

原子力安全委員会における玄海原子力
発電所3号機の原子炉設置変更許可
に係る安全審査について

平成17年9月9日

原子力安全委員会事務局長

片山 正一郎

原子力安全委員会について

原子力安全委員会とは

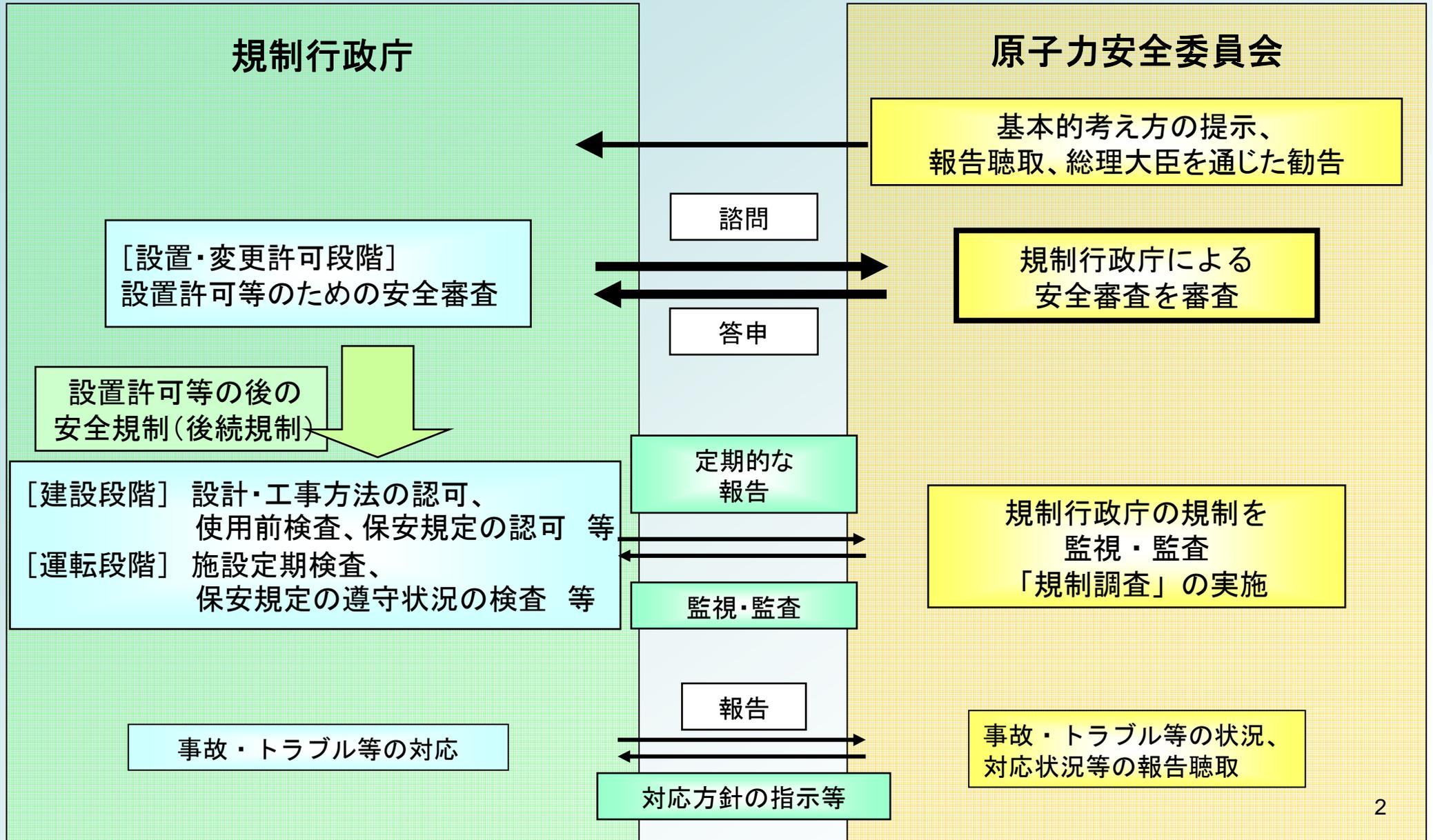
原子力安全委員会は、昭和53年に原子力の安全確保の充実強化を図るため、原子力基本法の一部改正をし、原子力委員会から分離、発足しました。

原子力安全委員会は、原子力の研究、開発及び利用に関する事項のうち、安全の確保に関する事項について企画し、審議し、及び決定する権限をもっており、また、必要な場合は、内閣総理大臣を通じて、関係行政機関の長に勧告することができます。

原子力安全行政と原子力安全委員会の役割

原子炉施設等の設置許可段階において、規制行政庁が行った審査について原子力安全委員会が異なる視点から再審査(ダブルチェック)を行います。また、設置許可後の建設・運転段階における規制行政庁の安全規制(後続規制)が適正かどうかを監視・監査し、不断の改善・向上を促すことを目的とした規制調査を実施しています。

原子力安全委員会の位置付け



玄海3号機原子炉設置変更に係る安全審査の経緯

○原子炉の設置変更に係る経緯

平成16年5月28日 原子炉設置変更許可申請

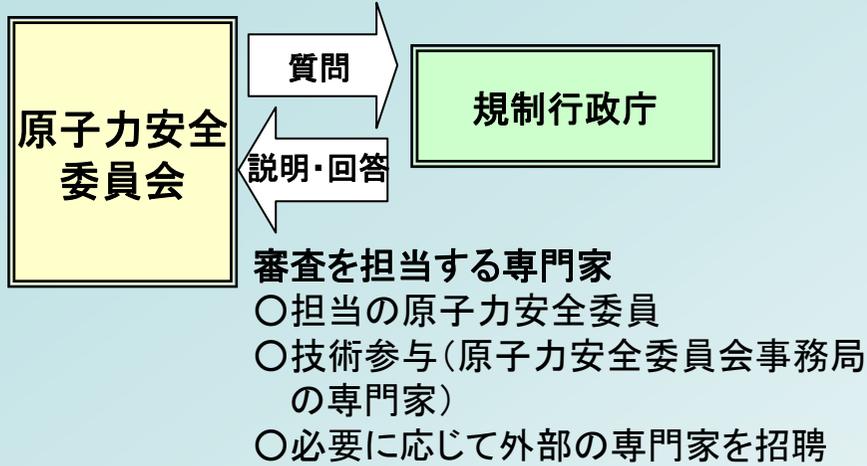
平成17年1月18日 申請の一部補正

平成17年2月10日 経済産業省から原子力安全委員会
へ諮問

平成17年8月29日 原子力安全委員会から経済産業省
へ答申

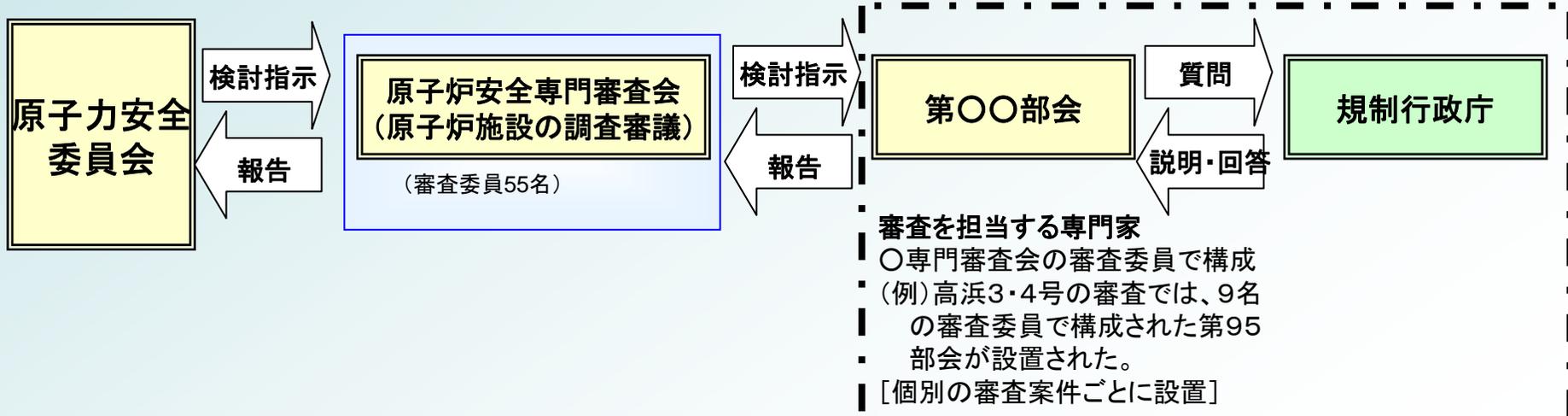
安全審査の体制について

1. 委員会直轄で審査を行う場合



- 今回の玄海3号機に係る安全審査の場合(合計10名)
- 鈴木委員長代理、早田委員、久住委員
 - 技術参与4名(うち1名は高浜3・4号の安全審査を行った際の審査委員)
 - 外部の専門家3名
 - ・更田 豊志 日本原子力研究所 原子炉安全工学部 燃料安全研究室長
 - ・米原 英典 放射線医学総合研究所 放射線安全研究センター ラドン研究グループ第2チーム リーダー
 - ・若林 利男 東北大学大学院 工学研究科 教授 (いずれも原子炉安全専門審査会の審査委員)

2. 専門審査会に調査審議を指示する場合



委員会直轄審査とした理由について

- 軽水炉へのMOX燃料の装荷に係る安全審査については、その際の指標を作成する観点から検討が行われ、「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6月原子力安全委員会了承。以下、「1/3MOX報告書」という。)として取りまとめられ、安全設計及び安全評価の考え方を提示
- 関電高浜3・4号機の安全審査はこの「1/3MOX報告書」に基づき実施
- 今回の玄海3号機でのMOX燃料の使用は、ウラン燃料の基本仕様、プルトニウム含有率等のMOX燃料の基本仕様は、いずれも「1/3MOX報告書」に示された基本仕様の範囲内にあるものであり、かつ、既に審査がなされている高浜3・4号機のものと同じ
- 従って、玄海3号機の安全審査については、「1/3MOX報告書」に示された安全評価等の考え方に従いつつ、高浜3・4号機等での審査結果を活用すれば、部会審査と同等の審査を行うことが可能であると判断し、直轄審査による審査を行うこととしたもの

MOX燃料装荷に関する検討及び安全審査の実績

1. 原子力安全委員会における軽水炉へのMOX燃料装荷に関する検討

「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6月原子力安全委員会了承)

- ・軽水炉へのMOX燃料装荷に係る安全審査の際の指標を作成

2. 過去の安全審査の実績

(1) 少数体に装荷(いずれも試験的なもの)

- ・関西電力(株)美浜原子力発電所1号機(PWR)
【昭和47年5月申請 昭和47年11月許可】(4体装荷)
- ・日本原子力発電(株)敦賀原子力発電所1号機(BWR)
【昭和59年10月申請 昭和60年3月許可】(2体装荷)

(2) 炉心の約1/3～約1/4に装荷

- ・関西電力(株)高浜原子力発電所3、4号機(PWR)
【平成10年5月申請 平成10年12月許可】(炉心の約1/4にMOX燃料装荷)
- ・東京電力(株)福島第1原子力発電所3号機(BWR)
【平成10年11月申請 平成11年7月許可】(炉心の約1/3にMOX燃料装荷)
- ・東京電力(株)柏崎刈羽原子力発電所3号機(BWR)
【平成11年4月申請 平成12年3月許可】(炉心の約1/3にMOX燃料装荷)

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

○目的

- MOX燃料を装荷することに係る安全審査の際の指標作成

○適用条件

- ペレットの核分裂性プルトニウム富化度は約8%以下
- ペレットのプルトニウム含有率は約13%以下
- 燃料集合体の最高燃焼度は45,000MWd/t
- MOX燃料の炉心装荷率は1/3程度まで

○検討項目

- 燃料炉心及び装荷炉心の一般的な特徴
(制御棒の効きが低下、燃料の融点が低くなること、燃料棒内のFPガスが増えること 等)
- 燃料の使用実績並びに照射後試験結果
- 熱・機械設計
- 核設計
- 安全評価

「発電用軽水型原子炉に用いられる混合酸化物燃料について」(2/2)

検討結果

- MOX燃料の特性、挙動は、ウラン燃料と大きな差はなく、MOX燃料及びその装荷炉心は従来のウラン燃料炉心と同様の設計が可能。
- 従来ウラン燃料炉心に用いている判断基準、MOX燃料の特性を適切に取り込んだ安全設計手法、安全評価手法を適用することは差し支えない。

九州電力(株)玄海3号機設置変更許可申請のポイント

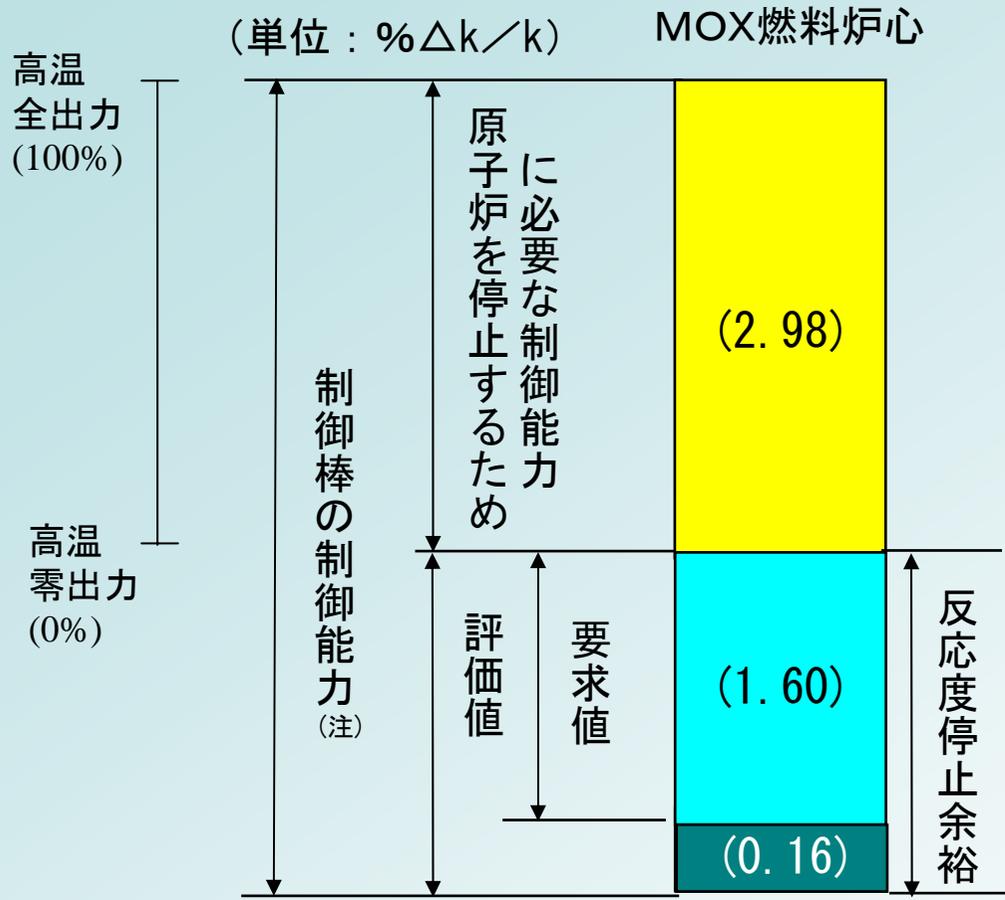
- MOX燃料集合体を3号機に最大48体装荷
(約1／4炉心相当)
- MOX燃料集合体のスペック
 - 燃料集合体最高燃焼度45,000MWd/t
 - プルトニウム含有率13wt%
 - 核分裂性プルトニウム富化度8wt%
- 燃料取替用水タンクのほう素濃度を
約2,500ppmから3,100ppm以上に変更

災害防止にかかる安全審査*項目

1. 原子炉設備の安全設計
 1. 1 炉心
核設計
熱水力設計
機械設計
動特性
 1. 2 非常用炉心冷却設備
 1. 3 燃料取扱及び貯蔵設備
2. 原子炉施設周辺の一般公衆の線量評価
3. 運転時の異常な過渡変化解析
4. 事故解析
5. 立地評価のための想定事故解析

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

核設計評価



反応度停止余裕: 1.76

(注) 最大反応度値を有する制御棒クラスター1体不挿入時

核設計に対する指針要求:

- ・出力分布制御可能、
- ・**反応度停止余裕***の確保、等

*: 原子炉を停止させ、なお残っている制御棒の停止能力

評価値 1.76 要求値 1.60 (%Δk/k)

MOX炉心の反応度停止余裕は、UO₂燃料と同様に制限値を上回り、指針等の要求を満たしている

燃料中心最高温度評価



燃料中心最高温度に対する指針要求:
・燃料の溶融点未満であること

↓

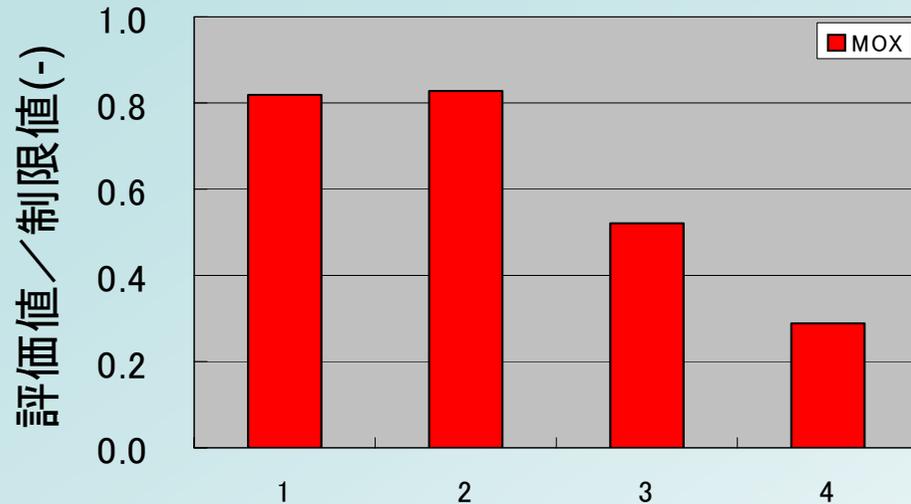
| | 評価値 | 制限値 |
|--------------------|------|-----------|
| MOX燃料 | 1820 | 2500 (°C) |
| UO ₂ 燃料 | 1830 | 2590 (°C) |

⇓

MOX燃料中心最高温度評価値は、UO₂燃料と同様に制限値を大きく下回り、指針等の要求を満たしている

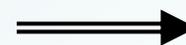
機械設計評価

(燃料中心最高温度を除く)



| | 評価値 | 制限値 | |
|------------|------|------|-------|
| 1: 燃料棒内圧 | 16.1 | 19.7 | (MPa) |
| 2: 被覆管応力 | 83 | 100 | (%) |
| 3: 被覆管引張歪 | 0.52 | 1 | (%) |
| 4: 被覆管累積疲労 | 0.29 | 1 | (-) |

[評価値/制限値]が1未満である



指針等の要求を
満たしている

燃料棒に対する指針要求:

- 内圧→ペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えない
- 応力→被覆材の耐力以下
- 歪み→過渡変化時に際して1%を超えない
- 疲労→設計疲労寿命を超えない

燃料集合体に対する指針要求:

- 輸送・取扱→6G加重で著しい変形が生じない
- 4G制限を遵守

熱水力設計評価

熱水力設計に対する指針要求:

- ・最小DNBR(原子炉冷却材を沸騰させない制限)は許容限界値以下であること
- ・燃料中心最高温度は燃料の溶融点未満であること

動特性評価

動特性評価に対する指針要求:

原子炉固有の自己制御性及び原子炉制御設備によって、定格出力の15%以上での設計負荷変化に対して、原子炉はトリップすることなく、十分な減衰性を持って、新たな平衡負荷に相当した値に制御される



指針等の要求を満たしている

設備影響評価

非常用炉心冷却設備:

- ・1次冷却材喪失事故に対して、原子炉を冷却し、燃料及び燃料被覆管の損傷を防止でき、かつ、燃料被覆管腐食を制限する。
- ・主蒸気管破断事故に対して、原子炉停止に必要な負の反応度を添加する。

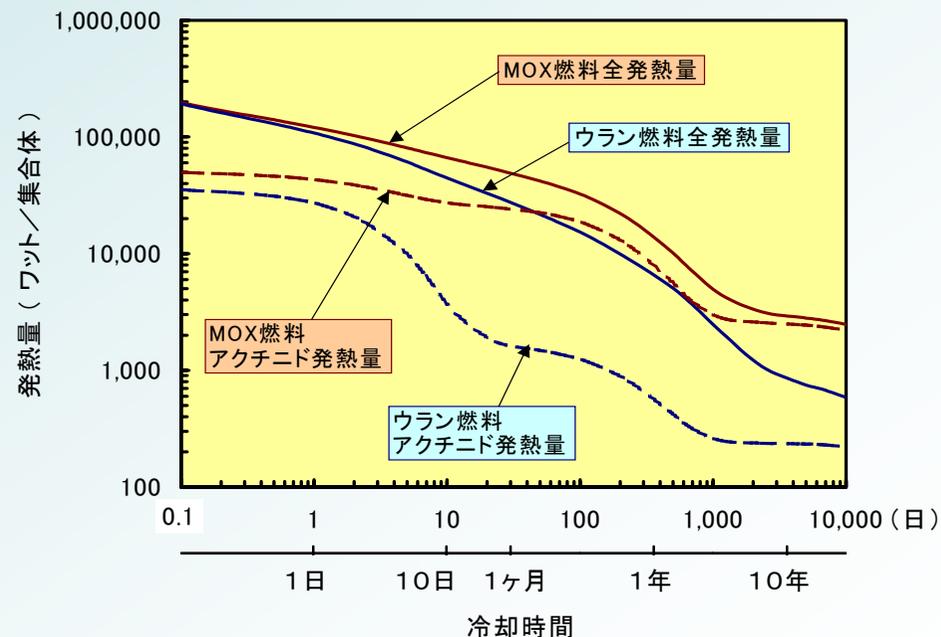
燃料取扱及び貯蔵施設:

- ・使用済燃料貯蔵設備における臨界防止
- ・**使用済燃料貯蔵設備における除熱能力**
- ・新燃料取扱装置導入
- ・放射線業務従事者の放射線防護

原子炉トリップ信号による制御棒クラスターの挿入に加えて、燃料取替用水タンク(非常用炉心冷却設備)からのほう酸注入[3,100ppm以上]により、炉心を臨界未満にでき、かつ、その状態に維持できる



設計方針は指針等の要求を満たしている

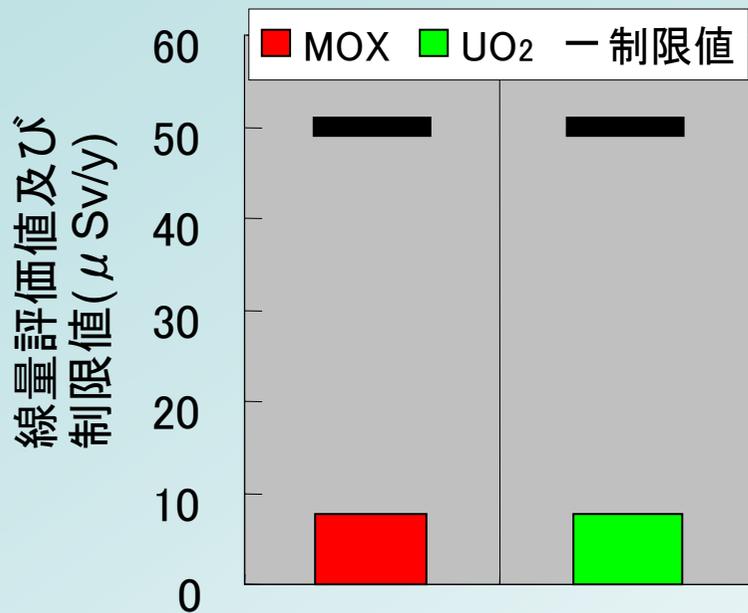


ピット水温度評価値 58.4 制限値 65 (°C)



平常運転時に一般公衆の 受ける線量評価

燃料棒にピンホール等が発生し、燃料中のFPガス（希ガス及びヨウ素）が1次冷却水を介して、気体廃棄物処理設備及び液体廃棄物処理設備から環境へ放出された場合を想定し、一般公衆が受ける線量が「線量目標値評価指針」に示される線量目標値を下回ることを確認



評価値 7.8 制限値 50 (μSv/y)

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

通常運転時の異常な過渡事象評価

原子炉運転中に、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障もしくは誤動作または運転員の単一誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象。炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象。

事例：出力運転中の制御棒の異常な引き抜き、等

炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事態が収束される設計であること。

事故解析評価

「事故」とは、「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態で、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象。原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象。

事例：制御棒飛び出し、等

炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれなく、かつ、事象の過程において他の異常原因となるような2次的損傷が無く、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であること

重大事故評価

敷地周辺の事象、原子炉の特性、安全防護施設等を考慮し、技術的知見から見て最悪の場合には起こるかもしれないと考えられている事象。

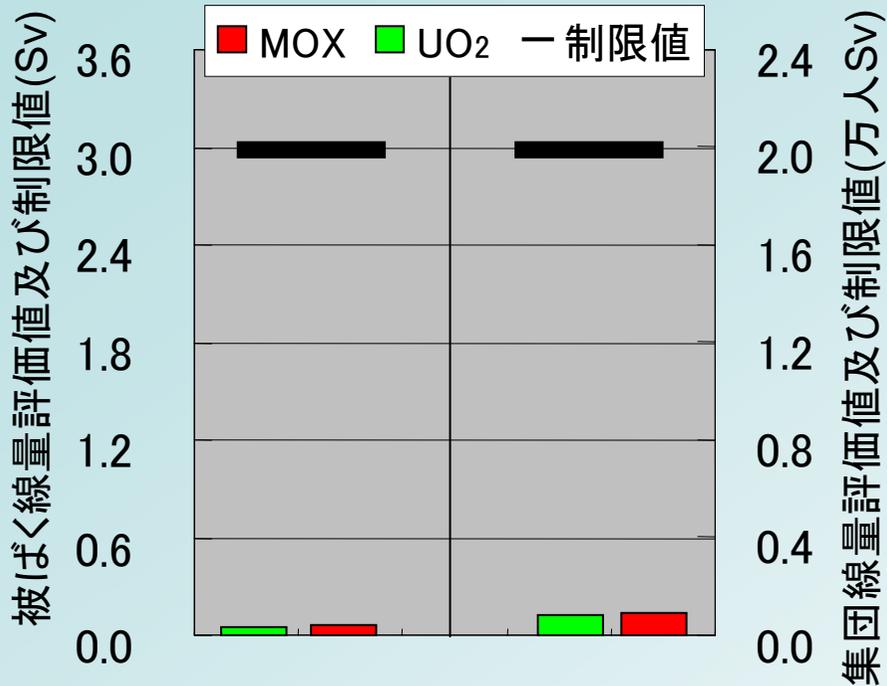
事象：原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破断

周辺の公衆に放射線障害を与えないこと。



指針等の要求を満たしている

仮想事故評価



原子炉冷却材喪失事象

仮想事故時に対する指針要求：
周辺の公衆に著しい放射線災害を与えないこと。

成人甲状腺評価値 制限値
0.067 3.0 (Sv)

集団線量評価値 制限値
0.091 2 (万人Sv)

仮想事故とは、

重大事故を超えるような、技術的知見からは起こるとは考えられない事故 (例えば、重大事故を想定する際には効果を期待した安全防護設備のうちいくつかは作動しないと仮想し、それに相当する放射性物質の放散を仮想するもの)

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

結論

災害防止に係る以上の調査審議の結果から、本原子炉の設置変更後においても原子炉施設の安全性は確保し得るものと判断する。