

「四国電力株式会社伊方発電所の原子炉の設置変更  
(1号、2号及び3号原子炉施設の変更)に係る安全性  
について(平成17年7月経済産業省)」に関する意見  
について

平成18年3月16日

原子力安全委員会

原子力安全委員会は、「四国電力株式会社伊方発電所の原子炉の設置変更(1号、2号及び3号原子炉施設の変更)に係る安全性について(平成17年7月経済産業省)」に対する一般からの意見公募を平成17年7月29日から平成17年8月28日まで実施した。本意見公募において、28件の意見が提出された。

これら提出された意見のうち、原子炉安全専門審査会の調査審議に関連する事項について反映すべき意見は調査審議の際に反映するよう同審査会に指示し、平成18年3月13日に原子炉安全専門審査会から意見反映状況について報告を受けた。

また、原子炉安全専門審査会の調査審議に関連しない意見については、当委員会の調査審議において参酌すべき意見は参酌するとともに、その他の意見についても検討を行い、反映状況を取りまとめた。

本書は、以上の反映状況等について取りまとめたものである。

【意見 No.1】

[意見及び理由]

【意見】

四国電力伊方原発の原子炉設置変更について、第一次審査で「問題なし」とされたことに、承服できません。プルサーマル実施のための「設置変更」が、こんなに安易にOKが出ること、安全であるとの結論を出すのは、間違っています。

【理由】

国のプルトニウム利用政策にもとづいてのプルサーマルは、資源の「リサイクル」などというものではありません。それはただの「こじつけ」「名目」です。

数々の国内の原発事故、茨城・東海村の事故、JCO事故、六ヶ所村サイクル施設での度重なる事故、これのどこをとって「安全」といえるのか。

その上に、猛毒のプルトニウムをなぜ、原発で使用しないといけないのか。

これらの無理矢理の泥縄式のプルサーマル実施計画は「もんじゅ」の挫折のためです。「もんじゅ」もプルサーマルもともに、日本がプルトニウムを大量保有をもくろんでいるからです。

なぜプルトニウム利用か？（他に道があるのに）なぜプルトニウムを大量保有しようとするのか？ それは日本が日本独自の核武装を意図しているからです。

被爆60周年のこの夏、伊方のプルサーマル実施の安全審査にOKを出すのは「犯罪」的です。断じて許せません。

日本が核兵器を持つことに反対します。そのためのプルトニウム利用政策に反対します。伊方原発のプルサーマル計画に反対します。住民にそして私たちに「ツケ」をおしつけないでいただきたい。

伊方原発のプルサーマル計画は即刻、中止せよ！

提出された意見は、安全性に係わる事項ではなく、主としてプルサーマル計画の必要性に関するものですが、Pu利用・核燃料サイクル政策に関する事項は原子力委員会の所掌に属するものであり、当委員会としての考えを述べることは控えます。ただし、平成17年10月に閣議決定がなされた「原子力政策大綱」<sup>\*1</sup>においては、「核燃料資源を合理的に達成できる限りにおいて有効に利用することを目指して、（中略）使用済燃料を再処理し、回収されるプルトニウム、ウラン等を有効利用することを基本の方針とする。」とされています。

また、我が国は、「核兵器を持たず、作らず、持ち込ませず」の非核三原則を遵守し、原子力基本法に則り、原子力の利用は厳に平和利用に限っていることとされています。そのための国際的な担保として、核兵器の不拡散に関する条約（NPT）を締結し、その下で国際原子力機関（IAEA）の保障措置を受けるとともに、厳格な核物質防護措置を講じています。

伊方発電所で計画されているMOX燃料の利用計画に関する安全審査は変更申請書に基づいて慎重に行うことが肝要であり、規制行政庁による一次審査ばかりではなく、原子力安全委員会での二次審査においても慎重に調査審議します。

変更申請書に記載があるように、伊方3号炉において使用されるMOX燃料集合体の割合（平衡炉心において約1/4）は、「1/3MOX報告書」<sup>\*2</sup>の検討範囲内（1/3程度）以下であり、その安全性は同報告書及びその後の科学的知見に基づいて調査審議します。

\*1：「原子力政策大綱」(平成17年10月閣議決定)

\*2：「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」(原子炉安全基準専門部会、平成7年6月原子力安全委員会了承)

## 【意見 No.2】

[意見及び理由]

### 【意見】

当「安全性について」ではMOX燃料の原料についての言及がありませんが、プルトニウム単体とテイルウランの混合と思われる、回収ウランを使用した場合の審査はなされていますか。

### 【理由】

当「原子炉設置変更申請書」は見えていないので分かりませんが、四国電力のHPや「説明資料」(H16.6)には母材としてのウランについて記載がありません。これは関西電力の高浜3・4号機についてのMOXに係わる申請書にも記載がありませんが、英国BNFLで製造されたMOX燃料の母材はテイルウランでした。

英仏の再処理工場で回収されたプルトニウムは単体で抽出されたものですから、母材はテイルウランが使用されましたが、四国電力が英仏に再処理を委託した使用済み燃料232tUから回収されるプルトニウムは約1.6tとされ、これをMOX燃料に加工すれば約39体となり、これは当機での装荷パターンでは約3回分にすぎません。(Pu富化度を9% - 核分裂性Puの比率68%と仮定)大間原発の初装荷分(及び取替え燃料)は海外発注されるので、39体以下となることも考えられます。(東海再処理工場分は売却分に相当と仮定)すると伊方発電所で装荷されるMOX燃料の大半は、日本原燃の六ヶ所再処理事業所MOX燃料加工施設となるはずですが、しかし再処理工場で抽出されるプルトニウムはウランとの混合抽出であり、Pu富化度を9%とすれば、回収ウランも9%含まれることとなります。当然抽出MOX粉末には微量のFP、TRU、232U、236Uが含まれています。新燃料における232Uの壊変による娘核種の線の影響が考慮されるべきです。そして236Uは熱中性子吸収断面積が大きいので、反応度が低下するはずですが、これについて考慮がされましたか。FPの存在はHeガス封入、ペレットからのFPの放出、PCMIへの影響等は無視できるレベルですか。

英仏で回収されたプルトニウムを利用する場合には、再処理から原子炉に装荷するまでにかなりの時間が経っており、241Puの壊変による241Amの影響も考慮されるべきではないですか。

回収ウランについては、天然ウランにはない核種が含まれるとともに、再処理で取り除くことができなかつた微量のFP、TRUが不純物核種として含まれますが<sup>[1]</sup>、以下の点でその影響は軽微であると考えられます。

なお、日本原燃株式会社に製造されるMOX燃料については、その仕様に応じて、必要な審査が行われます。

新燃料取扱時における作業者の被ばくについては、外部被ばくへの寄与が大きい<sup>240</sup>Pu(自発核分裂)、<sup>238</sup>Pu(中性子放出)、<sup>241</sup>Am(線放出)を多く含むいわゆる低Pu組成を選定して評価が行われています。さらに、約4.1wt%濃縮U相当となるPu含有率は約11wt%となりますが、安全側に<sup>241</sup>Am等の不純物核種が多くなるように15wt%としたMOX新燃料を想定して遮へい性能が評価されています<sup>[2]</sup>。<sup>232</sup>Uのような回収ウランに含まれる不純物核種等の影響は、その量が<sup>241</sup>Am等と比べて微量であるため、Pu含有率を約11wt%から15wt%に安全側に設定して評価していることで十分包絡されます。

また、MOX新燃料の取扱いには、遠隔操作が可能で、かつ、十分な遮へいを設けたMOX

新燃料取扱装置（以下「取扱装置」。）を使用することにより、作業者が操作する場所での線量率を燃料取扱棟の燃料取扱時遮へい設計区分（0.15mSv/h）以下にするとし、上に述べた線量率が厳しくなる低Pu組成のMOX新燃料を想定した場合でも装置表面から約2m離れた位置で線量率を約0.1mSv/hと低く抑えられる<sup>[2]</sup>ことから、作業従事者の被ばくは適切に管理できます。

核設計においては、<sup>236</sup>U等の影響により反応度を低下させる方向に向きますが、核設計コードにおいては<sup>236</sup>U等も燃焼チェーンに含まれており、その影響は考慮されます。これらの核種の混入量は微量であるとされており<sup>[1]</sup>、実際の燃料取替えに際して、装荷時の核種組成等を基に「取替炉心検討会報告書」<sup>\*1</sup>に示されている反応度停止余裕等の安全性確認項目が安全解析使用値の範囲内であることについては、規制行政庁により毎回確認されます。

機械設計においては、不純物核種の混入量は微量であるとされており<sup>[1]</sup>、FPガス放出率、PCMI等への影響はないと考えられています。

<sup>241</sup>Amの影響については、以下の項目について検討しています。

MOX新燃料の取扱いは、上記に示したように、安全側の条件で遮へい性能を評価するとともに、取扱装置を使用することで、作業従事者の被ばくは適切に管理できる。

核設計においては、核分裂性物質である<sup>241</sup>Puが非核分裂性物質である<sup>241</sup>Amに壊変することにより、反応度を低下させる方向に向きますが、実際の燃料取替えに際して、装荷時の核種組成等を基に「取替炉心検討会報告書」<sup>\*1</sup>に示されている反応度停止余裕等の安全性確認項目が安全解析使用値の範囲内であることが、規制行政庁により毎回確認される。

機械設計及び熱水力設計においては、UO<sub>2</sub>、PuO<sub>2</sub>及びAmO<sub>2</sub>の結晶学的な類似性を考慮すると、<sup>241</sup>Puが<sup>241</sup>Amに壊変したことによる熱伝導率及び融点の低下への影響は小さく、安全上問題ない程度である。

[1]：(財)原子力安全研究協会 軽水炉燃料のふるまい編集委員会、「軽水炉燃料のふるまい」、平成10年7月

[2]：原子力安全・保安院、資料第110-3-6号「伊方発電所3号炉 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料採用に伴う設備への影響について」、平成17年11月

\*1：「取替炉心検討会報告書」（昭和52年5月原子炉安全専門審査会）

### 【意見 No.3】

[意見及び理由]

#### 【意見】

当発電所で装荷されるMOX燃料とウラン燃料は、その富化度、濃縮度が異なり、到達燃焼度が異なる「ハイブリッド炉心」管理となりますが、同じウラン燃料のハイブリッドとは違って、炉心設計の難しいMOX燃料とのハイブリッド管理は国内メーカーに経験がなく、規制当局として、その技術的能力をどのように審査されたのですか。

#### 【理由】

当申請書ではMOX燃料は2～3サイクル装荷、ウラン燃料(Step 2)は3～4サイクル装荷と思われませんが、国内メーカーには商業用MOX燃料の製造経験も装荷経験もありません。PWRプラントにおいて現行のStep 1燃料ですら、定期検査前の燃料交換計画と実績ではその交換体数が大きく異なっています。MOX燃料の装荷位置は決まっているので、平衡炉心以降の炉心設計は非常に窮屈になり、無理 - 例えば制御棒の価値低下などが生じる可能性があるのではないですか。

四国電力のHPには、当機でMOX燃料を導入する理由を、海外のPWRで実績があるので17×17集合体を選び、許認可で先行する高浜3・4号機と同じ90万kW級で同じタイプ(-ウラン燃料の4・1wt%相当以下)にしたとあります。つまり、関西電力の先行実施を「期待」しているのであって、四国電力が先行する意志・能力には不安を感じます。

また、炉心管理がしやすいStep 2と同等のMOX燃料ではなく、到達燃焼度において、現行のStep 1より低い燃焼度(最大45GW)に設定しているのも証左です。フランスにおいては、複雑なハイブリッド炉心管理(AFA2G型燃料)からウラン燃料と同等の3G型燃料の申請を2001年に規制当局に提出していますが、いまだに(04年末)認可は出ていません。保安院での審査ではこの先行するAFA2G型燃料 - 平均Pu富化度5.3%、最大燃焼度42GW、平均燃焼度38GWの現状をどう評価したのですか。

MOX燃料装荷炉心での「ハイブリッド炉心」の管理については、ベルギーやフランスの発電炉での実績があります<sup>[1]</sup>。「ハイブリッド炉心」のような、燃料の炉心配置上の管理については、伊方発電所において炉心を組み替えの都度、ステップ1燃料やステップ2燃料の違いに加え、それぞれの燃焼度の違いも考慮して、反応度停止余裕が制限値を下回ることはないこと等を事業者自ら確認しており、十分な経験を有しています。

MOX燃料装荷炉心での「ハイブリッド炉心」の管理についても、従来の炉心管理の経験を活用しつつ、MOX燃料の特性を適切に反映することにより、UO<sub>2</sub>燃料と同様の運転管理が可能です。

炉心管理については、いくつかの代表的な燃料装荷パターンを対象に核設計や動特性に関する審査を行っています<sup>[2]</sup>、必ずしもこのような燃料装荷パターンを常に取り必要はありません。また、実際の燃料取替えに際しては、装荷時の核種組成等を基に「取替炉心検討会報告書」<sup>[1]</sup>に示されている、反応度停止余裕等の安全性確認項目が安全解析使用値の範囲内であることについては、規制行政庁により毎回確認されます。

さらに、定性的にはMOX燃料装荷により制御棒の価値を低下させる方向に向きますが、燃料集合体を炉心内に適切に配置することにより、安全上必要な反応度停止余裕を確保できます<sup>[2]</sup>。

諸外国の発電炉の安全審査状況については、各国の規制状況や申請書の記載内容の違いから一概に論じられないこと、さらに審査の状況や内容が公開されていないことから承知していま

せんが、ベルギーやフランスの発電炉における MOX 燃料の使用実績<sup>[3]、[4]</sup>によると、MOX 燃料特有の理由により炉心管理上の問題が生じたり、燃料棒が破損したとの報告はされていません。

今回の伊方 3 号炉の変更申請における Pu 仕様については、ペレット最大核分裂性 Pu 富化度は 8wt%以下、ペレット最大 Pu 含有率は 13wt%以下、集合体平均 Pu 含有率は約 11wt%以下、MOX 燃料集合体最高燃焼度は 45,000Mwd/t であり<sup>[5]</sup>、「1/3MOX 報告書」<sup>\*2</sup>において検討されている MOX 燃料に対する仕様の範囲内です。

- [1]：原子力安全・保安院、参考資料第 110-2-1 号「伊方発電所 1，2，3 号炉 第 110 部会コメント回答（その 1）」、平成 17 年 10 月
- [2]：原子力安全・保安院、資料第 110-3-4 号「伊方発電所 3 号炉 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心の核設計及び動特性について」、平成 17 年 11 月
- [3]：原子力安全・保安院、参考資料第 110-2-1 号「伊方発電所 1、2、3 号炉 第 110 部会コメント回答（その 1）」、平成 17 年 10 月
- [4]：原子力安全・保安院、参考資料第 110-8-1 号「配付資料の訂正について」、平成 18 年 2 月
- [5]：原子力安全・保安院、資料第 110-1-6 号「伊方発電所 3 号炉 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心の従来炉心との比較」、平成 17 年 8 月

\*1：「取替炉心検討会報告書」（昭和 52 年 5 月原子炉安全専門審査会）

\*2：「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」（原子炉安全基準専門部会、平成 7 年 6 月原子力安全委員会了承）

#### 【意見 No.4】

[意見及び理由]

##### 【意見】

当「安全性について」には反応度停止余裕 ( $\% \text{ k/k}$ ) の安全評価についての記載がありませんが、どのように評価されたのですか。

##### 【理由】

最大制御能力をもつ制御棒クラスタ1本が挿入不可能で、他のクラスタもその能力が9割と仮定した場合、当「安全性について」では高温停止状態で1.8%以上、低温停止状態で1.0%以上の停止余裕を確認されていますが、これはStep 2 燃料炉心と同じであり、MOX燃料の1/4炉心の平衡状態において、制限値である1.8%以上をどのくらい上回っているのかを明らかにされたい。

四国電力の説明資料によれば、Step 2 炉心で2.27%以上、MOX炉心で2.48%以上となっていますが、一般的にMOX炉心では余裕分が減少するはずですが、反対に増加した評価結果を示して下さい。また、これらの安全評価の解析コードは3次元コードですか、それとも1・2次元コードですか。そしてMOX燃料を制御棒クラスタの位置に装荷した場合(装荷体数も)とそれ以外に装荷した場合での評価結果を示して下さい。また、Pu組成の違いによる評価も示して下さい。高Pu組成(例えばGCR由来のPu)であれば、停止余裕は低下するのではないですか。また、過渡炉心では停止余裕が低下するのではないですか。

反応度停止余裕については、代表Pu組成MOX燃料平衡炉心の反応度停止余裕は約2.48%  $\text{k/k}$ と評価されており、安全解析使用値(1.8%  $\text{k/k}$ 以上)を約0.68%  $\text{k/k}$ 上回っており<sup>[1]</sup>、十分な余裕を持っています。

反応度停止余裕は、制御棒クラスタの反応度と所要制御反応度の差として評価されます。所要制御反応度は、MOX燃料平衡炉心(約2.86%  $\text{k/k}$ )とステップ2燃料平衡炉心(約2.81%  $\text{k/k}$ )では余り差がありません<sup>[1]</sup>。制御棒クラスタの反応度は、「制御棒クラスタのバンクDが挿入限界まで挿入されている状態から、最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が全引き抜き位置のまま挿入できないものとし、他の制御棒クラスタを全挿入させて反応度を求め、さらに、設計裕度10%を差し引いた値」とされています。制御棒が挿入される燃料集合体位置は、設備上固定されていますが、制御棒クラスタの反応度は、燃料装荷パターンによって大きさが異なります。MOX燃料平衡炉心装荷パターン及びステップ2燃料平衡炉心装荷パターンにおける制御棒クラスタの反応度は、それぞれ約5.34%  $\text{k/k}$ 及び約5.08%  $\text{k/k}$ と評価されており<sup>[1],[2]</sup>、反応度停止余裕はMOX燃料平衡炉心の方が大きくなっています。

なお、今回の評価では、MOX燃料集合体に制御棒を挿入すると制御棒クラスタの反応度を低下させる方向に向きますが、移行炉心を含めて制御棒挿入位置にMOX燃料集合体は配置されていません。

核設計に関しては、「1/3MOX 報告書」<sup>[1]</sup>においてMOX燃料装荷炉心への適用性が認められ、その後、ステップ2燃料の設計にも用いることの妥当性が確認されている、いずれも3次元解析コードであるPHOENIX-P/ANCコードシステム及び改良NULIFシステムを用いた解析が行われていること<sup>[1]</sup>が確認されています。

今回の安全審査においては、安全設計の基本方針の妥当性を確認するため、いくつかの代表的な燃料装荷パターンに関して検討が行われています<sup>[1]</sup>。MOX 燃料装荷炉心に関する反応度停止余裕等については、実際に炉心が構成される段階において安全解析使用値を満たすものであることが規制行政庁により確認されます。したがって、基本設計においては、考える全ての燃料装荷パターンについて評価を行う必要はないと考えています。

反応度停止余裕については、代表 Pu 組成に加えて、高 Pu 組成及び低 Pu 組成 MOX 燃料平衡炉心の評価も行われています<sup>[1]</sup>。高 Pu 組成の燃料を装荷した場合は、原理的には低組成のときより反応度停止余裕が小さくなりますが、実際に炉心が構成される際には、常に必要な制限値を上回っていることが確認されることは上に説明したとおりです。

過渡炉心とは移行炉心を指しているものと解釈します。上に説明したように、評価は平衡炉心だけではなく移行炉心も含めて行われています。

[1]：原子力安全・保安院、資料第 110-3-4 号「伊方発電所 3 号炉 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心の核設計及び動特性について」、平成 17 年 11 月

[2]：原子力安全・保安院、資料第 105-2-6 号「伊方発電所 1、2、3 号炉 核設計について（動特性を含む）」、平成 15 年 3 月

\*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」(原子炉安全基準専門部会、平成 7 年 6 月原子力安全委員会了承)

【意見 No.5】

[意見及び理由]

【意見】

新MOX燃料の放射線防護上の措置について、気中の取り扱いは「取扱装置による遮蔽等を行い、」（11頁最下段）となっていますが、表面線量率はどう評価され、各段階での遮蔽の有効性はどう評価しましたか。

【理由】

新MOX燃料の表面線量率は四国電力の「説明資料」では約10mSv/hとなっており、Step2燃料では0.04mSv/hとなっていますが、この値は241Pu、241Amの含有率をどの位に想定していますか。また、回収ウランに含まれる232U、及びこの娘核種である208Tlや212Biによる線の影響は考慮されていますか。

気中移動で、容器や取扱い装置から離れると思われるとなる除染ピットにおけるキャスク架台からホールド解体架台への移動、除染ピットから検査ピットのエレベーターへの移動時における遮蔽は評価されていますか。

新燃料の取り扱い中の被曝線量率の評価ではPu富化度を何wt%としましたか。この際、回収ウランは考慮されましたか。

1999年に東京電力福島第一原発に搬入された新MOX燃料を作業員が直接触れている写真が報道されました。50mSv/年以下であればよい、という考えは、管理区域に入らない人たちの傲慢です。

MOX新燃料の線の影響、回収ウラン及びPu含有率による影響については、【意見 No.2】に対する記載を参考にして下さい。MOX新燃料は、UO<sub>2</sub>新燃料と異なり気中移動の際にはMOX新燃料取扱装置（以下「取扱装置」）を使用して取り扱われることとされており、遠隔操作及び適切な遮へいを施すことによって、作業従事者が操作する場所での線量率が0.15mSv/h（燃料取扱棟の燃料取扱時遮へい設計区分）以下となるようにし、放射線作業従事者の被ばくを低減することができる設計になっています<sup>[1]</sup>。また、放射線作業従事者の被ばく線量限度は、法令において、全ての作業を含めて5年間で100mSv以下及び1年間で最大50mSv以下になるよう規制されています。

なお、福島第一原子力発電所で採用されているBWR用MOX燃料はPWR用MOX燃料と比べて燃料棒の本数等が異なり放射線量が低いため、PWR用MOX燃料の様な取扱装置は必要とされません。

[1]：原子力安全・保安院、資料第110-3-6号「伊方発電所3号炉 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料採用に伴う設備への影響について」、平成17年11月

【意見 No.6】

[意見及び理由]

【意見】

「使用済み燃料の処分の方法」について、経済産業省 - 保安院は「再処理」と書かせたのですか。

【理由】

MOX燃料の「使用済み燃料の処分の方法」は世界的にも商業ベースで再処理されておらず、国内でも軽水炉MOX燃料を再処理する技術は確立されていません。ふげんの使用済みMOX燃料が僅か10tほど再処理されたものの、それはPu富化度が低いAタイプであり、それよりやや高いBタイプはまだ再処理されておらず、その前提となる「施設設置変更申請」も許可されていません。サイクル機構東海再処理施設が2010年でふげんの再処理を終了した時点で廃止となれば、使用済み軽水炉MOX燃料を再処理する「技術開発」すらできなくなります。それとも2046年に稼働する国内第二再処理工場まで保管するのですか。

技術的にも、コスト的にも不可能な再処理をする再処理工場もない状況で、「再処理」と記載しないと経産省、原子力委員会、原子力安全委員会が認可を与えないとすれば、これは滑稽を通り過ぎています。それとも経産省 - 保安院が「再処理」を「保証」するのですか。関西電力は再処理しますと記載していますが。

「使用済み燃料の処分の方法」については、変更申請書では「国内の再処理事業者において再処理を行うことを原則とし、再処理されるまでの間、適切に貯蔵・管理する」と記載されており、安全性の観点からは、今回の変更申請書の範囲で、それが安全に実施され得るかを審議しますが、再処理そのものの安全性に関しては、その申請がなされた段階で、別途、審議されることとなります。

なお、再処理の事業計画など政策的論点は、安全性に係わる事項ではないので、当委員会としての考えを述べることは控えます。核燃料サイクル政策については、【意見 No.1】に対する記載を参考にして下さい。

【意見 No.7】

[意見及び理由]

【意見】

経済産業省の判断は申請書の記述をそのまま容認している。

【理由】

経済産業省の判断は、申請書は「Aとしている」、「Bとしている」、・・・。「これらのことから、妥当なものと判断した」というパターンになっている。「Aとしている」という記述について経産省独自の判断をしたのか、あるいは少なくともその根拠を問いただしたのかさえははっきりしない。このような抽象的記述について意見を言えという方が無理である。

例えば、6頁に「ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は、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としている」と書かれている。この点、申請書では8(3)-3-8頁に、「・・・この不均一性は燃料の健全性に影響を与えない範囲である」と書かれているだけで、引用文献もなく、その判断の根拠が示されていない。経産省はこの記述をただそのまま容認しただけではないか。せめてその判断の根拠を示すよう四国電力に指示すべきである。

同じく6頁に、「ステップ2燃料の設計において妥当性が確認されている燃料棒設計コードに、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の物性、核的特性及び照射挙動（・・・、核分裂生成ガス放出率等）を反映したものを使用しており、各評価項目ごとに実験データとの比較により、モデルの妥当性が確認されている」と書かれている。このうち核分裂生成ガスに関する申請書の記述（8(3)-3-10頁）を見ると、「燃焼により発生する核分裂生成ガスの一部はペレットから放出され、燃料棒の内部圧力は燃焼が進むにつれて上昇する。燃料性能に影響を与えるこれらの照射効果を考慮して燃料の機械設計を行っている」と書かれているだけで、「これらの照射効果」を量的にどう判断しているのか、その根拠は何かの記述や引用文献もなく、まして「実験データとの比較」などまったく見当たらない。

意見を求める以上、裏取引ではなく、判断の根拠となる資料をすべて公にすべきである。

変更申請書の記載をそのまま容認しているわけではありません。

基本設計段階での安全審査は、詳細設計や実際の運転に先立ち、基本設計とその設計の方針について審査するものであるため、審査結果の記述もその範囲に留まざるを得ず、審査に際して確認した重要な事項については当然のことながら、変更申請書にある表現がそのまま審査結果に記載されています。確認に当たっては、規制行政庁は、基本設計段階で可能な限り、申請者から資料の提出を求め、その根拠を確かめます。基本設計段階で確認しない事項は、詳細設計以降の後段規制で確認されます。

安全性に係る事項については、以下のとおりです。

Pu スポットによる影響については、

Pu スポットにおける燃料温度影響評価

海外 MOX 燃料加工工場における Pu スポット等ペレット性状評価

反応度事故時の Pu スポットの影響評価

などが評価されています。

ペレット横断面の Pu スポット個数及びペレットマトリックス部 Pu 含有率の設定については、粒径 200  $\mu\text{m}$  の Pu スポットをペレット当たり 1,170 個、または 20  $\mu\text{m}$  の Pu スポットを 1,179,000 個と設定し、熱的挙動の評価を行った結果、Pu スポット部での温度上昇は高々2 程度とされています<sup>[1]</sup>。

MIMAS 法により作製された PWR 用 MOX 燃料ペレットに Pu 濃度 25 ~ 30wt% のスポットが存在していますが<sup>[2]</sup>、その径が 20  $\mu\text{m}$  以下である Pu スポット割合は 60% を上回っていることが読みとれます。

「1/3MOX 報告書」<sup>\*1</sup>においても検討されているように、1,100  $\mu\text{m}$  の大きな Pu スポットが存在する場合であっても、反応度投入事故時において燃料の破損しきい値には影響しないとの結論が得られています<sup>[3]、[4]</sup>。

以上のことから、Pu スポットが照射挙動に与える影響は燃料の健全性に影響を与えない範囲になっています<sup>[5]</sup>。

なお、「『原子力安全 意見・質問箱』へ寄せられた御意見・御質問とその回答」<sup>[6]、[7]</sup>において、同様の質問に対してさらに詳細に回答されていますので、参考にして下さい。

燃料の健全性評価は、国内外の原子炉で取得された照射データとの比較により実証性が確認されている燃料棒設計コード<sup>[8]</sup>（高燃焼度用 FINE コード、高燃焼度用 FPAC コード）を用いて行われています。すなわち、MOX 燃料に対しては、ステップ 2 燃料の燃料棒健全性評価に用いた燃料棒設計コード<sup>[8]</sup>に、MOX 燃料の特性を取り込んでおり、その基本的な考え方は、「1/3MOX 報告書」<sup>\*1</sup>において MOX 燃料に対する適用の妥当性が確認された燃料棒設計コードと同一であることが確認されています<sup>[9]</sup>。また、高燃焼度用 FINE コード及び高燃焼度用 FPAC コードの実証性については、MOX 燃料の燃料中心温度、FP ガス放出率、燃料棒内圧などの照射データとコードによる計算値を比較することにより、使用されたモデルは妥当であると判断されます。これらの燃料棒設計コードの実証性については、実験データとの比較も含め、原子炉設置変更許可申請書で引用している公開文献<sup>[10] - [12]</sup>に詳細が示されています。

- [1] : (財)原子力発電技術機構、「平成 5 年度 燃料集合体信頼性実証試験に関する報告書（混合酸化物燃料照射試験編）」、平成 6 年 3 月
- [2] : (財)原子力発電技術機構、「平成 12 年度 燃料集合体信頼性実証試験に関する報告書（1 / 3 炉心混合酸化物燃料照射試験編）」、平成 13 年 3 月
- [3] : 日本原子力研究所、「NSRR 実験プログレスレポート・17」、JAERI-M 89-097 (1989)
- [4] : T.Abe, T.Inabe, *et al.*, "Failure behavior of plutonium uranium mixed oxide fuel under reactivity-initiated accident condition", *J. Nucl. Mater.*, 88 (1992)
- [5] : 経済産業省、第 45 回原子力安全委員会資料第 3-3 号「四国電力株式会社 伊方発電所の原子炉の設置変更（1号、2号及び3号原子炉施設の変更）に係る安全性について」、平成 17 年 7 月
- [6] : 原子力安全委員会、第 47 回原子力安全委員会資料第 3 号「『原子力安全 意見・質問箱』へ寄せられた御意見・御質問とその回答」、2005 年 8 月
- [7] : 原子力安全委員会、第 61 回原子力安全委員会資料第 4 号「『原子力安全 意見・質問箱』へ寄せられた御意見・御質問とその回答」、2005 年 10 月
- [8] : 原子力安全・保安院、資料第 105-2-4 号「伊方発電所 1, 2, 3 号炉 燃料の機械設計について」、平成 15 年 3 月

- [9] : 原子力安全・保安院、資料第 110-3-3 号「伊方発電所 3 号炉 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の機械設計について」、平成 17 年 11 月
- [10] : 三菱重工業(株)、MHI-NES-1021 改 3「三菱 PWR 高燃焼度化ステップ 2 燃料の機械設計」、平成 14 年
- [11] : 三菱重工業(株)、MHI-NES-1032 改 1「三菱 PWR 高燃焼度化ステップ 2 炉心における MOX 燃料機械設計」、平成 16 年
- [12] : 原子燃料工業(株)、NFK-8011 改 8「燃料棒性能解析コード (FPAC)」、平成 16 年
- \*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」(原子炉安全基準専門部会、平成 7 年 6 月原子力安全委員会了承)

## 【意見 No.8】

[意見及び理由]

### 【意見】

安全委員会としては、1995年の判断を検討し直すのが先決である。

### 【理由】

経産省は審査書の4頁で、審査に当たって活用する報告書の中に、1995年6月の「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」（以下、「1/3MOX報告書」）を挙げている。実際には、これは単なる報告書ではなく、MOX炉心に関する最も基礎的な判断を提示している、いわば指針のような扱いをされているものである。

事実、安全委員会は玄海3号プルサーマルに関しては、この「1/3MOX報告書」の範囲内にあるからという理由で、専門審査会による審査は不要だと判断した。他方、伊方3号については、専門審査会に検討を指示したのだから、「1/3MOX報告書」の範囲を超えたと判断したに違いない。それはおそらく、5万5千という高燃焼度のウラン燃料を使うようなMOX炉心は「1/3MOX報告書」で扱われていないからであろう。その場合、「1/3MOX報告書」は旧原子炉安全基準専門部会がとりまとめたものだから、まずはそのレベルで、MOX炉心の安全性を再検討することが先決のはずである。

ところが、奇妙なことに、経産省の審査書で、範囲を超えているはずの「1/3MOX報告書」が判断基準として採用され、安全性の判断が行われている。例えば26頁では、「3号炉のパラメータについては、『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』に従い、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の特性がプルトニウム組成変動の影響も含めて事象に応じて適切に反映され、・・・」と書かれている。玄海3号では都合よく「1/3MOX報告書」に基づいて専門的審査は不要だとし、玄海3号と同じ仕様のMOX燃料集合体を用いる伊方3号では、適用されないはずの「1/3MOX報告書」に基づいて安全だと判断している。このようなやり方はなし崩し的で都合主義的なものではないだろうか。

「1/3MOX報告書」<sup>1)</sup>については、同報告書に示された機械設計、核設計等に係る安全設計及び安全評価に関する考え方等の妥当性は、現時点で公表されている科学技術的知見に照らしてみても損なわれてはいないと考えています。

さらに、原子炉安全専門審査会の安全審査においては、「1/3MOX報告書」やその他の審査指針類、これまでに得られた実験データ等を踏まえつつ、様々な分野の専門家が有する最新の専門的知見に基づいて調査審議が行われており、伊方3号炉の安全審査についても、従来と同様に、審査が可能と考えています。

なお、玄海3号炉の場合、高浜3、4号炉の審査結果を参考に委員会において直轄審査することが可能と判断し、直轄による審査を行いました。伊方3号炉の場合には、高浜3、4号炉、玄海3号炉との相違に着目することが重要と判断し、専門審査会への検討の指示を行ったものです。玄海3号炉に関しては、【意見 No.16】に対する記載を参考にして下さい。

伊方3号炉の審査に関しては、ステップ2燃料とMOX燃料を同時に装荷するという我が国初の申請であり、審査にあたっては、「1/3MOX報告書」、高浜3、4号炉におけるMOX燃料の装荷に関する審査経験、ステップ2燃料の装荷に関する審査経験等も参考にしつつ、「安全設計審査指針」<sup>2)</sup>、「安全評価審査指針」<sup>3)</sup>等、様々な審査指針類を用いて審議を行った結果、こ

これらの指針要求を満たしていると判断したものです。また、混在炉心におけるステップ2燃料のU濃縮度や燃焼度等は、「1/3MOX 報告書」の検討時に明示的には記載されてはいませんが、これは検討時にステップ2燃料の採用計画が具体化していなかったためであり、今回の調査審議において、核設計に用いられる計算コード<sup>[1]-[4]</sup>は、ステップ2燃料について使用されており、MOX燃料に対しても適用可能であると判断しています。さらに、機械設計及び熱水力設計に用いられる燃料棒設計コード<sup>[5]-[7]</sup>(高燃焼度用 FINE コード、高燃焼度用 FPAC コード)については MOX 燃料に対しての初めての適用となっていることから、MOX 燃料の特性が適切に取り入れられていること<sup>[8]</sup>を確認しています。

- [1]：三菱原子力工業(株)、MAPI-1087 改6「三菱PWRの新核設計手法と信頼性」、平成16年
- [2]：三菱重工業(株)、MHI-NES-1025 改1「三菱PWRのPHOENIX-P/ANCによる核設計の信頼性」、平成16年
- [3]：原子燃料工業(株)、NFK-8102「PWR核設計手法と信頼性(改良NULIFシステム)」、平成7年
- [4]：原子燃料工業(株)、NFK-8113「改良NULIFシステムにおけるPWR核設計手法の信頼性」、平成14年
- [5]：三菱重工業(株)、MHI-NES-1021 改3「三菱PWR高燃焼度化ステップ2燃料の機械設計」、平成14年
- [6]：三菱重工業(株)、MHI-NES-1032 改1「三菱PWR高燃焼度化ステップ2炉心におけるMOX燃料機械設計」、平成16年
- [7]：原子燃料工業(株)、NFK-8011 改8「燃料棒性能解析コード(FPAC)」、平成16年
- [8]：原子力安全・保安院、資料第110-3-3号「伊方発電所3号炉 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の機械設計について」、平成17年11月

- \*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」(原子炉安全基準専門部会、平成7年6月原子力安全委員会了承)
- \*2：「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」(平成2年8月原子力安全委員会決定、平成13年3月一部改訂)
- \*3：「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(平成2年8月原子力安全委員会決定、平成13年3月一部改訂)

**【意見 No.9】**

[意見及び理由]

**【意見】**

核燃料サイクル計画は止めましょう。計画の失敗を勇気を持って認めましょう。責任は国だけにあるのではなく、私たち国民ひとりひとりにある事を認めましょう。どうすれば次世代に負の遺産を残さずにすむか、共に考えましょう。このままプルサーマル計画を通めれば次世代に大きな禍根を残すことになります。

**【理由】**

F B Rの失敗によって核燃料サイクル路線が行詰まった事を認めましょう。余剰P u保有が経済的にも、国際的にも問題となるのは承知しています。

責任は国だけではなく、私たち国民全員がとるべきです。一部の人が取扱う問題ではなく、広く国民がこの事実を受けとめるべきです。次世代にこれ以上負担をかけないですむにはどうすればよいか、国と共に国民の自分の問題として解決の道を探っていくべきです。

勇気を持って失敗を認めましょう。科学にも限界がある事を認めましょう。そこから新しい道が見えてくるのではないのでしょうか。

核燃料サイクル政策については、【意見 No.1】に対する記載を参考にして下さい。

【意見 No.10】

[意見及び理由]

【意見】

使用するMOX燃料のデータは完全に公開すること。

【理由】

高浜原発のBNFL社、柏崎原発のベルゴニュークリア社の前例では、核スキャンダルさわぎまで出した良心的な技術者のおかげで、不正ともいえる実態が明らかになったのだが、伊方でも、前者のような許可の出し方をするのなら大問題だ。ブレンダーごとのデータを正確に公表すべきである。ブレンダーのロッドのデータによる審査のデータでは信ぴょう性が無い。

設置許可変更に対して規制行政庁及び原子力安全委員会が行う安全審査は、その基本設計の妥当性を判断することを目的としています。この段階では、燃料設計の基本方針に基づき原子炉施設の安全性を審査することが目的であるため、例えば、指摘されているブレンダー毎のデータのような燃料の製造段階における詳細な設計仕様や品質に係るデータは審査の対象とはしていません。

なお、燃料の詳細なデータについては、指摘のような燃料を輸入する場合には、本設置変更許可後、改正された電気事業法施行規則に則り、燃料の加工着手1ヶ月前までに輸入燃料体検査申請書（燃料仕様、試験計画、品質保証計画等を記載）を提出、さらに輸送開始1ヶ月前までに申請書の追加書類（試験結果及び品質保証に関する説明書を記載）を提出することとされており、使用に至る各段階で規制行政庁により確認されることとなります。

【意見 No.11】

[意見及び理由]

【意見】

MOX 燃料の最高燃焼度 45000 での実施は、危険である。十分な実験を行い、十分なデータを得て、それを公開し、安全性が実証されるまでは、計画を通めるべきではない。ステップ 2 燃料との併用も乱暴であり、最高燃焼度は 40000 以下にすべきだ。

【理由】

報告書「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」はステップ 2 燃料の実験結果であり、MOX 燃料（高燃焼）を用いて反応事故模擬試験は行っていないのではない。フランスでの実験は 40000 程度で、富化度も伊方の 1/2 である。それでも事故が起きているのではない。実物の MOX を使用しない解析は科学的ではない。核暴走は出力と、燃料棒の配置燃焼度、富化度によって大きく変化する。さらに MOX 中の Pu スポットの反応も入れた因子を組み合わせた解析は不可能なのではないか。一つの原子炉の内に異種の燃焼が混在し、そのどれかが引金となって Pu が暴走するおそれは否定できない。ステップ 2 + MOX の併用は無謀である。良心のある科学者、技術者なら分かるはずである。伊方での計画は実験ではない。机上の解析や設計どおり現場ではうまくいかない。現場の人間が一番よく知っている。現場の運転員、保全員の努力によって、大事に至っていない事を、カスミガセキの方々は分かっているのか。過去に起きたトラブルも想定外のものが多い。実物の炉内の状態での各燃料の総合的な実験を繰り返し安全性が実証されるまでは、伊方での使用は中止すべきだ。実験のデータは全て公開し、批判に耐えられる実績、安全性が確保できるまで、計画を進めるべきではない。

MOX 燃料を用いた反応度事故模擬実験については、フランスの安全試験炉である CABRI 炉において PWR 燃料を対象とした、セグメント（ペレット相当）燃焼度 56,000MWd/t の MOX 燃料を用いた実験<sup>[1]</sup>が行われています。CABRI 炉における実験の成果は、「RIE 報告書」<sup>[1]</sup>における高燃焼度燃料の取扱いの検討において考慮されており、本変更申請に係る燃料集合体の最高燃焼度（45,000MWd/t 以下）は同報告書における検討の範囲内です。

核暴走のおそれに関しては、軽水炉で使用する MOX 燃料の Pu には <sup>239</sup>Pu 等の核分裂反応を抑制する性質を持つ <sup>240</sup>Pu, <sup>242</sup>Pu 等が必ず含まれる原子炉級の Pu が使用されるため MOX 燃料装荷炉心は、UO<sub>2</sub> 燃料炉心に比べより大きな負の反応度係数を持つようになり、より大きな反応度フィードバック特性を持っています。また、MOX 燃料装荷炉心の制御棒クラスタやほう素濃度調整は、出力変動等が発生しても確実に原子炉を停止できる制御能力を持つように設計され、かつ、様々な負荷の変動に対しても十分な減衰性を持って新たな平衡負荷状態に十分安定的に静定できるように設計されます。このことについては、動特性の解析結果から確認できますので<sup>[2]</sup>、指摘のような核暴走の恐れはありません。さらに、MOX 燃料の特性、プルトニウム組成の変動等を考慮して行われた運転時の異常な過渡変化や事故の解析における「制御棒の異常な引き抜き」や「制御棒飛び出し」等の評価結果<sup>[3],[4]</sup>からも、原子炉を臨界未満の状態に制御することが可能であり、核暴走の恐れはないと判断しています。

Pu スポットの影響については、【意見 No.7】に対する記載に示すように、NSRR<sup>[5],[6]</sup>における実験の結果から反応度投入事象において、Pu スポットが燃料破損挙動に及ぼす影響は無視し得

ること等が「1/3MOX 報告書」<sup>\*2</sup>に記載されています。また、核暴走のような核的特性や炉心の特性に関する「Pu スポットの反応も入れた」解析については、高速実験炉「常陽」や新型転換炉「ふげん」等の建設・運転に至るまでの数々の基礎的研究や運転経験等によって、出力、Pu 等の分布や富化度の違いに拘わらず十分保守的に評価できることが知られています。なお、実際に、我が国の原子炉も含め、海外の MOX 燃料を利用する発電炉には Pu スポットが燃料の製造上存在しますが、これまで Pu スポットが原因となって核暴走が発生したことは報告されていません。

- [1] : Schmitz, F., *et al.*, "New Results from Pulse Tests in the CABRI Reactor", Proc. 23rd Water Reactor Safety Information Mtg., Bethesda, Maryland, October 23-25, 1995, NUREG/CP-0149, vol. 1, pp. 33-43, (March 1996).
- [2] : 原子力安全・保安院、資料第 110-3-4 号「伊方発電所 3 号炉 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心の核設計及び動特性について」、平成 17 年 11 月
- [3] : 原子力安全・保安院、資料第 110-4-3 号「伊方発電所 3 号炉 運転時の異常な過渡変化の解析について」、平成 17 年 11 月
- [4] : 原子力安全・保安院、資料第 110-4-4 号「伊方発電所 3 号炉 事故解析について」、平成 17 年 11 月
- [5] : 日本原子力研究所、「NSRR 実験プログレスレポート・17」、JAERI-M 89-097 (1989)
- [6] : T.Abe, T.Inabe, *et al.*, "Failure behavior of plutonium uranium mixed oxide fuel under reactivity-initiated accident condition", *J. Nucl. Mater.*, 88 (1992)

\*1 : 「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」(原子炉安全基準専門部会、平成 10 年 4 月原子力安全委員会了承)

\*2 : 「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」(原子炉安全基準専門部会、平成 7 年 6 月原子力安全委員会了承)

【意見 No.12】

[意見及び理由]

【意見】

1 - 3 の燃料取扱及び貯蔵設備の要求事項の 想定されるいかなる場合でも臨界を防止できる設計に反し、燃料貯蔵設備の耐震設計では、確実に起きる有感地震に対する耐震性はなく。臨界事故のおそれは充分あり得るのではないか。燃料貯蔵設備の耐震性は充分でないかぎり、MOX 燃料の搬入は中止すべきだ。

【理由】

炉心については3号炉はクリアしているが、他の設備は耐震性はないはずだ。南海地震は確実に起きる事は明らかである。さらに伊方沖6kmにはA級の活断層も存在しM8クラスの地震が起きてもおかしくないという学説もある。原子炉のみでなく付帯の設備の耐震性も再検討し、その結果も公開すべきだ。

MOX 新燃料貯蔵設備の未臨界性については、燃料は全て MOX 新燃料とし、核分裂性 Pu 割合を約 68wt%、Pu 含有率を安全側に 14wt%とし、純水中に貯蔵された場合でも、実効増倍率は 0.96 を下回っており、判断基準である 0.98 以下となる<sup>[1]</sup>ことが確認されています。評価に用いられている 14wt%は、申請されたペレット最大の Pu 含有率である 13wt%に対して余裕を持った値です。

MOX 新燃料が貯蔵される使用済燃料ピットの耐震性については、原子炉容器等と同様に「耐震設計審査指針」<sup>\*1</sup>における重要度分類の A<sub>3</sub> クラスに分類されており、想定される地震に対してその機能は維持される設計となっています。したがって、指摘のような地震に起因した臨界事故のおそれはないと考えています。

なお、伊方発電所の原子炉施設の耐震設計については、設置許可申請の際に「耐震設計審査指針」に則って安全審査が行われており、その耐震設計は妥当であると判断されています。さらに、「伊方沖 6km には A 級の活断層も存在し」との指摘に関しては、伊予灘における活断層の調査結果<sup>[2],[3]</sup>を受け、平成 9 年に、伊方発電所「敷地前面海域の断層群」による地震を「耐震設計審査指針」に基づく基準地震動 S<sub>1</sub>の対象とみなした場合の耐震性評価が行われており、従来の評価結果と同様に、耐震安全上問題がないことが規制行政庁によって確認されており<sup>[4]</sup>、原子力安全委員会において報告を受け、了承しています。

[1]：原子力安全・保安院、資料第 110-3-6 号「伊方発電所 3 号炉 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料採用に伴う設備への影響について」、平成 17 年 11 月

[2]：小川ら、「伊予灘北東部における中央構造線海底活断層の完新世活動」、地質学論集、第 40 号、pp75-97、1992.

[3]：露口ら、「伊予灘における中央構造線系海底活断層の分布とセグメンテーション」、日本地質学会第 103 年学術大会講演要旨、pp364、1996.

[4]：資源エネルギー庁原子力発電安全企画審査課原子力発電安全管理課、第 72 回原子力安全委員会資料第 2 号「伊方発電所第 1、2、3 号機の耐震安全性について」、平成 9 年 11 月

\*1：「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(昭和 56 年 7 月原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月一部改訂)

【意見 No.13】

[意見及び理由]

【意見】

以下の3つの点から伊方3号炉でのプルサーマル実施に反対します。

【理由】

1、「核燃料サイクル」ではない

- ・『リサイクル』のうそ(四国電力パンフ)
- ・・・・高速増殖炉60倍,プルサーマル1.4倍

真相:1回のみ再利用・・・じつはPuの在庫処理

- ・『使い切る』のうそ(原子力安全委員長発言2005.2.5於高松)
- ・・・・2010年までに33トン!?

真相:消えてなくなる・・・在庫処理にもならず

- ・『原発が止まる』のうそ・・・使用済核燃料の行き場がない

真相:使用済MOX燃料はサイトに居座る(当面貯蔵)

- ・『資源の有効利用』のうそ・・・世界で初めての商業用(非軍事)再処理

真相:膨大な資源の無駄遣い

(使用済MOX燃料)は、さらに汚い、始末の悪い存在になるのみ。

2、プルサーマルの危険性

- ・MOX製造は難しい・・・BNFLの不正
- ・ウランとこんなに違うPu混合燃料
- ・・・・MOXペレット、3つの悩み(発熱・中性子線・臨界)

- ・再処理の危険性・・・BNFLで深刻な事故

- ・通産省、高浜4号について捏造をはかる(電力と共犯)

巨大地震の襲来・・・ウラン燃料でも危険。さらに不安定に

プルトニウムとは・・・核爆弾・NPTの対象

MOXの取扱いはウラン燃料とは大違い、使用済核燃料並み

3、経済性・政治性

- ・核物質プルトニウムの在庫・・・需給バランスがなっていない
- ・国際動向・・・NPT会議(IAEA)新規の再処理とウラン濃縮施設の凍結案あり
- ・原子力委員会決定・・・2004.8.5を遵守せよ
- ・国内再処理・・・コスト高・危険性・核拡散
- ・海外委託(MOX製造・海上輸送)・・・国際的非難
- ・風評被害・・・佐賀県玄海原発のプルサーマルに抗議の漁協海上デモ
- ・持参金・・・プルサーマルは危険、汚い の見返り

以上、地元のみならず住民参加の大々的議論の下、十分時間をかけて慎重に再考するべきである。

核燃料サイクル政策及びMOX燃料の再処理については、【意見 No.1】及び【意見 No.6】に対する記載を参考にして下さい。

プルサーマルの実施に関しては、我が国の核燃料サイクル政策に関する事項ですので、【意見 No.1】に対する記載を参考にして下さい。

軽水炉での MOX 燃料使用に係る安全性については、【意見 No.3】に対する記載を参考にして下さい。

安全性に係わる事項については、以下のとおりです。

MOX 燃料の製造については、【意見 No.10】に対する記載を参考にして下さい。

MOX 燃料の「発熱・中性子線・臨界」については、以下のとおりです。

発熱については、MOX 新燃料及び使用済 MOX 燃料のそれぞれについて確認しています。

- (a) MOX 新燃料の発熱については、 $^{238}\text{Pu}$  及び  $^{241}\text{Am}$  の主に 崩壊の影響により  $\text{UO}_2$  新燃料と比べ温度が高くなることが想定されるため、以下に示すとおり、燃料集合体にかかる荷重は現行の 6G よりも厳しく制限するとしています。輸送取扱時の健全性については、MOX 燃料集合体の構成部品は高温状態でも 4G 荷重に対して十分な強度を有すること、輸送時には輸送容器に加わる最大荷重は 4G 以下であること、及び取扱時には最大荷重が 4G 以下となるクレーンを使用すること<sup>[1]</sup>などが確認されています。
- (b) 使用済 MOX 燃料の崩壊熱は、高次アクチニド核種の影響で冷却期間が長くなると  $\text{UO}_2$  燃料と比べ大きくなりますが<sup>[2]</sup>、その大きさは炉心からの取出直後と比べて小さくなり、燃料貯蔵設備の冷却能力の評価によれば、設置されている 2 台のポンプのうち 1 台の故障を想定したとしても使用済燃料ピット水の温度評価値は 58 を下回り、判定基準（65 以下）を満足している<sup>[3]</sup>ことが確認されています。

MOX 使用済燃料の中性子線の実効線量率については、 $\text{UO}_2$  使用済燃料より大きくなるものの、中性子は水中で十分減衰します。また、線の実効線量率については、 $\text{UO}_2$  燃料よりわずかに小さくなる<sup>[3]</sup>としています。これらの実効線量率の評価結果から、現状の使用済燃料ピットでの MOX 使用済燃料の取扱い及び保管については問題ない<sup>[3]</sup>こと確認されています。

MOX 新燃料の未臨界性については、【意見 No.12】に対する記載を参考にして下さい。

耐震性については、【意見 No.12】に対する記載を参考にして下さい。

MOX 燃料の取扱については、【意見 No.2】に対する記載を参考にして下さい。

[1]：原子力安全・保安院、資料第 110-3-3 号「伊方発電所 3 号炉 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の機械設計について」、平成 17 年 11 月

[2]：原子力安全・保安院、資料第 110-1-6 号「伊方発電所 3 号炉 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心の従来炉心との比較」、平成 17 年 8 月

[3]：原子力安全・保安院、資料第 110-3-6 号「伊方発電所 3 号炉 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料採用に伴う設備への影響について」、平成 17 年 11 月

【意見 No.14】

[意見及び理由]

プルサーマルは長崎の原爆の材料になったプルトニウムを使用するものです。プルトニウムはその名のとおり、地獄の冥王の使い、少しでも環境中に出ると、人々の命を奪います。また、原子炉はウラン燃料用として設計されており、プルトニウムを使用することは炉を不安定にさせて、暴走への道を開きます。その危険性から99年以来、各地でプルサーマルの実施は見送られており、活断層の存在の指摘されている伊方原発で使うことは火中の栗を拾うようなものです。玄海原発では、国民の意見を聞くこともなく、実施が決められており、民主主義国家の根底を揺るがす行為です。プルサーマルは絶対実施してはなりません。

「1/3MOX 報告書」<sup>\*1</sup>においては、使用される炉心装荷率が1/3程度まで、集合体最高燃焼度が45,000Mwd/tまでのMOX燃料については、燃料集合体の基本構造がUO<sub>2</sub>燃料と同一であるため燃料被覆管と冷却材間の熱水力特性についてはUO<sub>2</sub>燃料と変わらず、それを装荷した炉心では炉心の諸特性をUO<sub>2</sub>燃料炉心とほぼ同等に設計し得ることなどからUO<sub>2</sub>燃料との共存性については問題ないとされています。また、MOX燃料の軽水炉における核的特性及びその物性、照射挙動は、中性子スペクトルが硬くなること、Puスポットが存在することなど、UO<sub>2</sub>燃料と比べて違いが存在することを踏まえた検討の結果、安全設計及び安全評価に当たってはその特徴に留意する必要があるとしながらも、核的特性等安全上必要な特性は把握されており、これまでに得られている経験、データ等に照らしても安全上の特段の問題は生じていないとされています。したがって、指摘のような「原子炉はウラン燃料用として設計されており、Puを使用することは炉を不安定にさせて、暴走」することはないと考えています。

なお、軽水炉におけるPu利用の危険性については、伊方発電所に固有の事項ではありませんが、以下のようにその安全が確保されると考えています。

まず、MOX燃料の燃料中心温度は、照射中を通じて溶融点未満に保たれる設計になっています。そのため、Pu酸化物を含む超微粒子などが、燃料被覆管の外へ放出され、さらに原子炉容器及び一次冷却材設備の外まで放出されるような可能性は極めて低いと言えます。万が一わずかに放出されるようなことがあったとしても原子炉格納施設等で捕獲されることとなります。従って、原子炉から周辺環境に放出されて経口あるいは吸入により体内に取り込まれることを想定することは現実的ではないと考えています。さらに、Puを燃料とする原子炉の立地に対して公衆の安全を確保するため、原子力安全委員会ではこれまでも検討を重ねており、「プルトニウムめやす線量」<sup>\*2</sup>や「プルトニウムめやす線量適用方法報告書」<sup>\*3</sup>をとりまとめています。その検討の中で、MOX燃料装荷率1/3までのMOX燃料装荷炉心の軽水炉については、Puの放出を想定した場合でも被ばく評価上重要な核種はよう素及び希ガスであり、Puに関する評価は必要ないとの結論に至っております。

これらのことを踏まえた調査審議の結果、MOX燃料の装荷に係る安全性は確保し得るものと判断しています。

耐震性については、【意見 No.12】に対する記載を参考にして下さい。

\*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」（原子炉安全基準専門部会、平成7年6月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」（昭和 56 年 7 月原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月一部改訂）
- \*3：「『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」（原子炉安全基準専門部会、平成 10 年 11 月原子力安全委員会了承、平成 13 年 3 月一部改訂）

【意見 No.15】

[意見及び理由]

いつも電力についてお世話になっております。今回の調査報告を読ませていただき、原子力発電を安全に行えるよう、よく考えられていることが分かりました。

さて、意見募集をさせてもらえるということで今回させていただきました。結論から申し上げますと、原子力発電の中止を望んでいます。理由は、安全性は、計算上は問題ないです。ただ、もし、予想していない出来事が起こった場合に、事故が起こる可能性があります。そして、一度起こるとその影響は未来に生きる子孫にまで影響し続けます。

また、事故は起きなくても、発電の際に出る放射能を含んだ廃棄物の処理方法等の課題もあります。以上のことから、この原子力発電は中止するべきと考えています。

ただ、中止した場合にその代わりになる発電方法を考えないと行けません。これについては、すべての人が関心を持ち、よりよい方法を今後考えていかないといけないと思っています。

よろしくご検討下さい。

ありがとうございました。

原子力発電の代替エネルギーに関しては、安全性に係わる事項ではありませんので、当委員会として考えを述べることは控えます。

なお、原子力政策大綱<sup>1)</sup>では、「・・・、我が国としては、省エネルギーを進め、化石エネルギーの効率的利用に努めるとともに、新エネルギーと原子力をそれぞれの特徴を活かしつつ、最大限に活用していく方針、いわゆるエネルギー供給のベストミックスを採用するのが合理的である。」とされています。

使用済燃料の処理・処分に関しては、核燃料サイクル政策に関する事項ですので、当委員会として考えを述べることは控えます。

安全性に係わる事項については、以下のとおりです。

「安全評価審査指針」<sup>2)</sup>に示されている事故評価においては、原子炉施設において発生する可能性のある様々な事象を包絡するような事象が選定されています。事故評価の結果、「事故」時の敷地境界外における実効線量については、最も厳しくなる蒸気発生器伝熱管破損事故において、約0.50mSvとなりますが、この評価値はMOX燃料装荷による影響を受けず、また、判断基準となる5mSvを十分下回っています<sup>1)</sup>。

また、「安全評価審査指針」においては、立地評価として、技術的見地からみて、最悪の場合には起るかもしれないと考えられる重大な事故や、さらに重大な事故をも超える事故を想定して評価することとされています。これら重大事故及び仮想事故の評価結果は、MOX燃料装荷による影響を受けず、いずれも「原子炉立地審査指針」<sup>3)</sup>に示されている判断のめやすを十分下回っています<sup>2)</sup>。

原子炉施設で発生する放射性気体、液体及び固体廃棄物については、発生する放射性廃棄物を十分に処理する能力を持つ廃棄設備や貯蔵設備を有しており、本変更においても周辺環境へ大きな影響を及ぼさない<sup>3)</sup>ことが評価されています。

[1]：原子力安全・保安院、資料第110-4-4号「伊方発電所3号炉 事故解析について」、平成

17年11月

[2]：原子力安全・保安院、資料第110-4-5号「伊方発電所3号炉立地評価について」、平成17年11月

[3]：原子力安全・保安院、資料第110-5-4号「伊方発電所1, 2, 3号炉放射性廃棄物廃棄施設の変更について」、平成17年12月

\*1：「原子力政策大綱」(平成17年10月閣議決定)

\*2：「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(平成2年8月原子力安全委員会決定、平成13年3月一部改訂)

\*3：「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」(昭和39年5月原子力安全委員会決定、平成元年3月一部改訂)

【意見 No.16】

[意見及び理由]

玄海3号ではなぜ意見募集をしなかったのか。

核の民生利用と軍事利用の間に境はなく、私たちはプルサーマルにせよプルトニウムの抽出（再処理）とMOX燃料の使用を原子力発電で認めることはできません。

核拡散への歯止めとなるべきわが国が率先して、被爆地ナガサキのすぐそばでプルトニウムの民生利用を始めるなどということは、世界の核廃絶を希求してこられたナガサキ市および同市民の願いを踏みにじるものです。

どうぞ市民の声を代弁してください!!!

原子力安全委員会における安全審査案件に対する意見公募については、「原子力安全委員会における情報公開等について」<sup>\*1</sup>において、「主務大臣（行政庁）から諮問があった安全審査案件のうち、専門審査会で調査審議を行うものについては、委員会が行政庁の安全審査書を一定期間公開し、委員会及び専門審査会が当該安全審査書について調査審議を行うに当たっての意見を一般から公募する。（以下略）」としています。

玄海3号炉におけるMOX燃料採用に関する変更申請については、原子炉安全専門審査会第95部会の審査経験を活用しつつ、指針類で検討された安全設計や安全評価の方法に従いながら、専門家の意見も参考にしつつ、原子力安全委員会において調査審議を行いました。玄海3号炉の調査審議に際しては、特段の意見公募は実施しませんでした。当委員会のホームページ<sup>\*2</sup>内に常時開設している「原子力安全 意見・質問箱」において、玄海3号炉の変更申請に対する意見・質問も受け付けており、何件かの意見・質問が寄せられています。なお、これらの回答は同ホームページ内の「意見・質問箱」に掲示してあります。

また、核燃料サイクル政策については、【意見 No.1】に対する記載を参考にしてください。

\*1：「原子力安全委員会における情報公開等について」（平成16年5月原子力安全委員会決定）

\*2：<http://www.nsc.go.jp/>

**【意見 No.17】**

[意見及び理由]

**【意見】**

四国電力の計画しているプルサーマル計画を中止してほしいと思います。

**【理由】**

安全の保障もなく、危険なプルサーマルを運転しなくても、電力のかくほはあるはずで  
原子力が危険であるうえに、まだ危険なプルサーマルを開始する必要があるでしょうか。

核燃料サイクル政策については、【意見 No.1】に対する記載を参考にして下さい。

代替エネルギーについては、【意見 No.15】に対する記載を参考にして下さい。

軽水炉でのMOX燃料使用に係る安全性については、【意見 No.3】に対する記載を参考にして  
下さい。

【意見 No.18】

[意見及び理由]

【意見】

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料のペレット内プルトニウム含有率の不均一性は、燃料の健全性に影響を与えない範囲に収めるのは不可能である。

【理由】

原子炉施設の安全設計の炉心（3号炉） 機械設計において、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料のペレット内プルトニウム含有率の不均一性は、燃料の健全性に影響を与えない範囲としているが、四国電力が採用するウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は、メロックス社製かベルゴニウクリア社製かを明らかにしていないばかりか、そのプルトニウム富化度を7.4%にするのか6.8%にするのか、もっと高富化度の燃料があるのか、その辺りが不明なまま燃料の健全性を判断するのは間違っているし、充分ではない。健全性はMAXが望ましいが、経済性や政治性で判断されたのでは本当の健全性は得られない。「影響を与えない範囲内」の数値は幾らなのか、その具体的な内容が明らかでない、本原子炉の燃料の機械設計は、要求事項を満足しているとは言えず、妥当なものではない。

「不均一性」についての意見ですが、内容から「Pu含有率及びPu富化度」を指しているものと判断します。なお、Puスポットの影響については、【意見 No.7】に対する記載を参考にしてください。

Pu組成変動に関しては、国内及び欧州PWR燃料並びにマグノックス炉から取り出される燃料を再処理して得られる核分裂性Puの割合に応じてMOX燃料仕様の範囲を想定し、Pu組成変動が機械設計及び核設計等に与える影響について評価されており、この範囲であれば燃料の健全性に影響を与えない<sup>[1]-[3]</sup>ことが確認されています。

また、本申請におけるPuの仕様については、【意見 No.3】に対する記載に示したように、「1/3MOX報告書」<sup>\*1</sup>で検討された範囲内であり、安全性を確保し得るものと判断しています。

[1]：原子力安全・保安院、資料第110-1-6号「伊方発電所3号炉 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心の従来炉心との比較」、平成17年8月

[2]：原子力安全・保安院、資料第110-3-3号「伊方発電所3号炉 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料機械設計について」、平成17年11月

[3]：原子力安全・保安院、資料第110-3-4号「伊方発電所3号炉 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心の核設計及び動特性について」、平成17年11月

\*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」(原子炉安全基準専門部会、平成7年6月原子力安全委員会了承)

【意見 No.19】

[意見及び理由]

【意見】

{ ホウ素濃度調整による反応度制御能力設計数値達成は不可能である }

審査内容

1. 原子炉施設の安全設計

1.1 炉心(3号炉)

(2) 核設計

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心の制御棒クラスタ及びホウ素の反応度価値低下に関して、1次冷却材中のホウ素濃度調整による反応度制御能力は、約0.22 k/k以上を有するように設計される。

上記の件に関して、ホウ素濃度調整は非常に重要なことであるが、伊方3号炉の現実の炉では、反応度制御能力設計数値は不可能である。故に本原子炉の核設計は妥当ではない。

【理由】

平成16年12月18日 「伊方3号機 ほう酸注入システムの不具合」  
において、「事象」「ステムフリーテスト」のため1次冷却系統にほう酸水を注入して発電機出力を下げようとしたところ、ほう酸水が注入できなかった事故があった。  
その原因を、局部的ほう酸析出と報告しているが、3系統あるほう酸注入系統の内、2系統まで使用不可で、外径60.5mmの大きな配管の系統のみが注入できたという異常事態は、軽度の欠陥扱いでは済まされない。ほう酸注入ライン概略図では、ほう酸混合器・ほう酸ポンプ側弁までほう酸が詰まったと推定される箇所にあげているが、その部位の他の欠陥かも分からないことも確認できていないし、ほう酸の結晶化も内部を検査したわけでもなく単なる推定でしかない。仮にほう酸の結晶化だったとしても配管の口径・弁の口径などが改良の必要点となるはずだが、四国電力はその必要なしと答えている。プルサーマルにおいて、懸念されるこの点を審議・現地調査しなければ、安全審査は妥当とはいえないはずだ。

安全審査において、伊方発電所の中央制御室、使用済燃料ピット、燃料取替用水タンク等について現地調査を行った際に、あわせて伊方3号炉のほう酸水注入系設備についても、ほう酸タンク及びほう酸ポンプを視察するとともに、四国電力から当該不具合の状況や対応策等を聴取しました。それにより、仮にほう酸が析出して当該不具合と同様に、ほう酸タンクからほう酸混合器を経て一次冷却系充てんラインへ高濃度のほう酸水を注入できない場合においても、他の注入ラインを利用することによって対応が可能であることを確認しました<sup>[1]</sup>。

なお、ほう酸が析出したラインは、ほう素濃度が21,000ppm以上と極めて高く、燃料取替時に使用するラインあるいは異常な過渡変化時及び事故時に燃料取替用水タンクからほう酸水を注入するためのライン(ほう素濃度4,400ppm以上)とは異なります。

[1]: 四国電力株式会社、「伊方発電所第3号機 ほう酸注入システムの不具合について」、平成17年2月

【意見 No.20】

[意見及び理由]

【意見】

ステップ2燃料の設計について、燃料棒設計コードの妥当性が確認されていない。

【理由】

燃料棒設計コードに、核的特性を反映したものを使用していない。実験データでは、数量や規模において不十分で、モデルの妥当性は確認されていない。

伊方1号、2号及び3号炉におけるステップ2燃料採用に係る変更申請(平成14年1月20日諮問、平成15年7月31日答申)の審査において、ステップ2燃料の健全性を評価する燃料棒設計コードは、

ステップ2燃料用に改良された高燃焼度用燃料棒設計コードである。

国内外の試験炉及びPWR商業炉で取得された照射データによる知見が取り入れられている。

データのばらつき、不確定性等が考慮されている。

ことから<sup>[1]</sup>、そのコードの使用は妥当であると判断しています。

[1]：原子力安全・保安院、資料第105-2-4号「伊方発電所1，2，3号炉燃料の機械設計について」、平成15年3月

【意見 No.21】

[意見及び理由]

【意見】

原子炉施設の安全設計 炉心（3号炉） 機械設計 燃料集合体に関して、健全性を失う危険性がある。

【理由】

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心最高温度に関して、平面上（水平方向）は、幾ばくかの考慮が見られるが、上下関係（位置上、燃料棒が破損した事例は中ほどの部分で、下部と上部・中央部によって温度等の変化の予測がつくはずだ）の考慮はされていない。

燃焼に伴う溶融点の低下及びプルトニウム含有率に応じた溶融点の低下を考慮したペレットの溶融点未満となるようには設計されていない。

燃料中心温度については、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における局所線出力密度が、3次元解析により燃料棒を細分割して炉心内全ての位置において評価されており、個々の局所線出力密度を包絡するような設計線出力密度を設定し、それに基づき燃料中心最高温度が評価されています<sup>[1]</sup>。すなわち、燃料中心最高温度については炉心内全ての位置を包絡する評価が行われています。

融点の低下については、機械設計において、燃焼に伴う溶融点の低下や Pu 含有率に応じた溶融点の低下だけでなく、燃焼に伴う熱伝導率の低下も考慮されています<sup>[2]</sup>。

[1]：原子力安全・保安院、参考資料第 110-4-1 号「伊方発電所 1，2，3号炉 第 110 部会コメント回答（その 3）」、平成 17 年 11 月

[2]：原子力安全・保安院、資料第 110-3-3 号「伊方発電所 3号炉 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の機械設計について」、平成 17 年 11 月

【意見 No.22】

[意見及び理由]

【意見】

使用済みMOX燃料はどうするのですか。

【理由】

1. 6の放射性廃棄物施設の項にあります。使用済み燃料の記載がありません。

「原子炉等規正法」第23条第2項第8号には、原子炉設置者は「使用済燃料の処分の方法」を申請書に記載して、国の許可を受けなければならない、となっています。

プルサーマルで生まれた、通常よりはるかに危険な使用済燃料は、いつ、どのように安全に処分、あるいはリサイクルされるのですか。

ウラン燃料の使用済燃料を地中に埋めることが可能になるのは約50年後、MOX燃料だと500年後といえます。なぜなら、使用済みMOX燃料は長寿命で発熱量の高い超ウラン元素が多いため、と核燃料サイクル開発機構が発表しています。(2004年7月)

再処理といっても六ヶ所村の再処理工場は事故の連続で見とおしが立たず、また使用済みMOX燃料の受け入れを青森県がするとは言っていません。

このままプルサーマル運転を実行したら、行き場のない使用済み燃料を長期間伊方町の了解も無いまま伊方原発サイトに置き続けることとなります。処分の道のない危険な放射性物質を、無責任に次の世代に先送りするのですか。

使用済MOX燃料の再処理については、【意見 No.6】に対する記載を参考にして下さい。

【意見 No.23】

[意見及び理由]

【意見】

原子炉施設の安全設計の項で「ステップ2 MOX燃料についても、燃料棒設計コード等による評価により、従来と同様に健全性が確保される」としていますが、どこの国の、なんという会社の、どのような燃料を使うのが明らかにしてください。

【理由】

関西電力は、BNFL社のMOX燃料の品質データ改ざんが、市民の調査により発覚し、プルサーマル計画がストップしました。国の専門家はその改ざんを見つけられませんでした。

プルサーマルの安全性の確保において、燃料ペレットの品質は最も重要な要素だと思います。専門家でさえ判断が困難な品質検査が、製造会社の特定もされず、具体的にその燃料が原子炉の設置変更に対応し得るかという審査会の審議もなく推進されることに強い危惧を覚えます。

健全性確保の根拠が解りません。

MOX燃料の製造段階における詳細については、【意見 No.10】に対する記載を参考にして下さい。品質管理についても同様であり、安全審査においてMOX燃料の設計方針について審議するほか、実際の製造段階においても確認されます。

【意見 No.24】

[意見及び理由]

【意見】

1.2 非常用炉心冷却設備（3号炉）の項で、「3号炉の燃料取替用水タンクのほう素濃度を3400ppm以上から4400ppm以上に変更する」として「事故時において、原子炉停止系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、炉心を臨界未満にできる」云々としているが、根拠がわからない。

【理由】

2004年12月、伊方3号機で、原子炉の出力を抑制するために高濃度のほう酸水を一次系統に注入使用したが、ほう酸の固まった結晶によりほう酸水が流れなかった、という事故があった。四国電力の社員に尋ねたら、「予想の範囲内のこと。」と言うのみで、原因を明らかにしていない。

このような基本的な操作においてさえほう酸水は利用目的を遂行できないということが予測されているのだとしたら、何を持ってほう酸水を事故時のたのみとするのか。この事故の解析と、安全な制御方法であるという根拠を示してほしい。

ほう酸水の注入については、【意見 No.19】に対する記載に示したように、事故時等において使用する燃料取替用水タンク及び注入系統は、ほう酸水の析出によって一時的にほう酸水の注入が困難となったほう酸濃度が21,000ppm以上のラインとは異なっています。

今回の設置変更許可の項目に含まれる濃度4,400ppm以上のほう酸水は、燃料取替用水タンクに溜めておかれるものであり、同水タンク及び注入系統は、10 以上に空調された建屋内に設置されているため<sup>[1]</sup>、ほう酸が析出することなく、安全性に問題はないと判断しています。

また、事故時において炉心を臨界未満にし、その状態を維持できることについては、「主蒸気管破断」事故等において反応度が加わる場合の影響が評価されており、そのような事故においても、制御棒の挿入と相まって濃度4,400ppm以上のほう酸水を注入することにより、原子炉を臨界未満にし、その状態を維持できます<sup>[2]</sup>。

[1]：原子力安全・保安院、参考資料第110-4-1号「伊方発電所1,2,3号炉 第110部会コメント回答(その3)」、平成17年11月

[2]：原子力安全・保安院、資料第110-4-4号「伊方発電所3号炉 事故解析について」、平成17年11月

【意見 No.25】

[意見及び理由]

【意見】

2. 原子炉施設周辺の一般公衆の線量評価について

弾道ミサイルが撃ちこまれたとして、猛毒のプルトニウムを閉じ込める安全設計は出来ていますか。

【理由】

MOX燃料の装荷により、「プルトニウム施設を狙う」と国が危惧しているところのテロが心配されています。国は、「ゲリラや特殊部隊」「弾道ミサイル」「テロ」を想定し、具体的に「伊方原発」の危険性を上げています。愛媛県では、武力攻撃事態など、有事の際、住民を保護するという目的で「県国民保護法」の策定を進めています。

事故が起きれば、ウラン燃料よりもはるかに広範囲、高レベルの放射能被害が引き起こされ、私達伊方周辺に住む住民は生きていけません。

安全設計を主張するならば、最悪の事態を考慮して対策を明らかにしてください。

外部人為事象については、原子力発電所において「安全設計審査指針」<sup>\*1</sup>で定めているように、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する第三者の不法な接近に対し、これを防御するため適切な措置を講じた設計であることを満足することが要求されています。これに対し、伊方発電所では物質的障壁を持つ防護された区域を設け、これら区域への接近管理及び入退域管理の徹底を図るとともに、不法な立入りを監視するための設備を設置しています。

原子力発電所のテロ対策については、当委員会として考えを述べることは控えます。ただし、国等が行うテロ対策としては、武力攻撃事態等における我が国の平和と独立並びに国及び国民の安全の確保に関する法律（武力攻撃事態対処法）及び、武力攻撃事態等における国民の保護のための措置に関する法律（国民保護法）で定められた処置等が講じられるものと承知しています。

なお、「事故が起きれば、ウラン燃料よりもはるかに広範囲、高レベルの放射能被害が引き起こされ」という点に関しては、MOX燃料を使用した際に事故が発生したとしても、従来のウラン燃料を使用する場合と比較して、MOX燃料装荷を考慮しても、被ばく線量の評価値は、ほとんど変わらないことが原子炉安全専門審査会 第110部会の審査<sup>[1],[2]</sup>によって確認されており、そのようなことはありません。

[1]：原子力安全・保安院、資料第 110-4-4 号「伊方発電所 3 号炉 事故解析について」、平成 17 年 11 月

[2]：原子力安全・保安院、資料第 110-4-5 号「伊方発電所 3 号炉 立地評価について」、平成 17 年 11 月

\*1：「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」（平成 2 年 8 月原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月一部改訂）

【意見 No.26】

[意見及び理由]

【意見】

耐震設計審査指針の見直し中でありながら、MOX燃料装荷という未知の危険を犯すべきではないと考えます。

【理由】

8月16日の宮城県地震では、東北電力の女川原発が1号機で最大251ガルを記録、「設計用最強地震」の250ガルを超え、自動停止しました。

そして、この地震で、福島第一原発では、原子炉建屋内で使用済み核燃料プールから、放射能を帯びた水が漏れました。

伊方原発沖6kmには活動期にあるA級の中央構造線系活断層があり、マグニチュード8以上、南海大地震ではマグニチュード8.4が予測されています。しかし原子力安全委員会は、伊方原発の耐震適正審査指針を、マグニチュード6.5としており、はるかに小さな地震しか想定していません。また、加速度は、S1で350ガル、S2で473ガルとなっています。

日本最大の活断層である四国中央構造線は、全長200kmを超えるもので、980ガルを超えるのは常識である、と高知大学の岡村眞教授は言っています。

最大で8m大地は動くと言われ、一億年以上動いているので岩石はボロボロになっているといえます。そうであるならば、とうてい伊方原発は立っていることはできないと思われ、20年近く経って今も放射能の被害に苦しむチェルノブイリの人々を思わずにいられません。

地震による被害想定がなく、現実ばなれした設置変更許可申請であると思いますが、どのように思われますか。老朽化し、またMOX燃料により苛酷な状況におかれるペレットや被覆管は、それでなくても破れやすくなったり、破損しやすく、腐食しやすくなっており、その上に大きな震動が加わった場合、耐えられるとはとても思えません。

耐震性については、【意見 No.12】に対する記載を参考にして下さい。

なお、現在、「耐震設計審査指針」<sup>1)</sup>の見直しについての検討が最新知見の反映として原子炉安全基準・指針専門部会耐震指針検討分科会において行われております。既設の原子炉施設については、事業者及び規制行政庁において、その検討結果を踏まえ、最新知見の反映として適切に対応されるものと考えています<sup>[1]</sup>。

MOX燃料の機械設計については、地震による応力も加味した運転時の異常な過渡変化時における被覆管応力評価が行われており、評価結果が基準値(保守的に定めた温度依存の被覆管耐力)を下回る<sup>[2]</sup>ことが確認されています。また、これまでの実績や照射データから、MOX燃料特有の理由により、被覆管が破損しやすくなることや腐食しやすくなることはないと考えています。

[1]: [http://www.nsc.go.jp/siryu/siryu\\_f.htm](http://www.nsc.go.jp/siryu/siryu_f.htm)(原子力安全委員会速記録、第79回定例会議、2005年12月26日)

[2]: 原子力安全・保安院、資料第110-3-3号「伊方発電所3号炉 ウラン・プルトニウム混

合酸化物燃料の機械設計について」、平成 17 年 11 月

\*1 : 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(昭和 56 年 7 月原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月一部改訂)

【意見 No.27】

[意見及び理由]

【意見】

ステップ2 MOX燃料の実験を行わず、伊方原発で使うことは危険だと思います。

【理由】

去る7月29日の愛媛新聞によると、四国電力の原子炉設置変更許可申請に関して、原子力安全委員会に諮問した経産省の原子力安全・保安院事務局が「高燃焼度のウラン燃料とプルトニウム・ウラン混合酸化物(MOX)燃料を組み合わせる使用案は初めての事例」と説明。松浦委員長が「専門審査会で調査審議してもらいたい」と提案し、全会一致で認められた。

とすると、伊方原発に予定されているプルサーマル計画は、調査もなしに立てられ、そして一次審査を通過したことになります。

ステップ2燃料はすでに伊方原発の全ての炉に使われており、効率優先の電力会社に憤りを感じます。

きちんと調査審議、実験を経た上で私たちに安全の根拠を示してください。伊方の地を、私たちを、モルモットにしないでください。

提出された意見中の「ステップ2MOX燃料」については、「MOX燃料とステップ2燃料が混在する炉心の燃料」を指すものと解釈します。

ステップ2燃料に相当するような、従来使用されているステップ1燃料より<sup>235</sup>Uの濃縮度が高い燃料の使用については、米国において実績があり、また、我が国でも伊方発電所及び大飯原子力発電所においてステップ2燃料はすでに炉心に装荷され安全に運転されています。一方、MOX燃料とステップ2燃料混在炉心に関する指摘については、ベルギーやフランスの発電炉において、本変更申請と同等あるいはそれ以上の燃料取出燃焼度で使用された実績があり、かつ、MOX燃料特有の理由により燃料棒が破損したとの報告はありません<sup>[1],[2]</sup>。このような、使用実績等も参考として、MOX燃料とステップ2燃料混在炉心について審査を行いました。

なお、本変更申請に係るPuの仕様等に関しては、【意見 No.18】に対する記載を参考にしてください。

[1]：原子力安全・保安院、参考資料第110-2-1号「伊方発電所1、2、3号炉 第110部会コメント回答(その1)」、平成17年10月

[2]：原子力安全・保安院、参考資料第110-8-1号「配付資料の訂正について」、平成18年2月

【意見 No.28】

[意見及び理由]

【意見】

審査方法に異議

四国電力株式会社が提出した「伊方発電所原子炉設置変更許可申請書及び同添付書類」の審査にあたり次のものが活用されたとある。

- ・原子力安全委員会が用いることとした10の指針
- ・旧原子炉安全専門審査会が取りまとめ8つの報告書
- ・旧通産商が取りまとめた「発電用軽水型原子炉施設に用いられるMOX燃料について」
- ・先行炉の審査
- ・現地調査

以上のうち最後の現地調査について、審査内容の記述のどの部分がそれにあたるのかわからない。原子炉等規正法の基準と比較して数値だけで、妥当であると判断するのは納得がいかない。指針そのものが正しいかどうかわからない。

【理由】

これまでの原子力事故も数々のチェックシステムの中で起こったのではないか。いかに規制が万全であっても、それを扱うのが人間である以上ミスはある。想定外のことがあるのが事故である。兵庫県南部地震が証明している、伊方原発沖数キロ（学者は直下といってもよいと言っている）には、2000年毎に動いてきて、この前からすでに2000年が過ぎ、いつ動いてもおかしくないA級活断層がある上に、東京大学の調査によると2004年の佐田岬半島周辺に発生した地震は、瀬戸内海の特定地震観測地域の中でも格段に多い。

JCOの事故の責任を、監督すべき国はとっただどうか。抽象的、理屈だけの安全審査など信用することはできない。

安全審査においては、中央制御室、使用済燃料ピット、燃料取替用水タンク、MOX新燃料取扱装置等について現地調査を実施し、それらの結果を審査の参考としています。また、原子炉安全専門審査会の安全審査は、これまでに得られたデータ等や審査指針類を踏まえ、様々な分野の専門家により、専門家が有する最新の専門的知見に基づき行われています。

耐震性については、【意見No.12】に対する記載を参考にして下さい。