

玄海原子力発電所 3号機プルサーマル計画の 安全性について

平成18年2月7日

佐 賀 県

目次

はじめに	1
取りまとめに当たっての基本的な考え方	2
ブルサーマル計画の概要	3
国の安全審査	5
1 総論	5
2 審査内容・結果	7
ブルサーマル計画の安全性に関する県の考え方	9
1 原子炉の制御性	10
2 燃料の安全性	15
3 MOX燃料の使用実績	18
4 平常時の被ばく	20
5 事故時の影響	21
6 使用済 MOX 燃料	24
7 テロの可能性	26
8 地震への対応	28
九州電力の安全管理体制	30
1 安全管理体制	30
2 国が実施する検査等	31
3 安全管理に関する実績	32
まとめ	33
用語解説	34
添付資料	
1 事前了解願い	38
2 安全審査に用いられた指針類	54
3 安全審査内容及び結果の概要(1次審査)	55
4 安全審査内容及び結果の概要(2次審査)	56
5 主な経緯	57

はじめに

県では、平成 16 年 5 月 28 日、九州電力株式会社から、同社が玄海原子力発電所 3 号機(以下「玄海 3 号機」という。)において計画しているプルサーマルに関して、原子力発電所の安全確保に関する協定(以下「安全協定」という。)に基づく事前了解願いの提出を受けました。

県としては、これまで原子力発電に関しては、安全性の確保を大前提に、地元をはじめとする地域住民、広くは県民の理解と信頼が得られることが重要との考えで対処してきました。九州電力のプルサーマル計画に関しても、まずは安全性の確保が大前提であると考えています。

玄海 3 号機プルサーマル計画の安全性について、県はこれまで、事前了解願いの提出者である九州電力はもとより、安全審査を実施し許可を行った国から、県政策検討会議や県原子力環境安全連絡協議会などにおいて説明を受けました。また、九州電力と国が実施した各種説明会、公開討論会やシンポジウム等において九州電力や国、原子力の専門家等の説明・見解を聞くと同時に、会場からの意見や疑問にも耳を傾けてきました。

さらに昨年 12 月には、プルサーマルの安全性をテーマとする県主催の公開討論会を開催し、プルサーマルを推進する立場、慎重な立場双方の議論等を見守ってきました。

一方、九州電力がプルサーマル計画を公表して以来、県民の方々から県に対し、様々な不安の声や意見をいただけてきました。

県では、これまでの議論の中で、玄海 3 号機プルサーマル計画の安全性に関する論点は出尽くしたと考えております。そこで今回、これまでの意見や疑問、議論等を踏まえ、安全性に関する論点を整理し、県の考えを取りまとめました。

取りまとめに当たっての基本的な考え方

原子力発電所の安全については、我が国においては、原子炉等規制法などの法令に基づき、国が一元的に規制・監督を行っています。このため県としては、玄海3号機プルサーマル計画について、国の安全審査の経過や内容を注視してきました。その概要は 章にまとめました。

国の安全審査においては、内閣府原子力安全委員会が大学教授など原子力の専門家の慎重な検討を経て作成した審査指針類などに基づき、まず経済産業省原子力安全・保安院が、安全性に係る事項について一つ一つ技術的な審査を行い、次に原子力安全委員会が、同院の行った審査が妥当なものかチェックするという、いわゆるダブルチェックなどをした結果、安全性が確保されるとして許可が行われたものと理解しております。

一方、九州電力がプルサーマル計画を公表して以来、県民の方々から県に対し、様々な不安の声や意見をいただけてきました。

また、このような不安の声・意見のほか、県が九州電力・国から説明を受けた際に感じた疑問点などに対する九州電力・国の見解、及び公開討論会における推進・慎重の双方からの議論等を踏まえ、安全性に関する論点を整理しました。

今回の取りまとめに当たっては、県として、県民の方々の安全と安心を守る立場から、これらの論点について、安全性の確保が図られるものと理解、納得できるかどうかという観点から行いました。

また、原子力発電所の安全確保には、施設・設備等の安全性に加えて、これを適切に運用管理していくことが重要であるため、九州電力の安全管理体制についても調査検討を行いました。

ブルサーマル 計画の概要

九州電力が玄海3号機で計画しているブルサーマル計画の概要は、以下のとおりです。(詳細は添付資料1)

変更の概要

現在使用しているウラン燃料193体のうち、最大で48体を、初めからプルトニウムの入ったMOX燃料 集合体に変えるものです。プルトニウムの濃度などは、従来のウラン燃料と同様の燃え方になるように調整されています。燃料の形状などに変更はありません。

また、これに伴い、燃料取替用水タンクのほう素(燃料の燃え方を調整するために冷却水の中に含まれている)濃度を変更することとされています。

(1)燃料の主な変更点

項目	ウラン燃料(現在燃料)	M O X燃料
ペレット	二酸化ウラン 焼結ペレット	ウラン・プルトニウム 混合酸化物焼結ペレット
ウラン235濃度	約4.1wt%	約0.2~0.4wt%
プルトニウム含有率 ・集合体平均 ・ペレット最大	- -	約4.1wt%濃縮ウラン相当 以下 1.3wt%以下 (核分裂性プルトニウム富化度 8wt%以下)
燃料集合体最高燃焼度	48,000MWd/t	45,000MWd/t

(2)燃料取替用水タンクのほう素濃度変更

原子炉停止に必要なほう素濃度を確保するため、燃料取替用水タンクのほう素濃度を、現状の2,500ppm 以上から3,100ppm以上に変更する。

(用語解説)

ブルサーマル:	原子力発電所で使い終わった燃料を再処理してプルトニウムを取り出し、ウランと混ぜて作った新しい燃料(MOX燃料)を、原子炉(サーマルリアクター)で使用すること。プルトニウムのブルとサーマルリアクターのサーマルをとってつくられた言葉。
MOX(モックス)燃料:	ブルサーマルで使われる燃料。ウランとプルトニウムを酸化物の形で混ぜて作った燃料。をMOX(モックス)燃料と呼ぶ。(混合酸化物=Mixed Oxideの略)
ペレット:	ウランなどの燃料物質を焼き固めてセラミックス状にしたもの。
wt%(ウェイトパーセント):	重量で比較した割合(パーセント)のこと。
濃縮ウラン相当:	現在使用されているウラン燃料(濃縮ウラン)と同程度だけ燃やすことができる(プルトニウムの量)
核分裂性プルトニウム富化度:	MOX燃料に含まれるプルトニウムには、プルトニウム238、プルトニウム239等、幾つかの種類があり、このうち核分裂しやすいプルトニウム(プルトニウム239及び241)の割合のこと。
最高燃焼度(MWd/t):	単位はメガワットデイパートンと読み、燃料を原子炉内でどれだけ燃やすことができるかを表す値。
ppm(ピーピーエム):	濃度を表す単位で、百万分の一のこと。

二酸化ウラン焼結ペレット
(ウラン 235 濃度約 4.1wt%)



ウラン・プルトニウム混合酸化物
焼結ペレット

プルトニウム含有率

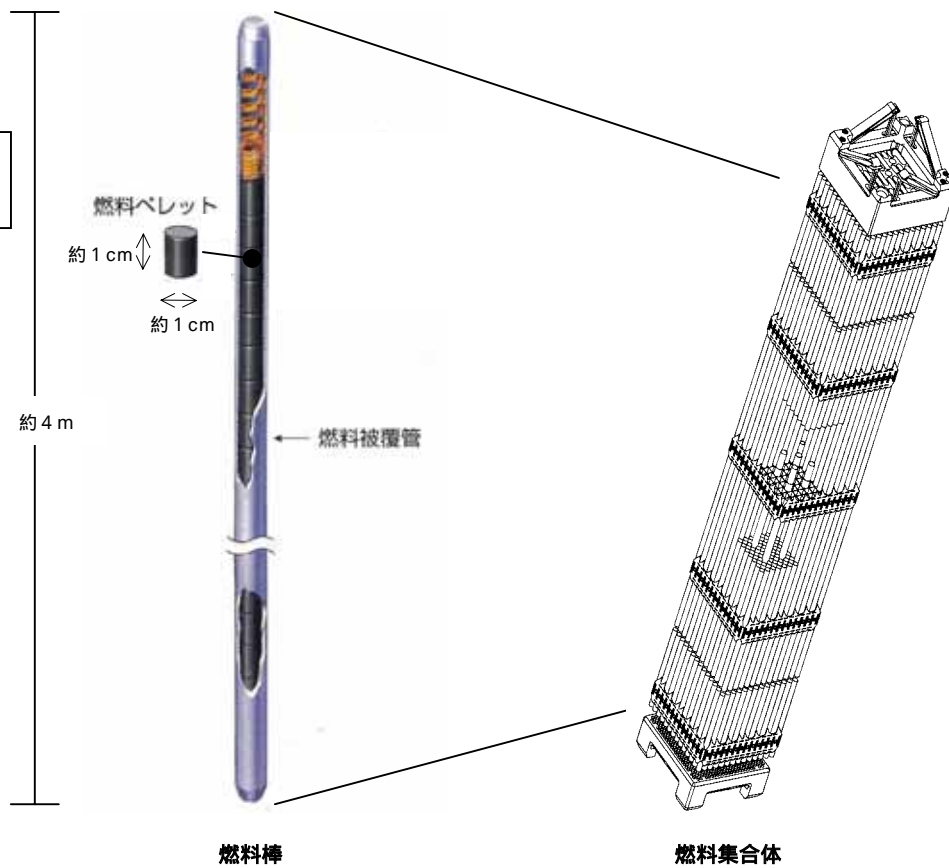
・集合体平均

約 4.1wt%濃縮ウラン相当以下

・ペレット最大

13wt%以下 (核分裂性プルトニウム
富化度 8wt%以下)

ペレット1個で一般
家庭の約6ヶ月分の
電力量を発生



燃料集合体概要図

国の安全審査

1 総論

1-1 法令上の位置づけ

第 章において述べましたが、我が国においては、原子力発電所の安全については、原子炉等規制法などの法令に基づき、国が一元的に規制・監督を行っています。

原子炉の設置や変更には国の許可が必要となっており、許可の根拠となっている法律が原子炉等規制法(正式名称「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」)です。事業者がプルサーマルを実施するためには、変更の許可を受けなければなりません。変更の許可に関しては、第 26 条(変更の許可及び届出等)に規定されており、玄海3号機のような商業用原子炉については、経済産業大臣の許可が必要とされています。また、許可の基準に関しては第 24 条(許可の基準)に規定されており、審査を行った結果、以下の条件に適合しなければ、許可は行われないこととなっています。

原子炉が平和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。

上記のうち、安全性確保に直接関係する、(経理的基礎を除く)と に関するもの、すなわち災害の防止及び技術的能力に係る審査を特に安全審査と呼んでいます。

以降は、基本的に安全審査のみについて記載します。

1-2 審査方法及び体制

安全審査は、経済産業省原子力安全・保安院が実施する 1 次審査と、経済産業大臣の諮問に基づき、原子力安全・保安院の審査が妥当かどうかを原子力安全委員会が審査する 2 次審査に分かれます。

(1) 審査方法

玄海 3 号機プルサーマル計画に関する安全審査においては、九州電力が提出した「玄海原子力発電所原子炉施設設置変更許可申請書(3号炉原子炉施設の

変更)及び同添付書類」に基づき行われました。

審査に当たっては、

- ・ 災害の防止(安全性の確保)については、原子力安全委員会が定める「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、平成 13 年 3 月一部改訂)の他、添付資料に掲げる指針類や法令で定める基準等
- ・ 事業者の技術的能力に関しては、原子力安全委員会が定める「原子力事業者の技術的能力に関する審査指針」(平成 16 年 5 月)のほか、法令で定める基準等

を用いて行われました。なお、審査に用いられた指針類の一覧を、添付資料 2 に記載しています。

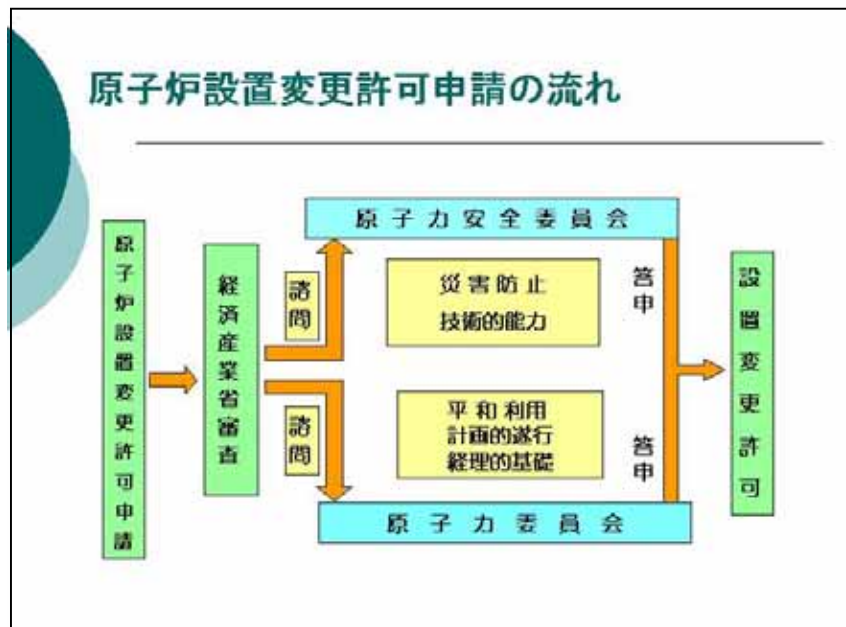
(2) 審査体制

1 次審査及び 2 次審査は以下の体制で実施されました。

分類	審査項目	担当箇所
1 次審査	全般	経済産業省原子力安全・保安院
2 次審査	災害防止、技術的能力	内閣府原子力安全委員会
	〔平和利用、計画的遂行 経理的基礎〕	(内閣府原子力委員会)

なお、原子力安全委員会による 2 次審査は、委員会直轄で審査を行う場合と、大学教授など外部の専門家で構成される専門審査会で調査審議が行われる場合の 2 通りの審査体制があります。

本件に関する審査は、委員会直轄で行われましたが、審査は原子力安全委員 3 名、技術参与 4 名、外部の専門家(原子炉安全専門審査会の審査委員)3 名の 10 名体制で行われました。



2 審査内容・結果

経済産業省(原子力安全・保安院)において行われた1次審査の内容・結果の概要は、以下のとおりです。(添付資料3参照)

- ・ 原子炉施設の安全設計
 - MOX燃料、原子炉の運転・制御能力、非常用冷却設備及び燃料貯蔵設備等の安全設計は、いずれも妥当なものである。
- ・ 原子炉施設周辺の一般公衆の線量評価
 - 通常運転時において、発電所周辺で受ける放射線量は、法令に定める線量限度を十分下回るとともに、合理的に達成できる限り低減される設計である。
- ・ 異常・事故の解析
 - 異常や事故が発生した場合、原子炉の冷却や放射性物質を閉じこめるための設備の設計等については、指針類に適合するものである。
- ・ 技術的能力
 - 九州電力の組織、技術者の確保、設計及び工事並びに運転及び保守の経験、品質保証体制等に関して審査を行い、同社はMOX燃料の使用に係る必要な技術的能力を有する。

以上、いずれも審査指針類等に適合する、すなわち玄海3号機プルサーマル計画は安全が確保されると判断されました。

また、上記審査内容について経済産業大臣から諮問を受けた原子力安全委員会では、2次審査を行い、経済産業省が実施した1次審査内容は、いずれも妥当なものであると判断されました。(添付資料4参照)

原子力安全委員会(及び原子力委員会)の答申を受けた経済産業大臣は、平成17年9月7日、九州電力に対し玄海3号機のプルサーマル計画に関する許可を行いました。

プルサーマル計画の安全性に関する県の考え方

これまで県民の方々から県に寄せられた不安の声や意見などのほか、国から安全審査内容の説明を受け県として感じた疑問点、また公開討論会における推進・慎重の双方の立場からの議論などの中から、以下のとおりプルサーマルの安全性に関する基本的な論点を整理・抽出し、県の考え方を取りまとめました。

(論点一覧)

1 原子炉の制御性	(1) 制御棒及びほう素の効きについて
	(2) 自己制御性について
	(3) 出力分布特性
2 燃料の安全性	(1) 燃料の溶融点
	(2) 燃料の内圧(プルトニウムスポット)
3 MOX燃料の使用実績	(1) プルトニウム富化度、燃焼度等の実績
4 平常時の被ばく	(1) 作業員の被ばく
5 事故時の影響	(1) 格納容器の破損の可能性
	(2) 事故時の影響範囲
6 使用済MOX燃料	(1) 使用済MOX燃料の貯蔵
7 テロの可能性	(1) テロの可能性
8 地震への対応	(1) 地震への対応

1 原子炉の制御性

(1) 制御棒及びほう素の効きについて

慎重な立場からの見解等

プルトニウムはウランより熱中性子を吸収しやすいという特性を持っており、MOX燃料を使用することにより、制御棒及びほう素の効きが悪くなり、原子炉を安全に停止できないのではないかと懸念されている。

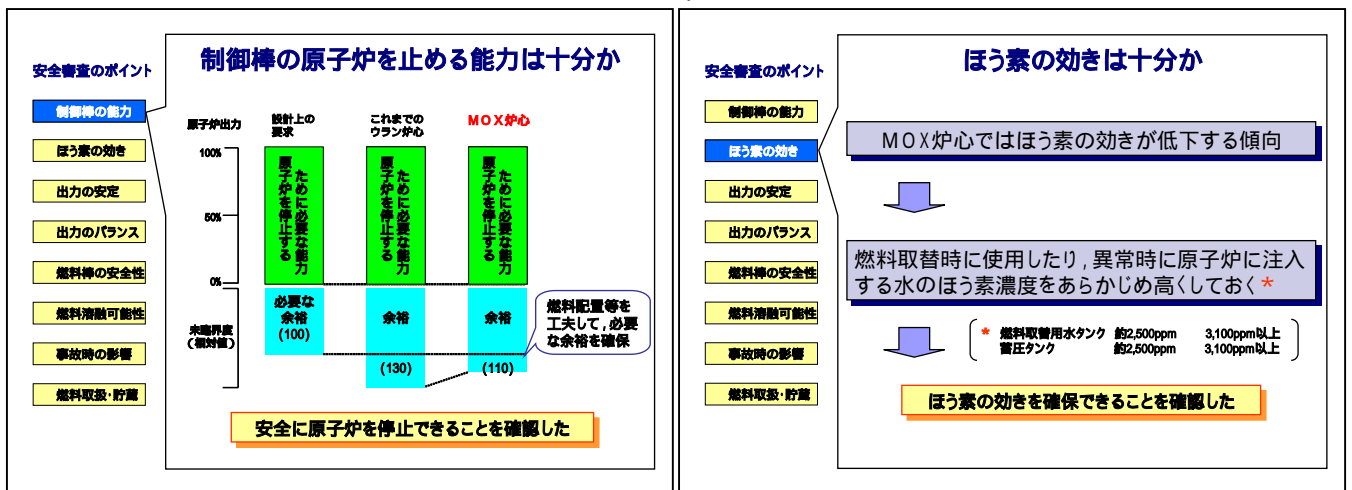
技術というものには、常に落とし穴もあるわけで、安全余裕はなるべく大きくとっておくというのが鉄則である。安全余裕が減少すれば、必ず危険は増大する。

推進の立場からの見解等

MOX燃料を使用することで、制御棒及びほう素の制御能力は若干減少する、つまり効きが低下する傾向にある。

しかしながら安全審査においては、「原子炉を停止するために必要な」能力に、一定の余裕を上乗せした数値を判断基準としている。さらに、制御棒の能力を評価する際には、その能力を1割割り引いて解析する、また、動くはずの制御棒1本が動かない、といった厳しい条件で解析を行い、それでも判断基準を満足することを確認しており、原子炉を安全に停止するための必要量は十分に確保されており安全上問題となることはない。

ほう素についても、MOX燃料の特性を考慮したうえで、原子炉を安全に停止する能力をもつことを確認している。



■ 県の考え

MOX燃料を使用した場合、ウラン燃料のみを使用する場合に比べて制御棒

の原子炉停止能力の余裕が減少することは確かであるが、安全審査では、「様々な運転状態や異常時において原子炉を停止するために必要な能力」に加え、必要な余裕を持っていることを基準にされており、ウラン燃料のみを使用した原子炉の場合も、プルサーマルの場合も、いずれもこの基準を満たしていることが確認されており、必要な場合には原子炉を安全に停止できるものと理解、納得できる。

なお、実際の制御棒の能力は、この基準を更に上回る能力を持っている。

また、ほう素については、濃度を上げることにより、ウラン燃料のみを使用した場合と同等の停止能力を有していることが確認されており、必要な場合には原子炉を安全に停止できるものと理解、納得できる。

(2) 自己制御性について

慎重な立場からの見解等

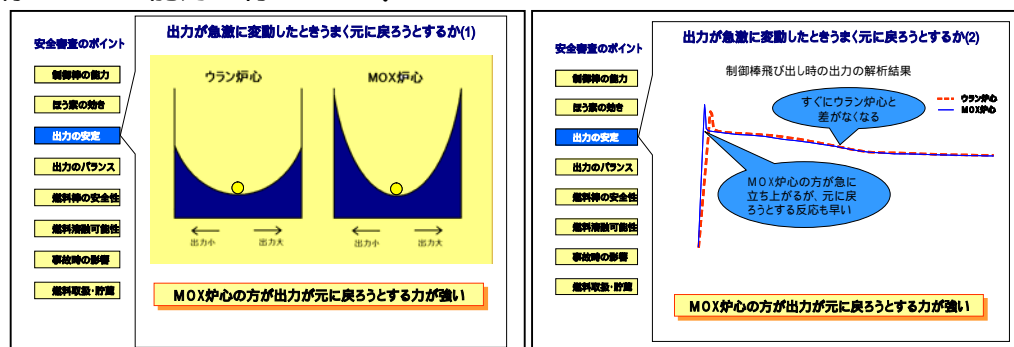
燃料中のプルトニウムが多くなると、原子炉出力が変動したときに出力を元に戻そうとする作用が大きくなる。

何らかの原因で冷却水の温度が低くなったりすると、出力が急に大きくなり、危険性が増す。

推進の立場からの見解等

燃料中のプルトニウムが多くなると、例えば原子炉の出力が大きくなり温度が上昇すると、原子炉自ら出力を下げるような性質が強まり、安全性がより高まる方向である。

一方、原子炉が冷却されるような場合には、逆に原子炉自ら出力を上げるような性質が強まるが、(そのような場合も前述(1)のとおり)原子炉を安全に停止できる能力を有している。



チェルノブイリ原子力発電所では、原子炉の出力が低い状態で、何らかの原因で出力が上昇すると、更に原子炉自ら出力を上げようとする特徴を持っていたため、事故原因の一つになっている。

■ 県の考え

原子炉の自己制御性に関しては、ウラン燃料のみを使用した場合よりも、原子炉を一定の状態に保つ性質が強まる。これは、何らかの原因で原子炉出力が上昇しようとした場合、制御操作を行うことなく自ら出力を下げるような性質が強まるものであり、安全上好ましいことである。

一方で、低温の冷却水が誤って急に注入されるような、原子炉の温度が下がる場合には、自ら出力を上昇させる性質が強まるが、このような特性をも考慮した解析が行われており、このような場合にも前述(1)のとおり制御棒及びばう素により安全に停止できるものと理解、納得できる。

(3) 出力分布特性

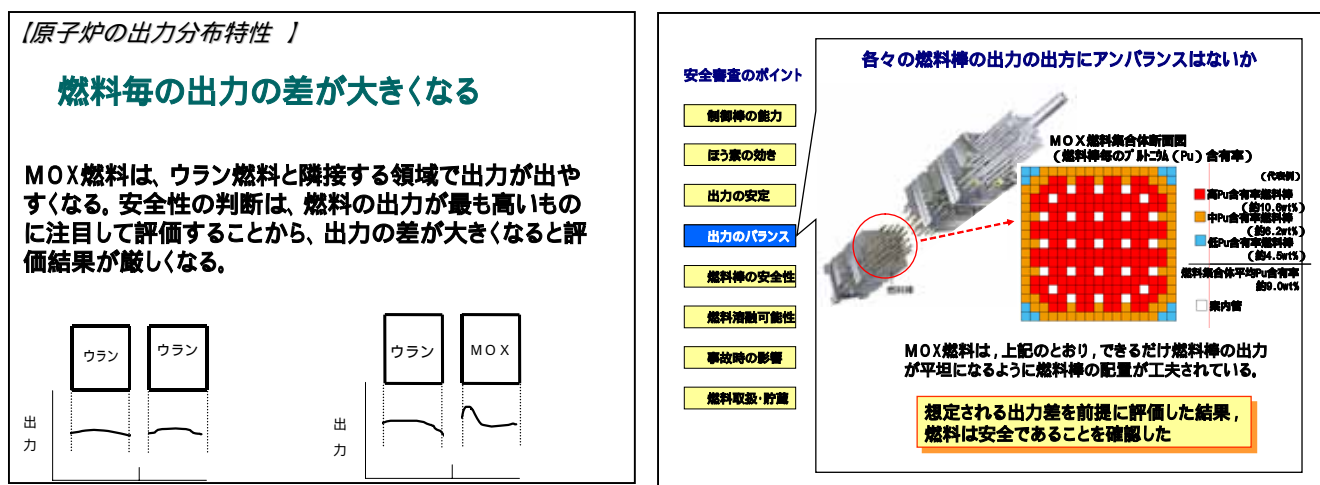
慎重な立場からの見解等

MOX 燃料はウラン燃料と隣接する部分で出力が出やすくなる傾向がある。ウラン燃料のみを使用する場合は、プルトニウムは燃焼に伴って発生するため、原子炉内でプルトニウムはなめらかに分布しており、従って出力分布も平坦なものとなっている。

一方、プルサーマルを実施した場合、プルトニウムの量が多い MOX 燃料と、プルトニウムの量が少ないウラン燃料が隣接することになり、その境界での MOX 燃料の出力が大きくなり、燃料破損が起こりやすくなるなど危険性が増加する。

推進の立場からの見解等

3 種類のプルトニウム含有率の燃料棒を用意し、MOX 燃料集合体内で、周辺部、つまりウラン燃料と隣接する部位にプルトニウム含有率の低い燃料棒を配置し、出力分布ができるだけ平坦になるようにすることで燃料の安全性を確保できる。



■ 県の考え

最も出力が高い部分で燃料が破損しないかどうか問題になるものと考えられる。

計画では、出力が高くなりやすいMOX燃料集合体の周辺部に、プルトニウム濃度の低い、つまり燃えにくい燃料棒を配置して出力分布をできるだけ平坦化する工夫を行ったMOX燃料を使用することとしている。

その上で、最も出力の高い燃料棒に着目して解析が行われ、燃料の安全が

確認されており、安全性は確保できるものと理解、納得できる。

なお、これまでの国内外のMOX燃料使用実績のなかで、ウラン燃料においても発生しているような損傷(ピンホールなど)以外の、MOX燃料特有の損傷は発生していない。

2 燃料の安全性

(1) 燃料の溶融点

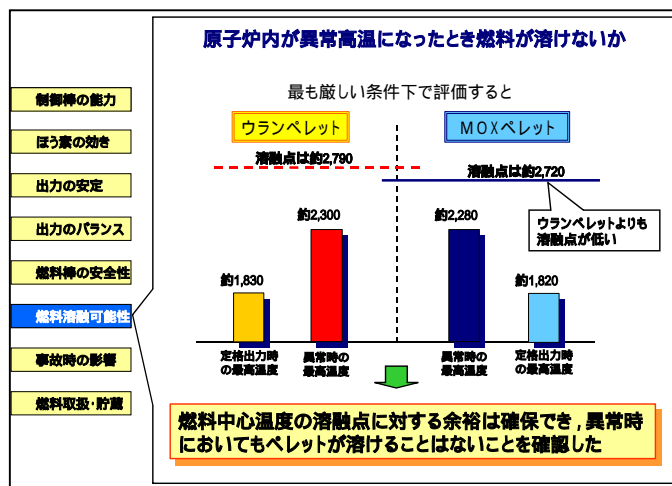
慎重な立場からの見解等

燃料にプルトニウムを添加すると、その溶融点(溶ける温度)はプルトニウムの添加量に応じて低下する。

溶融点が下がるということは余裕が減少することであり、危険性が増す。TMI(スリーマイルアイランド)事故では燃料が一部溶融したが、溶融点が低下すれば、同じような事故が起きた場合、溶融範囲が拡大する。

推進の立場からの見解等

燃料中心温度が最も厳しくなる時点における MOX 燃料ペレットの溶融点は、ウランペレットの溶融点約 2790 に比べ、最大プルトニウム含有率 13wt%の場合において約 70 低下し、約 2720 となる。これに対し定格出力時の MOX ペレットの最高温度は、約 1820 であり、異常時の最高温度も約 2280 で十分な余裕があり安全上問題となることはない。



■ 県の考え

異常時を考慮した場合においても、燃料最高温度から溶融点までは約 440 の余裕があり、安全性は確保されるものと理解、納得できる。

一方、昭和54年に発生したTMI事故では燃料が溶融したが、この事故では、機器の故障に加え人為的な誤操作等が重なって発生したものであり、その後、事故の教訓を踏まえ、同様の事故が発生しないよう、施設の設計や審査指針、運転管理等、様々な安全確保対策について反映が行われており、安全性は確

保されるものと理解、納得できる。

(2) 燃料の内圧(プルトニウムスポット)

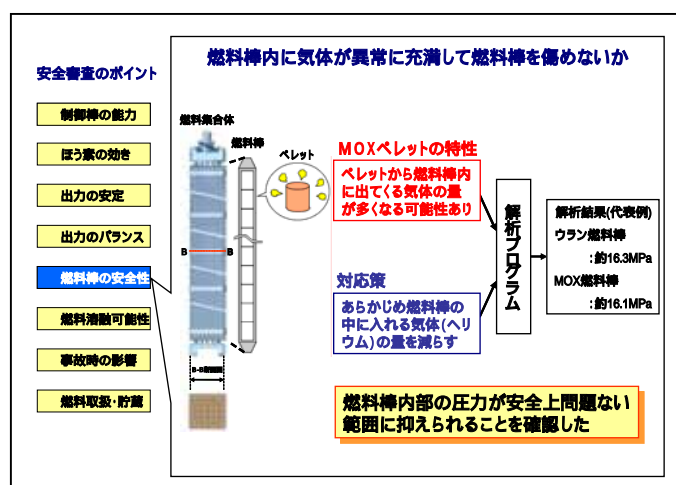
慎重な立場からの見解等

MOX 燃料には、プルトニウムが高濃度の塊状で存在するプルトニウムスポットが数多くあり、核分裂生成ガスの放出率が高くなるため燃料が破損しやすくなる。

推進の立場からの見解等

燃料棒設計に当たっては、核分裂生成ガスの放出率が高くなる可能性があることを踏まえ、燃料棒に初めから加えてあるヘリウムガスの加圧量をウラン燃料に比べて低下させる対策をとることにより、燃料棒内圧が基準値を満足することを確認している。

プルトニウムスポットについては、現実的に考えられるものより更に厳しい条件に対する実験結果より、燃料破損への影響を特に考慮する必要がないことを確認している。



■ 県の考え

核分裂生成ガスの放出量の増加については、これを考慮して燃料棒の初期ガス加圧量を減少させており、その結果燃料棒内圧は基準値を満足することが確認されている。

また、現実的に考えられるものより大きいプルトニウムスポットの燃料を用いた実験の結果、燃料破損への影響を特に考慮する必要はないことが確認されており、安全性は確保されるものと理解、納得できる。

3 MOX燃料の使用実績

(1) プルトニウム富化度、燃焼度等の実績

慎重な立場からの見解等

玄海3号機で使用される MOX 燃料集合体の平均プルトニウム含有率は代表的なもので約 9wt%、また核分裂性プルトニウムの富化度はペレット最大で約 8wt%となっており、商業炉での富化度としては実績がない。

多くの点で実績があるから安全だといっているが、ウラン燃料と異なる MOX 燃料の特性を表す最も重要な指標ともいべき富化度に関しては海外での実績より高い。プルトニウム富化度が高いと、制御棒の効きが悪くなる、融点が低くなるなど危険性が著しく増加する。

最も実績があるフランスの場合、実績は 90 万 kw 級の原発に限られており、玄海 3 号のように 118 万 kw 級の原発での実績はない。燃焼度も海外の実績ではほとんど 4 万 MWd/t 以内であるが、玄海 3 号は 4 万 5 千 MWd/t という高い燃焼度で MOX 燃料を燃やす。MOX 燃料では、燃焼度が高い領域で核分裂生成ガスの放出率が極端に高くなったというデータがある。

実績がないことを行うということは、玄海 3 号が実験場になるということである。

推進の立場からの見解等

プルトニウム富化度については、確かに海外のものより若干高くなっているが、出力の点はドイツ等では、100 万 KW クラスの原子炉でのプルサーマルの実績が多数ある。また最高燃焼度に関してもドイツ等では 50000MWd/t の実績が多数ある。

現行の軽水炉においても、ウラン燃料の燃焼に伴ってプルトニウムが生成し、そのプルトニウムが燃焼しており、その特性を考慮した設計・解析を行っていることや、これまで玄海3号機で計画されているものより高いプルトニウム富化度や燃焼度での実験を含む様々な実験や解析が行われてきていることから、これらの知見等を基に、MOX 燃料を使用した場合の制御棒・ほう素の効き、燃料の融点の低下、出力分布特性など、考えられる性質の変化を考慮した安全解析・審査を行っている。

商業炉での実績がなくても、実験等により解析手法の信頼性は確認されており、正確に評価することは可能である。

なお、燃焼度が高い燃料棒で核分裂性ガスの放出率が極端に高くなったというデータがあるが、これはその実験において高い出力で運転していたため

であり、MOX燃料だから放出率が高くなったというものではない。

項目	原子力安全委員会報告書	玄海3号機
核分裂性プルトニウム富化度	ペレット最大で約8%	ペレット最大で8%
プルトニウム含有率	ペレット最大で約13%	ペレット最大で13%
炉心装荷率	1/3程度まで	1/4以下
燃料集合体最高燃焼度	45,000MWd/t	45,000MWd/t

* 核分裂性プルトニウム富化度：核分裂しやすいプルトニウムの割合

国	発電所	出力 万kW*	全炉心 集合体数*	MOX 装荷開始*	燃焼度 MWd/t*	最大装荷率* % 2003.12.31
ベルギー	ドール3	105.8	157	1995	49,000	20
ドイツ	グンドレミンゲン(B)***	134.4	784	1996	55,000	26
	ネッカー2	136.5	193	1998	50,000	27
	イザール2	145.5	193	1998	45,000	33
	ブロックドルフ	144.0	193	1989	50,000	33
	グローンデ	143.0	193	1988	50,000	33
	ウンターベーサー	135.0	193	1984	50,000	31**
スイス	フィリップスブルク2	142.4	193	1988	50,000	23
	ゲスゲン	102.0	177	1997	52,000	36
九電	玄海3	118.0	193	2010?	45,000	25

* 「平成15年度核燃料サイクル関連技術調査報告書」 財団法人 エネルギー総合工学研究所 表2.1.1-8から引用
2003年末のデータ(装荷率)
** Statusbericht zur Kernenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland 2000, Bundesamt für Strahlenschutz から引用
(BFS: ドイツの連邦放射線防護局) 2000年12月31日現在のデータ
*** グンドレミンゲン(B)はBWR。それ以外はPWR。

■ 県の考え

実績が無いから危険であるとの考え方があるが、現行の軽水炉におけるプルトニウムの燃焼や、国内外での実験や解析等に基づき、玄海3号機で計画されている富化度及び燃焼度のMOX燃料を使用した場合の特性を考慮した上で安全解析が行われており、安全性が確保されるものと理解、納得できる。

プルサーマルの場合の制御棒・ほう素の効き、燃料の融点の低下、出力分布特性など個別の問題については前述のとおり。

なお、フランスで玄海3号機より大きい出力の発電所でプルサーマルの実績がないのは、現在再処理して取り出されるプルトニウムの量と、出力90万kWクラスの原子力発電所での使用量がほぼ釣り合っており、より出力の大きい原子力発電所で実施する必要はないとの判断である。

4 平常時の被ばく

(1) 従業員の被ばく

慎重な立場からの見解等

プルトニウムはウランに比べ毒性が非常に強く、ガンを引き起こす。また、MOX燃料はウラン燃料に比べ放射線が多く出てくるため、作業従事者の被ばく線量が大きくなる。

推進の立場からの見解等

原子力発電所で取扱うMOX燃料は、現在使用しているウラン燃料と同様に、ウランやプルトニウムをセラミックのように焼き固めた上、金属でできたさや(燃料被覆管)に密閉されているため、プルトニウムを体内に吸い込むことはない。

また、MOX新燃料の取り扱い作業においては、専用の設備による遠隔操作を行うことや水中で保管する等、放射線に対する遮へいを適切に行うことにより従業員の被ばくを低減する対策を行う。

なお、チェルノブイリ事故においても、プルトニウムによるガンの被害はまだ確認されていない。



■ 県の考え

ウランに比べてプルトニウムの方が放射線が強く、法令に定める摂取限量もプルトニウムの方が少ないことは確かである。しかしながらMOX燃料は焼き固められた上でさや管に収められており飛散するようなことはなく、また、燃料の取扱い時には専用の設備を使用することにより被ばく線量を低減でき、安全性を確保できるものと理解、納得できる。

5 事故時の影響

(1) 格納容器の破損の可能性

慎重な立場からの見解等

安全審査の際に想定する重大事故、仮想事故でも、格納容器の破損は考えていない。格納容器が破損するような事故は、想定不適当事故というわけである。しかしながら、格納容器が破損するシナリオを考えることは可能であり、それが絶対に起こらないという保証はない。

推進派の立場からの見解等

玄海原子力発電所3号炉の原子炉格納容器の破損頻度については確率論的安全評価を実施しており、その頻度は7千万年に1回程度である。国際原子力機関(IAEA)の国際的な目標値「10万年に1回」を十分に下回っており、現実には起こることは考えられない。

■ 県の考え

玄海3号機において原子炉格納容器が破損するような事故の発生確率は、各種機器の故障確率やヒューマンエラー等を考慮した結果、7千万年に1回程度と評価されており、ゼロではないものの、科学技術利用に係るリスクがゼロではあり得ないことを考えれば、十分に小さい確率であり、現実には起こるとは考えられないものと理解、納得できる。

(2) 事故時の影響範囲

慎重な立場からの見解等

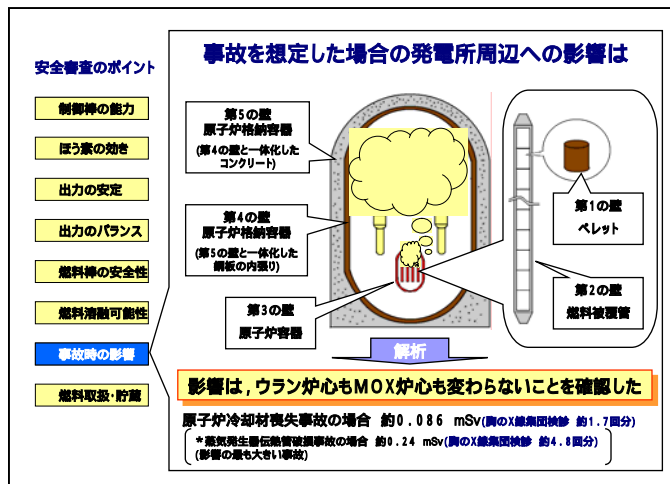
原子力発電所はそれ自体危険なものであり、もし事故が起きれば大きな被害が出る。また、原子力では決して起きないといわれたような事故も実際に発生してきている。もしプルサーマルを実施していて事故が起きれば、プルトニウムはウランに比べて数十万倍も毒性が強いため、被害の範囲が拡大するのは当然である。

事故の場合には原子力発電所から気体になったプルトニウムが流れてきてそれを吸い込むから危険なのである。

推進の立場からの見解等

MOX 燃料に含まれる二酸化プルトニウムの沸点が高い(約 3230)こと等から、事故時においてもプルトニウムが気体となって外部に放出されることはほとんど考えられない。このため発電所周辺環境への放射線の影響評価上で重要な物質はウラン燃料の場合と同様に放射性の希ガスとよう素である。この希ガスとよう素の原子炉内蓄積量は MOX 燃料を使用した場合も大きく変わるものではなく、事故時の周辺環境に対する放射線の影響にも差がないことを確認している。

プルトニウムの毒性については、特に吸入した場合に問題であるが、現実吸入することはほとんど考えられず、チェルノブイリ事故の際もプルトニウムによる被害は確認されていない。



■ 県の考え

プルサーマルを実施した場合、原子炉内に存在するプルトニウムの量が、ウラン燃料のみを使用した場合に比べて多く、また、プルトニウムは吸入した場合

には、特に毒性が強いとされていることは確かである。

しかしながら、プルトニウムは気体になりにくく、また、発電所では放射性物質を閉じこめる何重もの壁があり、プルトニウムが外部へ放出されることはほとんど考えられない。このため発電所外への放射性物質の影響は、ウラン燃料と比べて差はないものと理解、納得できる。

「想定しようとするればどんな事でも想定できる」という話もあるが、例えば、格納容器が破損する確率は7千万年に1回程度と評価されており、ゼロではないものの、科学技術利用に係るリスクがゼロではあり得ないことを考えれば、十分に小さい確率であり、現実には起こるとは考えられないものと理解、納得できる。

6 使用済MOX燃料

(1) 使用済 MOX 燃料の貯蔵等

慎重な立場からの見解等

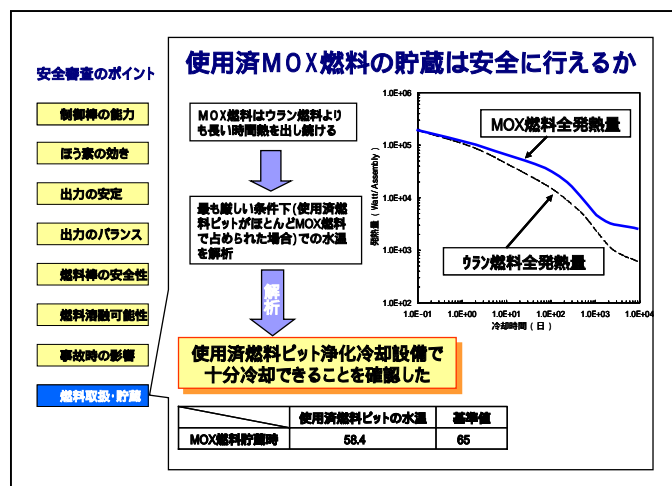
使用済ウラン燃料に比べて使用済MOX燃料の発熱量が大きく、安全に貯蔵することができない。また、発熱量が大きいため発電所から搬出することができず、永久に保管されることになるのではないかと懸念されている。

推進の立場からの見解等

使用済MOX燃料と使用済ウラン燃料は、原子炉から取り出した直後の発熱量はほぼ変わらない。使用済燃料の発熱量は時間とともに低下するが、使用済MOX燃料は使用済ウラン燃料に比較してこの低下が遅いため、長期的には使用済MOX燃料の発熱量が高くなる。

しかし、玄海3号機の使用済燃料を貯蔵する使用済燃料ピットの冷却能力については、このような長期的に発熱量が大きいというMOX燃料の特性を考慮しても必要な基準を満足することを確認しており、発電所の使用済燃料ピットで冷却保管する上で特に問題となることはない。

また、使用済MOX燃料の輸送については、現状の輸送規則に合わせ熱及び放射線遮へいを考慮した輸送容器を製作すれば、技術的に可能と考えており、永遠に玄海に貯蔵されるということはない。



■ 県の考え

使用済ウラン燃料に比べて使用済MOX燃料の方が発熱量が高いが、現在の使用済燃料ピットの冷却能力で、必要な基準を満足しており、安全性が確保されている。

できるものと理解、納得できる。

また、使用済MOX燃料の輸送については、燃料の組成(ウランやプルトニウム、その他の核分裂生成物の種類や量)は若干違うものの、国外においては、取り出して数年後に輸送した実績があり、その発熱量等を考慮した輸送容器を利用したの搬出が技術的には可能であるものと理解、納得できる。

7 テロの可能性

(1) テロの可能性

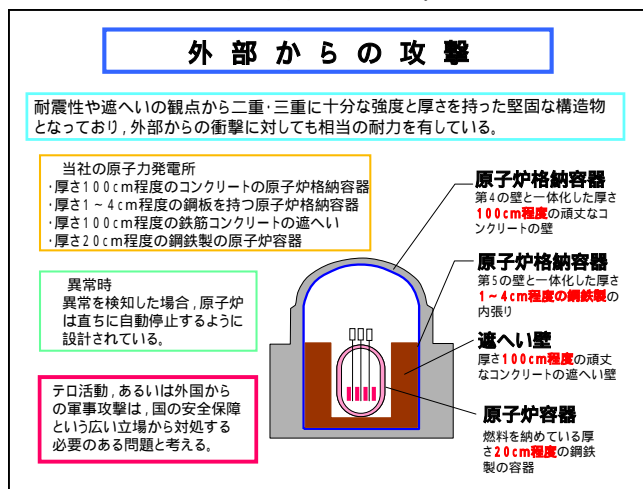
慎重な立場からの見解等

ウランより毒性の強いプルトニウムを使用するプルサーマルでは、テロ攻撃の対象となる可能性が増えるのではないかと考えられる。

推進の立場からの見解等

- 原子力発電所にテロ攻撃が行われる可能性は、ゼロではないが、プルサーマルを実施しているからといってテロの標的になりやすいということは考えにくい。原子力発電所は警備も一般施設より厳重であり、建物自体も堅固である。テロの目的から考えると原子力発電所以外に標的となる施設がほかにも多く考えられる。

原子力発電所がミサイル攻撃を受けた場合の被害の有無、被害の程度については一概に言及できないが、原子力発電所は耐震性や、遮へいの観点から十分な強度と厚さを持った堅固な構造物となっており、外部からの衝撃に対しても相当の耐力を有している。



■ 県の考え

原子力発電所へのテロの可能性はゼロではないと考えられるが、プルサーマルを実施することにより、警備警戒態勢や施設の構造・強度が変わるものではなく、攻撃される可能性が大きく増加するとは考え難いものと理解、納得できる。

プルサーマルを実施しない場合においても、原子力発電所にとってはテロなどの攻撃は脅威であり、あらゆる外交的・政治的努力によってその可能性を低減

していくことが必要であると思われる。

一方、テロなどの攻撃を想定した有事関連法令が国において整備され、また、県においては本年(平成18年)1月20日、「佐賀県国民保護計画」を作成し、万が一のこのような事態に対しても、県民の安全を確保するための適切な対応ができるよう、関係機関と協力し対応体制を整備していくこととしている。

8 地震への対応

(1) 地震への対応

慎重な立場からの見解等

平成 17 年 3 月 20 日には、活断層があると考えられていなかった福岡県西方沖においてマグニチュード 7.0 の地震が発生した。また、同年 8 月 16 日には、宮城県沖地震が発生し、女川原子力発電所の原子炉が自動停止するとともに、一部の周期において地震の揺れが想定を上回った。

現在、原子力発電所の耐震設計を審査するための指針は見直しを検討されており、少なくとも見直しが完了するまでプルサーマル実施の判断は待つべきである。

推進の立場からの見解等

宮城県沖地震で、女川原子力発電所において観測された地震動は、一部周期で想定を上回っていたが、これは地域的な特性によるものと考えられ、これを踏まえて評価を行った結果においても、同発電所 2 号機及び 3 号機の安全性は確保されることが確認されている。(1 号機は現在評価中)

原子力発電所の耐震設計は、玄海原子力発電所敷地周辺の過去の地震及び活断層を詳細に調査するなどして設計したものであり、過去の地震や活断層等が違うため、女川原子力発電所と直接比較することはできない。

また現在、原子力安全委員会において、新たな知見を指針に反映させて、より高度化を図るための検討が実施されており、今後の動向を注視するとともに、必要に応じ適切に対応していく。

なお、プルサーマルを導入しても、MOX 燃料集合体の構造・強度は従来のウラン燃料集合体と基本的に同一であるため、地震に対する安全性が低下することはない。

■ 県の考え

玄海原子力発電所の安全上重要な建物は、直接堅固な岩盤に固定されており、西暦 1700 年に壱岐・対馬付近で発生したマグニチュード 7.0 の地震や、1898 年に発生したマグニチュード 6.0 の糸島地震など玄海原子力発電所敷地周辺の過去の地震及び活断層を詳細に調査するなどした結果予想される最強の地震にも耐えられる設計となっている。

特に原子炉を止める、冷やすなどの機能を持つ安全上重要な建物、機器は、予想される最強の地震をも超えるマグニチュード 7.5(震央距離 35km)の地震に

も耐えられるように設計されている。

また、MOX 燃料集合体の構造・強度は従来のウラン燃料集合体と基本的に同一であるため、プルサーマルを実施した場合にも、これまでと原子力発電所の耐震安全性は変わらないものと理解、納得できる。

九州電力の安全管理体制

原子力発電所の安全確保には、施設・設備等の安全性に加えて、これを適切に運用管理していくことが重要です。

1 安全管理体制

(1) 保安活動

九州電力では、玄海原子力発電所において実施する保安活動(運転管理、燃料管理、放射線管理、非常時の措置等)について、その基本的事項を「玄海原子力発電所原子炉施設保安規定」(以下「保安規定」という。)に定めています。

この保安規定は、原子炉等規制法において、事業者が定めることを義務づけられているものであり、災害の防止上支障がないことについて国の認可を受けています。

発電所における各種保安活動は、この保安規定に基づき実施され、また品質保証計画に基づき、安全を達成、維持及び向上するための取組が行われるとともに、社内監査部門である経営管理室において品質保証活動の実施状況確認や改善が図られる体制となっています。

保安規定に定められている主な内容は以下のとおりです。

- ・ 品質保証計画
- ・ 組織体制
- ・ 運転管理
- ・ 燃料管理
- ・ 放射線管理
- ・ 非常時の措置
- ・ 保安教育(所員及び請負会社従業員)

(2) 技術的能力

今回の国の安全審査においては、九州電力の技術的能力を判断するため以下のような点について確認されています。

運転経験等

九州電力は6基の原子炉の建設経験と約30年に及ぶ運転経験を有している。

組織及び業務分担

設計管理、炉心管理は、担当組織及び業務責任を明確にして実施することと

している。

教育・訓練

社員に対して、技術研修、原子力関係機関への派遣、保安教育等の中から必要な教育・訓練を計画的に実施するとともに、日常業務を通じた実務研修を継続的に実施することとしている。

品質保証活動

品質保証活動に関しては、確立した品質保証体制のもとで実施することとしている。

個々の品質保証活動は、文書化した社内規定に基づき各課長等が責任を持って実施することとしている。

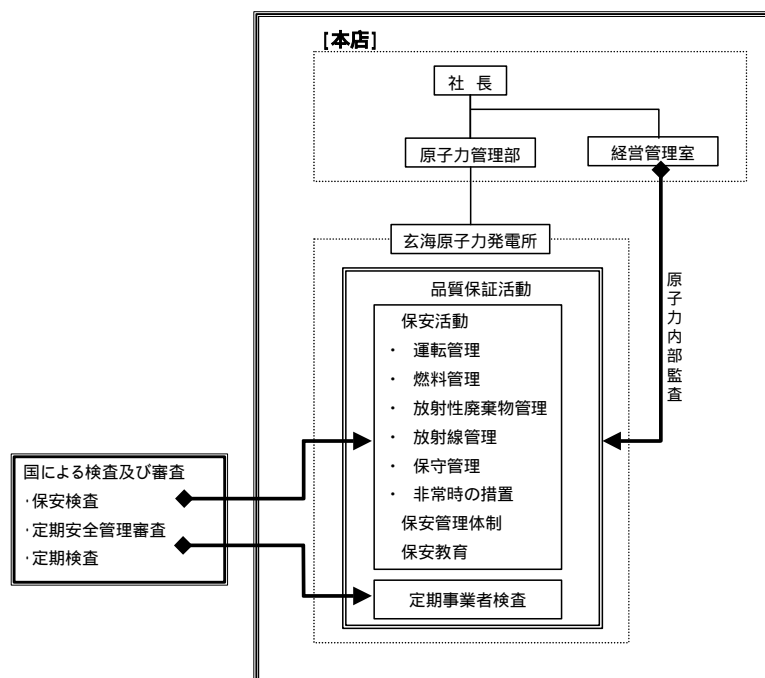
また品質保証活動が適切に遂行されるよう、活動に関する要求事項を明確に提示し、監査等により、その実施状況の確認及び改善を図ることとしている。

以上のようなことから、九州電力は発電所の運転を適確に遂行するに足る技術的能力を有するものと判断されています。

なお、～については「～することとしている」となっていますが、現在においても、ウラン燃料を使用することを前提に、既に実施されているものです。

2 国が実施する検査等

国においては、約1年に1回実施する施設・設備の定期検査のほか、九州電力が行う日常の保安活動が、保安規定に基づき適切に行われているか、玄海原子力保安検査官事務所による日常の点検や定期的な保安検査等により確認されています。



3 安全管理に関する実績

(1) 運転実績

九州電力では、過去 30 年以上に及ぶ原子力発電所の運転実績を有しており、その間、周辺環境へ影響を与えるような事故は発生させておらず、かつ、その他の事故・トラブルに関しても適宜対応を図り再発防止に努めてきています。

(2) 東京電力の自主点検記録不正を契機とした総点検

九州電力では、自主点検作業に係わる社内体制に関して、品質保証活動の観点から社内規定並びに具体的点検作業等の実施状況を総点検した結果、是正が必要となる事項は認められないことが国において確認されており、県も玄海原子力発電所や関連会社の記録などの確認を行い、総点検は適正に実施されたものと判断しました。

(3) 関西電力美浜発電所3号機2次系配管破断事故を契機とした確認

九州電力では、2次系配管全体について調査したところ、水流の乱れにより減肉の可能性のある部位について、点検すべき箇所の選定に漏れはなく、適切な肉厚管理が行われていました。国も問題のある事案はなかったと評価しています。

県としても、美浜発電所と同様な箇所の記録により、必要な厚さが確保され、適正に管理されていることを確認しました。

(4) 国の検査結果等

九州電力において、保安規定を遵守した活動を実施しているかどうかを確認する国の保安検査においては、保安規定違反は無く、概ね良好な検査結果となっています。

また、東京電力の自主点検記録不正問題を契機として、従来の自主点検が定期事業者検査として法令上位置付けられ、事業者の検査活動が適切に行われているかどうかを外部機関が調査し国が評価を行う、定期安全管理審査を実施することとなっています。

これまでの定期安全管理審査において、玄海原子力発電所では全国の原子力発電所で唯一「A」評定をうけるなど、良好な結果となっています。

また、県においては、玄海原子力発電所でトラブルが発生した場合はもちろん、平常時においても燃料輸送や定期検査の際などに適宜発電所の状況を調査しており、これまでの調査では、適切な対応、安全管理が行われていることを確認しています。

まとめ

章に記載した「取りまとめに当たっての基本的考え方」に基づき、プルサーマル計画の安全性に関し、8つの項目について12の論点に整理し検討を行ったところ、章に記載したとおり、いずれも安全性は確保されると理解、納得できるものでした。

国の安全審査においては、内閣府原子力安全委員会が、大学教授など原子力の専門家の慎重な検討を経て作成した審査指針類などに基づき、まず経済産業省原子力安全・保安院が、安全性に係る事項について一つ一つ技術的な審査を行い、次に原子力安全委員会が、同院の行った審査が妥当なものかチェックするという、いわゆるダブルチェックなどをした結果、安全性は確保されるとして許可がなされたものと理解しております。

また、原子力発電所の安全確保には、施設・設備等の安全性に加えて、これを適切に運用管理していくことが重要ですが、章に記載したとおり、九州電力の安全管理体制については、品質保証体制を構築し適切な保安活動が実施されてきており、これまでの国の検査においても良好な結果となっております。

以上のことから県としては、玄海3号機プルサーマル計画については、これを実施した場合にも、安全性の確保は図られるものと考えます。

用語解説

wt% (ウェイトパーセント)	重量で比較した割合(パーセント)のこと。
ppm(ピーピーエム)	濃度を表す単位で、百万分の一のこと。
MWd / t (メガワットデイパートン)	燃料を原子炉内でどのくらいまで燃やせるかを表す燃焼度の単位。
M O X 燃 料	プルサーマルで使われる燃料。ウランとプルトニウムを酸化物の形で混ぜて作った燃料をMOX(モックス)燃料と呼ぶ。(混合酸化物 = <u>M</u> ixed <u>O</u> xideの略)
圧 力 容 器	原子力発電所で燃料等を納めている原子炉容器のこと。
ウ ラ ン	原子力発電の燃料として用いられている物質。天然に存在するのは質量数が234、235、238のウラン。このうち核分裂しやすいウラン235が原子力発電で主に利用されている。(元素記号U、原子番号92)
格 納 容 器	原子炉容器や蒸気発生器などを納めている鋼鉄製の気密建造物で、放射性物質の環境への放出を防止する。
核 分 裂 生 成 物 (F P)	ウランなどが核分裂するとよう素やキセノンなどのまったく別の物質ができるが、これらを核分裂生成物という。その大部分は放射能をもっている。
核 分 裂 性 プ ル ト ニ ウ ム 富 化 度	MOX燃料中に含まれる核分裂しやすいプルトニウム(プルトニウム239及び241)の割合のこと。 核分裂性プルトニウム富化度 = $\frac{\text{プルトニウム239重量} + \text{プルトニウム241重量}}{\text{プルトニウム重量} + \text{ウラン重量}}$
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を対象として、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法。

希ガス	原子炉内でウランやプルトニウムが核分裂する際に生成されるクリプトンやキセノンなどのガス。ガス(気体)状であるため拡散しやすい。
軽水炉	原子炉の冷却水等に普通の水(軽水)を使う型の原子炉。軽水炉には、さらに加圧水型炉(PWR)と沸騰水型炉(BWR)がある。玄海原子力発電所は軽水炉のうちの加圧水型炉。
原子炉出力	原子炉で核分裂により発生する単位時間当たりの熱エネルギーの大きさ。
再処理	使用済燃料からウランとプルトニウムを分離回収し、さらに残りの核分裂生成物を安全に処理すること。
最高燃焼度(MWd/t)	燃料を原子炉内でどのくらいまで燃やせるかを表す値。 単位はMWd/t(メガワットデイパートン)。
自己制御性	何らかの原因で原子炉の出力が上昇(下降)した場合、操作を行わなくても原子炉自ら出力を元に戻そうとする性質。
使用済燃料ピット	使用済の燃料を、搬出するまでの間貯蔵しておくプール。なお、使用前のMOX燃料も貯蔵される。
TMI(スリーマイルアイランド)事故	1979年3月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号機で発生した事故。設備の故障と運転員の誤操作が重なって事故に進展し、燃料の一部が溶融した。
制御棒	銀・カドミウムなどの、熱中性子を吸収しやすい物質でできた合金の棒。原子炉に挿入することにより、核分裂に必要な熱中性子を吸収し、出力を下降・停止させる。
線出力	燃料棒の単位長さ当たりの出力。
装荷率(割合)	原子炉全体の燃料に占めるMOX燃料の割合。

チェルノブイリ事故	1986年4月に旧ソ連のウクライナ共和国のチェルノブイリ原子力発電所4号機で発生した事故。設計上の不備に加え、規則違反によって発生し、蒸気爆発で炉心の一部が破損し、黒鉛火災が起きた。放射性物質を閉じ込める格納容器が設置されていないため、事故の被害が拡大した。
内 圧 上 昇	ウランやプルトニウムが核分裂する際に生成される希ガスなどにより、燃料棒内の圧力が上昇すること。
熱 中 性 子	中性子のうちでも、エネルギーの低いもので、ウランやプルトニウムなどの燃焼(核分裂)を引き起こす物質。核分裂の際には新たな中性子が発生し、次の核分裂を引き起こす。制御棒やほう素によってこれを吸収することにより、原子炉の出力が下降する。
燃 料 集 合 体	燃料ペレットを詰めた燃料棒を束ねたもの
燃 料 ペ レ ッ ト	二酸化ウランなどの核燃料物質を焼き固めてセラミックス状にしたもの。高さ、直径が約1cmの円柱形をしている。
燃 料 棒	ウランなどを焼き固めた燃料ペレットを金属製の管に入れたもの。
非 常 用 冷 却 設 備	配管が破断するなどして冷却水が漏えいした場合に、原子炉内に水を注入するポンプなどの設備。
ピ ン ホ ー ル	燃料棒にできた目に見えないほどの小さな穴。
プ ル サ ー マ ル	原子力発電所で使い終わった燃料を再処理してプルトニウムを取り出し、ウランと混ぜて作った新しい燃料(MOX燃料)を、原子炉(サーマルリアクター)で使用すること。プルトニウムのプルとサーマルリアクターのサーマルをとってつくられた言葉。
プ ル ト ニ ウ ム	ウランの中性子吸収とその後の崩壊により生成される物質で、天然には存在しない放射性元素。このうち核分裂性のプルトニウムは、燃料として原子力発電で利用できる。現在の原子力発電所の原子炉の中でもウランがプルトニウムに変化して、その一部は燃料として燃えている。(元素記号Pu、原子番号94)

プルトニウムスポット	MOX燃料ペレット中のプルトニウム濃度が局所的に高い部分。
ほう素	熱中性子を吸収しやすい物質で、原子炉の冷却水に含まれるほう素の濃度を調整することにより、出力を制御することができる。
よゆう素	原子炉内でウランやプルトニウムが核分裂する際に生成される物質の一つ。人体に取り込まれた場合、甲状腺という臓器に集まる性質がある。(元素記号I、原子番号53)
溶融点	物質が固体から液体になるときの温度。

事前了解願(補正後)

添付資料1

原発本第257号

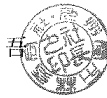
平成17年1月18日

佐賀県

知事 古川 康 殿

九州電力株式会社

代表取締役社長 松尾新吾



玄海原子力発電所3号機におけるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の
使用に係る事前了解願の補正について

拝啓 時下ますます御清祥のこととお喜び申し上げます。

かねてから当社事業につきましては格別の御配慮を賜り厚くお礼申し上げます。

さて、原発本第46号(平成16年5月28日付)にて、御連絡しております標記燃料の使用に係る事前了解願につきまして、別紙のとおり一部補正いたしますので御連絡申し上げます。

今後とも一層の御指導を賜りますようお願い申し上げます。

敬 具

玄海原子力発電所3号機におけるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の
使用に係る事前了解願いの補正の概要について

○用語の統一

記載内容をよりわかりやすくするため、用語の統一を行う。

(主な変更点)

- ・「プルトニウム富化度」 → 「プルトニウム含有率」
- ・「核分裂性プルトニウム」 → 「核分裂性プルトニウム富化度」
- ・「燃料棒富化度」 → 「燃料棒含有率」

なお、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料(MOX燃料)装荷した炉心の核設計評価は、3次元手法にて実施しており、今回、二酸化ウラン燃料(現在の燃料)のみを装荷した炉心の核設計評価についても、評価手法を統一するため、従来の1、2次元手法から3次元手法に変更するので、その結果を併せて記載する。

以上

玄海原子力発電所3号機における
ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の使用計画の概要

1. プルサーマルの必要性

長期にわたりエネルギーを安定して確保する観点から、ウラン資源の有効利用を図るため、使用済燃料を再処理し回収するプルトニウムを、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（以下「MOX燃料」）とし、再び原子力発電所の燃料として使用するプルサーマルの実施は必要なものである。

また、既に、当社の原子力発電所で発生した使用済燃料を再処理し回収したプルトニウムを保有しており、核不拡散の観点から、プルサーマルを着実に実施し、平和利用する必要がある。

2. 変更の目的

プルサーマルの必要性を踏まえ、玄海原子力発電所3号機において、MOX燃料を取替燃料の一部として、ウラン燃料と併せて使用する。

3. 変更の概要

[添付-1, 2]

燃料集合体193体のうち、MOX燃料集合体を最大48体装荷する。これに伴い、燃料取替用水タンクのほう素濃度を変更する。

(1) 燃料の主な変更点

項 目	ウラン燃料（現行燃料）	MOX 燃料
ペレット	二酸化ウラン 焼結ペレット	ウラン・プルトニウム 混合酸化物焼結ペレット
ウラン235濃度	約4.1wt%	約0.2wt%～約0.4wt%
プルトニウム含有率		
・集合体平均	—	約4.1wt%濃縮ウラン相当以下
・ペレット最大	—	13wt%以下 (核分裂性プルトニウム富化度8wt%以下)
燃料集合体最高燃焼度	48,000MWd/t	45,000MWd/t*

*ウラン燃料と同等の特性とするため、MOX燃料の燃焼度制限値を変更した。

(2) 燃料取替用水タンクほう素濃度変更

原子炉停止に必要なほう素濃度を確保するため、燃料取替用水タンクのほう素濃度を現状の2, 500 ppm以上から3, 100 ppm以上に変更する。

4. 設計にあたっての基本方針

[添付-3, 4]

(1) 燃料

・機械設計

燃料中心温度、燃料棒内圧、被覆管の応力、歪み及び疲労が、それぞれの判断基準を満足するようにする。

・核設計

反応度停止余裕、最大線出力密度、減速材温度係数等が、それぞれの判断基準を満足するようにする。

・熱水力設計

最小限界熱流束比及び燃料中心最高温度が、それぞれの判断基準を満足するようにする。

・動特性

設計負荷変化に対して、原子炉系の応答が安定で、原子炉出力等のパラメータが十分制御されるようにする。

(2) 使用済燃料ピット

・使用済燃料ピットの冷却能力

貯蔵設備は、崩壊熱を十分に除去し、最終的な熱の逃がし場へ送れるようにする。

・未臨界性

貯蔵設備は、幾何学的な安全配置又はその他の適切な手段により、想定されるいかなる場合でも臨界を防止できる設計とする。

5. 被ばく評価及び安全解析

(1) 平常時の被ばく評価

[添付-5]

MOX燃料の使用に伴い、平常時の気体及び液体廃棄物の放出量は若干変動するが、概ね現状の放出量と同等である。この放出量を用いて、発電所敷地周辺での線量評価を行った結果、指針に示されている判断基準(50 μ Sv/年)を十分満足していることを確認した。

(2) 運転時の異常な過渡変化及び事故解析

[添付-6]

MOX燃料の使用に伴い、運転時の異常な過渡変化及び事故に関する安全解析を実施した。

運転時の異常な過渡変化については、燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が確保されていることを確認した。また、事故については、炉心の冷却能力ならびに原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器バウンダリの健全性が確保されていることを確認した。

MOX燃料の使用に伴い、事故時の放射性物質の放出量は若干変動するが、概ね現状の放出量と同等である。この放出量を用いて、発電所敷地周辺での線量評価を行った結果、指針に示されている判断基準（5mSv）を十分満足していることを確認した。

- (3) 立地評価における想定事故解析 [添付-7]
- 重大事故及び仮想事故についても、事故時と同様に発電所敷地周辺での線量評価を行った結果、指針に示されている判断基準（重大事故：甲状腺1.5 Sv、全身0.25 Sv）（仮想事故：甲状腺3 Sv、全身0.25 Sv、積算線量2万人Sv）を十分満足していることを確認した。

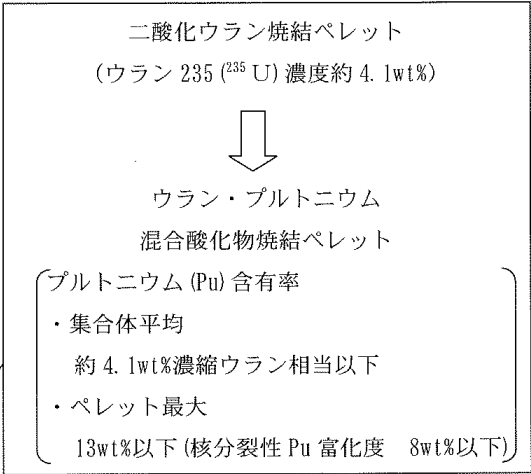
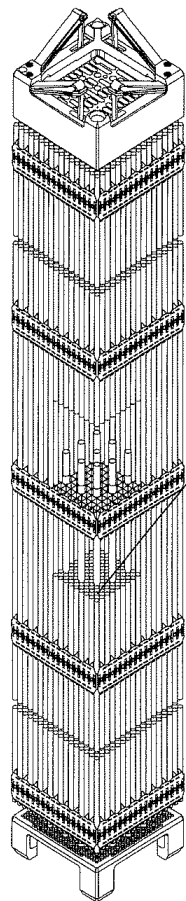
6. 添付資料

- 添付-1 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体基本仕様
- 添付-2 燃料集合体概要図
- 添付-3 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の使用に伴う設計概要
- 添付-4 MOX燃料使用に伴う安全設計
- 添付-5 平常時の被ばく評価結果
- 添付-6 運転時の異常な過渡変化及び事故解析結果
- 添付-7 立地評価における想定事故解析結果
- 添付-8 用語解説

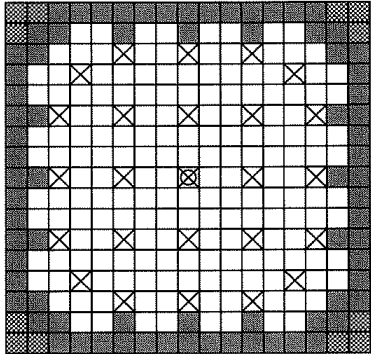
ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体基本仕様

項 目	ウラン燃料	MOX 燃料
1 燃料材		
ペレット	二酸化ウラン焼結ペレット (一部ガドリニアを含む)	ウラン・プルトニウム 混合酸化物焼結ペレット
ウラン 235 濃度	約 4.1wt%～約 3.4wt% (ガドリニア入り燃料については 約 2.6wt%～約 1.9wt%、 ガドリニア濃度約 6wt%)	約 0.2wt%～約 0.4wt%
プルトニウム含有率		
集合体平均	—	約 4.1wt%濃縮ウラン相当 ^(*) 以下 (約 11wt%以下)
ペレット最大	—	13wt%以下
(核分裂性プルトニウム富化度)	—	(8wt%以下)
プルトニウム組成比	—	原子炉級
ペレット初期密度	理論密度の約 95%	同 左
2 燃料棒		
被 覆 材	ジルカロイ-4	同 左
燃料棒外径	約 9.5mm	同 左
被覆管厚さ	約 0.6mm	同 左
燃料棒有効長さ	約 3.7m	同 左
3 燃料集合体		
燃料棒配列	17×17	同 左
燃料棒ピッチ	約 13mm	同 左
燃料棒本数	264	同 左
制御棒案内シンブル本数	24	同 左
炉内計装用案内シンブル本数	1	同 左
集合体最高燃焼度	48,000MWd/t	45,000MWd/t

(*) プルトニウムと混合するウランの反応度寄与も含む。



集合体内 Pu 含有率分布



- 高 Pu 含有率棒 約 10.6wt%Pu
 - 中 Pu 含有率棒 約 6.2wt%Pu
 - ▨ 低 Pu 含有率棒 約 4.5wt%Pu
 - ⊗ 制御棒案内 シンプル
 - ⊗ 炉内計装用案内 シンプル
- 核分裂性 Pu 割合約 68wt%
母材 ²³⁵U 濃度 0.2wt% の場合

燃料集合体概要図

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の使用に伴う設計概要

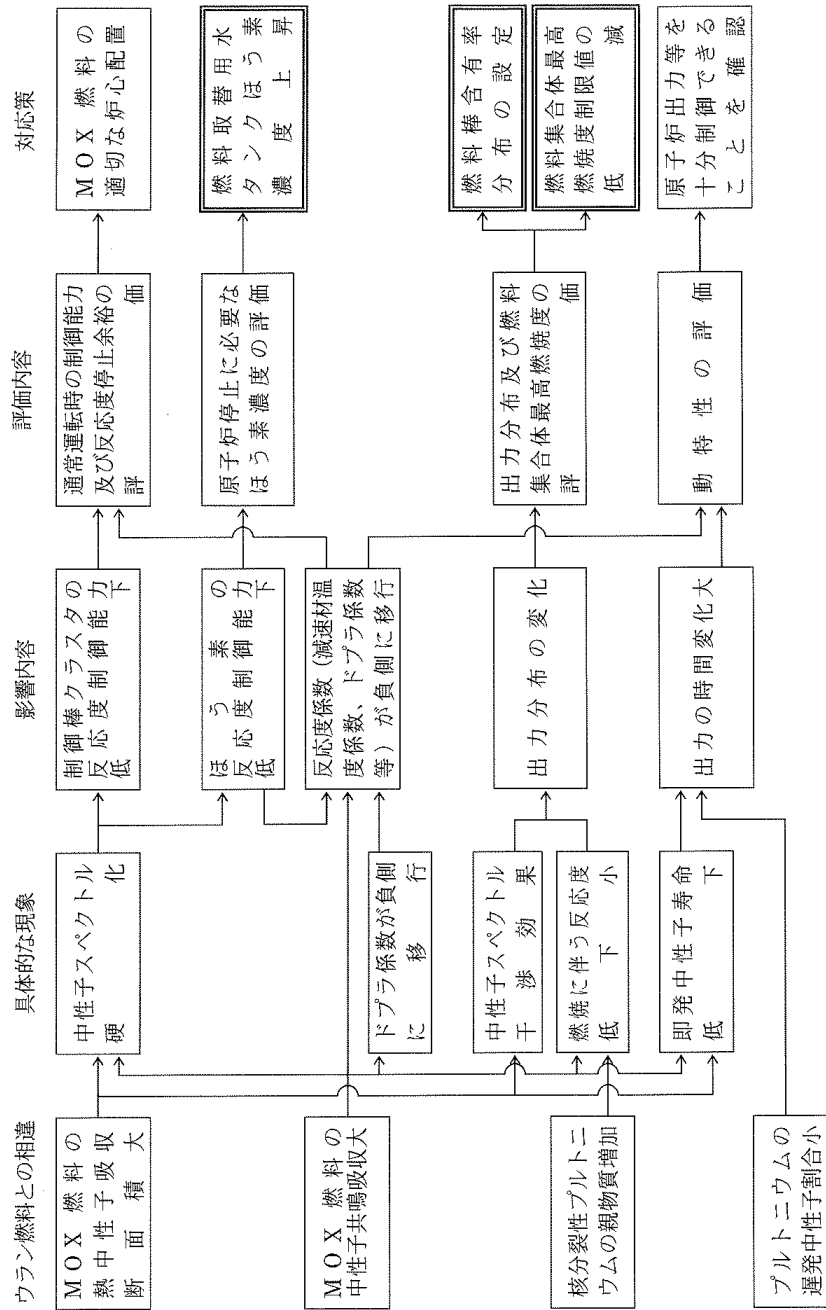
(結果欄の単位は判断基準に示したものと同一。)

項目	判断基準	結果		備考		
		現 行	今 回			
		ウラン燃料装荷炉心 *3	MOX燃料装荷炉心 ウラン燃料装荷炉心 *4			
機 械 設 計	燃料中心最高温度	溶融点未満		—		
	燃料棒内圧	被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力(内圧基準値)以下	内圧基準値以下	内圧基準値以下	—	
	被覆管応力	被覆材の耐力以下	耐力以下	耐力以下	—	
	被覆管に生じる円周方向引張歪の変化量	1%以下	1以下	1以下	—	
	被覆管の累積疲労サイクル	設計疲労寿命以下	設計疲労寿命以下	設計疲労寿命以下	—	
核設計	反応度停止余裕	1.6% ΔK/K 以上		1.89	1.76	2.13
	最大線出力密度	41.5kW/m 以下		36.2	34.6	36.0
	燃料集合体最高燃焼度	ウラン燃料	48,000MWd/t	47,300	45,500	47,200
		MOX燃料	45,000MWd/t		42,900	
	水平方向ビーキング係数	1.48 以下		1.41	1.43	1.40
	減速材温度係数	-94~+8 (単位: ×10 ⁻⁶ (ΔK/K)/°C)		-66~-3.7	-72~-13.4	-68~-3.2
	ドブラ係数	-5.2~-1.8 (単位: ×10 ⁻⁶ (ΔK/K)/°C)		-3.8~-2.8	-3.6~-2.6	-3.5~-2.4
	制御棒落下時の落下制御棒値及び核的エンタルピ上昇熱水路係数	落下制御棒値 核的エンタルピ 上昇熱水路係数	0.25% ΔK/K 以下	0.13	0.16	0.15
			1.87 以下	1.68	1.66	1.66
	制御棒飛出し時熱流束熱水路係数	BOC	HZP 15 以下	7.73	7.9	7.7
			HFP 7.0 以下	4.23	2.1	2.1
		EOC	HZP 25 以下	20.8	19.7	20.7
			HFP 6.8 以下	3.47	2.2	2.2
	飛出し制御棒値	BOC	HZP 0.66% ΔK/K 以下	0.26	0.45	0.31
			HFP 0.12% ΔK/K 以下	0.08	0.02	0.02
EOC		HZP 0.87% ΔK/K 以下	0.49	0.82	0.56	
		HFP 0.18% ΔK/K 以下	0.09	0.03	0.03	
最大反応度添加率	75 以下 (単位: ×10 ⁻⁶ (ΔK/K)/s)		40	40	41	
熱水力 設 計	最小限界熱流束比	1.17 以上		約 1.29 *1	約 1.29 *1	—
	燃料中心最高温度	溶融点未満		溶融点未満	溶融点未満	—
動特性	設計負荷変化に対して、原子炉系の応答が安定で、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度等のパラメータが十分制御されること。		判断基準を満足	判断基準を満足	—	
使用済 燃 料 ピット	冷却能力 (ピット水平平均温度)	ポンプ2台運転時 ≤52°C	基準温度以下*2	基準温度以下*2	—	
		ポンプ1台運転時 ≤65°C	基準温度以下*2	基準温度以下*2	—	
	未臨界性	実効増倍率 ≤0.98		0.98 以下	0.98 以下	—

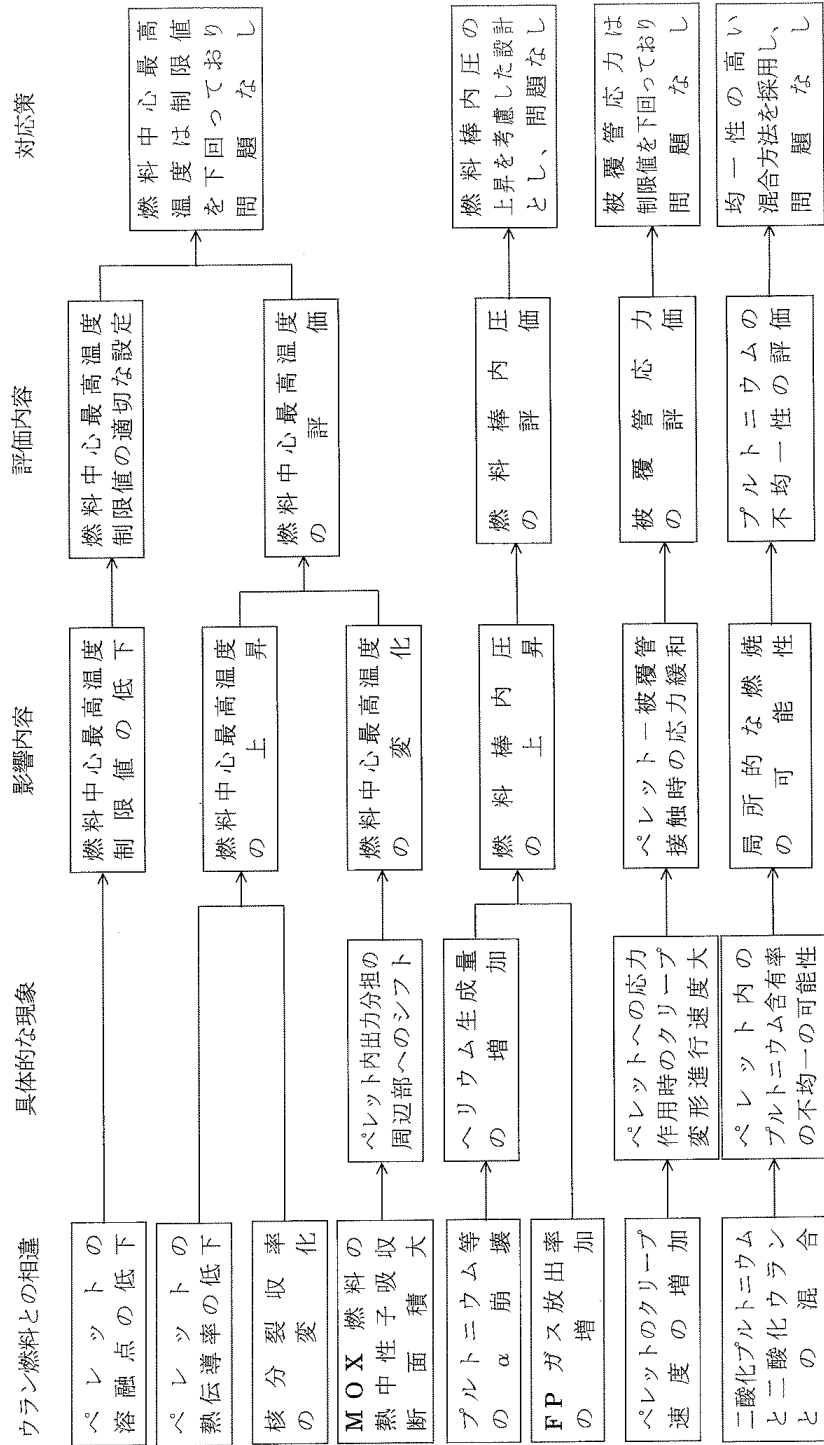
(BOC: サイクル初期, EOC: サイクル末期, HZP: 高温零出力, HFP: 高温全出力)

- *1: 運転時の異常な過渡変化のうち最も厳しいもの
- *2: 通常運転(2台)と単一故障(1台)のそれぞれについて、基準温度以下であることを確認した。
- *3: 現行はウラン燃料装荷炉心の核設計評価を1, 2次元手法で実施
- *4: 備考にウラン燃料装荷炉心の核設計評価を3次元手法で実施した結果を記載

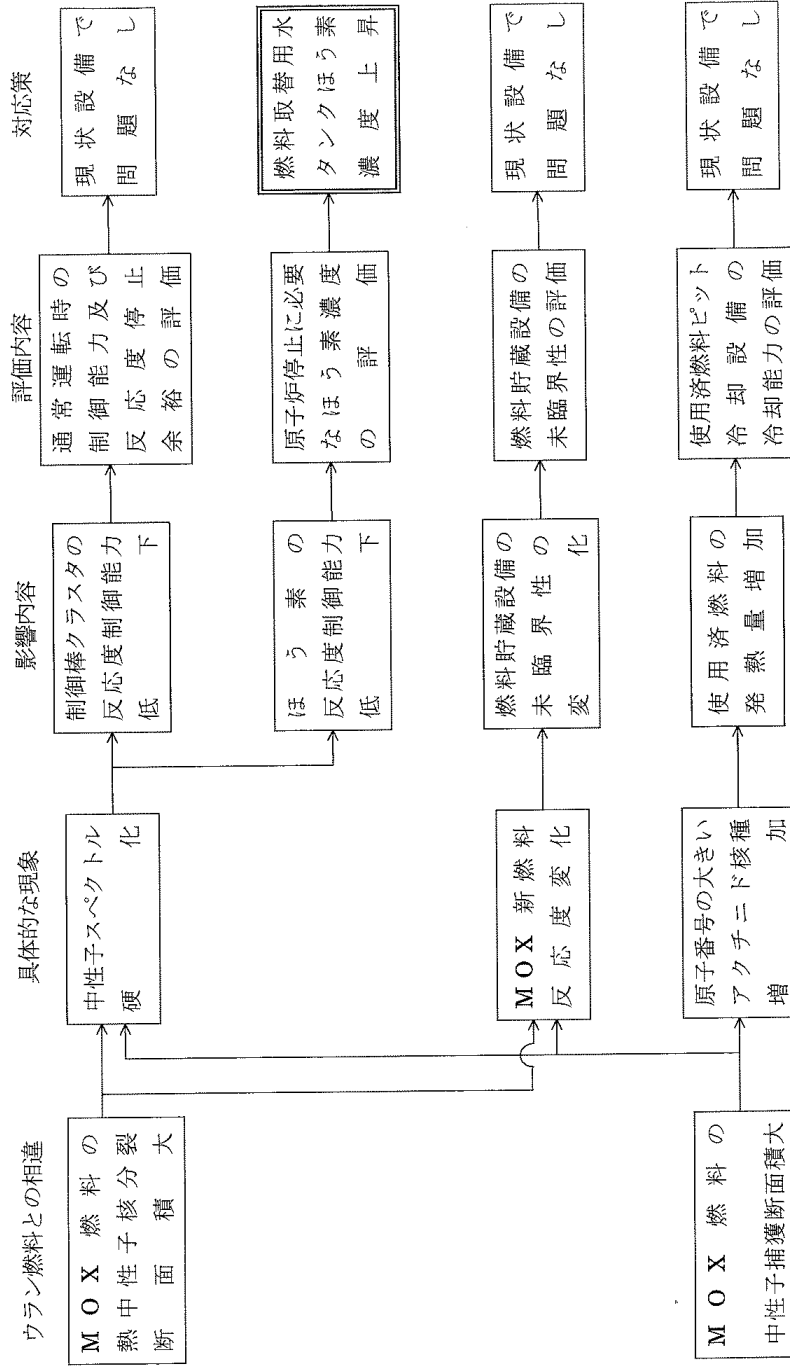
MOX 燃料使用に伴う安全設計(核特性)



MOX 燃料使用に伴う安全設計(燃料)



MOX 燃料使用に伴う安全設計(設備)



平常時の被ばく評価結果

1. 放出放射能量（玄海3号機）

（単位：Bq/y）

項 目		現 行	今 回
希ガスの放出量		約 5.2×10^{14}	約 5.2×10^{14}
よう素の放出量	I-131	約 1.5×10^{10}	約 1.5×10^{10}
	I-133	約 1.8×10^{10}	約 1.8×10^{10}
液体廃棄物中の放射性物質の放出量*		約 1.0×10^{10}	約 8.5×10^9

*：液体廃棄物中の放射性物質の放出量は、3、4号機合算値。

2. 被ばく評価結果（玄海1~4号機合算）

（単位： μ Sv/y）

項 目	現 行*	今 回
希ガスの γ 線による実効線量	約 2.5	約 2.5
液体廃棄物中の放射性物質による実効線量	約 2.8	約 2.8
よう素による実効線量	約 2.5	約 2.5
実効線量合計	約 7.8	約 7.8
判断基準	50	50

*：現行の評価結果は、最新の評価結果（平成16年3月許可）

運転時の異常な過渡変化及び事故解析結果(1/3)

1. 運転時の異常な過渡変化

項目	目	DNBR		燃料中心温度(注2)		エンタルピー		原子炉圧力	
		現行	今回	現行	今回	現行	今回	現行	今回
1.	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	≥1.17(UTDP) ≥1.30(W-3相関式)		<溶融点		≤712kJ/kg		≤18.88	
		約1.86(UTDP)	同左	約2,300℃ (ウラン燃料)	約2,280℃ (MOX燃料)	約867kJ/kg	同左	約17.6	同左
2.	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き (落下) (不整合)	約1.31(UTDP)	同左	溶融点未満		-		約16.2	同左
		約1.37(UTDP)	同左	-		-		初現状態で一定	同左
4.	原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	(注1)		(注1)		-		(注1)	
5.	原子炉冷却材流量の部分喪失	約1.60(UTDP)	同左	溶融点未満		-		約16.5	同左
		約1.29(UTDP)	同左	約2,240℃ (ウラン燃料)	約2,230℃ (MOX燃料)	-		約16.9	同左
7.	外部電源喪失	「原子炉冷却材流量の喪失」及び「主給水流量喪失」の解析結果に包含される。							
8.	主給水流量喪失	-		-		-		約18.0	同左
9.	蒸気負荷の異常な増加	約1.57(UTDP)	同左	溶融点未満		-		約16.2	同左
		約3.2 (W-3相関式)	約3.5 (W-3相関式)	溶融点未満		-		過度に上昇することはない。	
11.	蒸気発生器への過剰給水 負荷の喪失	約1.65(UTDP)	同左	溶融点未満		-		約16.2	同左
		約1.73(UTDP)	同左	溶融点未満		-		約18.5	同左
13.	原子炉冷却材系の異常な減圧	約1.55(UTDP)	同左	-		-		-	
14.	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	初現値より増加		-		-		過度に上昇することはない。	

(注1) 反応度添加率が「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」で使用した範囲に含まれているので、この解析に包含される。

(注2) 評価結果はウラン燃料(2,590℃)とMOX燃料(2,500℃)で判断基準に対して厳しい結果を記載。

運転時の異常な過渡変化及び事故解析結果(2/3)

2. 事故解析

項目	冷却可能性		エンタルピー		原子炉圧力		格納容器圧力	
	現行	今回	現行	今回	現行	今回	現行	今回
判断基準	燃料被覆管温度: $\leq 1,200^{\circ}\text{C}$ 局所的なZr-水反応量: $\leq 15\%$ 最小DNBR: $\geq 1.17(\text{TDP})$, $\geq 1.30(\text{W-3相関式})$		$\leq 963\text{kJ/kg}$	$\leq 883\text{kJ/kg}$ (ウラン燃料) $\leq 770\text{kJ/kg}$ (MOX燃料)	$\leq 20.59\text{MPa}[\text{gage}]$		$\leq 0.392\text{MPa}[\text{gage}]$	
1. 原子炉冷却材喪失 (大破断)	燃料被覆管最高温度: $\approx 950^{\circ}\text{C}$ 局所的な最大Zr-水反応量: $\approx 30.4\%$	燃料被覆管最高温度: $\approx 1,006^{\circ}\text{C}$ 局所的な最大Zr-水反応量: $\approx 30.4\%$	—	—	—	—	最高圧力: $\approx 0.320\text{MPa}[\text{gage}]$	同左
2. 原子炉冷却材流量の喪失	最小DNBR(TDP): ≈ 1.47	最小DNBR(TDP): ≈ 1.48	—	—	約16.7 MPa[gage]	同左	—	—
3. 原子炉冷却材ポンプの軸固着	最小DNBR(TDP): ≈ 1.28	最小DNBR(TDP): ≈ 1.29	—	—	約17.4 MPa[gage]	同左	—	—
4. 主給水管破断	最小DNBR(TDP): ≈ 1.37	同左	—	—	約18.4 MPa[gage]	同左	—	—
5. 主蒸気管破断	最小DNBR(W-3): ≈ 1.44	最小DNBR(W-3): ≈ 1.79	—	—	過度に上昇することはない。		—	—
6. 制御棒飛び出し	—	—	約566 kJ/kg	約352 kJ/kg (ウラン燃料) 約352 kJ/kg (MOX燃料)	約17.9 MPa[gage]	同左	—	—

運転時の異常な過渡変化及び事故解析結果(3/3)

項目	実効線量 (mSv)	
	現行	今回
判断基準	≦5	
7.放射線気体廃棄物処理施設の破損	約 0.077	約 0.077
8.蒸気発生器伝熱管破損	約 0.12	約 0.24
9.燃料集合体の落下	約 0.015	約 0.033
10.原子炉冷却材喪失	約 0.043	約 0.086
11.制御棒飛び出し	約 0.020	約 0.038

* 現行と今回の評価値の相違は、ICRP1990年勧告の反映等の影響

立地評価における想定事故解析結果

1. 重大事故

	原子炉 冷却材喪失		蒸気発生器 伝熱管破損		判断基準
	現行	今回	現行	今回	
小児甲状腺に対する 線量 (Sv)	約 0.0019	約 0.0026	約 0.0029	約 0.0088	1.5
外部γ線による全身 に対する線量 (Sv)	約 0.000042	約 0.000026	約 0.00017	約 0.00028	0.25

* 現行と今回の評価値の相違は、ICRP1990年勧告の反映等の影響

2. 仮想事故

	原子炉 冷却材喪失		蒸気発生器 伝熱管破損		判断基準
	現行	今回	現行	今回	
成人甲状腺に対する 線量 (Sv)	約 0.047	約 0.067	約 0.0075	約 0.019	3
外部γ線による全身に に対する線量 (Sv)	約 0.0021	約 0.0013	約 0.00076	約 0.0012	0.25
全身線量の積算値 (万人 Sv)	約 0.082	約 0.091	約 0.029	約 0.048	2

* 現行と今回の評価値の相違は、ICRP1990年勧告の反映等の影響

安全審査に用いられた指針類

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	平成 2 年 8 月 平成 13 年 3 月一部改訂
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 平成 13 年 3 月一部改訂
発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針	平成 2 年 8 月
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 平成 13 年 3 月一部改訂
発電用加圧水型原子炉の炉心熱設計評価指針	昭和 63 年 4 月 平成 12 年 8 月一部改訂
軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針	昭和 56 年 7 月 平成 4 年 6 月一部改訂
発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針	昭和 56 年 7 月 平成 4 年 6 月一部改訂
発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針	昭和 57 年 1 月 平成 13 年 3 月一部改訂
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	昭和 50 年 5 月 平成 13 年 3 月一部改訂
発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針	昭和 51 年 9 月 平成 13 年 3 月一部改訂
加圧水型原子炉に用いられる 17 行 17 列の燃料集合体について	昭和 51 年 2 月
取替炉心検討会報告書	昭和 52 年 5 月
「燃料被覆管は機械的に破損しないこと」の解釈の明確化について	昭和 60 年 7 月 平成 2 年 8 月一部改訂
発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について	昭和 63 年 5 月
被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について	平成元年 3 月
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	平成 7 年 5 月
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	平成 10 年 4 月
「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	平成 10 年 11 月
発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について	平成元年 3 月 平成 13 年 3 月一部改訂
原子力技術者の技術的能力に関する審査指針	平成 16 年 5 月

安全審査の内容及び結果(1次審査)

審査内容			審査結果
原子炉施設 の安全 設計	炉心	核設計	変更後においても本原子炉の核設計は妥当なものと判断
		熱水力設計	変更後においても本原子炉の熱水力設計は妥当なものと判断
		機械設計	変更後においても本原子炉の燃料の機械設計は妥当なものと判断
		動特性	変更後においても本原子炉の安定性に関する設計は、要求事項を満足しており妥当なものと判断
	非常用炉心冷却設備	変更後においても非常用炉心冷却設備の設計は妥当なものと判断	
	燃料取扱及び貯蔵設備	変更後においても燃料取扱及び貯蔵設備の設計は妥当なものと判断	
原子炉施設周辺の一般公衆の線量評価			変更後においても、法令に定める周辺監視区域外の線量限度を十分下回るとともに、1号、2号、3号及び4号原子炉施設周辺の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
運転時の異常な過渡変化の解析			事象の選定、解析の条件及び手法は妥当であり、また解析結果は判断基準を満足していること等から、変更後においても本原子炉施設は「安全評価指針」等に適合しているものと判断
事故の解析			事象の選定、解析の条件及び手法は妥当であり、また解析結果は判断基準を満足していること等から、変更後においても本原子炉施設は「安全評価指針」等に適合しているものと判断
立地評価のための想定事故の解析について審査			変更後においても本原子炉の立地条件は「原子炉立地審査指針」に適合しているものと判断
技術的能力			変更を実施するために必要な、かつ、運転を的確に遂行するに足る技術的能力があると判断

安全審査の内容及び結果(2次審査)

審査内容			審査結果
原子炉施設の安全設計	炉心	核設計	MOX 燃料炉心に対する核設計についての審査結果(1次審査結果)は妥当なものと判断
		熱水力設計	MOX 燃料炉心に対する熱水力設計についての審査結果(1次審査結果)は妥当なものと判断
		機械設計	MOX 燃料炉心に対する機械設計についての審査結果(1次審査結果)は妥当なものと判断
		動特性	本変更に係る原子炉の動特性についての審査結果(1次審査結果)は妥当なものと判断
	非常用炉心冷却設備		本変更に係る非常用炉心冷却設備の設計の方針及び設計についての審査結果(1次審査結果)は妥当なものと判断
	燃料取扱及び貯蔵設備		本変更にかかる燃料取扱及び貯蔵設備の設計の方針及び設計についての審査結果(1次審査結果)は妥当なものと判断
原子炉施設周辺の一般公衆の線量評価			原子炉施設周辺の一般公衆の線量評価に対する審査結果は妥当なものと判断
運転時の異常な過渡変化の解析			本変更後の原子炉施設の運転時の異常な過渡変化についての解析は、「安全評価指針」等の要件を満たしており、審査結果は妥当なものと判断
事故の解析			本変更後の原子炉施設は「安全評価指針」等の要件を満たしており、事故解析についての審査結果は妥当なものと判断
立地評価のための想定事故の解析について審査			本変更後の原子炉施設は「原子炉立地審査指針」の原則的立地条件を満足しており、立地評価のための想定事故の解析に対する審査結果は妥当なものと判断
技術的能力			

主な経緯

- 平成 9年 2月 4日 国は「当面の核燃料サイクルの推進について」を閣議了解
- 平成 9年 2月21日 電気事業連合会が各電力のプルサーマル計画を公表
- 平成15年12月19日 電気事業連合会がプルサーマル計画に向けた各電気事業者の状況を公表
- 平成16年 4月28日 九州電力社長が知事を訪問し、玄海3号機でのプルサーマル実施方針を説明
- 5月13日 資源エネルギー庁が、県政策検討会議において、国のエネルギー政策、核燃料サイクル政策について説明
- 5月14日 九州電力が、県政策検討会議において、玄海3号機のプルサーマル計画について説明
- 5月20日 資源エネルギー庁及び九州電力が、県原子力環境安全連絡協議会において説明
- 5月28日 九州電力は県及び玄海町に対し、安全協定に基づき事前了解願いを提出
九州電力は国に対し、原子炉等規制法に基づき原子炉設置変更許可申請書を提出
- 7月30日 原子力安全・保安院が、県原子力環境安全連絡協議会において、プルサーマル計画に係る国の安全審査の手続き等について説明を受けました。
- 平成17年 1月18日 九州電力は県及び玄海町に対し、事前了解願の補正を提出
九州電力は国に対し、原子炉設置変更許可申請の一部補正を提出
- 2月10日 経済産業省大臣は一次審査を終了し、原子力委員会及び原子力安全委員会に諮問

- 2月20日 九州電力は、玄海町において公開討論会を開催
- 3月28日 原子力安全・保安院は県原子力環境安全連絡協議会において、玄海3号機の1次審査結果について説明
原子力委員会は同協議会において「核燃料サイクル政策についての中間とりまとめについて」説明
- 6月22日 原子力安全委員会の審査委員が玄海3号機を現地調査
- 8月29日 原子力安全委員会が経済産業大臣に答申
- 8月30日 原子力委員会が経済産業大臣に答申
- 9月 7日 経済産業大臣が玄海3号機の原子炉設置変更を許可
- 9月 9日 原子力安全・保安院及び原子力安全委員会が、県政策検討会議において、玄海3号機の安全審査結果等について説明
- 9月12日 原子力安全・保安院及び原子力安全委員会が、県原子力環境安全連絡協議会において、玄海3号機の安全審査結果等について説明
- 10月 2日 経済産業省は玄海町においてプルサーマルシンポジウムを開催
- 12月25日 県は唐津市においてプルサーマル公開討論会を開催