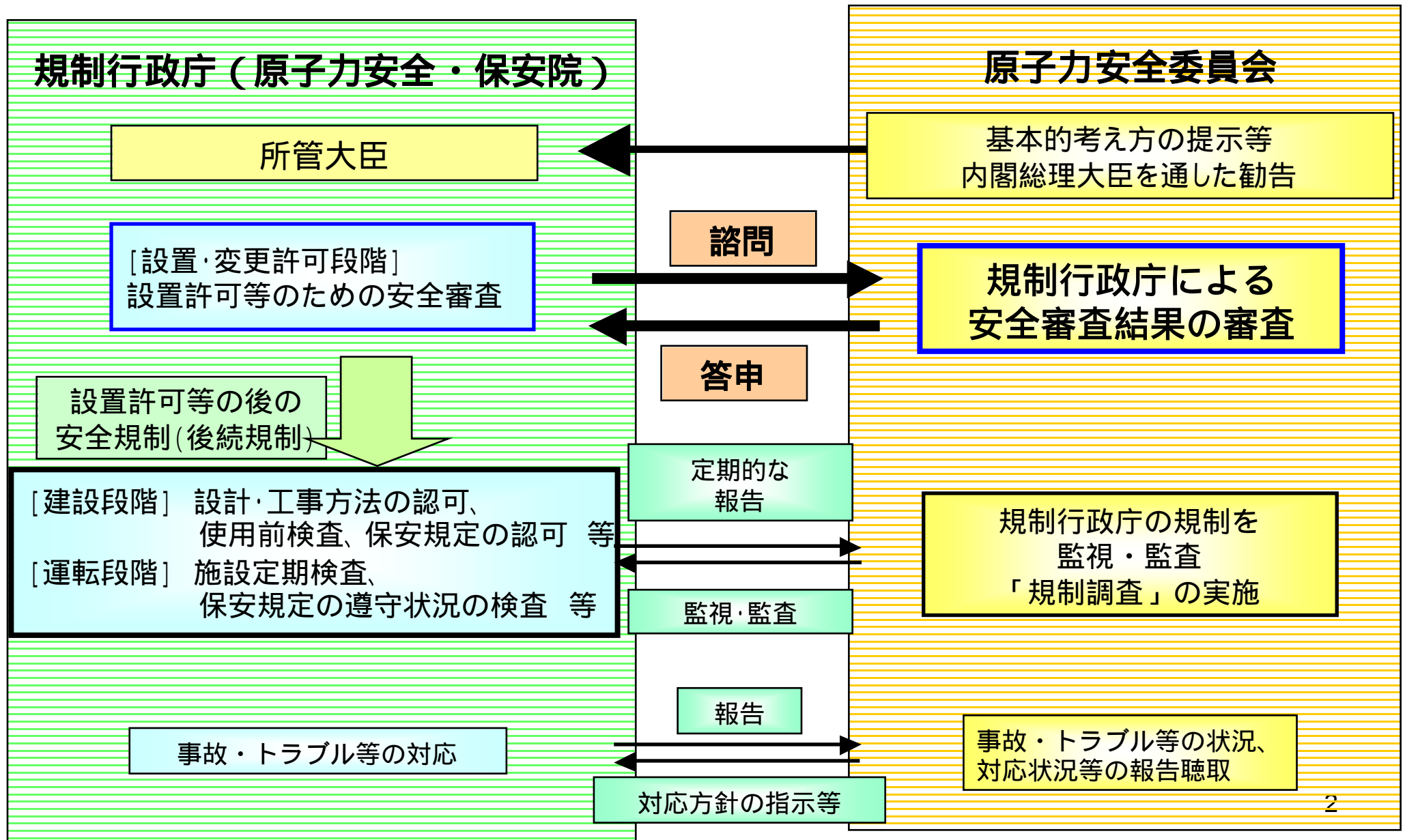


伊方3号機のプルサーマル の安全審査結果について

平成18年 4月26日
原子力安全委員会事務局

原子力安全委員会の役割



MOX燃料装荷に関する審査実績

MOX燃料に係わる過去の安全審査の実績

(1) 実験炉など

- ・ 動力炉核燃料開発事業団 新型転換炉 ふげん → 昭和45年許可
- ・ 動力炉核燃料開発事業団 高速実験炉 常陽 → 昭和45年許可
- ・ 動力炉核燃料開発事業団 高速増殖原型炉 もんじゅ → 昭和58年許可

(2) 試験的实施

- ・ 関西電力(株) 美浜原子力発電所1号機(PWR) → 昭和47年許可
- ・ 日本原子力発電(株) 敦賀原子力発電所1号機(BWR) → 昭和60年許可

(3) 実用軽水炉に約1/3～約1/4装荷するもの

- ・ 関西電力(株) 高浜原子力発電所3、4号機(PWR) → 平成10年許可
- ・ 東京電力(株) 福島第1原子力発電所3号機(BWR) → 平成11年許可
- ・ 東京電力(株) 柏崎刈羽原子力発電所3号機(BWR) → 平成12年許可
- ・ 九州電力(株) 玄海原子力発電所3号機(PWR) → 平成17年許可

「発電用軽水型原子炉に用いられる混合酸化物燃料について」(1 / 2)
平成7年6月 原子力安全委員会了承(「1 / 3 MOX 報告書」)

○ 目的

- MOX 燃料を装荷する軽水炉の安全審査の際の指標作成

○ 対象範囲

- ペレットの核分裂性プルトニウム富化度は約 8 % 以下
- ペレットのプルトニウム含有率は約 1 3 % 以下
- 燃料集合体の最高燃焼度は45,000MWd / t
- MOX 燃料の炉心装荷率は 1 / 3 程度まで

○ 検討項目

- MOX 燃料とウラン燃料との燃焼特性、設計方法等の比較
(制御棒の効きが低下、燃料の融点が低下、燃料棒内の核分裂に伴うガス増加等への対応)
- 国内外におけるMOX 燃料の使用実績
- 事故・トラブルを想定した安全確保方法

技術的に検討されたMOX採用による変化

燃料内部

ペレットの融点及び熱伝導率がプルトニウム含有率の増加に伴い低下

ペレットのクリープ速度がプルトニウム含有率の増加に伴い増加

ペレットからのFPガスの放出率はウランよりも若干高め（内圧増加）

ペレット内のプルトニウム含有率の不均一が存在する

原子炉内部

ボイド係数、減速材温度係数及びドップラ係数が負側に移動

制御棒の反応度価値がウラン炉心に比べて相対的に低下

ペレット径方向出力分布において周辺部の出力分担がより高くなる。

核分裂で発生する放射性物質（FP）の分布が若干変化する

「発電用軽水型原子炉に用いられる混合酸化物燃料について」(2 / 2)
平成7年6月 原子力安全委員会了承(「1 / 3 MOX 報告書」)

検討結果

国内外の実験結果等を踏まえた検討の結果、

MOX燃料の特性、挙動は、ウラン燃料と大きな差はなく、
MOX燃料及びその装荷炉心は従来のウラン燃料炉心と
同様の設計が可能。

従来ウラン燃料炉心に用いている判断基準、MOX燃料
の特性を適切に取り込んだ安全設計手法、安全評価手法
を適用することは差し支えない。

伊方3号機設置変更許可申請の概要

- MOX燃料集合体を3号機に最大40体装荷
(約1 / 4炉心相当)
- MOX燃料集合体のスペック
 - 燃料集合体最高燃焼度 45,000MWd/t 以下
 - プルトニウム含有率 13wt% 以下
 - 核分裂性プルトニウム富化度 8wt% 以下
- 燃料取替用水タンクのほう素濃度を
約3,400ppm以上から4,400ppm以上に変更



1 / 3 報告書及び審査実績の範囲内

主な安全審査*内容(1)

1. 安全設計

- 1. 1 燃料の燃え方 (平坦な出力分布)
- 1. 2 熱・冷却 (燃料中心最高温度)
- 1. 3 燃料の強度 (燃料棒の内圧等)
- 1. 4 制御能力 (原子炉の制御及び停止)
- 1. 5 運転特性 (出力制御)
- 1. 6 燃料の取扱 (臨界防止、しゃへい、冷却)

* : 原子力安全委員会が定めた「安全設計審査指針」、「安全評価審査指針」等に基づき審査

主な安全審査*内容(2)

- 2．平常時被ばく（平常運転時の一般公衆の被ばく線量）
- 3．事故解析（事故が起きた場合の影響）
- 4．立地評価解析（重大な事故や技術的に見て起こるとは考えられないような事故の影響）

*：原子力安全委員会が定めた「安全設計審査指針」、「安全評価審査指針」等に基づき審査

意見公募結果

- プルトニウムは危険
- 融点の低下などが考慮されていない
- ガス放出で内圧が高くなる
- 新燃料の放射線が高い (Am-241の影響)
- 炉が暴走する (プルトニウムスポットによって暴走する)
- 高燃焼度燃料との組み合わせは初めて
- 制御棒の効きが悪くなる
- ほう素注入ができないのではないか
- 使用済燃料の発熱対策
- 使用済燃料の放射能が高い
- 事故の影響、範囲が大きくなる
- 耐震性に疑問

*MOX*燃料とは

MOX燃料に入るプルトニウムの割合の違い

単位： 重量(%)

プルトニウム同位体	^{238}Pu	^{239}Pu ★	^{240}Pu	$^{241}\text{Pu}(\beta)$ ★	^{242}Pu	合 計
核兵器級	0.07	93	7	0.7	—	100
沸騰水型原子炉 (BWR)	1.7	52	28	12	6	100
加圧水型原子炉 (PWR)	2	63	19	12	4	100
高速増殖炉 (FBR)	0.03	74	23	3	0.5	100

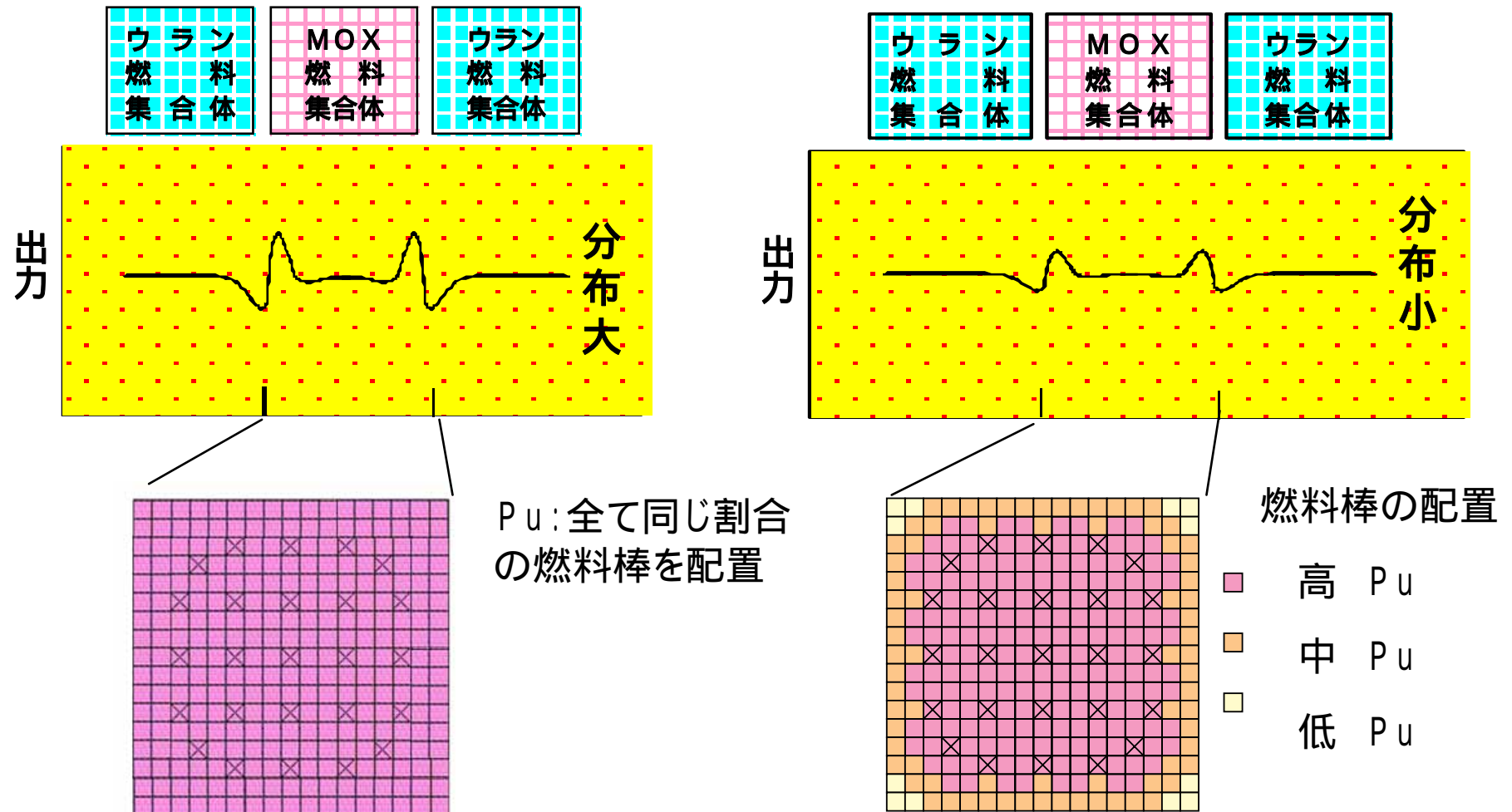
【出典】 松岡 理：「プルトニウムの安全性評価」日刊工業新聞社(1993.6)、p.9およびp.10



核分裂性のプルトニウム： Pu-239, Pu-241

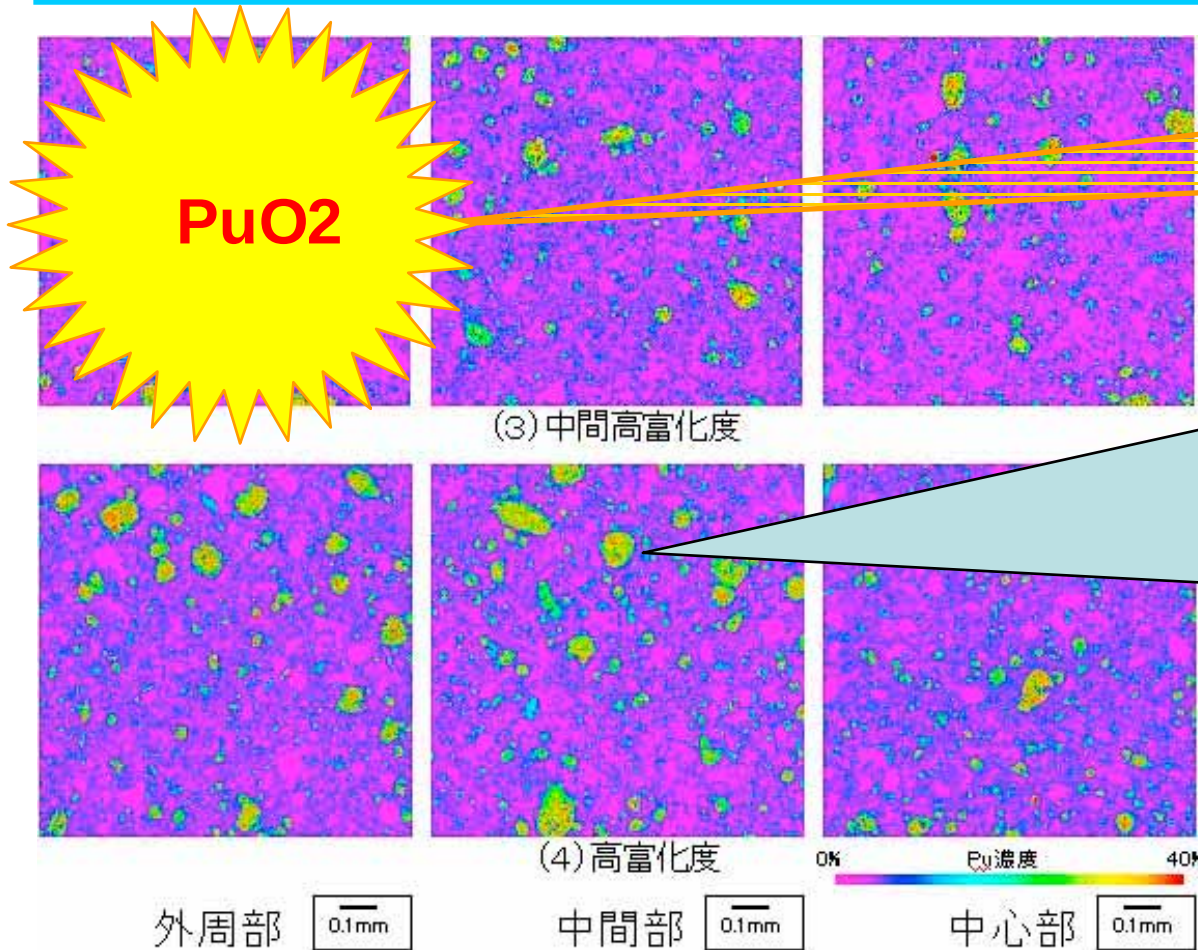
核分裂しないプルトニウム： Pu-238, Pu-240, Pu242

燃料の燃え方の調整（出力分布の平坦化）



燃料の燃え方（ペレット内のプルトニウム含有率の不均一性）

プルトニウムスポットは安全上問題とならない



1.1mmの粒子での出力急上昇実験でも、燃料破損に影響を与えていない

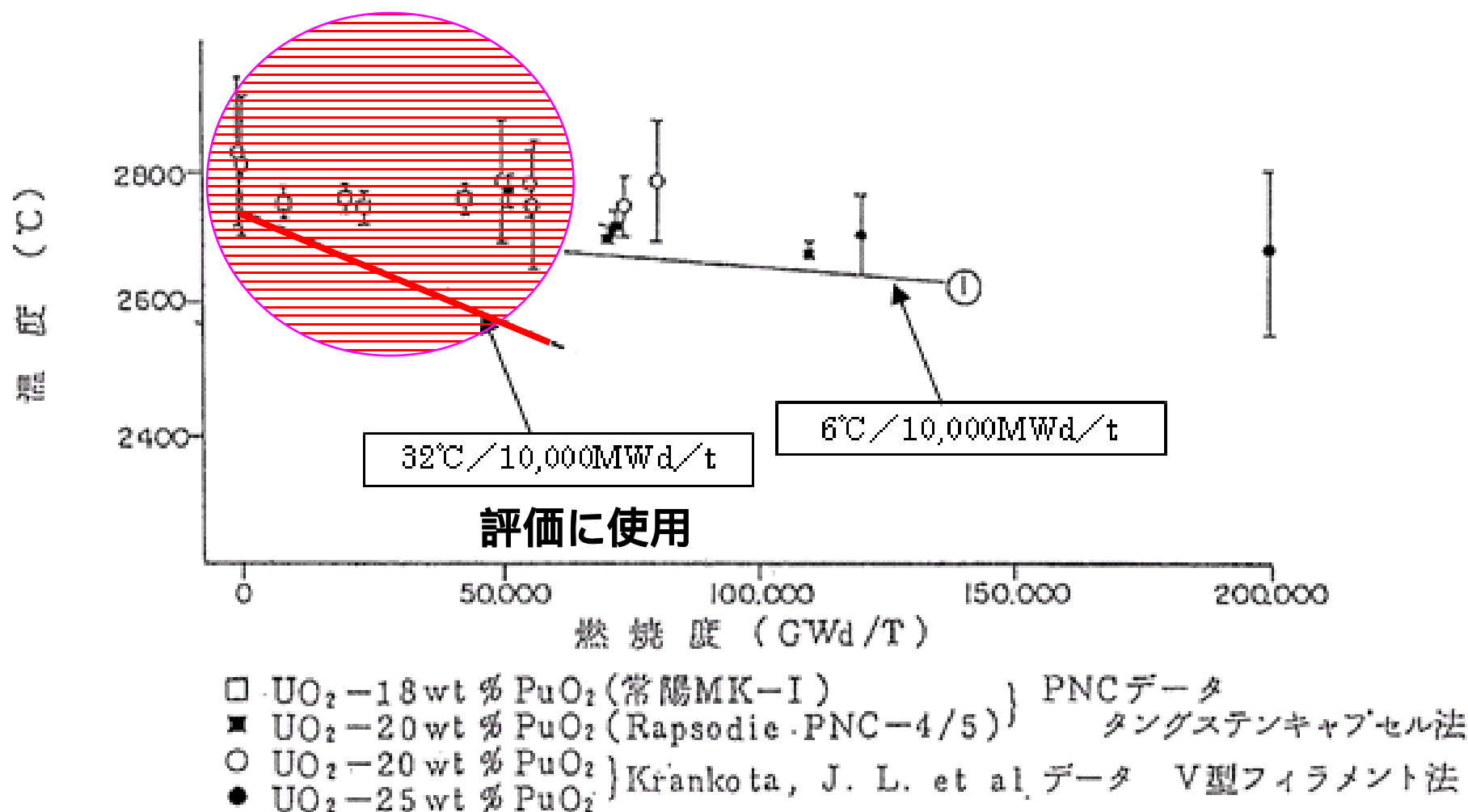
プルトニウムスポット例

仮に径が0.2mmの粒子が千個存在していても、温度上昇は小さく問題とならないと評価されている。

写真3, 4, 2-3b(1) MOX中間高富化度及び高富化度ペレット- EPMA面分析(Puイメージ, 低倍率)

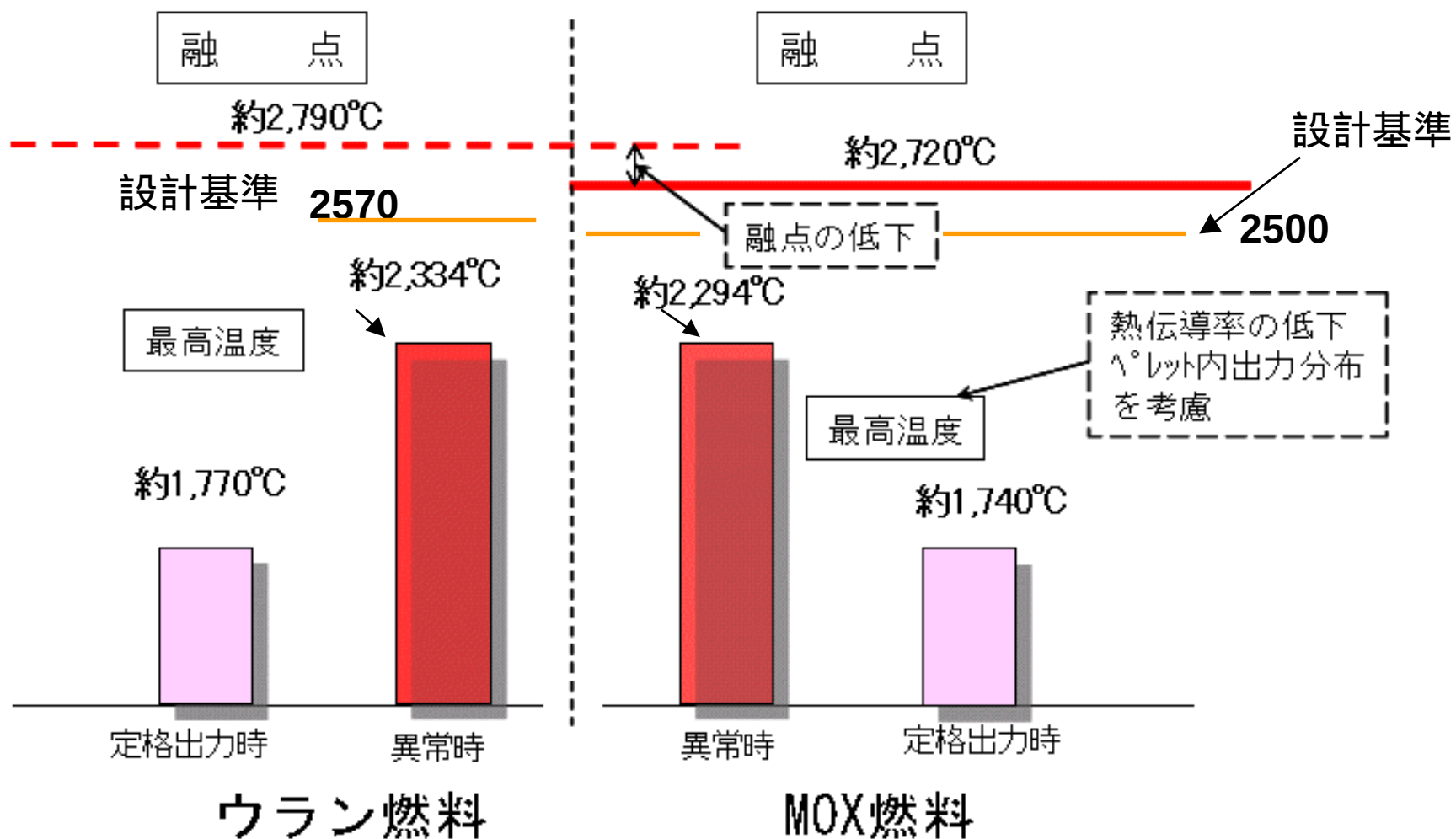
熱・冷却

(燃料中心最高温度: MOX の融点の変化の反映)



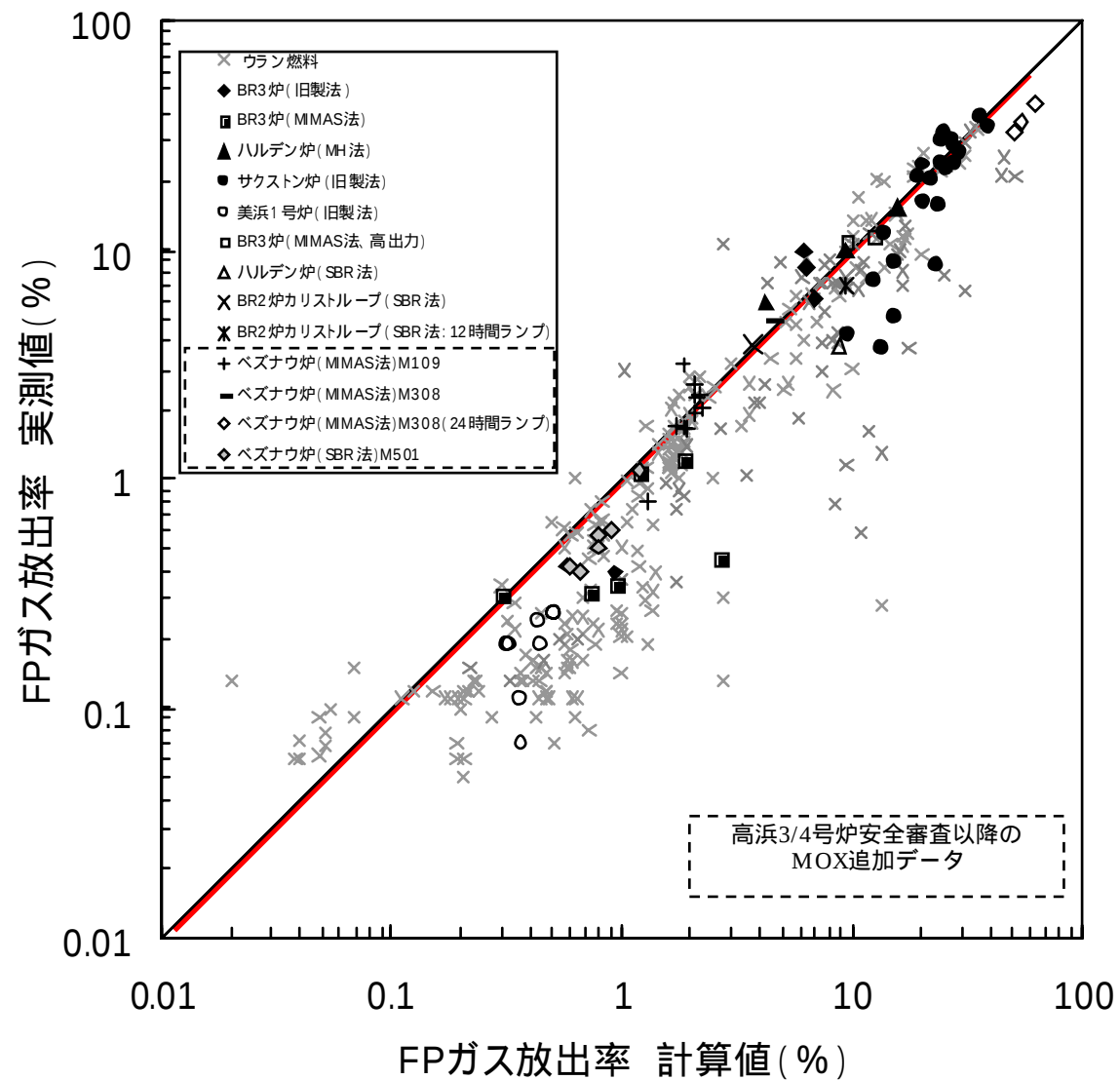
熱・冷却 燃料中心最高温度

燃料の温度が最も高くなる燃焼度 約1200 MWd/tの時の評価

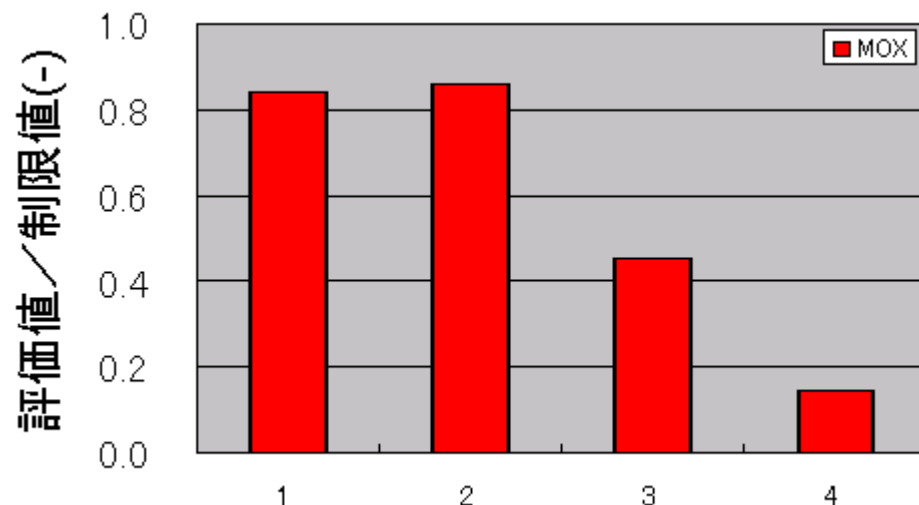


燃料棒

(ガス発生による内圧の評価・検証)



燃料棒の強度



燃料棒

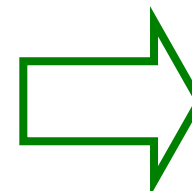
- 燃料棒内の圧力増加が被覆管に悪影響を与えないように初期加圧量を調整
- 被覆管は変形しない(ひずみは1%以下)
- 燃料の寿命期間中、被覆管を健全に保つ

燃料集合体

- 輸送・取扱中にかかる力4Gに対して耐える

	評価値	設定値	
1: 燃料棒内圧	83	100	(%)
2: 被覆管応力	86	100	(%)
3: 被覆管引張歪	44	100	(%)
4: 被覆管累積疲労	16	100	(%)

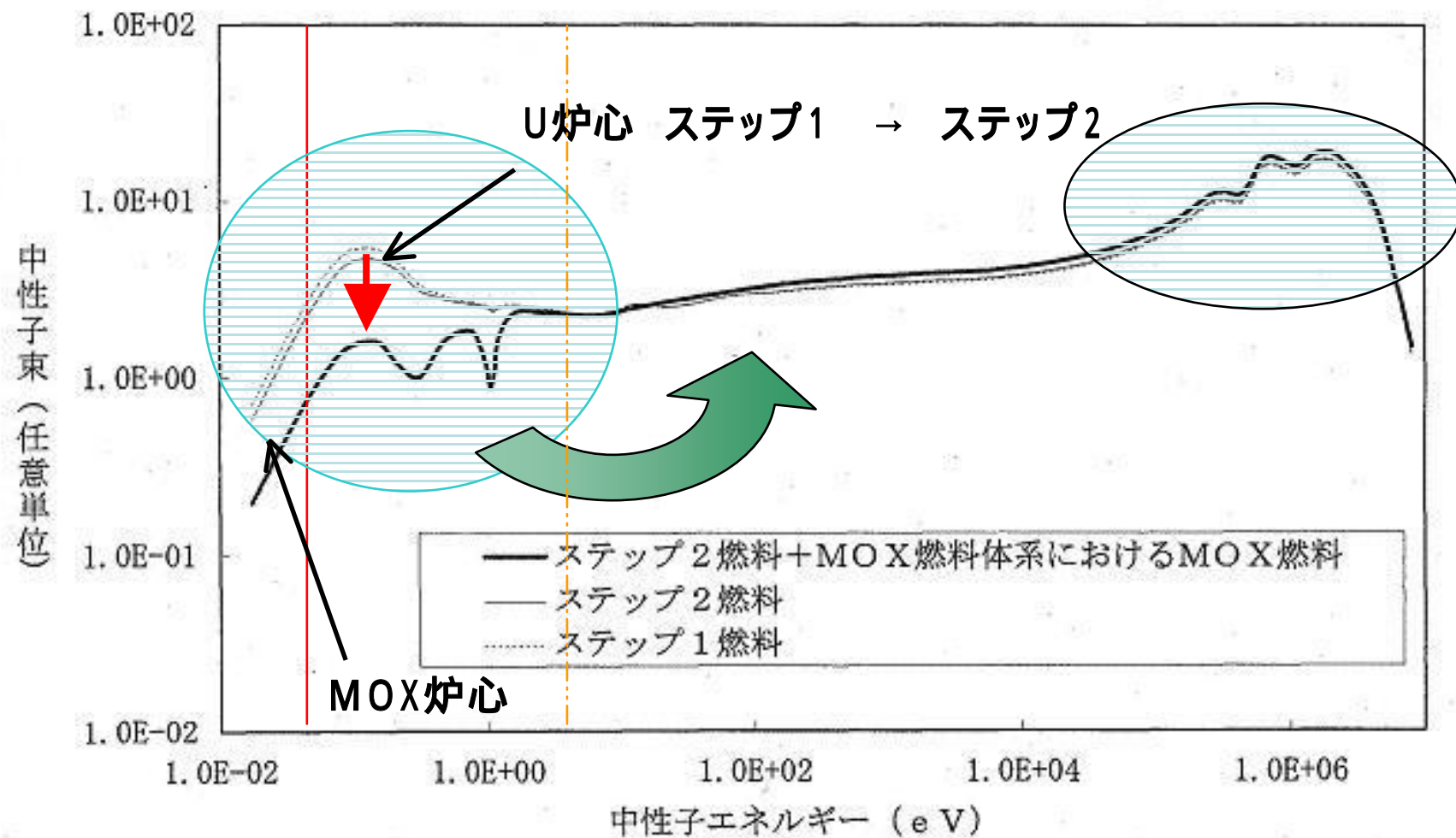
判断基準



指針等の要求を満たしている

[評価値 / 設定値] が1未満である

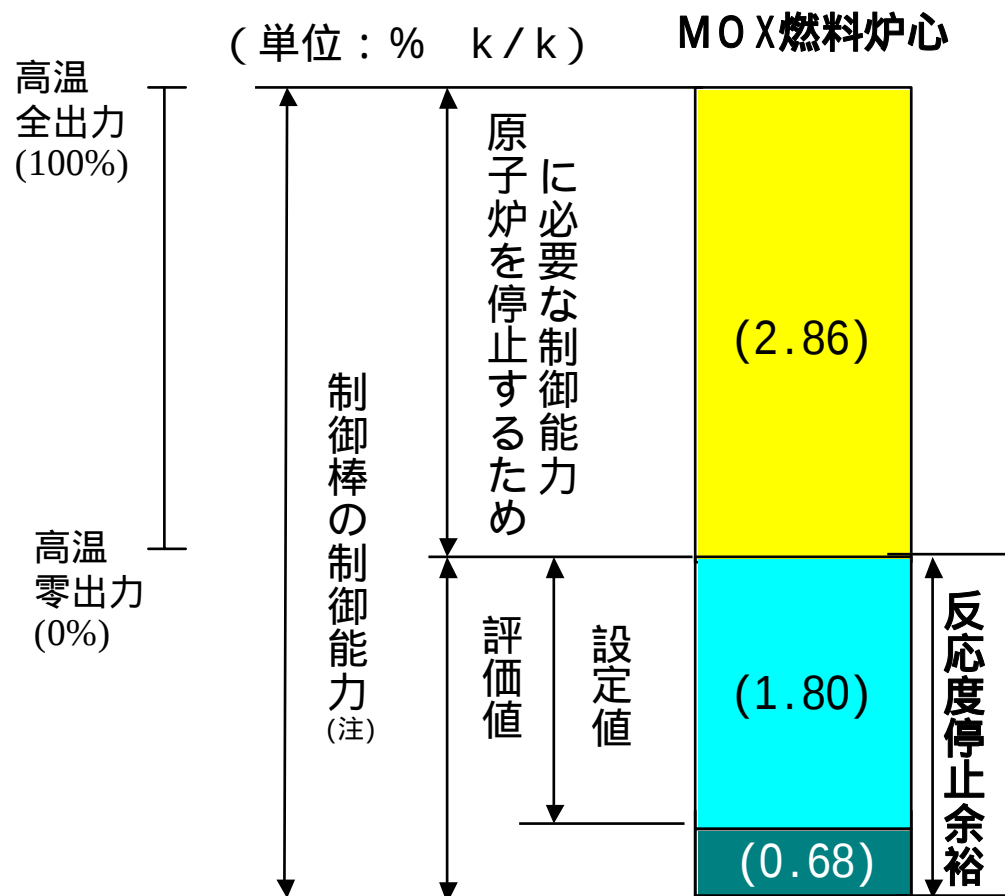
炉心での中性子エネルギー分布の変化



MOX燃料及びウラン燃料の中性子スペクトルの比較

制御能力

制御棒の効き (原子炉の停止余裕)

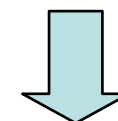


反応度停止余裕: 1.80

(注) 最大反応度値を有する制御棒クラス1体不挿入時

判断基準

・反応度停止余裕*の確保、等



*: 非常時に原子炉を停止させ、
なお残っている制御棒の能力

評価値 設定値
2.48 1.80 (% k / k)

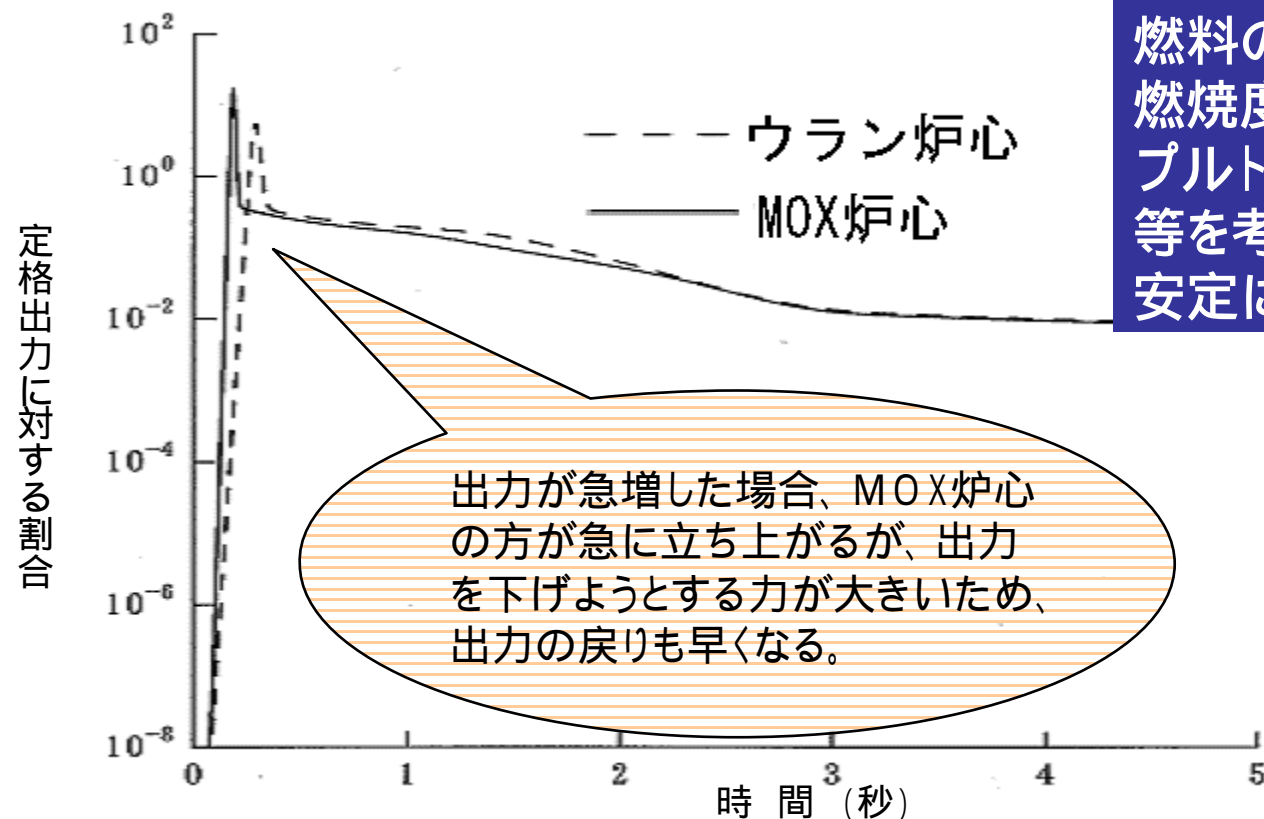


MOX炉心の反応度停止余裕
は、UO₂燃料と同様に設定値
を上回り、指針等の要求を満
たしている

動特性

(自己制御性)

状態が変化しても安定した状態に戻るか

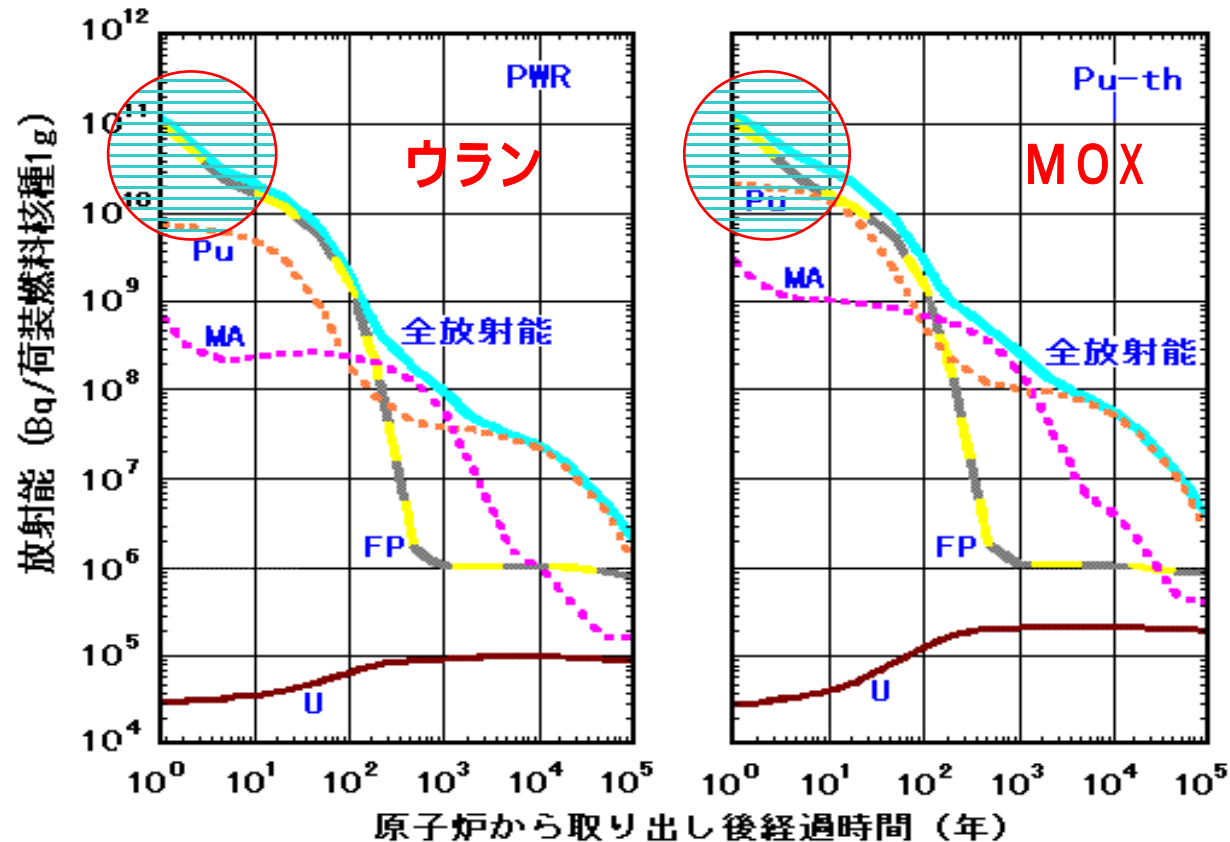


燃料の種類の違い、
燃焼度の違い、
プルトニウムの含有率の違い、
等を考慮した、様々な状況でも
安定に運転できるか解析

原子炉の出力が変化
しても、原子炉は停止
することなく徐々に安
定した出力に戻る(自
己制御能力)

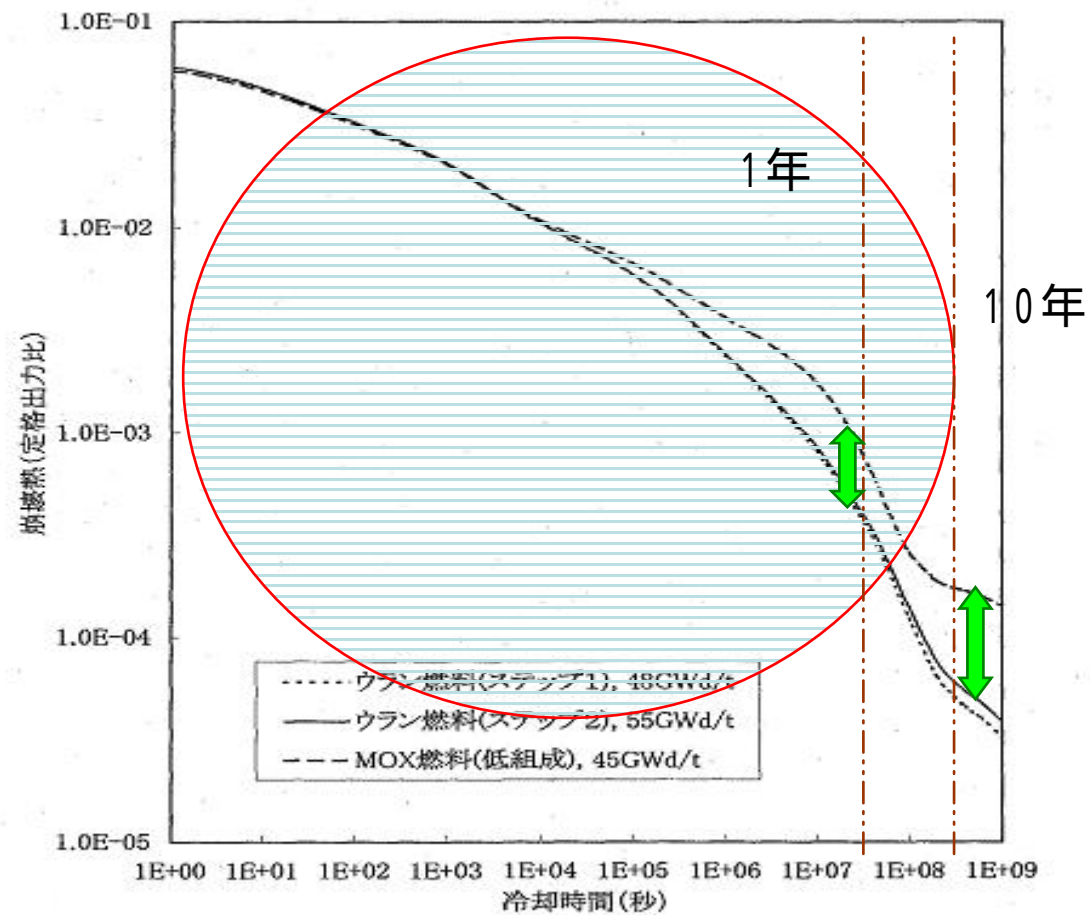
運転状態が急に変化した場合のイメージ

制御棒飛び出し(サイクル初期高温零出力) ウラン炉心 - MOX炉心比較図



**PWR使用済燃料の放射能の原子炉から
取り出し後時間による変化**

[出典] 計算プログラム (SRAC, 文献1) および核反応データライブラリ (JENDL-32, 文献2) を用いた計算に基づいて作成



MOX燃料、ステップ1燃料及びステップ2燃料の崩壊熱の比較

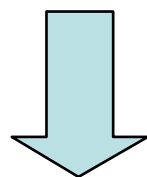
運転時、貯蔵時、燃料取扱時の影響はどうか(1)

非常用炉心冷却設備:

事故時の燃料の冷却、臨界防止

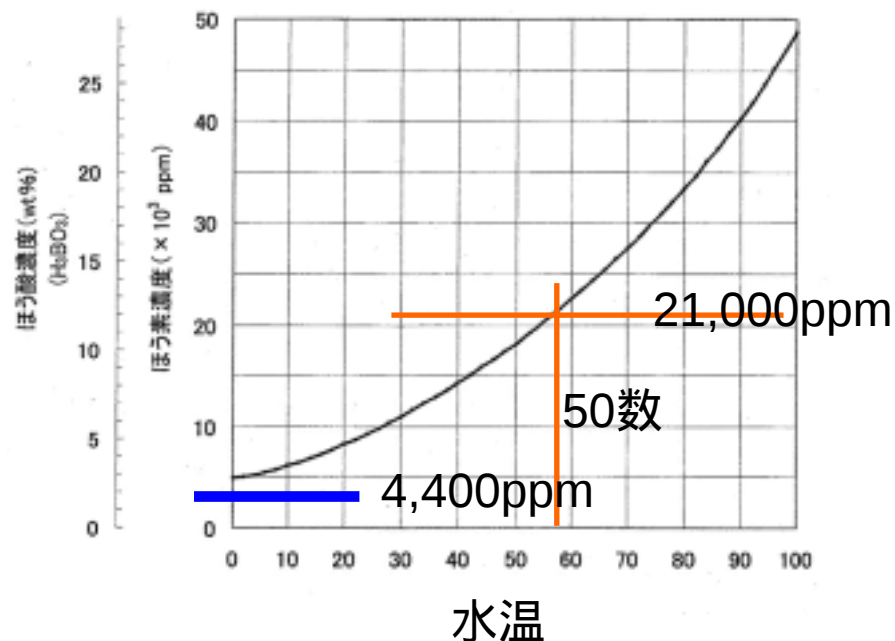
事故時に臨界を防ぐ措置

- ・制御棒の挿入
- ・ほう酸注入 [4,400ppm以上]
(臨界未滿を維持)



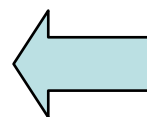
設計方針は指針等の要求を満たしている

ほう酸の溶解度



燃料取扱及び貯蔵施設:

使用済燃料貯蔵設備における除熱能力



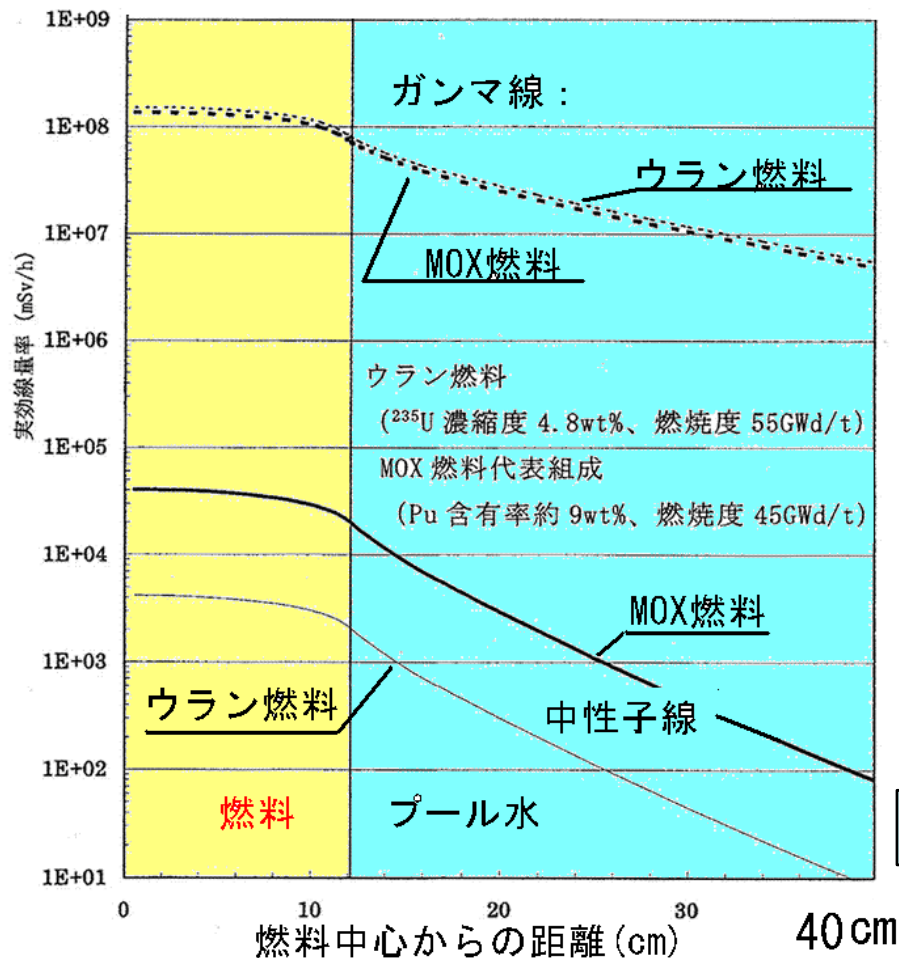
ピット水温度評価値
57.9 ()

設定値
65 ()

運転時、貯蔵時、燃料取扱時の影響はどうか(2)

放射線の影響

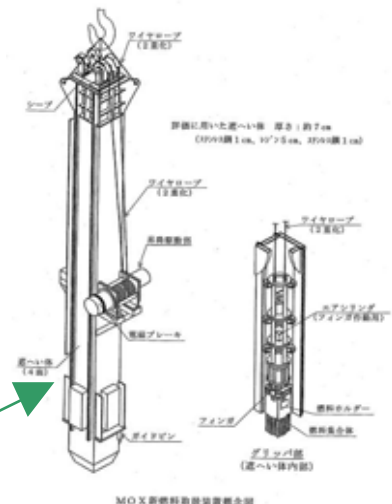
使用済燃料の放射線の大きさの比較例



新燃料取扱及び貯蔵施設：
取扱作業者の放射線防護

新燃料取扱装置等
の使用により取扱
場所の線量率を
0.15mSv/h 以下に
低減

しゃへい

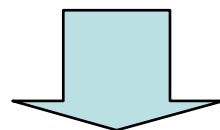


使用済燃料を水中に貯蔵すること
で、放射線量を従来と同様に十分
管理できる

運転時、貯蔵時、燃料取扱時の影響はどうか(3) 燃料プール中の臨界の防止

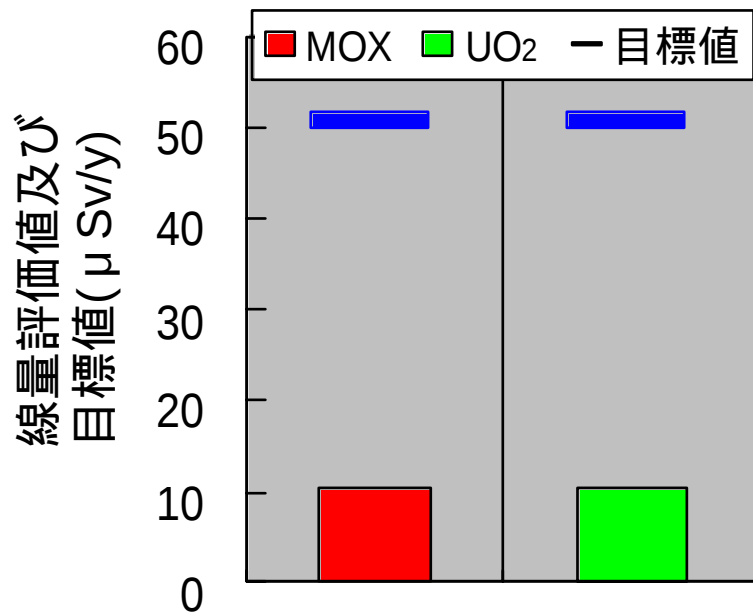
- 純水(実際は、ほう酸水)中に保管するとして評価
- ウラン又はMOXの新燃料を最大限に保管するとして評価

未臨界度	評価結果	基準値
ウラン燃料	0.974	0.98
MOX燃料	0.957	0.98



貯蔵時に臨界になることはない

平常時に周辺住民に放射能の影響はないか (一般公衆の受ける線量評価)



燃料棒に小さな穴があくなどして、核分裂に伴い発生するガス(希ガス及びヨウ素)が環境へ放出された場合を仮定しても、放射性物質の周辺住民に与える影響が目標値に収まることを確認

評価値
約 12

目標値
50 (μ Sv/y)

MOX燃料炉心においても、一般公衆の受ける線量は指針等の要求を満たし、かつ、合理的に達成できる限り低減されている

運転中の異常に対応できるか(通常運転時の異常な過渡事象評価)

判断基準

事例: 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き、等

炉心が損傷することはない、異常が収まり原子炉施設は通常運転に復帰できる

もし事故が起きたとき周辺に放射能の影響はないか(事故解析評価)

事例: 制御棒飛び出し、主蒸気管破断等

炉心が激しく損傷することはない、放射性物質の放出を限度内にとどめる
全身被ばく線量 5 mSv以下

万が一重大事故が起きたときに周辺に放射能の影響はないか(重大事故評価)

事象: 原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破断

周辺住民に放射線障害を与えないように放射線の影響を限度内に抑える
全身被ばく線量 250 mSv以下

MOX燃料装荷に伴う変化は無視できる程度で従来と変わらない

技術的に起こるとは考えられないような事故を想定 したときの放射能の影響はどうか(仮想事故評価)

判断基準

周辺住民に著しい放射線災害をあたえない
ように放射線の影響を限度内に抑える

成人甲状腺評価値

約0.044

制限値

3.0 (Sv)

集団線量評価値

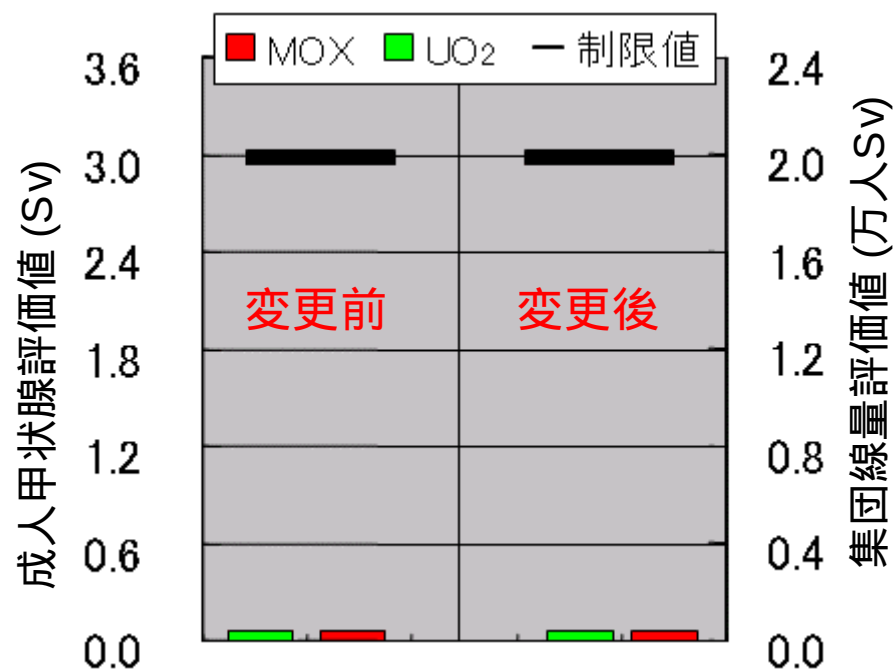
約0.050

制限値

2 (万人Sv)



MOX炉心においても、指針等の要求を満たし、個人線量及び集団線量は制限値を大きく下回る。

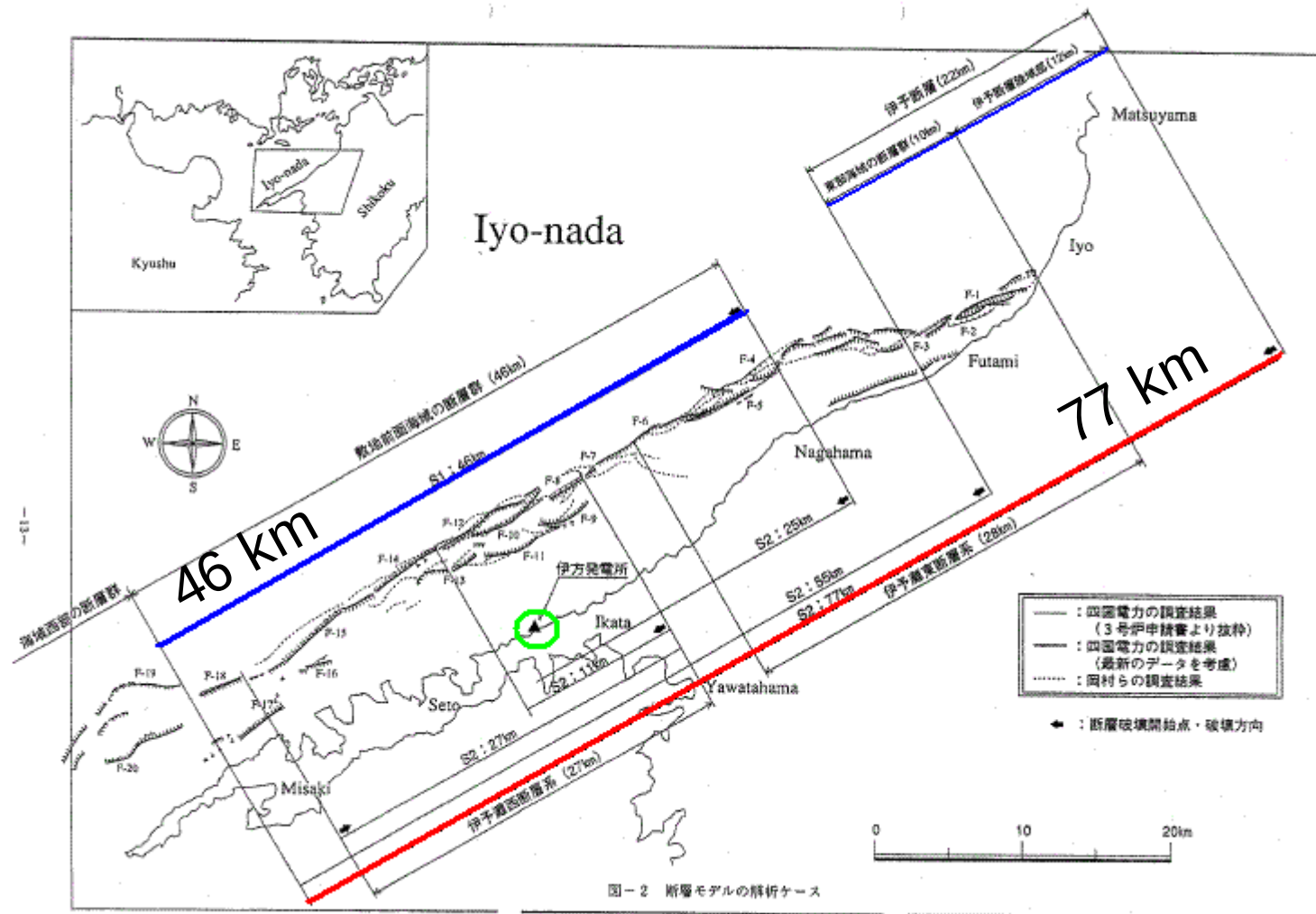


蒸気発生器伝熱管破損事故

結論

災害防止に係る以上の調査審議の結果から、規制行政庁の審査結果は妥当であり、伊方3号機の設置変更後においても原子炉施設の安全性は確保し得るものと判断

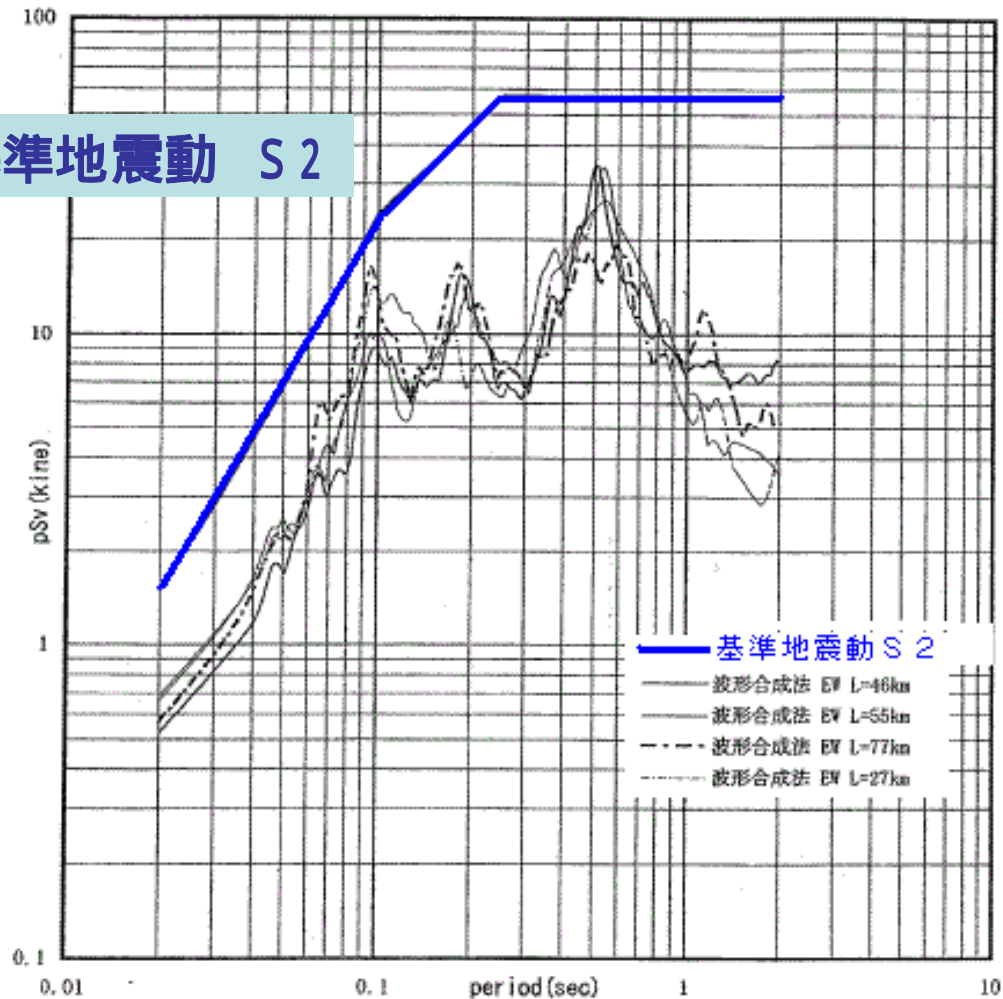
前面海域の地震の影響はどうか(1) (H9の再評価結果)



前面海域の地震の影響はどうか(2)

(H9の再評価結果)

基準地震動 S2



基準地震動 S2 の応答スペクトル
(減衰定数 5 %、波形合成法 EW成分)

発電所前面海域の断層群
(77km)が仮に活動した
としても、3号機等の耐震
性は、確保されている