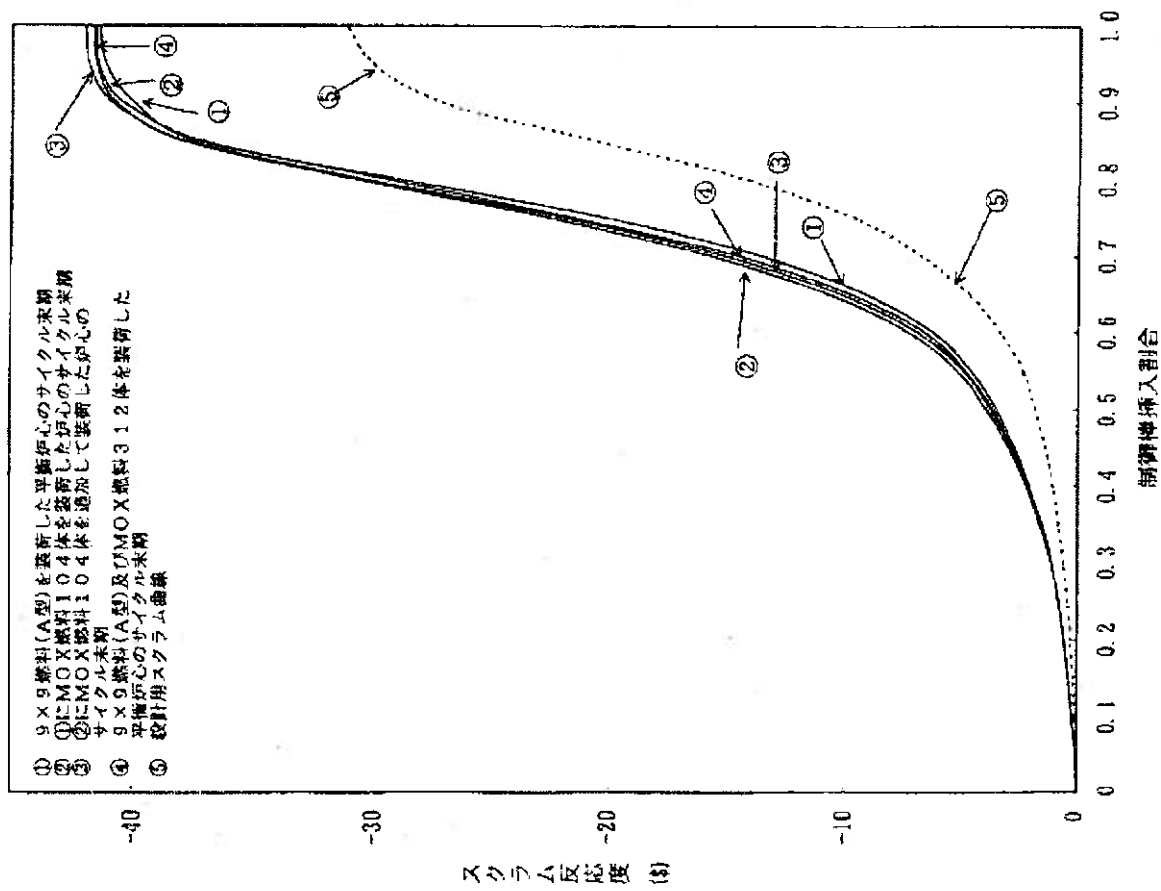


図10-4(7) 浜岡4号機 スクラム反応度曲線(サイクル末期炉心用)
 (9×9燃料(A型)及びMOX燃料を装荷した取替炉心)

論点 1 1 作業時の被ばく

論点 1 1 - 1 MOX新燃料の取扱い

○検討課題

MOX燃料は新燃料でもウラン燃料より放射線が強く、輸送や検査時等における燃料取扱時に作業員の被ばくが大きくなるのではないか。また、燃料取扱中に燃料落下事故が発生した際、ウラン燃料と比較して影響が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

- ・ 燃料表面の線量率はウラン燃料の300倍近くあり、扱いにくい。さらに、再処理から時間を経たプルトニウムを使用した場合、プルトニウム241のベータ崩壊によるアメリカシウム241の割合が増え強いガンマ線を出し、作業時の被ばく量を増大させる。
- ・ 表面線量率のデータはどのような「古さ」のプルトニウムを使ったのか、明らかにすべき。
- ・ 計画被ばく線量は最大でどのくらいになると推定しているか、被ばく線量を示すべき。
- ・ 作業員の被曝線量が増える。
- ・ MOX燃料がウラン燃料より放射線が高く、人体に内部被ばくをもたらすおそれがある。作業員の健康を守るための対策はどうか。
- ・ MOX燃料に含まれるプルトニウムは、ウランと比較し放射線が強い。
- ・ 燃料の製造から、輸送、保管、装荷作業などの各過程で、労働者や一般公衆への被曝の危険性を増大させる。

○東北電力株式会社の講じる対策または見解

【放射線について】

- ・ MOX燃料の線量当量率はウラン燃料に比べ、表面で約 70 倍、表面から 1m離れたところでの影響は約 50 倍となる解析例がある。(燃料条件は論点 4 参照)

	線量当量率 (mSv/h)	
	燃料表面	燃料表面から 1m
ウラン燃料	0. 0 4	0. 0 0 2
MOX燃料	2. 7	0. 1

出典 株式会社東芝「沸騰水型原子力発電所MOX燃料の貯蔵について」TLR-068
改訂 1 平成11年2月

- ・ この解析例をもとに燃料の貯蔵設備及び取扱い設備は、放射線業務従事者の被ばくを、合理的かつできる限り低減する設計とする。なお、MOX新燃料の取扱いに当っては遠隔操作による燃料との距離の確保や燃料近辺での作業時間の短縮、必要に応じた遮へい体の設置等の被ばく低減対策を講じる。(図 11-1)
- ・ 先行電力におけるMOX燃料の線量当量率の実績は以下のとおり。

①東京電力実績

	線量当量率 (mSv/h)	
	燃料表面	燃料表面から 1m
MOX燃料	1. 0 1 [*]	約 0. 1 [*]

※ 出典：東京電力(株)プルサーマルPA資料

②中部電力実績：表面で 1 m S v / h 程度

- ・ MOX新燃料は、²³⁵U、²³⁸Uに比べて半減期の短いアルファ崩壊核種(²³⁸Pu、²⁴⁰Pu、²⁴¹Am)を多く含んでいるため、アルファ線を多く放出するが、アルファ線は透過

力が弱く、燃料被覆管（燃料が密封収納されている管）により遮へいされるため、作業時の被ばくには影響しない。

【燃料の取扱いについて】

- ・ 燃料交換機の燃料つかみ具は2重のワイヤや燃料集合体を確実につかんでいない場合には、吊上げができない等のインターロックを設けており、動力源が喪失した場合にも、燃料集合体が外れない設計となっている。
- ・ 原子炉建屋クレーンは減速機やブレーキの二重化を行うとともに重量物を吊った状態で使用済燃料貯蔵ラック上を通過できないようインターロックを設けている。
- ・ 取扱中に新燃料を落下させ、燃料が破損するような事故が起きたと仮定しても、燃料は陶器状に焼き固められており、核燃料物質が飛散するようなことはない。
- ・ また、燃料破損に伴う影響評価も実施しており、評価結果はウラン燃料（9×9燃料）と変わらず判断基準を満足しており、影響はない。

燃料集合体の落下時の実効線量（mSv）		判断基準
希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量	約 3.4×10^{-2}	—
よう素の内部被ばくによる実効線量	約 4.6×10^{-5}	—
合計	約 3.4×10^{-2}	5

出典：女川原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書

○国の見解（安全審査結果）

- ・ MOX燃料集合体を、3号機の使用済燃料プールにおいて取扱い及び貯蔵する際には、以下の事項を満足することが要求される。
 - ③ 燃料の取扱設備は、移送操作中の燃料集合体の落下を防止できること。
 - ④ 燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低減できるように、放射線防護上の措置を講じた設計であること。
- ・ この中で、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低くするように、燃料との距離の確保、必要に応じた遮へい体の設置等の被ばく低減手法を組み合わせる（安全審査書 P. 16）ことと、MOX燃料集合体の取扱設備は、ワイヤの二重化等により燃料集合体の移送操作中の落下を防止する（安全審査書 P. 15）ことについて、燃料の貯蔵設備及び取扱設備の設計は要求事項を満足しており、妥当なものと判断されている。

論点11-2 使用済MOX燃料の取扱い

○検討課題

使用済MOX燃料は、使用済ウラン燃料に比べて放射線が強くなるが、使用済MOX燃料を貯蔵することにより作業エリアの線量が高くなることはないか。

○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・ 作業者の被ばく線量（推定値）を使用済ウラン燃料と比較して示すべき。
- ・ 使用済MOX燃料は防護が難しいガンマ線や中性子線が多くなるといわれている。そのため、作業者の被ばくが増えることが心配される。

○東北電力株式会社の講じる対策または見解

- ・ 使用済MOX燃料は、使用済ウラン燃料に比べ中性子の線源強度が高くなるが、使用済燃料の放射線は中性子線よりもガンマ線の寄与が大きい。一方、ガンマ線は、使用済ウラン燃料のほうがわずかに高い線源強度となっている。したがって、使用済燃料の遮へい計算はウラン燃料で代表できる。

燃料の種類	燃料1体当りの線源強度		備考
	ガンマ線 (γ /s/体)	中性子線 (n/s/体)	
ウラン燃料	1.0×10^{17}	0.5×10^9	燃焼度 55GWd/t
MOX燃料	0.9×10^{17}	1.0×10^9	燃焼度 40GWd/t

(注) 線源強度は炉停止後10日の計算値

線源強度の燃料条件

ウラン燃料：9×9燃料（燃焼度 55GWd/t（最高燃焼度））

MOX燃料：

Pu組成：高組成（Pu_f割合75%）

再処理後の期間：2年経過

燃焼度：40GWd/t（最高燃焼度）

線源強度は、燃焼度は最高燃焼度を使用し、保守的に評価している。

出典：株式会社東芝「沸騰水型原子力発電所MOX燃料の貯蔵について」TLR-068

改訂1 平成11年2月

- ・ 使用済MOX燃料は使用済ウラン燃料と同様に、使用済燃料プール内の使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵される（図11-2）。中性子、ガンマ線はプール水、底部および壁面のコンクリートにより遮へいされる。プール水は放射線の遮へいに必要な水深を確保しており、コンクリートも放射線の遮へいに十分な厚さを有していることから、作業エリアを含め、周辺の線量が高くなることはない。

○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P16より）

使用済MOX燃料の貯蔵設備及び取扱設備の放射線防護上の措置については、従来と同様、遮へいに必要な水深を確保した状態で、水中で取扱い、使用済燃料プールで保管するとしている。

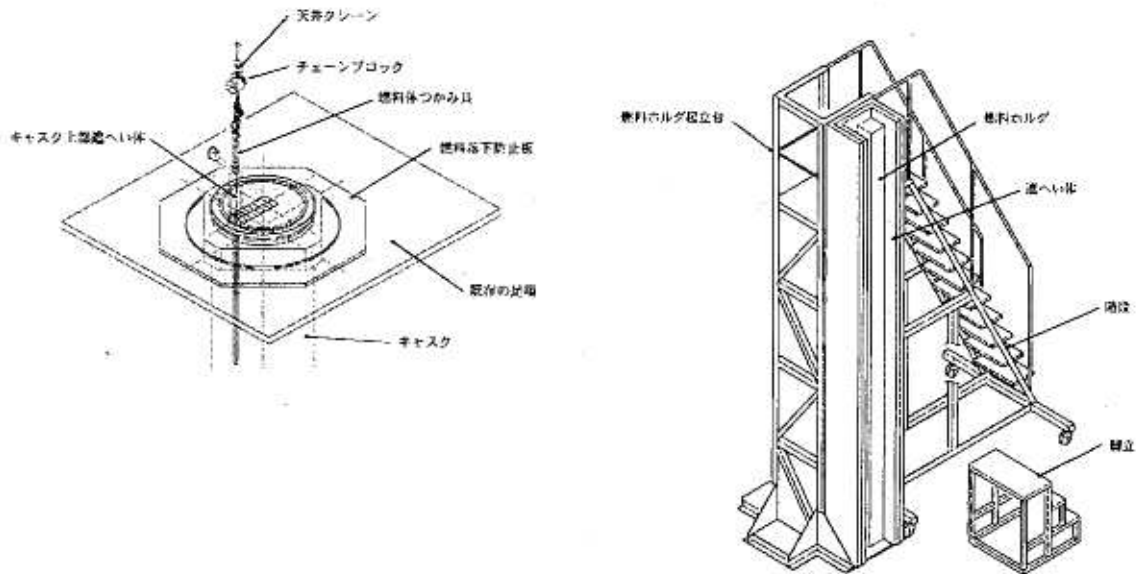
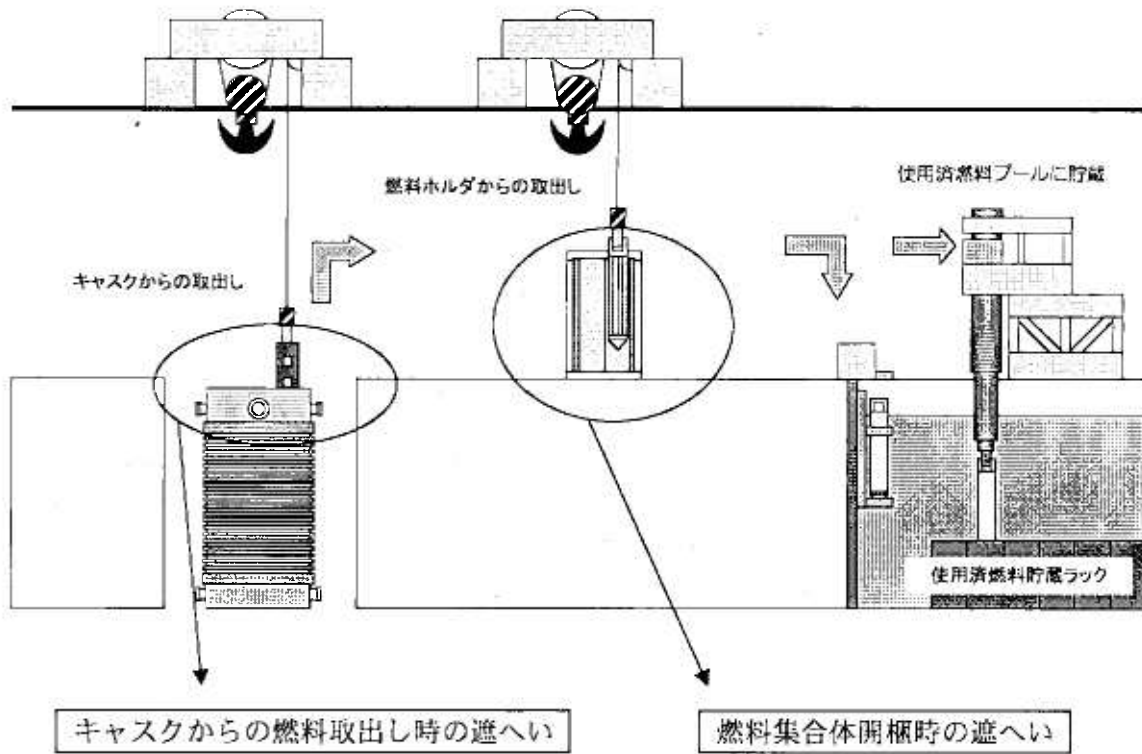


図 11-1 MOX新燃料取扱いの被ばく低減対策

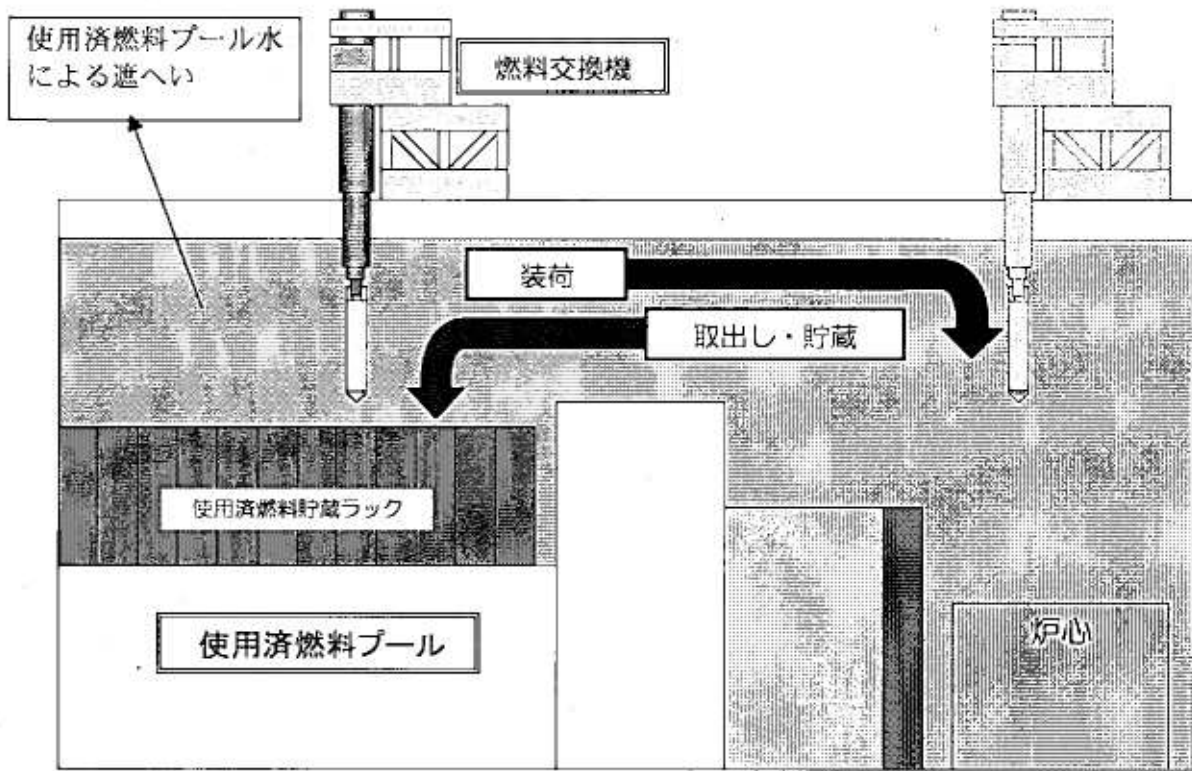


図 11-2 使用済MOX燃料取り時の被ばく低減対策

論点12 貯蔵設備の冷却能力

○検討課題

使用済MOX燃料の発熱量は使用済ウラン燃料に比べて大きいですが、使用済MOX燃料を保管する際、十分に冷却することができるか。

○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・ 安全な温度まで下がるのに要する時間は、使用済ウラン燃料(30～50年)の10倍(500年)といわれている。

○東北電力株式会社の講じる対策または見解

- ・ MOX燃料は、ウラン燃料と同じ燃焼期間であれば、ウラン燃料よりも崩壊熱が高くなるが、東北電力が採用するMOX燃料は、ウラン燃料に比べて原子炉での燃焼期間が短いため、使用済燃料プール(図12-1)内に貯蔵するときの崩壊熱はウラン燃料と同等である。(図12-2)ことから、現在の冷却設備で十分冷却することができる。

・ 崩壊熱の評価条件

ウラン燃料：9×9燃料(燃焼度4.5GWd/t(取出平均燃焼度))

MOX燃料：

Pu組成：標準組成(Pu割合67%)

再処理後の期間：2年経過

燃焼度：3.3GWd/t(取出平均燃焼度)

出典：株式会社東芝「沸騰水型原子力発電所MOX燃料の貯蔵について」TLR-068

改訂1 平成11年2月

使用済燃料プールの崩壊熱評価では、定期的な燃料取替によって発生する使用済燃料の崩壊熱の合計を評価するため、燃焼度は取出平均燃焼度を使用している。

- ・ 使用済燃料プールが、(原子炉内の燃料を除いて)満杯となった状態(通常最大熱負荷時)において、プール水温が52℃を超えないように設計されている。(図12-3)

さらに、原子炉内の全ての燃料を一時的に使用済燃料プールに取り出し、使用済燃料プールを満杯とした状態(最大熱負荷時)においてもプール水温が65℃以下になるように設計されている。(図12-4)

○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P15より)

3号機の使用済燃料プールの除熱能力については、MOX燃料の貯蔵を考慮しても、原子炉ウェルと使用済燃料プールを仕切るプールゲートを閉じた時点で炉心から取り出した燃料1回分取替量から発生する崩壊熱並びにそれ以前の燃料取替で取り出した3号機のMOX燃料を含めた使用済燃料及び1号機から42ヶ月以上冷却後運搬された使用済燃料から発生する崩壊熱の合計として定義する通常最大熱負荷時を既設の燃料プール冷却浄化系の熱交換器で除去し、プール水温が52℃を超えないようにすることができるとしている。さらに、燃料サイクル末期における全炉心の崩壊熱並びにそれ以前の燃料取替で取り出した3号機の使用済燃料及び1号機から42ヶ月以上冷却後運搬された使用済燃料から発生する崩壊熱の合計として定義する最大熱負荷についても、既設の残留熱除去系を併用して除去し、プール水温を65℃以下に保つことができるとしている。

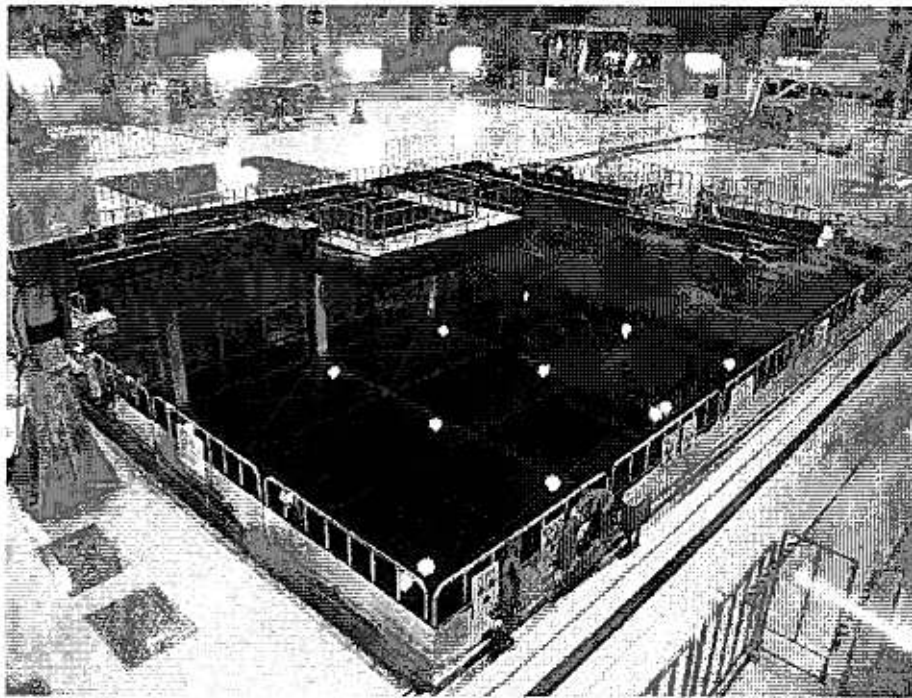


図 12-1 使用済燃料プール (女川 3 号機)

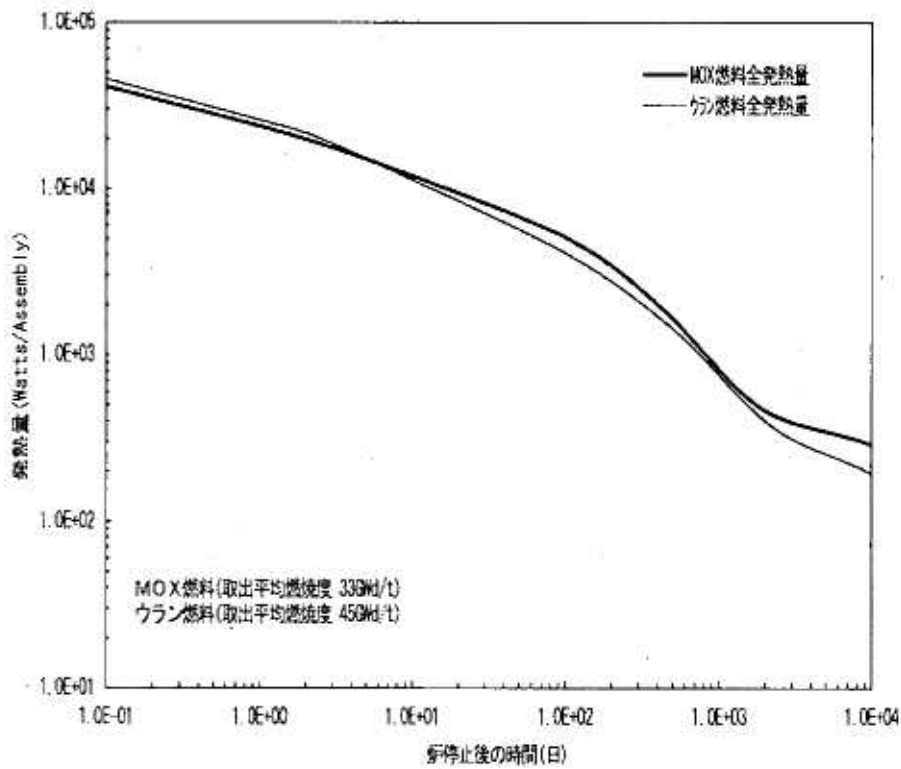


図 12-2 MOX燃料及びウラン燃料の崩壊熱解析例

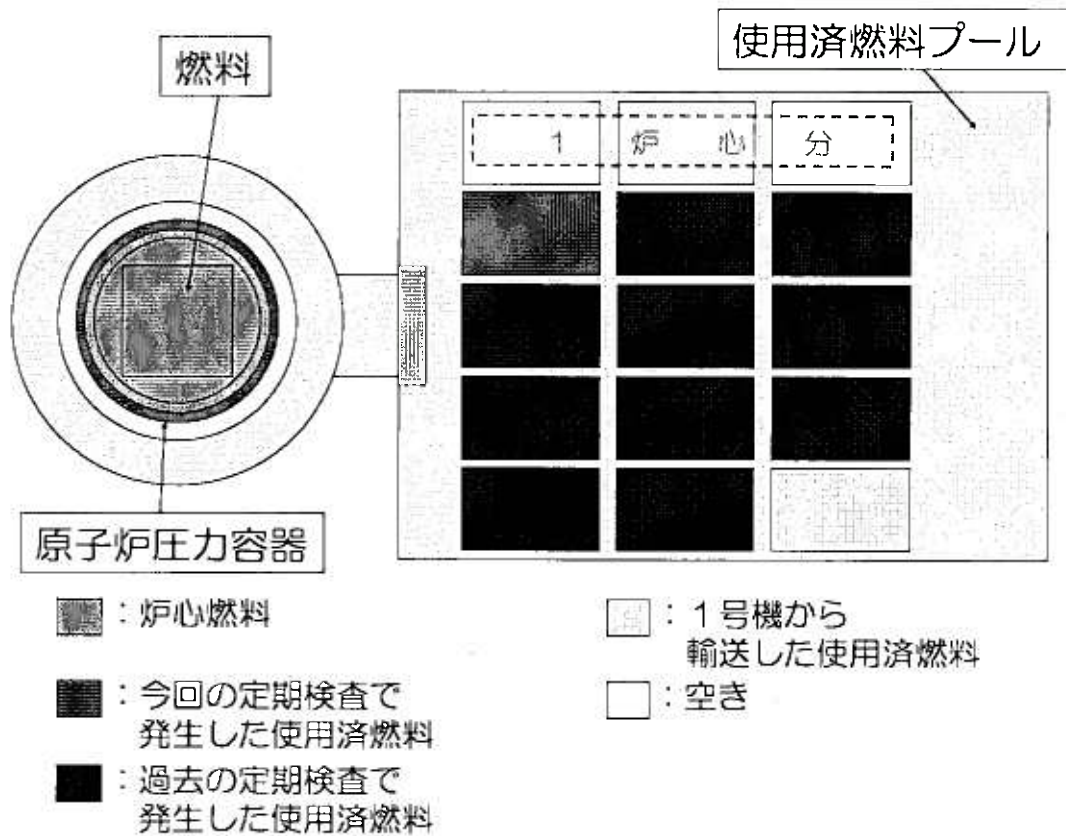


図 12-3 通常最大熱負荷時の使用済燃料プールの状態

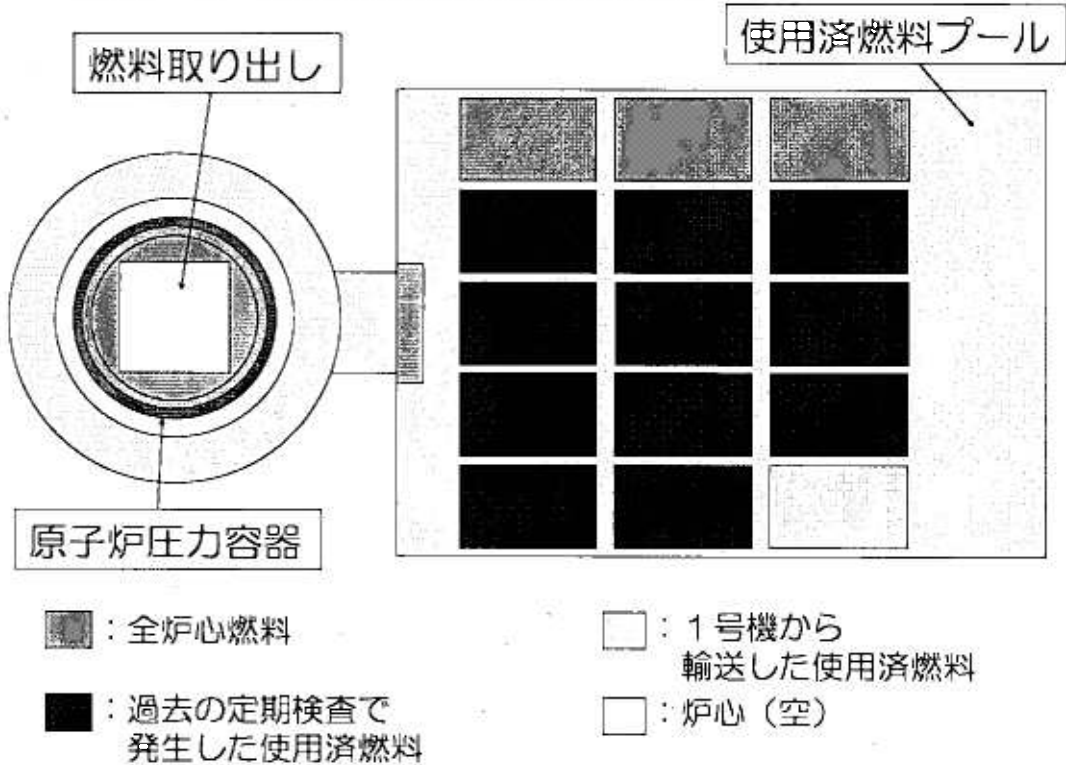


図 12-4 最大熱負荷時の使用済燃料プールの状態

論点13 平常時の周辺への影響

○検討課題

MOX燃料を使用することにより、通常の運転時において周辺住民の被ばく量が増えるのではないか。

○過去に本県や他道県に寄せられた意見

※特になし

○東北電力株式会社の講じる対策または見解

(I) MOX燃料を装荷した場合においても、通常運転時の周辺住民の被ばく量は下表のとおり増えることはない。

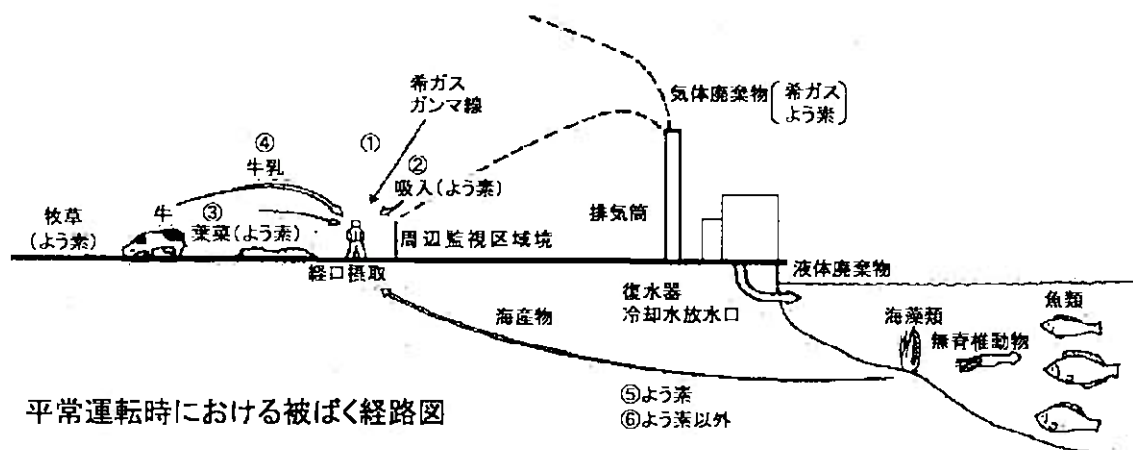
なお、よう素を摂取した場合の実効線量が約2倍(約 $0.8\mu\text{Sv/y}$ ⇒約 $1.7\mu\text{Sv/y}$)となっているが、これは、ICRPの1990年勧告を線量評価に取り込んだことにより、よう素の実効線量換算係数が見直されたためである。

MOX燃料を装荷した場合、これまでと比べプルトニウムの核分裂が増えるため、炉内におけるよう素の蓄積量は若干増加し、希ガスの蓄積量は7割程度まで減少するという傾向がある。線量評価上は希ガスが支配的であるため、希ガスがより多くなるように、ウランの核分裂のみを考慮している(詳細は(II)参照)。

($\mu\text{Sv/y}$: マイクロシベルト/年)

被ばく経路		ICRP1990年 勧告取込前		ICRP1990年 勧告取込後		判断 基準
		8×8, 9×9燃料	8×8, 9×9燃料	MOX燃料	MOX燃料	
希ガスによる実効線量	①	約1.1	約1.1	約1.1	50	
液体廃棄物(よう素を除く)による実効線量	⑥	約1	約0.9	約0.9		
よう素による実効線量	②, ③ ④, ⑤	約0.8	約1.7	約1.7		
評価結果の合計		約1.3	約1.3	約1.3	50	

[参考] ICRP1990年勧告では、甲状腺への放射線影響度の指標となる荷重係数の見直し等が行われている。この勧告を原子力安全委員会の各種指針に取り込む改訂が平成13年に行われている。MOX燃料の採用に併せて、この改訂された指針に基づく線量評価方法を適用している。



(II) MOX燃料を装荷すると参考図に示すとおり、すべてウラン燃料の場合よりもプルトニウムによる核分裂が多くなる。U-235とPu-239では1回の核分裂により発生

する核分裂生成物の割合（核分裂収率）が若干異なる。例えば、よう素に関しては、Pu-239 の核分裂収率の方が高くなり、希ガスについては Pu-239 の核分裂収率の方が概ね低くなり（表 1 参照）、炉内の核分裂生成物の蓄積量は、よう素については増加、希ガスについては減少する（表 2 参照）。

なお、線量評価上は希ガスが支配的であるため、希ガスがより多くなるように、ウランの核分裂のみを考慮している。（MOX燃料検討小委員会報告書より）

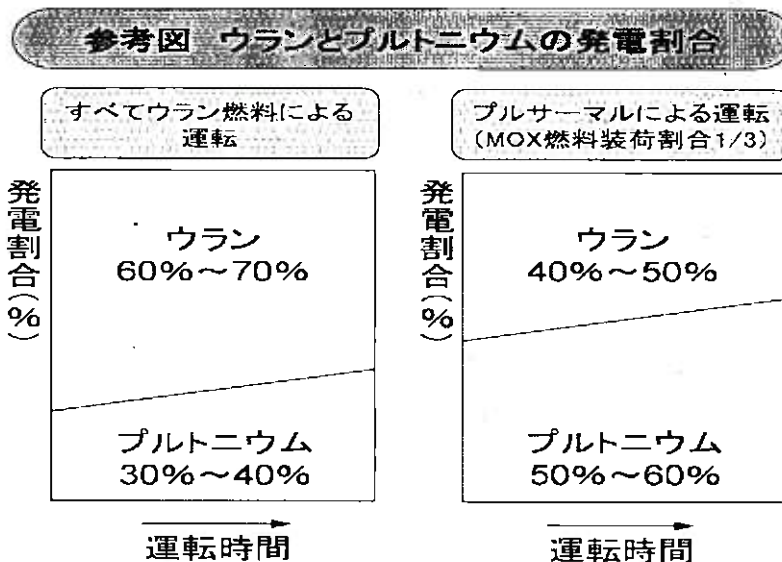
表 1 核分裂収率の代表例

核分裂生成核種	核分裂収率 (%)	
	U-235	Pu-239
I-131	2.84	3.74
Xe-138	6.28	4.89

表 2 炉内核分裂生成物の蓄積量の比*

	よう素 (I-131 等価量)	希ガス (0.5MeV)
ウラン燃料炉心 (ORIGEN)	1.03	0.80
MOX燃料炉心 (ORIGEN)	1.04	0.70

* U-235 核分裂収率のみを用いて核分裂生成物蓄積量を 1 とした場合の、Pu-239 の核分裂を考慮したウラン燃料装荷炉心並びに MOX 燃料 4 分の 1 装荷炉心の核分裂生成物蓄積量の比



○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 P17 より）

解析結果については、周辺監視区域外における 1 号炉、2 号炉及び 3 号炉に起因する実効線量の最大値は年間約 1.3 μ Sv であり、法令に定める周辺監視区域境界外の線量限度（実効線量で年間 1 mSv）を十分下回るとともに、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に示される線量目標値（実効線量で年間 5.0 μ Sv）を下回ることから、一般公衆の受ける線量が合理的に達成できる限り低減される設計であるものと判断した。

論点14 事故時の周辺への影響

○検討課題

- ①MOX燃料を使用すると事故が発生した際、住民の被ばく量が増えるのではないか。
- ②プルトニウムの放出の可能性はないのか。
- ③炉心溶融等の過酷事故対策が必要ではないか。

○過去に本県や他道県に寄せられた意見

- ・高温による蒸発ではなく、爆発などで機械的に燃料が破損し、放射性物質が環境中に放出されることはないのか。
- ・フランスの研究炉「Phebus炉」の炉心溶解実験において、溶解が始まる温度が理論よりも600℃低かったことが発見されたという情報がある。

○東北電力株式会社の講じる対策または見解

①について

(I) 女川3号の安全評価のために仮定する事故時の線量評価の結果は、最大で約 9.0×10^{-2} mSv（主蒸気管破断事故時）であり、判断基準5mSvに対して十分低い線量である。

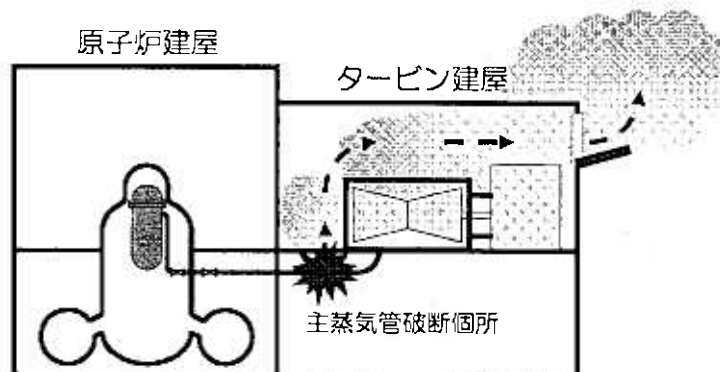
なお、下表の通り、ICRP取り込み後の線量が、3倍程度に増加しているが、これはICRP1990年勧告を線量評価に取り込んだことにより、よう素の実効線量換算係数が見直されたためである。

また、MOX燃料の燃料ペレットからの核分裂生成物の放出率は、ウラン燃料に比べ若干大きくなるが、安全評価に用いている放出率もつ大きな保守性に包絡されることから、ウランの核分裂のみ考慮している。（詳細は（II）参照）。

(mSv)

	ICRP1990年勧告 取込前	ICRP1990年勧告 取込後		判断基準
	8×8, 9×9燃料	9×9燃料	MOX燃料	
主蒸気管破断	約0.031	約0.09	約0.09	5*

[参考] 主蒸気管破断事故時のMOX燃料採用前の評価結果とMOX燃料採用後にICRP1990年勧告取り込み前の指針を適用して評価した結果は下表のとおり変わらない。



主蒸気管破断概要図

(II) MOX燃料とウラン燃料それぞれについて、燃料ペレットからの核分裂生成物の放出率を求めた結果は表3のとおり、MOX燃料が若干大きくなっている。(表1参照)

このため、MOX燃料を考慮したほうが線量評価上は厳しい結果となるが、安全評価に用いる放出率は、希ガス 10%、よう素 5%であり、MOX燃料とウラン燃料の放出率の差は、安全評価に用いる放出率をもつ、そもそもの保守性に十分包絡される。

こうした理由により、原子力安全委員会の「1/3 MOX報告書」において、事故時における線量評価は従来と同様、U-235の核分裂収率を用いた評価として支障はないとされている。

表1 放射性FPガス放出率評価結果 (MOX燃料検討小委員会)

	解析結果例 (%)		安全評価に用いられている値 (%)
	MOX燃料	ウラン燃料	
希ガス	0.58	0.40	10
よう素	0.73	0.50	5

②について

プルトニウムの放出の可能性については、プルトニウムは沸点が高く(酸化プルトニウムの沸点 3227℃)、燃料の温度が上がっても燃料の外へはほとんど放出されない。仮に格納容器内に粒子状物質が放出されたとしても、

- ① BWRでは、格納容器スプレイ系により、格納容器内の放射性物質は除去される(除去効率は50%以上)。
- ② 格納容器は気密性が高いため格納容器外への漏洩率(格納容器体積に対して0.5%/日)は設計上も低く抑えられている。
- ③ 格納容器から建屋内に漏えいした場合でも、非常用ガス処理系では、粒子状物質を除去するための高性能エアフィルタ(HEPAフィルタ;捕集効率は99.9%以上)が装備されており、環境へ放出される量は極めて少なくなる。

このように設備対策が施されていることもあり、ウラン燃料と比べて被害の範囲が拡大するということはない。(図14-1参照)

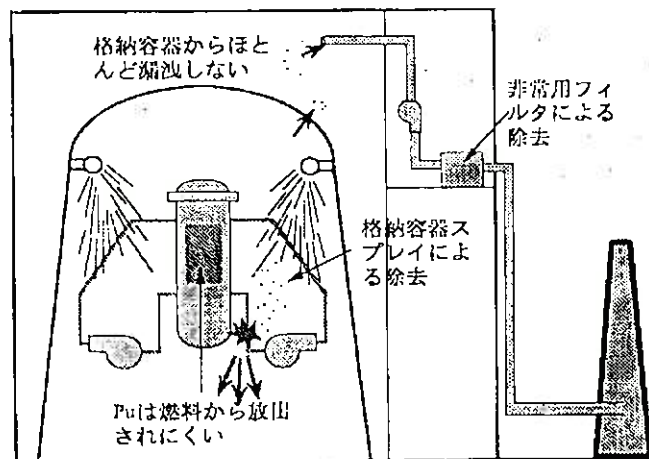


図14-1

③について

- ・ 女川3号機では、現状でも十分低くなっている原子炉施設のリスクを、念のためにさらに低くするための対策であるアクシデントマネジメントを自主的に整備済みであり、確率論的安全評価の結果（発生頻度）は、原子力安全委員会の目標を十分下回っており、そのリスクは十分に低いものとなっている。

表2 確率論的安全評価結果

	女川3号機の評価	原子力安全委員会の目標	原子力安全委員会安全目標専門部会報告「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について－安全目標案に対応する性能目標について－」（平成18年3月）では、原子力施設の事故に起因する周辺の住民の死亡リスクを100万分の1程度以下に抑制するための具体的目標として、炉心損傷頻度を1万年に1回以下、格納容器破損頻度を10万年に1回以下としている。
炉心損傷頻度	8.7×10^{-9} / (炉年) (1億年に1回)	1×10^{-4} / (炉年) (1万年に1回)	
格納容器破損頻度	4.5×10^{-10} / (炉年) (20億年に1回)	1×10^{-6} / (炉年) (10万年に1回)	

(フランスの研究炉「Phebus炉」報道の件)

- ・ 当該の報道は、仏国カダラシュ研究所の PHEBUS 研究炉を用いる過酷事故（シビアアクシデント）時の燃料損傷と FP 放出移行に関する研究（PHEBUS/FP 計画）に関するものである。
- ・ この研究は、FP の放出挙動を測定することを目的としたものであり、被覆管の熔融温度の測定を目的としたものではない。
- ・ なお、公開文献によれば、被覆管表面の温度は測定されていないことから、測定された温度は、被覆管表面温度ではないと考えられる。
- ・ 実験後に、当該実験結果に関して、専門家の間で全く問題になっていない。

以上のことから、「Phebus炉」報道の件は、安全上問題ないと考えられる。

○ 国の見解（安全審査結果）

①について

- ・ 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 P26, 27)

「1/3 MOX 報告書」において「安全評価指針」に示された事象をそのまま用いることができるとしている。事故として取り上げられる事象については「安全評価指針」に基づき、解析の結果が厳しくなる事象が選定されており、事象の選定並びに解析の条件及び手法は妥当であり、判断基準を満足していることから、本原子炉施設の工学的安全施設等に関する設計は妥当なものとして判断した。

論点15 安全管理体制

論点15-1 核物質防護対策, 教育

○検討課題

MOX燃料を導入することに伴いテロ等に備えた核物質防護対策や, 社員教育等を行っているか。

論点15-2 安全管理等への取り組み

○検討課題

- ①東北電力では, 安全確保に向けてどのように取り組んでいるのか。
- ②過去のトラブル等において, どのような対策を取ってきたのか。また, その結果はどうであったか。
- ③安全確保に向けて, 組織内で連携を十分に図っているか。
- ④東北電力では, 一連のトラブルを風化しないように, 今後どのような取り組みを行っていくのか。

本論点については, 第4回安全性検討会議にて検討する。