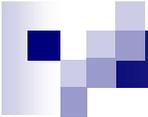


伊方発電所の 原子炉設置変更許可 について

平成18年4月26日
原子力安全・保安院



原子炉設置変更許可の経緯

- 平成16年11月 1日 原子炉設置変更許可申請
(平成17年 7月15日 一部補正)
- 平成17年 7月27日 原子力安全委員会及び原子力委員会に諮問
(原子炉安全専門審査会第110部会にて審議)
- 平成18年 3月16日 原子力安全委員会 答申
3月20日 原子力委員会 答申
3月27日 文部科学大臣 同意
3月28日 原子炉設置変更許可

原子炉設置変更許可申請の概要

- **ウラン・プルトニウム混合酸化物[MOX]燃料集合体の採用(3号炉)**
燃料集合体157体のうち最大40体装荷
(燃料集合体最高燃焼度55,000MWd/tとするウラン燃料とともに使用)
燃料取替用水タンクのほう素濃度等を変更
- **安全保護回路等の変更(1、2号炉)**
デジタル制御装置への設備更新に伴い、信号構成の一部を変更
非常用電源装置である蓄電池の負荷構成の変更
- **放射性廃棄物の廃棄施設の一部の共用化、廃止**
水素廃ガス処理:水素分離方式からガス減衰タンク方式へ(1、2号炉)
ほう酸回収系の共用化、廃液処理系の一部廃止(1、2号炉)
洗濯設備の相互運用[洗浄排水処理系等の共用化](1、2、3号炉)

「MOX報告書」*の概要

*：「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）

■（検討の目的）

- MOX燃料を装荷することに係る安全審査の際の指標を作成。

■（検討の範囲）

- プルトニウム含有率はペレット最大約13%まで
- 核分裂性プルトニウム富化度はペレット最大約8%まで
- MOX燃料の炉心装荷率は1/3程度まで

■（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、また、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。
- 安全評価に当たって、従来ウラン燃料炉心に用いている判断基準並びに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。

MOX燃料採用の概要

- 炉心
 - 燃料集合体の数 157体
 - うちMOX燃料の数 (最大) 40体
 - MOX燃料の割合 約 1 / 4

- ウラン燃料
 - ウラン235濃縮度 約4.1wt%以下(ステップ1燃料)
 - 約4.8wt%以下(ステップ2燃料)
 - 集合体最高燃焼度 48,000MWd/t (ステップ1燃料)
 - 55,000MWd/t (ステップ2燃料)

- MOX燃料
 - 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1.1wt%以下)
 - (ペレット最大) 1.3wt%以下
 - 核分裂性プルトニウム富化度(ペレット最大) 8wt%以下
 - 集合体最高燃焼度 45,000MWd/t

燃料仕様は高浜3,4号炉、玄海3号炉と同一

集合体の構造はステップ1燃料と同一
 ステップ1燃料と同等の反応度
 ペレット、燃料棒最高燃焼度をステップ1燃料と同等とするため、
 集合体最高燃焼度を45,000MWd/tに制限
 (集合体内の燃料棒燃焼度のばらつきが大きいことを考慮)

$$\text{Pu含有率} = \frac{\text{全Pu}}{\text{全Pu} + \text{全U}} \times 100\text{wt}\%$$

$$\text{核分裂性Pu富化度} = \frac{\text{Pu239} + \text{Pu241}}{\text{全Pu} + \text{全U}} \times 100\text{wt}\%$$

全PuにはPu241から壊変して生じるAm241を含む

審査項目

1. 原子炉施設の安全設計
 - 1.1 炉心(3号炉)

機械設計、核設計、熱水力設計、動特性
 - 1.2 非常用炉心冷却設備(3号炉)
 - 1.3 燃料取扱及び貯蔵設備(3号炉)
 - 1.4 安全保護回路(1、2号炉)
 - 1.5 非常用電源設備(1、2号炉)
 - 1.6 放射性廃棄物廃棄施設
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の解析
4. 事故の解析
5. 立地評価のための想定事故の解析

炉心 — 機械設計

【燃料設計手法】

燃料中心最高温度、燃料棒内圧、被覆管応力、
被覆管引張歪、被覆管累積疲労

ステップ2 (ウラン) 燃料の健全性評価に適用された燃料棒
設計コード* を使用

* : 高燃焼度用FINEコード, 高燃焼度用FPACコード

MOX燃料の特性の取り込み状況を確認

プルトニウム含有率に応じた溶融点、熱伝導率の低下、
ペレット径方向出力分布の変化、FPガス放出率、He放出の増加

「MOX報告書」において認められた燃料棒設計コードと同様に反映
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を確認

炉心 — 機械設計

【燃料棒設計コードによる健全性評価】

燃料中心最高温度評価結果

	A型MOX燃料		B型MOX燃料	
	評価値()	制限値()	評価値()	制限値()
線出力密度41.1kW/m時	約1,740	2,500	約1,720	2,510
線出力密度59.1kW/m時	約2,230	2,500	約2,190	2,510

その他の評価結果

評価項目	設計比* (代表組成における評価結果)	
	A型MOX燃料	B型MOX燃料
燃料棒内圧	0.83	0.77
被覆管応力	0.84	0.60
被覆管引張歪	0.42	0.24
被覆管累積疲労	0.16	0.07

*設計比:評価値と基準値の比

(A型:三菱重工業株)
(B型:原子燃料工業株)

炉心 — 機械設計

【その他の評価】

PCI破損

MOX燃料棒に対する出力急昇試験の結果を基に、ウラン燃料のPCI破損しきい値が適用できること、このしきい値を満足することを確認

被覆管の腐食及び水素吸収

測定データ等によりウラン燃料と同等であることを確認

プルトニウムスポット

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

輸送及び取扱中の評価

輸送中に高温となり強度が低下するため、輸送及び取扱い時の荷重を4 Gに制限(設計はステップ1燃料と同じ、常温で6 Gの荷重に耐えるもの)

炉心 — 核設計

【核設計手法】

「MOX報告書」において妥当性が確認されている核設計コード*を使用

* :PHOENIX-P/ANCコードシステム, 改良NULIFシステム

【MOX燃料装荷による影響】

プルトニウムによる熱中性子吸収、共鳴吸収が大きい

プルトニウムの遅発中性子割合が小さい

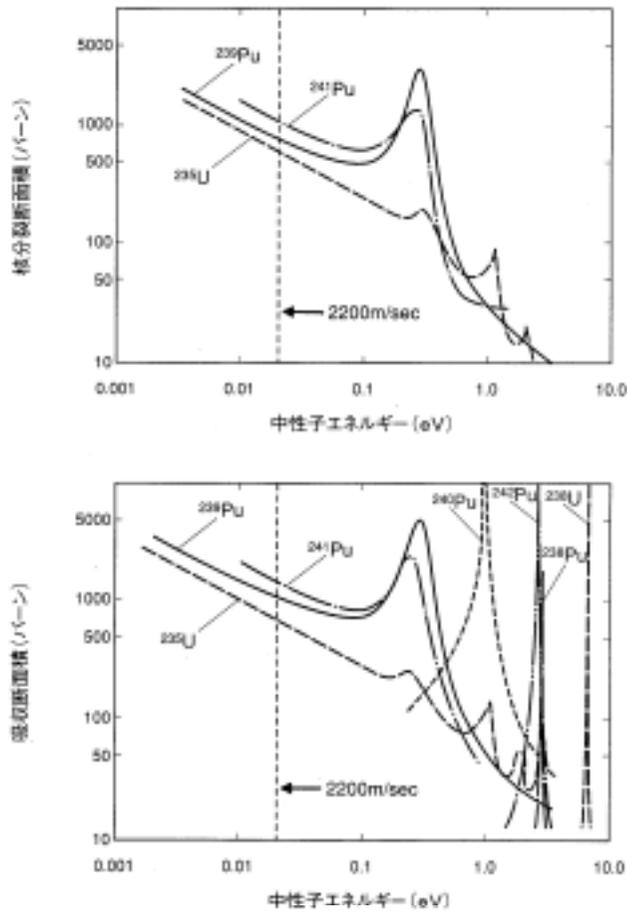
制御棒・ほう素の反応度価値の低下

MOX燃料集合体内の外周部燃料棒の出力増加

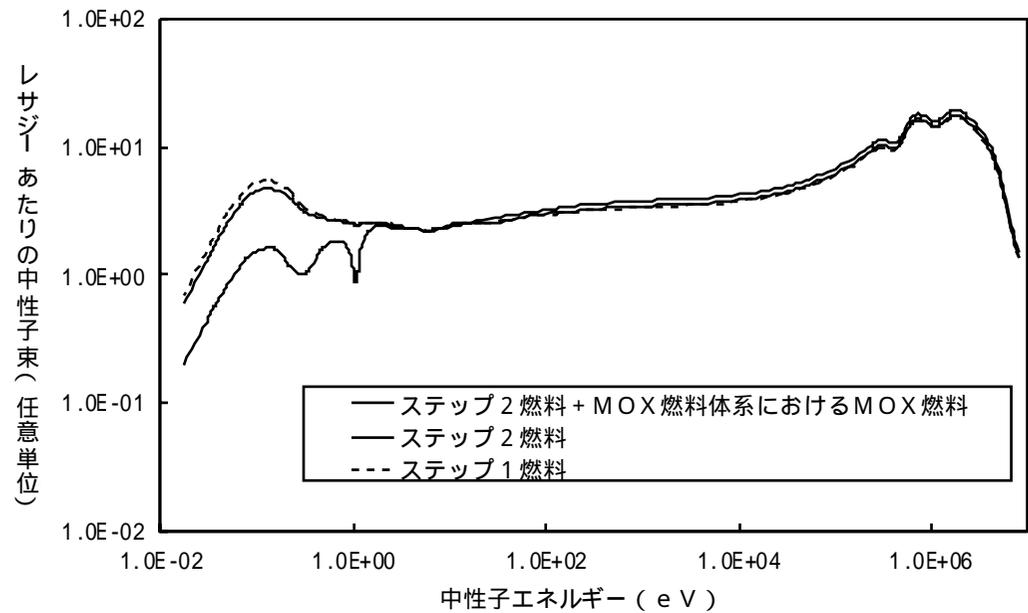
減速材温度係数・ドップラ係数の負側への移行

即発中性子寿命・実効遅発中性子割合の低下

炉心 — 核設計



Pu及びUの中性子断面積

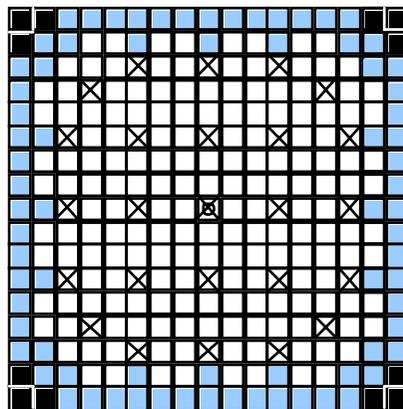


MOX燃料及びウラン燃料の中性子スペクトルの比較

炉心 一 核設計

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。



Pu含有率(代表組成)

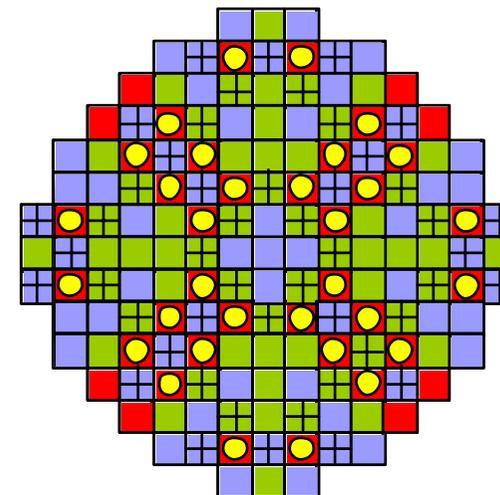
- 高Pu含有率棒(約10.6wt%)
- 中Pu含有率棒(約6.2wt%)
- 低Pu含有率棒(約4.5wt%)

集合体平均Pu含有率
約9.0wt%

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。



- MOX燃料
- ウラン燃料
- ガドリニア入りウラン燃料
- バーナブルポイズン
- 十 制御棒挿入位置

原子炉内の出力分布を平坦化

炉心 — 核設計

	評 価 値				安全解析使用値	
	ウラン燃料 平衡炉心	MOX燃料平衡炉心			ウラン燃料 炉心	MOX燃料 装荷炉心
		低組成	代表組成	高組成		
減速材温度係数 (10^{-5} (k/k)/)	-63 ~ -8.1	-65 ~ -10.5	-66 ~ -11.3	-67 ~ -11.9	-78 ~ 8	同左
ドップラ係数 (10^{-5} (k/k)/)	-3.5 ~ -2.4	-3.6 ~ -2.6	-3.6 ~ -2.6	-3.6 ~ -2.6	-5.2 ~ -1.8	同左
反応度停止余裕 (% k/k)	2.27	2.51	2.48	2.40	1.8	同左
過冷却事象時のほう素 の反応度値 (注1) (10^{-5} (k/k)/ppm)	-8.3	-6.1	-6.2	-6.8	-7.1	-5.3
実効遅発中性子割合 (最小値)/(最大値) [BOC/EOC] (%)	[0.58/0.52] /[0.58/0.52]	[0.51/0.48] /[0.52/0.49]	[0.52/0.48] /[0.53/0.49]	[0.51/0.48] /[0.52/0.49]	[0.48/0.43] /[0.75(BOC)]	[0.43/0.40] /同左
即発中性子寿命 (最小値)/(最大値) [BOC/EOC] (μ s)	[11.3/12.5] /[11.3/12.5]	[7.2/8.3] /[7.6/8.7]	[7.5/8.8] /[7.9/9.2]	[8.7/10.2] /[8.9/10.5]	[9/9] /[21/21]	[5/6] /同左
最大線出力密度 (kW/m)	34.5	32.8	33.1	34.7	39.6	同左
F_{XY}^N	1.46	1.43	1.45	1.46	1.52	同左
LOCA時減速材密度係数 (注2) (% k/k) / (g/cm ³)	58	54	55	61	48	36

: MOX燃料装荷により安全解析使用値が変更される項目
 (注1) 「主蒸気管破断」に使用。(表中の値は、ほう素濃度300ppm、減速材密度0.85g/cm³における値)
 (注2) 「原子炉冷却材喪失」に使用。(表中の値は、減速材密度0.3g/cm³における値)

炉心 — 核設計

【反応度制御能力】

制御棒クラスタ及び1次冷却材中のほう素濃度調整による反応度制御能力は、それぞれ約0.05 k/k及び0.22 k/k以上を有するよう設計

【反応度停止余裕】

最大の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から挿入できない場合でも残りの制御棒クラスタの挿入により高温状態で炉心を臨界未満(0.018 k/k以上の反応度停止余裕)にでき、さらに、化学体積制御設備によるほう酸注入により、低温状態でも臨界未満(0.010 k/k以上の反応度停止余裕)に維持

【反応度フィードバック特性】

ドップラ係数及び減速材温度係数がより負となる特徴を有しており、急速な固有の出力抑制効果を有するよう設計

(制御棒クラスタ及びほう酸注入を行う化学体積制御設備は、既存の施設で対応可能)

炉心 — 熱水力設計

【熱設計手法】

最小限界熱流束比(最小DNBR)の評価では、「発電用加圧水型原子炉の炉心熱設計評価指針」に示された改良統計的熱設計手法*を使用

*: THINCコード(MIRC-1関連式), 改良COBRA-3Cコード(NFI-1関連式)

最小DNBR評価の入力条件の妥当性を確認
(燃料中心最高温度は機械設計に同じ)

- | | |
|---------------------|--|
| 核的エンタルピ上昇熱水路係数 | : 核設計にて確認 |
| エンタルピ上昇に関する工学的熱水路係数 | : プルトニウム含有率等の製造公差を考慮しても保守的な設定となっていることを確認 |
| 軸方向ピーキング係数 | : 炉心計算例を基に保守的な設定となっていることを確認 |
| 燃料棒曲がりによるDNBペナルティ | : 曲がり量の大きくなるステップ2燃料で設定されていることを確認 |
| 燃料の混在によるDNBペナルティ | : 圧力損失はステップ1燃料と同一なため、変更無し |

炉心 — 熱水力設計

【最小DNBR評価】

許容限界値 : 1.42

(相関式の適用範囲[9.8MPa以上]を超えて炉心圧力が低下する事象では、
W-3相関式を使用し、許容限界値は1.30としている)

定格出力運転時における最小DNBR : 2.36

(ステップ2燃料炉心*と同一)

* : MOX燃料と寸法・形状が同一のステップ1燃料との混在を考慮

(運転時の異常な過渡変化時については、安全解析で確認)

炉心 — 動特性

【動特性解析】

MOX燃料炉心の特徴として、ステップ2燃料炉心に比べドップラ係数及び減速材温度係数がより負となること、並びに制御棒クラスターの反応度価値及び遅発中性子割合がより小さくなること等が考慮されている

設計負荷変化*に対する解析結果から、負荷変化が生じた場合にも、十分な減衰特性を持って安定性を維持できる

*:設計負荷変化

± 10%ステップ状負荷変化(定格出力の15%から100%の範囲内)

± 5% / minのランプ状負荷変化(定格出力の15%から100%の範囲内)

急激な負荷減少(主蒸気ダンプ(約40%容量)制御系併用)

非常用炉心冷却設備

【変更内容】

MOX燃料採用に伴い、3号炉の燃料取替用水タンクのほう素濃度を3,400ppm以上から4,400ppm以上に変更

燃料取替停止時の未臨界性確保
原子炉冷却材喪失時の未臨界性確保
ほう素の異常な希釈(プラント起動時)時の対応操作時間の余裕の確保
主蒸気管破断事故解析における反応度抑制
を考慮してほう素濃度を設定

「運転時の異常な過渡変化の解析」「事故の解析」にて妥当性を確認

(原子炉トリップ信号による制御棒クラスタの炉心への挿入に加えて、非常用炉心冷却設備による1次冷却材中へのほう酸注入により炉心を臨界未満にでき、かつ、運転時の異常な過渡変化後または事故後において臨界未満を維持できる)

燃料取扱及び貯蔵設備

【MOX新燃料の取扱い】

気中での取扱いにおいては、**MOX新燃料取扱装置**による遮へい等を行い、適切な距離を保って操作できるよう設計

放射線防護上の措置・燃料集合体の落下防止について確認

放射線防護上の措置

作業従事者が操作する場所での線量率が 0.15mSv/h 以下となるようにする。

(評価結果:線量率が厳しい新燃料を想定しても、装置表面から 2m 離れた位置で約 0.1mSv/h)

燃料集合体の落下防止

二重ワイヤ等の適切な保持機能を有するよう設計される。

燃料取扱及び貯蔵設備

【MOX新燃料及びMOX使用済燃料の貯蔵・保管】

既設の使用済燃料ピットにおいて貯蔵・保管
未臨界性・冷却能力・放射線防護について確認

未臨界性

既設の使用済燃料ラックにおいて、設備容量分の新燃料を貯蔵し、かつ、純水で満たされる場合を想定しても、実効増倍率は0.98以下で、十分な未臨界性を確保できる。

冷却能力

MOX使用済燃料による熱負荷の増加を考慮しても、使用済燃料ピットに貯蔵した使用済燃料からの崩壊熱を十分除去できる。

放射線防護上の措置

変更前と同様の水深を確保することとしている。(MOX使用済燃料はウラン使用済燃料に比べて中性子線源強度は大きいものの、主な線源である線源強度はわずかに小さくなるため、問題ない)

原子炉施設周辺の一般公衆の線量評価

【関連する変更項目】

MOX燃料の装荷(3号炉)

炉心の平均熱中性子束の減少を考慮(Xe135微増)
燃料取替等の際のほう素濃度増加によるほう酸回収装置への1次冷却材抽出量の増加を考慮(Kr85微減)

水素廃ガスの処理方式変更[水素分離方式　ガス減衰タンク方式] (1,2号炉)

従来より水素分離の機能に期待しない保守的な評価となっていたため、線量評価に影響なし

ほう酸回収系の共用化、廃液処理系の一部廃止(1,2号炉) 洗濯設備の相互運用[洗浄排水処理系等の共用化](1,2,3号炉)

号機間の移行量を保守的に見積もるなどして年間推定放出量を評価した結果、従来の線量評価で用いられている年間放出量を下回っていることを確認しており、線量評価には影響なし

【評価結果】

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、「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」に示された線量目標値(年間50 μ Sv)を達成し得る設計であることを確認

(1,2,3号炉に起因する実効線量の最大値の合計:年間約11.0 μ Sv)

運転時の異常な過渡変化の解析

運転時の異常な過渡変化:

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若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、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

【1号炉及び2号炉】

安全保護回路の変更を考慮して「主給水流量喪失」及び「外部電源喪失」の解析が行われている。

(トリップ信号として削除した「蒸気発生器蒸気給水流量差大」信号を見込んでいたため、「蒸気発生器水位異常低」信号に変更)

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、従来の解析においてこれが最も厳しくなる「負荷の喪失」の解析結果(約18.4MPa[gage])を上回るものではなく、最高使用圧力の1.1倍である18.88MPa[gage]を下回っている。

【3号炉】

MOX燃料集合体の装荷及びプルトニウム組成の変動を考慮して、原則としてウラン燃料炉心とMOX燃料炉心の両炉心を包絡するように解析条件を設定

変更した解析条件

MOX燃料の物性、ほう素の反応度価値、実効遅発中性子割合、燃料取替用水タンクのほう素濃度、崩壊熱等

運転時の異常な過渡変化の解析(3号炉)

【要求事項 具体的な基準】

最小DNBRは許容限界値(改良統計的熱設計手法による場合は1.42)以上であること

燃料被覆管の機械的破損が生じないように、燃料中心最高温度はペレットの溶融点未満であること。(MOX燃料制限値2,500)

燃料エンタルピは、許容限界値以下であること。すなわち、燃料エンタルピの最大値は、「反応度投入事象評価指針」に示された燃料の許容設計限界(712kJ/kg)を超えないこと。

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の1.1倍(18.88MPa[gage])以下であること。

【評価結果】

< 結果が最も厳しくなる事象 >

出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
負荷の喪失

< 解析結果 >

約1.75

約2,294 (MOX燃料)

約343kJ/kg(ウラン燃料)

約18.2MPa[gage]

事故の解析

事故:

「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、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

【1号炉及び2号炉】

水素廃ガス処理設備の廃止に伴い2号炉において「放射性気体廃棄物処理施設の破損」の解析が行われている。

(2号炉において従来「水素廃ガス貯蔵タンク」の破損を想定していたため、「ガス減衰タンク」に変更)

(1号炉について従来より「ガス減衰タンク」を対象として解析していたため、変更なし)

敷地境界外の実効線量は約0.11mSvであり、従来の解析においてこれが最も厳しくなる「原子炉冷却材喪失」の解析結果(約0.52mSv)を上回るものではなく、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えない。

【3号炉】

運転時の異常な過渡変化の解析と同様に解析条件を変更

追加して変更した解析条件

被ばく評価用ソースターム等

(炉心の平均熱中性子束の減少を考慮、炉心内蓄積量は変更なし)

事故の解析(3号炉)

【要求事項 具体的な基準】

炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。

(燃料被覆管最高温度: 1,200 以下、局所的な最大Zr - 水反応量: 15%以下等)

燃料エンタルピは、「反応度投入事象評価指針」に示された制限値に対して、燃焼の進行、プルトニウムの存在比等の効果を考慮したペレット溶融点の低下分相当の値を差し引いた値(770kJ/kg (MOX燃料))を超えないこと。

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])以下であること。

原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力(0.283MPa[gage])以下であること。

周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。(5 mSv以下)

【評価結果】

< 結果が最も厳しくなる事象 >

原子炉冷却材喪失

制御棒飛び出し

主給水管破断

原子炉冷却材喪失

蒸気発生器伝熱管破損

< 解析結果 >

約1,039 , 4.0% (ウラン燃料)

約469kJ/kg (MOX燃料)

約18.2MPa[gage]

約0.214MPa[gage]

約0.50mSv

立地評価のための想定事故の解析

重大事故: 敷地周辺の事象、原子炉の特性、安全防護施設等を考慮し、技術的見地からみて、最悪の場合には起こるかもしれないと考えられる重大な事故

仮想事故: さらに、重大事故を超えるような技術的見地からは起こるとは考えられない事故

【解析事象】

「蒸気発生器伝熱管破損」の解析が行われている。

(立地評価のための想定事故の「原子炉冷却材喪失」については、格納容器漏えい率を格納容器内圧に対応するものに余裕を見込んで設定しているため、崩壊熱変更の影響はないことから、変更はない)

【判断のめやす】

重大事故	甲状腺に(小児)に対して、1.5Sv
	全身に対して、0.25Sv
仮想事故	甲状腺に(成人)に対して、3Sv
	全身に対して、0.25Sv

【評価結果】

重大事故	甲状腺に(小児)に対して、約 2.2×10^{-2} Sv	(原子炉冷却材喪失: 約 5.9×10^{-3} Sv)
	全身に対して、約 6.4×10^{-4} Sv	(原子炉冷却材喪失: 約 8.7×10^{-4} Sv)
仮想事故	甲状腺に(成人)に対して、約 4.4×10^{-2} Sv	(原子炉冷却材喪失: 約 1.5×10^{-1} Sv)
	全身に対して、約 2.7×10^{-3} Sv	(原子炉冷却材喪失: 約 4.4×10^{-2} Sv)

なお、「『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」を踏まえ、「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」を用いた被ばく評価は行っていない。

原子炉設置変更許可後の安全規制

【輸入燃料体検査】

輸入により調達するMOX燃料については、燃料加工前に検査申請を受け、燃料の詳細仕様、試験の計画、品質保証の計画の審査を行い、国内への輸送開始前に追加書類の提出を受け、試験の結果、品質保証の審査を行ったうえで、検査を行う。

【工事計画認可】

MOX燃料の装荷に対する炉心等の詳細設計を審査

【使用前検査、定期検査】

認可された工事計画に従ったものか、技術基準に沿ったものかを検査

【保安規定変更認可】

MOX燃料の装荷に対する運転・管理の規定内容を審査

【保安検査】

保安規定の遵守状況を検査

設置変更許可後も、これらの各段階において、さらに安全性を確認していきます