

伊方発電所3号機プルサーマル計画の安全性について

平成18年10月

愛 媛 県

目 次

はじめに

主な経過

伊方発電所3号機のプルサーマル計画の概要等

- 1 原子力発電の仕組み
- 2 プルサーマルとは
- 3 伊方発電所3号機のプルサーマル計画の概要

伊方発電所3号機プルサーマル計画の安全性に関する論点毎の検討結果

- 1 燃料の健全性について
- 2 設備の健全性について
- 3 原子炉の制御性について
- 4 MOX燃料の使用実績について
- 5 平常時の被ばくについて
- 6 事故時の影響について
- 7 使用済MOX燃料の貯蔵について
- 8 地震への対応について
- 9 安全審査の判断基準等について
- 10 四国電力株式会社の安全管理体制について

まとめ

(参考)

- 1 我が国における原子力政策
- 2 国の安全審査等

はじめに

愛媛県では、四国電力株式会社が、平成22年度を目途に伊方発電所3号機への導入を予定しているプルサーマル計画について、「県民の理解」と「安全性の確保」を前提として、計画の是非を検討して参りました。

その結果、技術的・専門的観点から安全性の審査をお願いした伊方原子力発電所環境安全管理委員会から、本年9月12日付けで、「国の安全審査結果は妥当であり、伊方3号機のプルサーマル計画の安全性は確保される」との意見書が提出されました。

また、県議会においては、10月6日開催の本会議において、「伊方発電所3号機プルサーマル計画の推進に関する決議」が採択されるとともに、立地町である伊方町からは、10月12日、「プルサーマル計画を了解する」旨の表明があったところです。

このため、県としては、これらの意見・意向等を踏まえて慎重に検討した結果、四国電力株式会社から提出されているプルサーマル計画に係る事前了解願いに對し、「了解」することといたしました。

本書は、「了解」の判断を行うに当たり、特に県民の関心の高い「プルサーマル計画の安全性」についての検討結果を取りまとめたものです。広く県民の皆さんに御紹介することにより、プルサーマル計画に対する理解が、更に深まることを期待しております。

主な経過

平成16年5月10日、愛媛県と伊方町及び四国電力株式会社の3者で締結している「伊方原子力発電所周辺の安全確保及び環境保全に関する協定書」第9条に基づき、四国電力株式会社から、伊方発電所3号機でプルサーマルを導入したいとして、県及び伊方町に対して、事前了解願いの提出がありました。

このため、県では、伊方原子力発電所の安全確保及び環境保全に関する重要事項を検討する「伊方原子力発電所環境安全管理委員会」において審議した結果、「必要性や基本的安全性は認められるので、国の許可後、改めて審議する。」との意見が提出され、地元伊方町の意向等を併せて検討し、同年11月1日、四国電力株式会社に対して、「国へ原子炉設置変更許可の申請を行うこと」を了解しました。

国においては、四国電力株式会社からの申請に基づき、原子力安全・保安院における一次審査、原子力委員会及び原子力安全委員会での二次審査の、延べ17ヶ月間にわたる厳正な審査を実施し、本年3月28日、経済産業大臣から、原子炉設置変更後の「安全性は確保される」として許可がありました。

県では、国の許可に對し、「伊方原子力発電所環境安全管理委員会技術専門部会」において、プルサーマル計画の安全性に係る課題として、「燃料の健全性」、「原子炉の制御性」のほか、県民の関心が高い「地震への対応」など9項目の論点を抽出し、県主催公開討論会等における議論・意見等も踏まえ、専門的・技術的な観点から安全性の審議を行いました。

そして、9月12日に開催した「伊方原子力発電所環境安全管理委員会」において、技術専門部会が取りまとめた論点別評価や総括意見に基づき、「国の安全審査結果は妥当であり、伊方3号機のプルサーマル計画の安全性は確保し得る。」との意見がとりまとめられ、同日、県に提出されたところです。

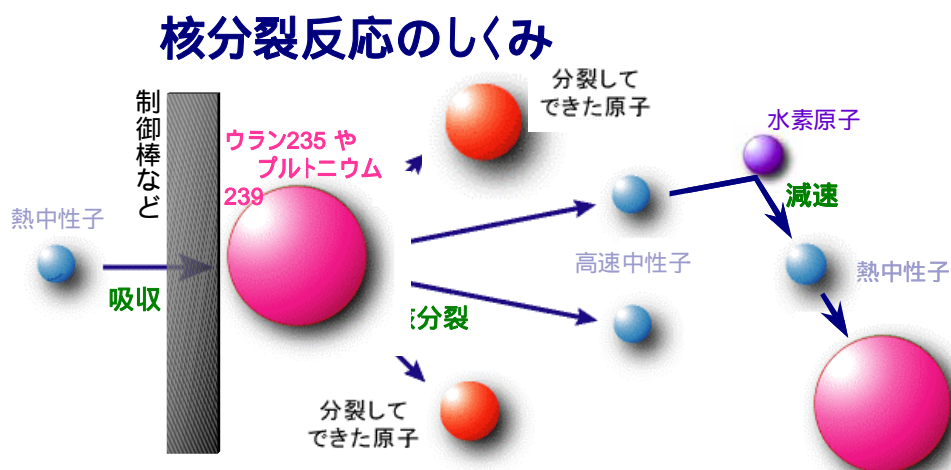
この間、県としては、原子力政策を所管する国及び事業主体の四国電力株式会社に対し、プルサーマル計画について、広く県民への理解促進を図り、説明責任を果たすよう要請して参りました。その結果、平成16年9月に伊方町において「住民説明会」が開催されたのをはじめ、伊方町と松山市での「エネルギー講演会」、伊方町での「プルサーマルシンポジウム」が開催されたところです。また、県自らも、平成18年7月に、松山会場と伊方会場をテレビ会議システムで結んだ「愛媛県プルサーマル公開討論会」を開催し、慎重・推進双方の専門家の議論や、1,800名を超える会場参加者との質疑を通じて、県民の理解促進に努めたところです。

伊方発電所3号機のプルサーマル計画の概要等

1 原子力発電の仕組み

原子力発電では、原子炉で発生する熱で蒸気を作り、その蒸気でタービンを回して発電しています。火力発電所と大きく異なるのは、石炭や石油を燃焼させるボイラーの部分を原子炉に置き換え、核分裂による熱を利用しているところです。

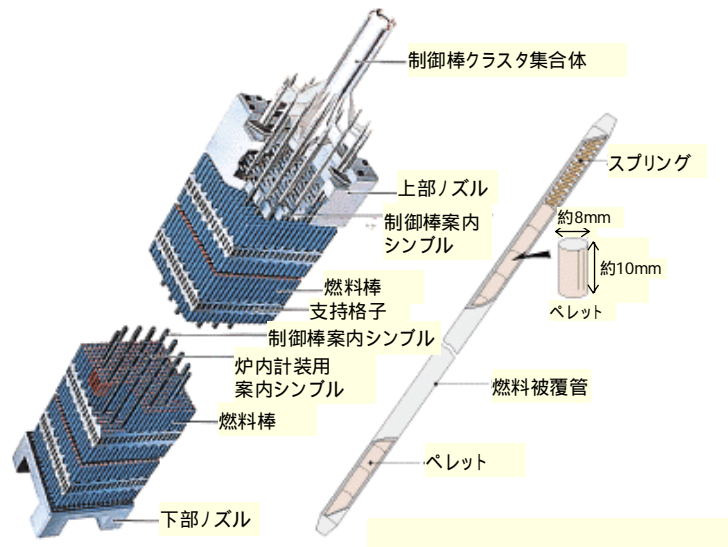
ウラン235に中性子を当てると、ウラン235の原子核がほぼ真っ二つに割れ、核分裂と呼ばれる反応を起こします。核分裂が起こると、大量の熱が発生すると同時に、新たに2～3個の中性子が発生します。この中性子を別のウラン235に当てることにより次々に核分裂を起こさせるのが、核分裂の連鎖反応です。原子炉の中では、こうした核分裂の連鎖反応が適度な速さで持続的に行われるよう、中性子をよく吸収する材料でできている制御棒や、原子炉中の水のほう素濃度等を調整して、コントロールしています。現在、原子力発電所に使われている原子炉は、熱中性子、つまりスピードの遅い中性子でもって核分裂を起こさせていますので、熱中性子炉（サーマルリアクター）とも呼ばれています。



ウラン235やプルトニウム239に熱中性子が当たると核分裂反応が起きて熱エネルギーが発生する。このとき新たに生まれた熱中性子が次の核分裂反応を起こす。

制御棒やほう酸水は - 熱中性子を吸収して核分裂を停止させることにより 原子炉を停止

原子力発電の燃料は、核分裂しにくい（燃えにくい）ウラン238と、核分裂しやすい（燃えやすい）ウラン235との混合物を焼き固めた燃料ペレットを、燃料被覆管に入れ（燃料棒）、この燃料棒を束ねた燃料集合体の形をしています。



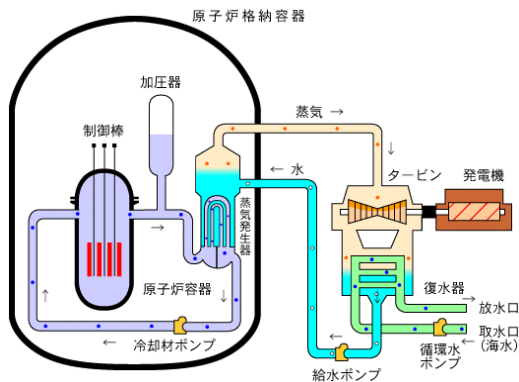
原子炉中で核分裂を起こすのは主にウラン235ですが、ウラン238の一部が中性子を吸収して、燃えやすいプルトニウム239に変化し、ウラン235と同様に核分裂しますので、現在運転中のウランを燃料とする原子力発電でも、発電量の約30%は、プルトニウムの核分裂で生み出されています。

国内の原子力発電所には、加圧水型原子炉（PWR）と、沸騰水型原子炉（BWR）がありますが、伊方発電所は、1，2，3号機とも加圧水型原子炉を採用しています。

なお、我が国では、原子力発電を基幹電源として、将来においても発電電力量の30%～40%以上を、原子力発電で賄うこととしています。

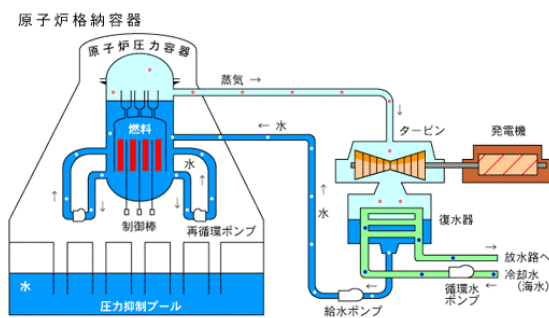
(参考)

○加圧水型原子炉 (PWR)



原子炉で発生した熱を、高温でも沸騰しないように圧力を高めた一次冷却水(放射能を含む水)によって取り出し、この熱を蒸気発生器という熱交換器で間接的に二次冷却水(放射能を含まない水)に伝えて蒸気を発生させ、この蒸気でタービンを回して発電しています。原子炉の制御は、通常は一次冷却水中のほう素濃度を調整して行っており、停止時や緊急時には制御棒も使っています。

○沸騰水型原子炉 (BWR)



原子炉で発生した熱を利用して冷却水を沸騰させて高温・高圧の蒸気(放射能を含む)を発生させ、この蒸気で直接タービンを回して発電しています。原子炉の制御は、制御棒や冷却水の流量調整により行われています。

(用語解説)

中性子：原子核を構成する電荷を持たない核子。ウラン235等の核分裂時に原子核から飛び出したエネルギーの高い中性子を高速中性子と呼び、その高速中性子が原子炉内の水の水素原子に衝突してエネルギーが低下し、スピードが遅くなったものを熱中性子といいます。熱中性子は、ウラン235やプルトニウム239に衝突して核分裂を引き起こします。

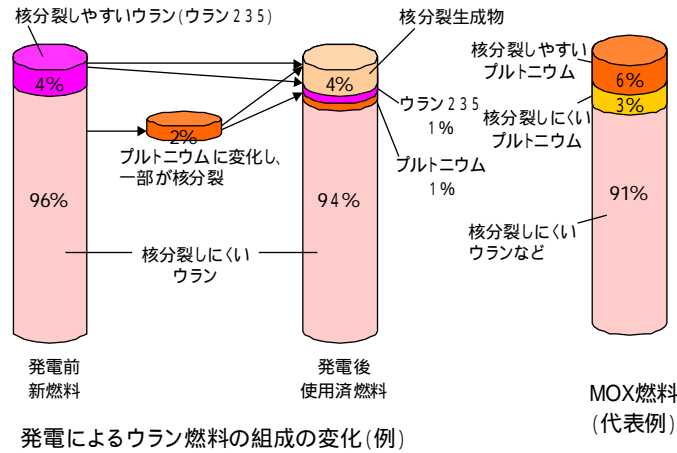
燃料被覆管：核燃料を保護し、核分裂生成物などが外部に漏れ出さないよう、ペレット状の燃料を覆って封入している管のこと。被覆管の材料には、ジルコニウム合金であるジルカロイ等が使用されています。

制御棒：原子炉の出力(核分裂の起こる割合)を調節するため、中性子をよく吸収する物質(銀、カドミウム等)で作られています。この制御棒を炉心に出し入れすることにより、原子炉内の中性子量を変えて、核分裂の起こる割合を調節しています。

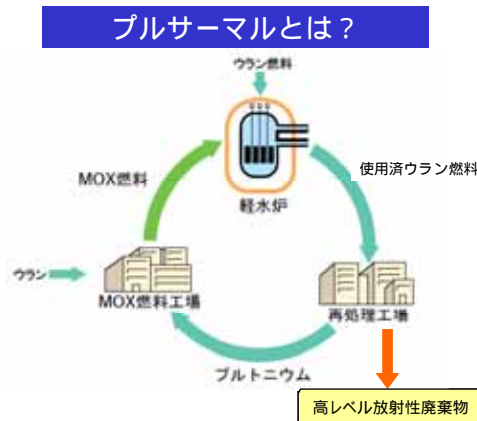
ほう酸：ほう素10(^{10}B)は、中性子を吸収しやすい性質を持つ元素であり、水に溶けやすいほう素の酸化物にしたものをほう酸といいます。一次冷却水に溶かしたほう酸の濃度を調節したり、緊急時に原子炉内にほう酸水を注入するなどして、ほう素を原子炉の制御に利用しています。

2 プルサーマルとは

原子力発電所で使い終わった使用済ウラン燃料には、燃えやすいウラン235やプルトニウム239がそれぞれ1%程度残っています。



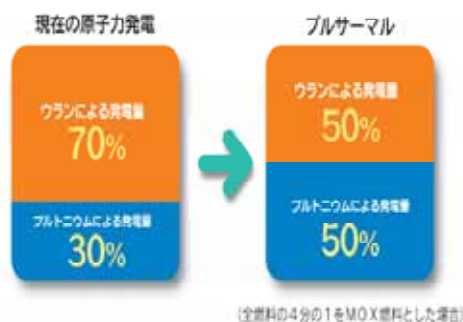
この使用済燃料を再処理して、ウランとプルトニウムを取り出し、プルトニウムと燃えにくいウラン238を混合して製造するリサイクル燃料のことを、MOX燃料(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)と呼んでいます。そして、MOX燃料を現在の原子力発電所の燃料に利用することをプルサーマル(プルトニウムをサーマルリアクターで利用)と言います。



プルサーマルとは
 プルトニウムを含むMOX燃料を、原子力発電所(軽水炉 = サーマルリアクター)で燃やすこと。

ウラン燃料では、燃えやすいウラン235の割合を約4%としていますが、MOX燃料では、ウラン燃料と同じような燃え方になるように、プルトニウム239を入れています。

なお、先に説明したように、ウラン燃料でも、発電量の約30%がプルトニウムの核分裂で生み出されていますが、プルサーマルでは、この割合が約50%となります。



プルサーマル計画については、既に昭和36年に、国の「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」において、検討課題に取り上げられ、技術開発や安全規制の整備等を踏まえて具体化が進められてきたものであり、昨年10月に策定された「原子力政策大綱」においても、「我が国においては、使用済み燃料を再処理し、回収されるプルトニウム、ウラン等を有効利用するという基本の方針を踏まえ、当面、プルサーマルを着実に推進する」との方針が再確認されています。

エネルギー資源の自給率が約4%と、エネルギー資源の乏しい我が国においては、将来にわたりエネルギーを安定して供給していくため、ウラン資源のリサイクル利用を図るプルサーマル計画の必要性は、理解できます。

(用語解説)

MOX燃料：プルサーマルで使用される燃料。ウラン燃料に含まれるウラン235に替えて、プルトニウムを混合させたもの。ウランとプルトニウムの酸化物の混合燃料であることから、MOX (Mixed Oxide = 混合酸化物) といいます。

原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画：原子力委員会が、我が国の今後10年間程度の原子力施策の基本的方向性を示すものとして策定しています。昭和31年に初めて策定され、以降5年毎に改定が行われています。

原子力政策大綱：平成17年に、「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」を改定するに当たって、「原子力政策大綱」とされた。

3 伊方発電所3号機のプルサーマル計画の概要

四国電力が計画しているプルサーマル計画の概要は、次のとおりです。

実施号機	伊方発電所3号機(加圧水型 定格電気出力89万kW)
実施時期	平成22年度(2010年度)までに実施予定
燃料集合体の数	157体 うちMOX燃料集合体 最大40体(約1/4)
MOX燃料	<p>プルトニウム含有率</p> <p>燃料集合体平均 約4.1wt%の濃縮ウラン相当以下 (約1.1wt%以下)</p> <p>ペレット最大 1.3wt%以下</p> <p>核分裂性プルトニウム富化度 8wt%以下(ペレット最大)</p> <p>MOX燃料集合体最高燃焼度 45,000MWd/t</p>
ステップ1ウラン燃料	<p>ウラン235濃縮度 約4.1wt%以下</p> <p>ウラン燃料集合体最高燃焼度 48,000MWd/t</p>
ステップ2ウラン燃料	<p>ウラン235濃縮度 約4.8wt%以下</p> <p>ウラン燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t</p>

(用語解説)

ペレット：ウランやプルトニウムの酸化物の粉末を円筒状に成形し、陶器のように焼き固めたもの。

燃料集合体：ペレットを長さ約4mの被覆管に詰めて燃料棒とし、伊方発電所3号機の場合はこの燃料棒264本を束ねて燃料集合体としています。

燃焼度：1トンの燃料から放出される全エネルギーの量。MWd/tで表します。

濃縮度：燃料中の燃えやすい(核分裂しやすい)ウラン235の割合を濃縮度といいます。

w t %：重量で比較した割合のこと。

伊方発電所3号機プルサーマル計画の安全性に関する論点毎の検討結果

伊方発電所3号機プルサーマル計画の安全性については、国の安全審査結果や公開討論会における推進・慎重双方の議論、会場参加者との質疑応答、県民の皆さんから頂いた様々な意見等を踏まえ、「伊方原子力発電所環境安全管理委員会」において論点を整理・抽出し、入念に審議・確認されました。

以下は、委員会での審議を基に、安全性についての検討結果を論点毎に整理したものです。

なお、原子力、プルサーマルに関しては、難解な専門用語等が出てきますが、なるべくわかりやすく説明するよう努めました。

(伊方発電所3号機プルサーマル計画の安全性に関する論点)

1 燃料の健全性	(1) 燃料の溶融点	ウラン燃料に比べて融点が低いことによる影響
	(2) 燃料棒内圧	燃料棒内圧の上昇による影響
		プルトニウムスポットによる燃料の健全性への影響
	(3) 燃料集合体の健全性	MOX新燃料は、ウラン新燃料より崩壊熱が大きいことによる燃料集合体強度への影響
(4) 燃料棒設計コードの妥当性	燃料棒設計コードの妥当性	
2 設備の健全性	プルサーマルにより中性子照射量が増加することによる設備への影響	
3 原子炉の制御性	(1) 制御棒及びほう素の効き	制御棒の効きが悪くなることによる原子炉制御性への影響
		ほう素の効きが悪くなることによる原子炉制御性への影響
(2) 自己制御性	出力が急に変動した場合の原子炉制御性への影響	

	(3) 出力分布特性	燃料間の出力の差が大きくなりやすいこと との安全設計への影響 特にMOX燃料とステップ2高燃焼度ウ ラン燃料の混焼による燃料間の出力差の 安全設計への影響
4 MOX燃料の使 用実績	MOX燃料の使用実績 高燃焼度ウラン燃料(ステップ2燃料)とMOX燃料の併用の実 績	
5 平常時の被ばく	新燃料及び使用済燃料の放射線量が、ウラン燃料より高いこと による作業員の被ばくへの影響	
6 事故時の影響	プルサーマル実施の事故時の影響	
	事故時のプルトニウムの放出可能性	
	過酷事故が発生した場合の被害	
7 使用済MOX燃 料の貯蔵	使用済燃料の発熱量がウラン燃料より大きいことによる使用済 燃料ピット冷却能力への影響	
	使用済MOX燃料の処理の方針	
8 地震への対応	プルサーマル実施時における地震による構造物への影響	
	志賀2号機運転差し止め判決が出たこと、耐震設計審査指針が改 訂されたことによるプルサーマルへの影響	
	新耐震指針による評価時期	
9 安全審査の判断 基準等	「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」(1/3MOX報告書)を適用することの妥当性	

1 燃料の健全性について

(1) 燃料の溶融点

(論点)

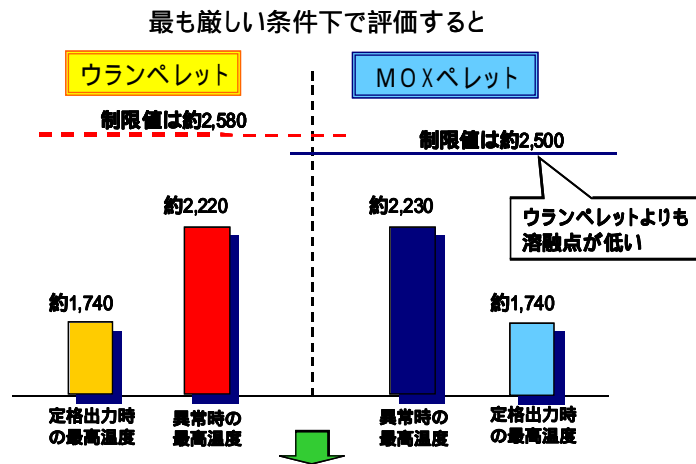
酸化プルトニウムは酸化ウランより、溶け始める温度(溶融点)が低いことから、MOX燃料はウラン燃料に比べ、低い温度で燃料が溶ける可能性があるのではないかと。

(検討結果)

- 新ウラン燃料ペレットの溶融点は約2,800 ですが、プルトニウムを混ぜた新MOX燃料ペレットの溶融点は少し低下して約2,730 になります。
- 国の安全審査では、燃料を作る際の製造公差(ばらつき)や、燃焼が進むにつれて溶融点が下がること等を考慮して、ウラン燃料の安全審査上の溶融点(制限値)2,580 に対して、MOX燃料では2,500 とさらに低く設定して安全余裕を持たせています。
- 以上のように、MOX燃料では、制限値を実際の溶融点よりも230 低くして安全余裕を確保していますが、通常運転時のMOX燃料の最高温度は約1,740 、異常時の最高温度は約2,230 となることが確認されており、制限値との間にも十分な

余裕があります。

ウラン燃料の通常運転時の最高温度は約1,740、異常時の最高温度は2,220です。



(用語解説)

溶融点：物質が固体から液体になるときの温度。

製造公差：ある仕様のもとに製造された製品の寸法や重さなどは、通常は、製造上のばらつきなどにより仕様値と全く同一の値にはならないものです。このため、製造に当たっては、仕様値に対して許容される最大と最小の値を決めて、その範囲内に仕上がった製品を合格としています。この許容値を製造公差といいます。

制限値：安全性などを評価する際の目安として定められた値であり、解析結果などがこの値を超えなければ安全と考えられる値です。

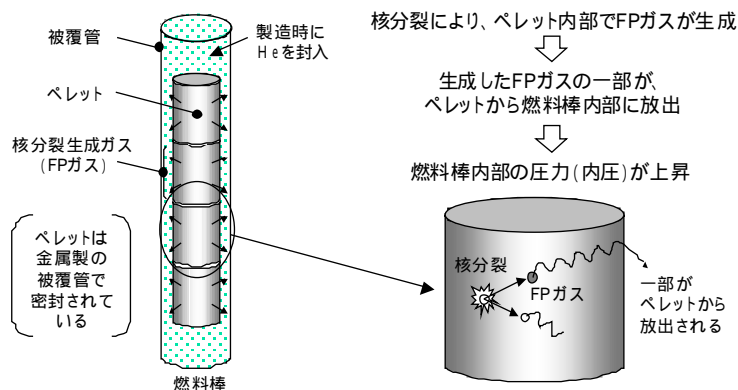
安全余裕：安全性を評価するに当たり、安全上の限界より十分手前に制限値を設定するなど、安全上持たせる余裕のこと。

(2) 燃料棒の内圧

(論点)

○ウランやプルトニウムが核分裂したときに発生する、クリプトンやキセノンなどの気体状の核分裂生成ガスの放出量は、ウラン燃料よりMOX燃料の方が多くなることから、同じような燃料棒の仕様では、MOX燃料の方が燃料棒内の圧力が上昇するのではないかと。

○MOX燃料は、ウラン酸化物の粉末とプルトニウム酸化物の粉末を混合して製造するが、均一に混合しないと、プルトニウムの塊(プルトニウムスポット)ができ、その部分が燃え過ぎて温度が上昇し、内圧が上昇するなどの影響により、燃料棒の被覆管が変形したり、破損したりするのではないかと。



(検討結果)

○MOX燃料の方がウラン燃料より、核分裂生成ガスの放出量やヘリウムガスの発生量が大きいことも想定され、燃料棒内圧の上昇の要因になると考えられます。このため、燃料棒の中に入れる初期ヘリウムガス量を減らして、燃料棒の内圧を基準値以下に抑えることとしており、安全性は確保されます。

最近では、MOX燃料とウラン燃料の核分裂生成ガスの放出量には大きな差がないという実験データも公表されています。

○MOX燃料の製造では、ウラン酸化物の粉末とプルトニウム酸化物の粉末を2段階で混合するMIMAS法という製法などにより、プルトニウムスポットを最大でも直径0.2mm程度と十分に小さくすることができることから、プルトニウムスポットの影響は小さく、燃料棒の健全性は確保されます。

プルトニウムスポットを0.4mm、1.1mmとした燃料の実験においても、燃料の破損などの特性は、ウラン燃料と変わらないことが確認されています。

(用語解説)

核分裂生成ガス：ウラン235やプルトニウム239が核分裂した際に、全く別の物質（核分裂生成物）ができますが、このうちクリプトンやキセノンなどの気体状のものを核分裂生成ガスと呼びます。ヘリウムガス：希ガスの一種。化学的に他の元素と化合しない物質。プルトニウム238やプルトニウム241から核変換されたキュリウム242などは、崩壊して線（ヘリウムガス）を放出します。プルトニウムスポット：MOX燃料製造時にウラン粉末と十分に混ざりきらなかったプルトニウムの塊。

MIMAS法：ウランとプルトニウム粉末を均一に混合する方法の1つ。フランスのMOX燃料工場などで採用されており、ウラン粉末とプルトニウム粉末を2段階に分けて混合する方法。

(3) 燃料集合体の健全性

(論点)

○MOX新燃料は、プルトニウムの性質から、ウラン新燃料より崩壊熱が大きくなることから、輸送中に燃料集合体が高温となり、強度が低下するのではないか。

(検討結果)

○MOX燃料集合体の気中での輸送及び取扱い時には、温度が300程度となり、燃料集合体の構成部品の強度が低下しますが、輸送時等においては、燃料集合体にかかる荷重を4G以下に制限し、強度以上の負荷がかからないように計画されており、燃料集合体としての機能が保持されます。

実際のMOX燃料集合体の輸送に当たっては、加速度計等を取り付けて、4G以下になっていることが確認されます。

(用語解説)

G：重力加速度のこと。物体に働く重力をその物体の質量で割ったもの。加速度の単位として用いられる。

崩壊熱：プルトニウムや核分裂生成物等の放射性物質は、原子核が自然発生的に崩壊して他の原子核に変わりますが、この時に発生する熱を崩壊熱と呼びます。

加速度計：加速度を測定する計測器。

(4) 燃料棒設計コードの妥当性

(論点)

○MOX燃料の評価に使用した燃料棒設計コードは、ステップ2ウラン燃料を評価した燃料棒設計コードが採用されているが、MOX燃料の評価では、初めてのケースとなる。

(検討結果)

○MOX燃料の健全性評価においては、ステップ2ウラン燃料を評価した燃料棒設計コードに対して、プルトニウム含有に伴う熱伝導率の低下など、MOX燃料の特性を反映して使用されています。また、採用したコードの妥当性については、実験結果と解析結果の比較による検証が行われており、適切に燃料棒の設計、評価がなされています。なお、MOX燃料の健全性評価に当たっては、MOX燃料がステップ2ウラン燃料と隣接して燃焼した状態を想定した評価が行われています。

(用語解説)

燃料棒設計コード：燃料を設計するに当たり、燃料棒内圧や燃料温度など、燃料の健全性に関するパラメータを解析する計算プログラム。

ステップ2高燃焼度ウラン燃料：高燃焼度ウラン燃料とは、燃料中の燃えやすいウラン235の割合を多くし、原子炉内でより長く使用できるようにした燃料のことで、伊方発電所では、平成16年度から、ステップ2という、より燃焼度の高い(最高燃焼度：55,000MWd/t)燃料が採用されています。

熱伝導率：熱伝導ともいい、熱伝導において、熱流束密度(単位時間に単位面積を通過する熱エネルギー)を温度勾配で割った物理量。一つの物質内での熱の伝わり易さを表す値。

2 設備の健全性について

(論点)

○プルトニウムの核分裂時に発生する高速中性子の数は、ウランに比べて増加することから、MOX燃料は、燃料被覆管や原子炉容器などへの高速中性子照射量を増加させ、劣化を加速させるのではないか。

(検討結果)

○燃料被覆管については、高速中性子照射量が増加しても耐力の低下が見られないことが実験データから確認されています。また、MOX燃料被覆管に発生する応力は、ウラン燃料と同様、耐力以下であり、被覆管の強度は確保されています。

○原子炉容器については、中性子照射量の増加は数%程度であり、中性子照射による材料の脆化への影響はほとんどないとされていますが、原子炉容器内に配置している監視試験片を定期的に取り出して、材料の脆化の状況や中性子照射量を定期的に評価するなど、適切な安全性の確認がなされます。

(用語解説)

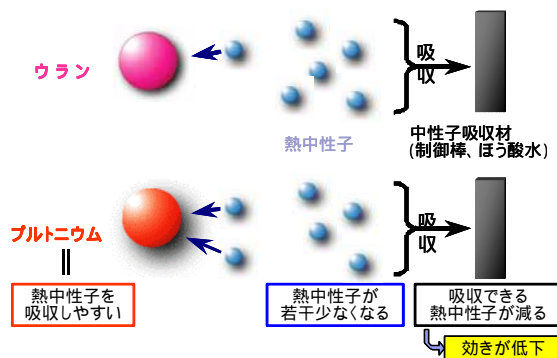
高速中性子：核分裂によって発生した直後のエネルギーが高い中性子を高速中性子といいます。

監視試験片：原子炉容器の脆化(もろさ。材料の変形能力、つまり柔軟性が小さくなること。)の度合いや、中性子照射量を確認するため、あらかじめ原子炉容器の中に挿入しておく金属片。原子炉容器と同じ低合金鋼等。

3 原子炉の制御性について
 (1) 制御棒及びほう素の効きについて
 (論点)

○MOX燃料は、中性子をよく吸収する燃えにくいプルトニウム等が多いことから、ウラン燃料より、制御棒やほう素の効きが悪くなるのではないか。

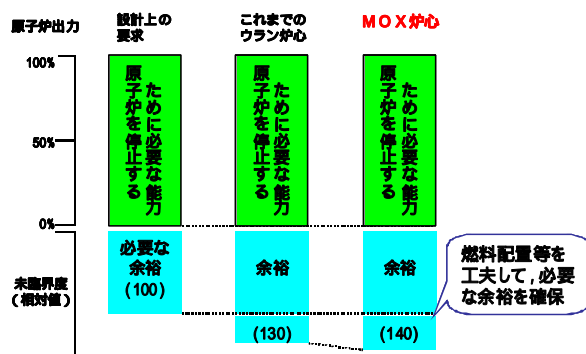
制御棒の原子炉を止める能力は十分か(1)



(検討結果)

○制御棒挿入位置にMOX燃料を配置しないなど、原子炉内の燃料等を適切に配置することで、制御棒の効きを確保しています。また、安全審査では、制御棒1本が引き抜かれて全く効かない状態を想定しても、原子炉に十分な停止余裕があることが確認されています。

制御棒の原子炉を止める能力は十分か(2)



安全に原子炉を停止できることを確認した

○燃料取替時に使用する燃料取替用水タンクや、異常時に原子炉に水を注入する蓄圧タンクのほう素濃度を、ウラン燃料使用時の3,400ppm以上から、MOX燃料使用時には4,400ppm以上と高めることにより、緊急時など必要な場合に原子炉を安全に停止するなどの原子炉制御能力が確保されています。

なお、ほう素が析出する温度は、20℃で約8,100ppm、10℃では約6,100ppmであることから、ほう素が析出する可能性は極めて小さいと考えられます。

(用語解説)

燃料取替用水タンク：原子炉の燃料を取り替える際に、原子炉、キャビティ等に張るほう酸水を溜めておくタンク。このほう酸水は緊急時に原子炉に注入する非常用冷却水としても使用できます。
蓄圧タンク：一次冷却水喪失事故時に原子炉の圧力が低下したとき、ほう酸水を自動的に炉心に注入するため、通常時、ほう酸水及び加圧窒素で満たされているタンク。

(2) 自己制御性について

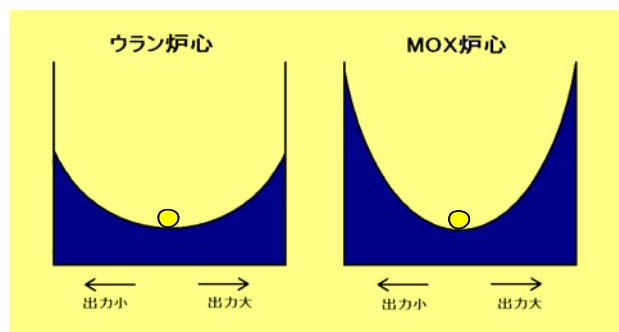
(論点)

○MOX燃料は、中性子を吸収しやすい燃えにくいプルトニウム等が多いことから、ウラン燃料より、核分裂を抑える作用及び反対に核分裂を進める作用（自己制御性）が大きく、原子炉の制御性に影響があるのではないかと。

(検討結果)

○制御棒飛び出し事故など、出力が急に増加する場合の原子炉出力の変化の解析では、MOX燃料使用時の方が出力上昇は速くなるが、出力を元の状態に戻す作用も大きいため、直ぐに出力は低下し、その後の原子炉出力の変化はウラン燃料使用時とMOX燃料使用時でほとんど変わらないという解析結果が得られています。また、主蒸気管破断事故など原子炉冷却材が急冷されることにより核分裂が急激に進むような事象についても解析・評価され、原子炉出力の変化に問題ないことが確認されており、原子炉制御能力は確保されています。

出力が急激に変動したときうまく元に戻ろうとするか(1)



MOX炉心の方が出力が元に戻ろうとする力が強い

(参考)

- 原子炉では、燃料の温度が上昇すると、燃えにくいウラン238、プルトニウムなどに吸収される中性子の量が増加し、核分裂が抑えられるが、反対に燃料の温度が低下すると、中性子の吸収量も減少し、核分裂が進みます。
- また、冷却水の温度が上昇すると、水の密度が小さくなり、熱中性子の割合が減少することから、核分裂が抑えられるが、反対に冷却水温度が低下すると、水の密度が大きくなり、熱中性子の割合が増加することから、核分裂が進みます。

(用語解説)

燃えにくいプルトニウム：プルトニウム239、241などは核分裂しやすい(燃えやすい)が、238、240などは核分裂しにくい(燃えにくい)プルトニウムです。
水の密度：物質の単位体積当たりの質量を密度といい、水の場合は、温度が高くなると単位体積当たりの質量が軽くなり、密度が小さくなります。水の密度は、4℃の時に一番大きくなります。

(3) 出力分布特性について

(論点)

ウラン燃料の近くにあるMOX燃料棒の出力が高くなる傾向があり、燃料集合体内の出力分布にムラができるのではないかと懸念されている。

○ステップ2 高燃焼度ウラン燃料とMOX燃料を原子炉で同時に燃焼（混焼）させる場合は、ステップ1 高燃焼度ウラン燃料とMOX燃料の混焼の場合よりも、燃料間での出力のムラが大きくなり、原子炉の制御が困難になるのではないかと懸念されている。

(検討結果)

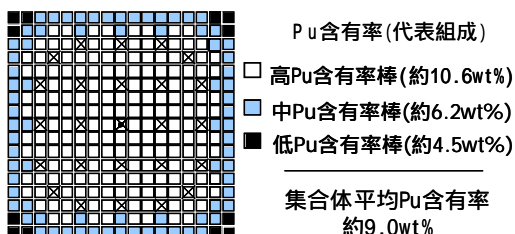
○MOX燃料では、燃料集合体外周部の燃料棒のプルトニウム含有量を低下させ、外周部を燃えにくくすることによって、燃料集合体内の出力分布のムラを抑えることとしており、安全性が確保されています。

○原子炉内の燃料配置（炉心配置）については、ウラン燃料とMOX燃料の違い、各燃料の燃焼度の違い、制御棒及び中性子吸収材の位置などを考慮して、それぞれ適切に配置することにより、原子炉全体の出力分布のムラを抑えることとしており、原子炉制御能力が確保されています。

国の定期検査毎の燃料集合体炉内配置検査においても、炉心配置の安全性が確認されることとなっています。

3種類のPu含有率の燃料棒を適切に配置

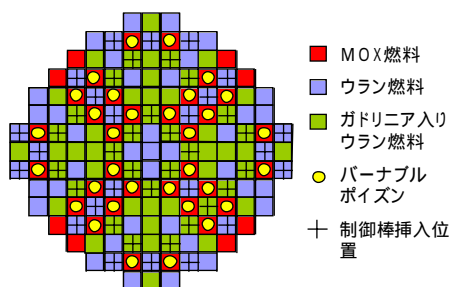
MOX燃料は下図のとおり、できるだけ燃料棒出力が平坦になるように燃料棒が配置される。



燃料集合体内の出力分布を平坦化

燃料集合体の適切な配置や中性子吸収材の使用

燃料集合体を適切に配置するとともに、下図のようにバーナブルポイズンが併用される。



原子炉内の出力分布を平坦化

(用語解説)

出力分布：原子炉や燃料集合体内の各位置において、発生する熱出力の分布をいいます。

4 MOX燃料の使用実績について

(論点)

○軽水炉でのMOX燃料の使用実績は少ないのではないかと懸念されている。また、ステップ2 高燃焼度ウラン燃料とMOX燃料の併用は、伊方発電所3号機が我が国で初めての事例になるのではないかと懸念されている。

(検討結果)

○国内及び海外のMOX燃料の使用実績は、次のとおりであり、これまで、MOX燃料の使用時において、MOX燃料特有の原因による燃料の損傷事例等はなく、十分な安全な使用実績や設計の信頼性があります。

- ・国内の軽水炉においては、「美浜1号機」及び「敦賀1号機」における少数体試験において、6体が安全に使用されており、燃料の照射後試験においても異常がないことが確認されています。また、軽水炉ではありませんが、「新型転換炉原型炉ふげん」でも、772体のMOX燃料が使用された実績があります。
- ・海外においては、40年以上前からプルサーマルが実施されており、これまでフランス、ドイツ、スイス、ベルギーなど10カ国において、約5,000体のMOX燃料が使用されており、MOX燃料の使用が原因となった燃料や原子炉の異常は報告されていません。

○国の安全審査では、ステップ2高燃焼度ウラン燃料とMOX燃料のデータを盛り込んだ設計コード等を使用した評価が行われており、安全性が確保されています。

ステップ2高燃焼度ウラン燃料とMOX燃料の併用実績については、「原子力安全委員会第110部会」の資料において、ベルギーの2つの原子力発電所において、伊方発電所と同等又はそれ以上の燃焼度の許認可値の高燃焼度ウラン燃料とMOX燃料が同時に使用され、許認可値と同等の燃焼度の使用実績があることが報告されています。

(参考)

軽水炉におけるMOX燃料使用実績 (2004年12月末現在 経済産業省調べ)

国名	装荷時期	累積装荷実績	軽水炉の形式	実施基数
日本	1986～1991	6	加圧水型・沸騰水型	2
アメリカ	1965～1985	91	加圧水型・沸騰水型	6
ドイツ	1966～	1,828	加圧水型・沸騰水型	15
フランス	1974～	2,270	加圧水型	21
スイス	1978～	304	加圧水型	3
ベルギー	1978～	305	加圧水型	3
イタリア	1968～1981	70	加圧水型・沸騰水型	2
オランダ	1971～1987	7	沸騰水型	1
スウェーデン	1974～1979	3	沸騰水型	1
インド	1994～2000	10	沸騰水型	2
合計		4,894		56

ベルギーにおける高燃焼度ウラン燃料とMOX燃料の併用実績

		ベルギー Tihange 2, Doel 3	伊方3号機の計画
ウラン燃料	許認可値	55,000Mwd/t	55,000Mwd/t
	実績値(最大)	54,000Mwd/t	-
MOX燃料	許認可値	50,000Mwd/t	45,000Mwd/t
	実績値(最大)	49,000Mwd/t	-

(用語解説)

新型転換炉原型炉ふげん：昭和54年に運転を開始し、平成15年に運転を停止した、重水減速沸騰軽水冷却型の動力炉（16.5万kW）。MOX燃料を使用して、減速材として、通常の原子力発電所で使用されている軽水（水）の代わりに重水を使用しています。

照射後試験：原子炉の燃料・材料は原子炉での照射によりその特性に種々の影響を受けます。この影響を調べるための方法として照射後に燃料棒の試験を行い影響を調べる照射後試験があります。燃料棒非破壊検査と燃料棒破壊検査があり、燃料棒非破壊検査ではガンマ線分布、中性子線分布の測定、燃料棒破壊検査では核分裂生成物の組成や燃焼度の検査、材料学的検査等が主なものです。

5 平常時の被ばくについて

(論点)

○MOX燃料は、新燃料及び使用済燃料の放射線が、ウラン燃料より高いことから、燃料の取扱や貯蔵時等に、作業員への被ばくが大きくなるのではないかと懸念されています。

(検討結果)

○MOX新燃料を輸送容器から使用済燃料ピットに移送する場合は、遮へい措置の施された「新燃料取扱装置」を使用して、取扱が行われることになっています。この遮へい装置は、高浜発電所でも安全な使用実績があります。

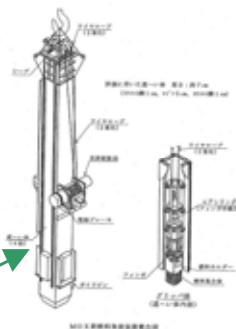
○使用済燃料ピットへの搬入後は、水深が確保された状態で（水には放射線の遮へい能力があります。）貯蔵、取扱が行われることから、安全な放射線の遮へい措置が可能です。

伊方発電所においては、作業従事者の年間の被ばく限度50mSv以下となるよう、作業内容ごとに被ばく管理目標値設定することで、作業員の適切な被ばく管理がなされています。

新燃料取扱及び貯蔵施設： 取扱作業員の放射線防護

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

(参考)

放射線被ばくからの防護については、「時間」（できるだけ作業時間を少なくする。）、「距離」（できるだけ放射線の発生源から距離をとる。）、「遮へい」（放射線を適当な物質で遮へいする。）の3つが原則となっています。

(用語解説)

放射線被ばく：労働安全衛生法等により、放射線業務従事者の年間50mSv等と規定されています。大量の放射線を浴びた場合の人体への影響としては、ガン、白血病など急性、慢性の障害の可能性があります。

遮へい：放射線の影響をさえぎること。放射線の種類によって、遮へいの方法が異なります。

新燃料取扱装置：新燃料を発電所に受け入れる際に、輸送容器から貯蔵場所まで燃料を移動するときに使用する装置。MOX燃料の新燃料取扱装置は、ステンレスやレジン（樹脂）で放射線を遮へいする構造となっています。

6 事故時の影響について

(論点)

○プルサーマルを導入すると、燃料中のプルトニウム量が増えることにより、事故時の影響が大きくなるのではないかな。

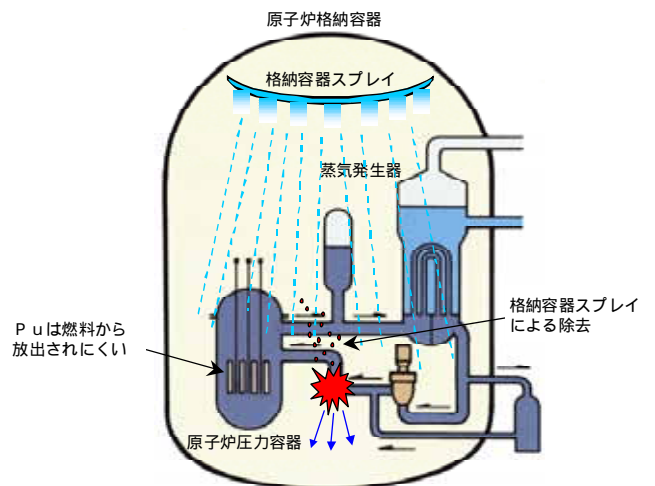
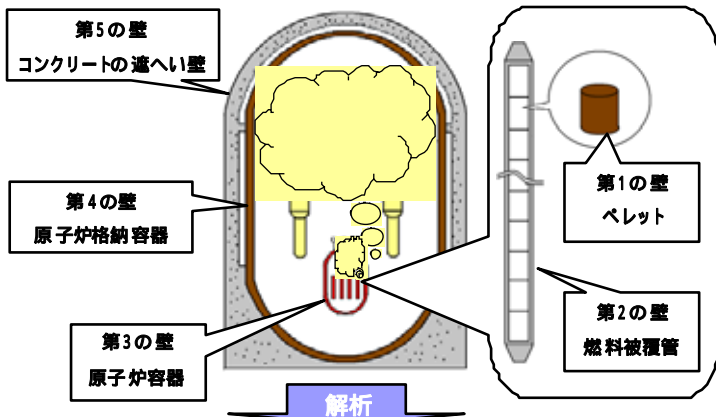
○核燃料が溶融するなどという過酷事故が起きた場合は、プルトニウムが周辺環境中に放出され、大きな被害になるのではないかな。

(検討結果)

○国の安全審査では、「原子炉冷却材喪失事故」、「蒸気発生器伝熱管破損事故」などを想定し解析した結果、評価結果が最も厳しくなる「蒸気発生器伝熱管破損事故」においても、敷地境界外における実効線量は約0.5mSvであり、周辺の公衆に対して、著しい放射線の影響を与えるものではなく、ウラン燃料とほとんど変わらないと評価されています。

(参考)

人間は、1人当たりの年間約2.4mSvの自然放射線を受けています。(世界平均)



影響は、ウラン炉心もMOX炉心も変わらないことを確認した

原子炉冷却材喪失事故の場合 約0.49 mSv(胸のX線集団検診 約9.8回分)

*蒸気発生器伝熱管破損事故の場合 約0.50 mSv(胸のX線集団検診 約10回分)
(影響の最も大きい事故)

○二酸化プルトニウムが気体になる温度は約3,230 と非常に高い温度であり、気体になりにくいことから、プルトニウムが格納容器の外に放出される可能性はほとんどないことが理解できます。燃料の約半分が溶融したアメリカの「スリーマイル島原発事故」においても、クリプトン等の気体になりやすい希ガスは格納容器の外に放出されているが、燃料中で生成されるプルトニウムは、放出されていないことが確認されています。

四国電力株式会社では、非常時の冷却手段の多様化などのアクシデントマネジメント策を整備するとともに、伊方発電所3号機の確率論的安全評価では、炉心損傷の発生頻度は「1千万年に1回程度」と、「国際原子力機関（IAEA）」の国際的な目標である「1万年に1回以下」よりも十分に小さい値となっています。

（用語解説）

原子炉冷却材喪失事故：原子炉の熱を炉心から炉外に取り出すための一次冷却水配管が瞬時に破断して、そこから冷却水が漏れることを想定した事故。

蒸気発生器伝熱管破損事故：蒸気発生器の伝熱管が瞬時に破断し、中に入っている放射能を含む一次冷却水が二次冷却水中に放出されることによって、一次冷却水が格納容器外へ放出されることを想定した事故。

実効線量：身体の放射線被ばくが均一又は不均一に生じたときに、被ばくした箇所の線量を全身が受けた線量に換算したもの。

スリーマイル島事故：1979年3月28日に米国ペンシルバニア州のスリーマイルアイランド原子力発電所2号炉（加圧水型軽水炉）で発生した事故。主給水ポンプの停止を発端として、機器の故障や誤操作が重なり、原子炉内の水が減少して、炉心の上部が露出し、燃料の損傷が起きました。

クリプトン：希ガスの一種。化学的に他の元素と化合しない物質。ウラン、プルトニウム等が核分裂した際に、核分裂生成物として放出されます。

確率論的安全評価：原子力発電所で発生する可能性がある様々な事故、例えば核燃料を冷却している水が漏れるような事故が発生し、機器の故障や操作ミスが重なって炉心が損傷するような場合についてその発生確率を定量的に評価し、安全性の度合いを表現する手段。

国際原子力機関（IAEA）：国際連合の専門機関の1つで、1957年7月29日に設立。原子力を世界の平和、保健、繁栄のため貢献させることを目的として、核分裂性物質の監視と原子力の平和利用に関する開発の推進を行っています。

アクシデントマネジメント：設備の故障やヒューマンエラーが何重にも重なって安全装置が全く働かず、原子炉の燃料が大規模に損傷するような事故をシビアアクシデントといいます。シビアアクシデントに至るようなおそれのある事態に陥ったり、実際にシビアアクシデントが発生した場合に取られる臨機応変の措置のことをアクシデントマネジメントといい、非常用冷却手段の多様化等の設備改造、手順書の整備、従業員の教育訓練等の対策が行われています。

7 使用済MOX燃料の貯蔵について

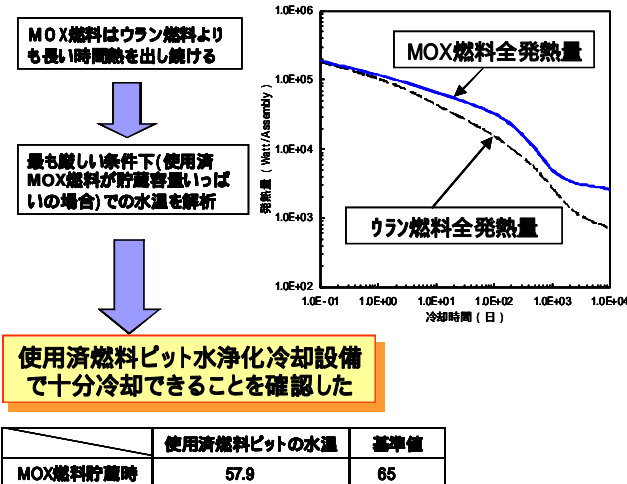
（論点）

- 使用済MOX燃料の発熱量が、使用済ウラン燃料より大きいことから、使用済燃料を貯蔵するピットの冷却能力が不足し、安全に貯蔵できないのではないかと。
- 使用済MOX燃料については、処理方針が決まっていないことから、発電所に貯蔵し続けられるのではないかと。

（検討結果）

- 使用済燃料ピットの水温は、使用済燃料ピット（コンクリート）の健全性の観点から、上限値を65とし、使用済燃料からの発熱を除去するため、冷却器が設置・運転されています。安全審査では、使用済燃料ピットに使用済MOX燃料がほぼ一杯になったという、温度管理面で最も厳しい条件においても、水温は57.9までしか上がらないと評価されていることから、使用済燃料ピットの冷却能力は確保されています。

使用済MOX燃料の貯蔵は安全に行えるか



- 使用済MOX燃料は、フランスや日本の東海再処理工場においても、再処理の実績があり、技術的には再処理が可能です。「原子力政策大綱」では、使用済MOX燃料の処理方策は2010年頃から検討を開始し、六ヶ所再処理工場の操業終了に十分間に合うまでに結論を出すと言われていました。なお、使用済MOX燃料は、使用済ウラン燃料に比べて発生量は少ないことから、それまでの間は、伊方発電所の使用済燃料ピットで適切な貯蔵が可能です。

(参考) 伊方発電所で発生した使用済ウラン燃料について (平成18年8月末現在)

使用済燃料発生量	2,179		
伊方発電所での貯蔵量	1,204		
再処理工場に貯蔵中のもの(六ヶ所)	196		
既に再処理されたもの	779	フランス	288
		イギリス	294
		東海再処理工場	197

(体)

(用語解説)

再処理：使用済燃料の中には、燃え残ったウランや新しく生成されたプルトニウムと、放射能を持った核分裂生成物などが存在しています。これを使用できるものとできないものに分離する作業を再処理といいます。再処理工場では、硝酸に燃料を溶かして有機溶媒で抽出するPUREX法が主に採用されています。日本では、東海再処理工場で再処理が行われてきましたが、現在は、六ヶ所再処理工場が試運転中です。また、フランスやイギリスの再処理工場に委託して再処理を行ってきました。

8 地震への対応について

(論点)

- 国の安全審査では、耐震安全性を対象としていないが、MOX燃料の方がウラン燃料よりも中性子照射量が増加することから、材料強度が低下し、耐震安全性に影響するのではないか。
- 「志賀2号機運転差止め判決」や「耐震設計審査指針の改訂」の動きもあるように、伊方発電所自体の耐震安全性が確保されていないのではないか。

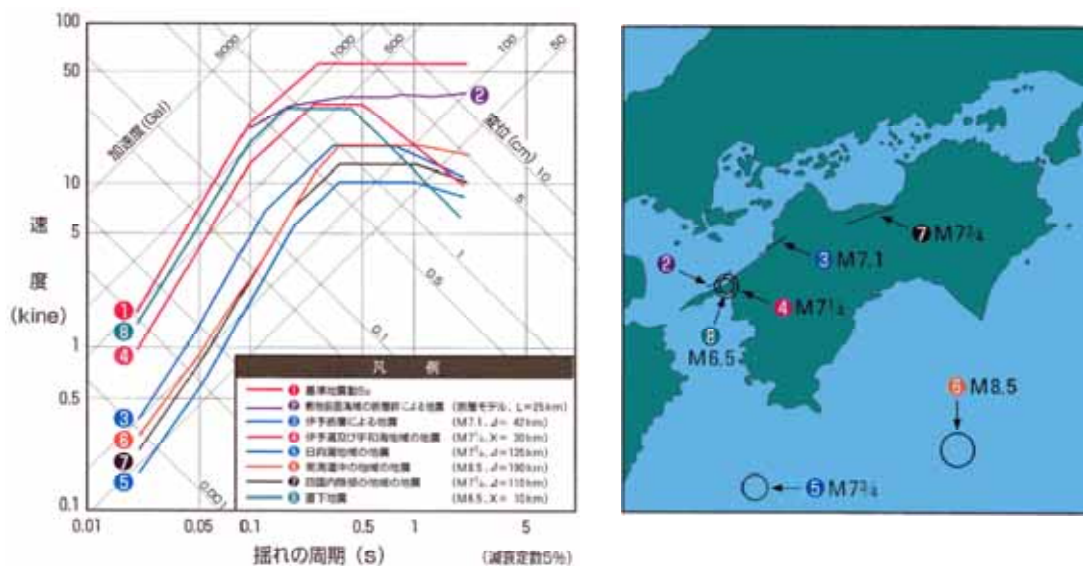
(検討結果)

- 国では、プルサーマルを導入しても、原子炉設備の構造は変更しないこと、燃料集

合体の形状や重量はMOX燃料とウラン燃料はほとんど変わらないこと、中性子照射量の増加を考慮しても、MOX燃料による原子炉の強度への影響はウラン燃料とほとんど変わらないことから、伊方発電所3号機の耐震安全性に影響しないとしています。なお、MOX燃料集合体の耐震安全性については、国の工事計画認可において、厳正に審査されることになっています。

○伊方発電所の耐震安全性については、建設時の安全審査はもとより、その後明らかになった「伊方沖海底活断層」や「中央構造線断層帯」などの調査結果や、地震学、地震工学等の新しい知見を踏まえ、その都度、耐震安全性の再評価が行われ、国の確認を受けていますが、四国電力株式会社では、「耐震設計審査指針」の改訂を踏まえて再評価を行い、更に確認することとなっています。

基準地震動S₂の応答スペクトル



(用語解説)

志賀2号機運転差し止め判決：平成18年3月24日、金沢地方裁判所は、北陸電力株式会社に対して、「志賀2号機（改良沸騰水型135.8万kW）を運転してはならない。」との判決を下しました。判決の主な理由は、「直下型地震の規模が小さ過ぎる。」、「邑知活断層帯を考慮していない。」、「地震動を想定している大崎の手法は妥当性がない。」等の問題点があるから、想定を超えた地震動により、原発に事故が起こり、被ばくする具体的可能性があるというものです。国は、厳格に耐震安全性を確認しており、志賀2号機の安全性に問題はないとコメントしています。また、北陸電力株式会社は、判決を不服として、平成18年3月27日付けで控訴しています。

耐震設計審査指針：「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」。原子力安全委員会が、原子力発電所の耐震設計の安全審査を行うに当たって、その設計方針の妥当性を評価するため、定めたもの。昭和56年7月20日に策定されていましたが、平成18年9月19日に改訂されました。

9 安全審査の判断基準等について

(論点)

- 「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」(1/3MOX報告書)は、ステップ2高燃焼度ウラン燃料の併用が想定されていないなど、伊方発電所3号機のプルサーマル計画の判断基準に適用すべきではないのではないか。

(検討結果)

- 「1/3MOX報告書」が策定された時点では、ステップ2高燃焼度ウラン燃料の採用計画が具体化していなかったため、ステップ2高燃焼度ウラン燃料のウラン濃縮度や燃焼度等は明示されていないが、伊方3号機プルサーマル計画の安全審査に当たっては、「1/3MOX報告書」を基本に、様々な安全審査指針類や、実験データ等で妥当性が確認されている各種の計算コード等を用いるとともに、様々な専門家の有する最新の知見に基づき調査・審議が行われていることから、安全審査の判断基準は適正なものであったと理解できます。

(用語解説)

1/3MOX報告書：原子力安全委員会が、MOX燃料の原子炉装荷割合1/3程度までの範囲でプルサーマルを実施する際の安全審査の指標として取りまとめた報告書。
安全審査指針：原子力安全委員会が、原子炉施設の安全審査の客観性、合理性等を高めるために策定している指針。原子炉施設の立地、設計、安全評価、線量目標値等について定められています。

10 四国電力株式会社の安全管理体制について

- 四国電力株式会社では、これまで30年近くの原子炉の運転経験があり、特に大きな事故もなく、安全な運転が行われています。また、平成11年からは、正常状態以外のあらゆる異常事象について、安全協定に基づき県及び伊方町に報告し、積極的な情報公開に努めるとともに、全ての設備故障等について詳細な原因究明を行い、関連設備や保守管理への適用も含めた対策が実施されています。
- また、日常的に、保安規定に基づく各種の保安活動を実施しており、品質保証計画に基づいた各種の取組みが展開され、従業員に対する教育・訓練にも努めており、引き続き適切な安全管理体制が確保されるものと期待されます。

(用語解説)

品質保証計画：事業者が原子力安全を達成・維持・向上することを目的に、その活動を体系的に実施するための管理の方法を定めたもの。
保安規定：原子炉施設を安全に運転・管理するために原子炉等規制法などに定められた項目について、事業所ごとに定める規定。

まとめ

伊方発電所3号機のプルサーマル計画については、導入反対の声があることも十分認識しているが、国の安全審査に基づく原子炉設置変更許可や「伊方原子力発電所環境安全管理委員会」の意見等により、 章の「伊方発電所3号機プルサーマル計画の安全性に関する論点毎の検討結果」に取りまとめたとおり、伊方発電所3号機のプルサーマル計画の安全性は確保されると判断しました。

なお、「伊方原子力発電所環境安全管理委員会」の付帯意見に記載されたとおり、プ

ルサーマル導入の安全性については、各段階における適切な安全審査・確認や、四国電力株式会社の品質保証体制や安全管理体制の一層の充実・強化が不可欠であることから、国に対して、今後の適切な検査・審査等を文書要請するとともに、県としても適確な安全確認を行い、その情報を積極的に提供・公開することにより、県民の安全・安心の確保に努めていきたいと考えています。

(参考)

1 我が国における原子力政策

我が国の原子力政策は、平成17年10月に原子力委員会が策定した「原子力政策大綱」に基づき進められています。

この中では、原子力発電は、地球温暖化対策と我が国のエネルギー安定供給に貢献しており、今後とも公共の福祉の観点から最適な水準が維持されるように、基幹電源に位置付けて、着実に推進していくべきであるとされています。

また、核燃料サイクル政策については、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、安全性、核不拡散性、環境適合性を確保するとともに、経済性にも留意しつつ、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方針とされています。

更に、軽水炉におけるMOX燃料利用(プルサーマル)については、回収されるプルトニウム、ウラン等を有効利用するという基本方針を踏まえ、当面、プルサーマルを着実に推進することとし、国民や立地地域などの相互理解を図るための広聴・広報活動への積極的な取組みを行なうなど、一層の努力が求められるとされています。

2 国の安全審査等

(1) 制度

原子力発電所の安全確保については、原子炉等規制法などに基づき、国が一元的に規制・監督を行なっています。

具体的には、原子力発電所の設置又は設備等の変更の段階において、原子力施設の構造などが災害の防止上支障のないものであることなどについて審査されるとともに、それ以降の建設、運転の各段階においても、各種の認可、検査などが行なわれています。

伊方発電所3号機のプルサーマル計画については、原子炉等規制法第26条の規定に基づき、経済産業大臣の原子炉設置変更許可が必要であり、同法第24条には、次のとおり許可の基準が規定されています。

○原子炉が平和利用の目的以外に利用されるおそれがないこと

○その許可をすることによって原子力の開発及び利用の計画的な遂行に支障を及ぼすおそれがないこと。

○その者に原子炉を設置するために必要な技術的能力及び経理的基礎があり、かつ、原子炉の運転を適確に遂行するに足る技術的能力があること。

○原子炉施設の位置、構造及び設備が災害の防止上支障がないものであること。

(2) 審査方法等

原子炉設置変更許可申請については、経済産業省原子力安全・保安院が一次審査を行った後、原子力委員会及び原子力安全委員会に諮問され、原子力委員会においては、平和利用、計画的遂行、経理的基礎に関する二次審査が、原子力安全委員会においては、安全性と技術的能力に関する二次審査が行なわれ、経済産業大臣に答申が行なわ

れます。

経済産業大臣は、この答申に基づき、文部科学大臣の同意手続きを経た後に、許可処分を行うこととなります。

伊方発電所3号機のプルサーマル計画に係る原子炉設置変更許可申請の場合の状況は次のとおりであり、高燃焼度ウラン燃料とMOX燃料を組み合わせる実施する事例は、伊方発電所3号機が我が国では初めての事例となることから、原子力安全委員会においては、原子炉安全専門審査会において調査審議されました。

国の安全審査の経過については、次のとおりです。

平成16年11月1日	四国電力株式会社が経済産業大臣に対して原子炉設置変更許可申請
平成17年7月27日	原子力安全・保安院での一次審査を終了し、原子力委員会及び原子力安全委員会に対して諮問
平成17年7月28日	原子力安全委員会において、原子炉安全専門審査会での調査審議を指示
平成17年8月22日	原子炉安全専門審査会において、部会での調査審議を指示 第110部会において8回の会議と2回の現地調査を実施
平成18年2月17日	第110部会での調査審議を終了
平成18年3月7日	原子炉安全専門審査会の意見取りまとめ
平成18年3月16日	原子力安全委員会が経済産業省へ答申
平成18年3月20日	原子力委員会が経済産業省へ答申
平成18年3月27日	文部科学大臣の同意
平成18年3月28日	経済産業大臣が原子炉設置変更許可

(3) 審査結果

原子力安全・保安院、原子力委員会及び原子力安全委員会の審査結果は、次のとおりです。

○原子力安全・保安院の一次審査結果

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(1号, 2号, 3号原子炉施設の変更)及び同添付書類」(平成16年11月1日付け申請、平成17年7月15日付け一部補正)に基づき審査した結果、当該申請は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第26条第4項において準用する同法第24条第1項第4号の基準に適合しているものと認められる。

○原子力委員会の二次審査結果

平成17年7月27日付け平成16・11・01原第10号をもって諮問のあった標記の件に係る核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第26条第4項において準用する同法第24条第1項第1号、第2号及び第3号(経理的基礎に係る部分に限る。)に規定する許可の基準の適用については、別紙のとおり妥当と認める。

(別紙の概要)

- ・原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないと認められるとする経済産業大臣の判断は妥当である。
- ・我が国の原子力の開発及び利用の計画的な遂行に支障を及ぼすおそれがないと認

められるとする経済産業大臣の判断は妥当である。

- ・原子炉施設を設置するために必要な経理的基礎があると認められるとする経済産業大臣の判断は妥当である。

○原子力安全委員会の二次審査結果

平成17年7月27日付け平成16・11・01原第10号をもって諮問のあった標記の件に関する核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第26条第4項において準用する同法第24条第1項に規定する許可の基準の適用について以下のように認めます。

- ・第3号（技術的能力に係る部分に限る。）に関しては、別紙1のとおりであり、妥当なものである。

（別紙1の概要）

調査審議の結果、審査指針に定められている技術的能力の要件を申請者は満たしているものとしている規制行政庁の審査結果は、妥当なものと認め、申請者には、当該変更に係る原子炉施設の設置に必要な技術的能力及び当該変更に係る原子炉施設の運転を適確に遂行するに足る技術的能力を有する者と判断する。

なお、燃料加工に関する品質保証活動について、規制行政庁からの資料に基づく説明により、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を輸入する場合において、申請者は、第三者機関の活用とともに海外事業者との契約者である国内加工事業者の活用を図りつつ、その品質保証活動を計画しており、それらの活動は、経済産業省原子力安全・保安院通達「電気事業者及び燃料加工事業者の品質保証に関する確認事項について（内規）の制定について（平成14年7月31日付け平成14・05・16原院第1号）」等に従って行われることとなることを確認した。

- ・第4号に関しては、別紙2のとおりであり、妥当なものである。

（別紙2の概要）

「原子炉施設の安全設計」、「原子炉施設周辺の一般公衆の線量評価」、「運転時の異常な過渡変化の解析」、「事故の解析」、「立地評価のための想定事故の解析」の審査結果は妥当なものと判断する。