

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 4.1 wt%	約 0.2 wt%～約 0.4 wt%
プルトニウム含有率		
・ 集合体平均	—	約 4.1 wt%濃縮ウラン相当以下
・ ペレット最大	—	1.3 wt%以下 (核分裂性プルトニウム富化度 8 wt%以下)
燃料集合体最高燃焼度	48,000 MWd / t	45,000 MWd / 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1.5Sv、全身0.25Sv）（仮想事故：甲状腺3Sv、全身0.25Sv、積算線量2万人Sv）を十分満足していることを確認した。

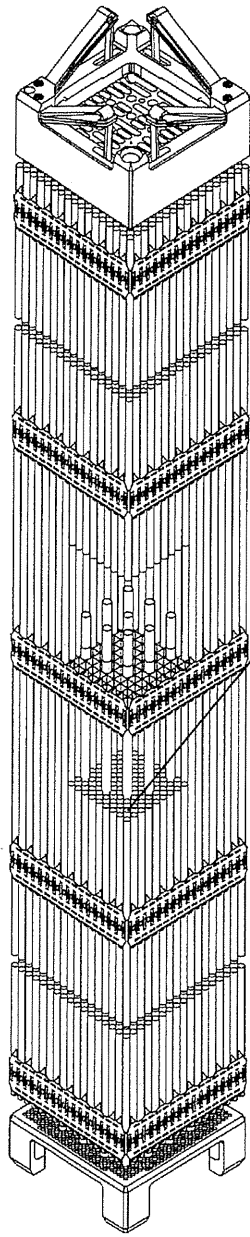
6. 添付資料

- 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
制御棒案内シンプル本数	24	同 左
炉内計装用案内シンプル本数	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。



二酸化ウラン焼結ペレット
 (ウラン 235 (^{235}U) 濃度約 4.1wt%)

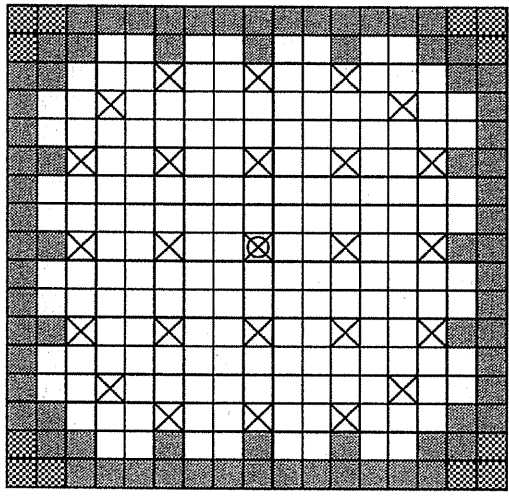
↓

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 (Pu) 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 Pu 富化度 8wt%以下)

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 ^{235}U 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 *4			
機械設計	燃料中心最高温度	溶融点未満		溶融点未満	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		
	水平方向ピーキング係数	1.48 以下		1.41	1.43	1.40	
	減速材温度係数	-94~+8 (単位: ×10 ⁻⁵ (ΔK/K)/°C)		-66~-3.7	-72~-13.4	-68~-3.2	
	ドプラ係数	-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価値及び核的エンタルピ上昇熱水路係数	落下制御棒価値	0.25% ΔK/K 以下	0.13	0.16	0.15	
		核的エンタルピ上昇熱水路係数	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
	飛出し制御棒価値	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 ⁻⁵ (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)

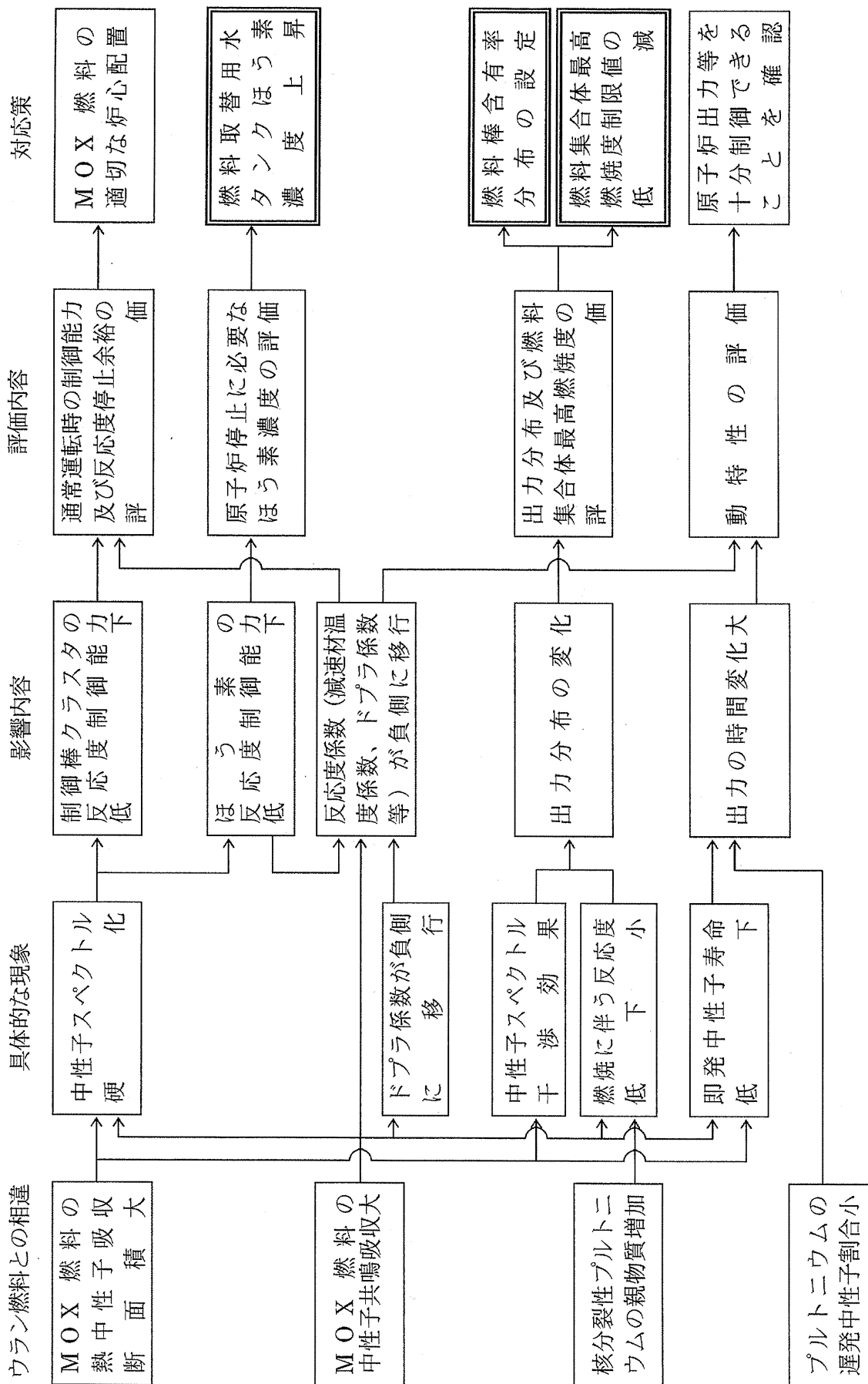
*1: 運転時の異常な過渡変化のうち最も厳しいもの

*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。

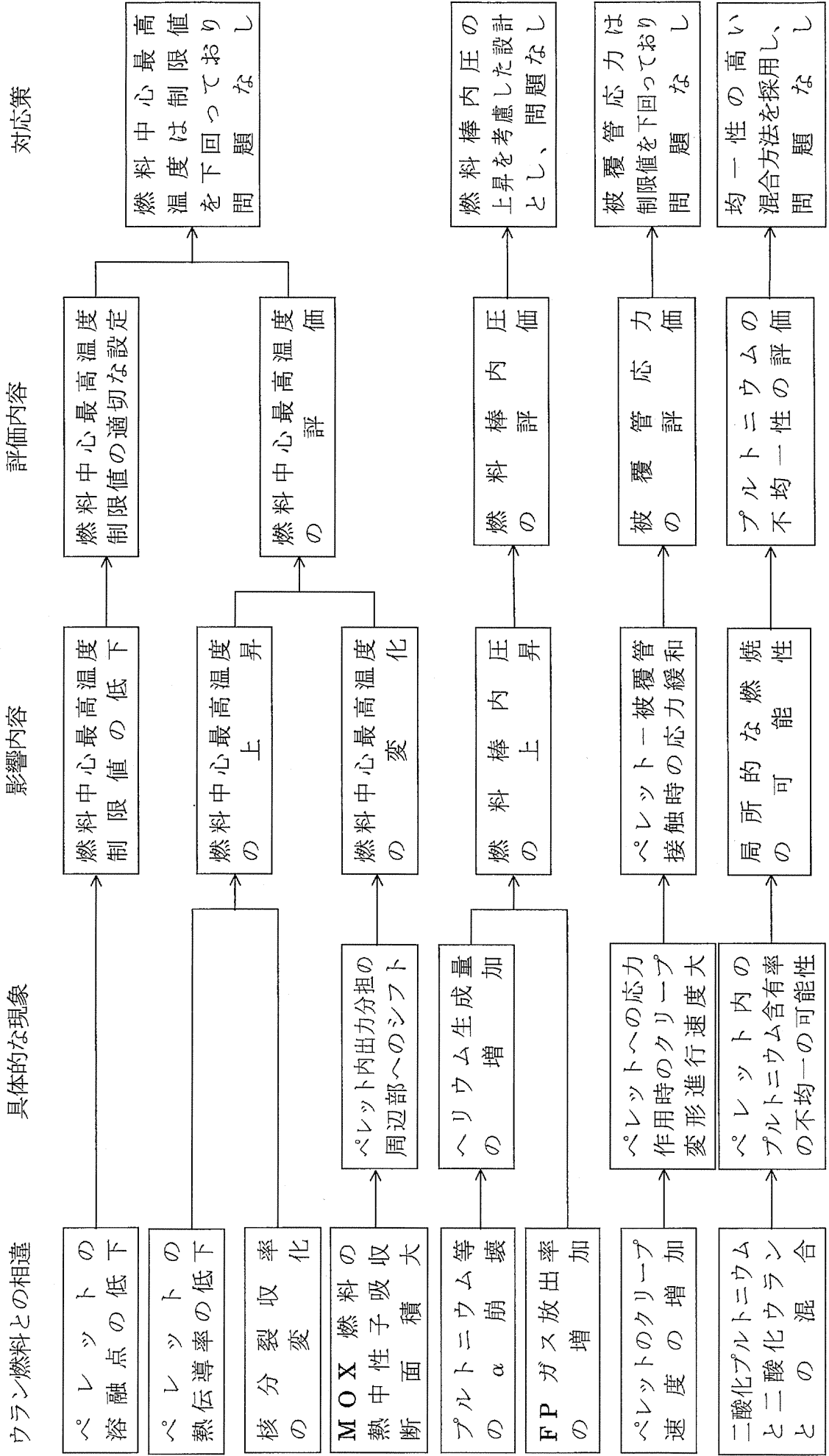
*3: 現行はウラン燃料装荷炉心の核設計評価を1, 2次元手法で実施

*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)



ウラン燃料との相違

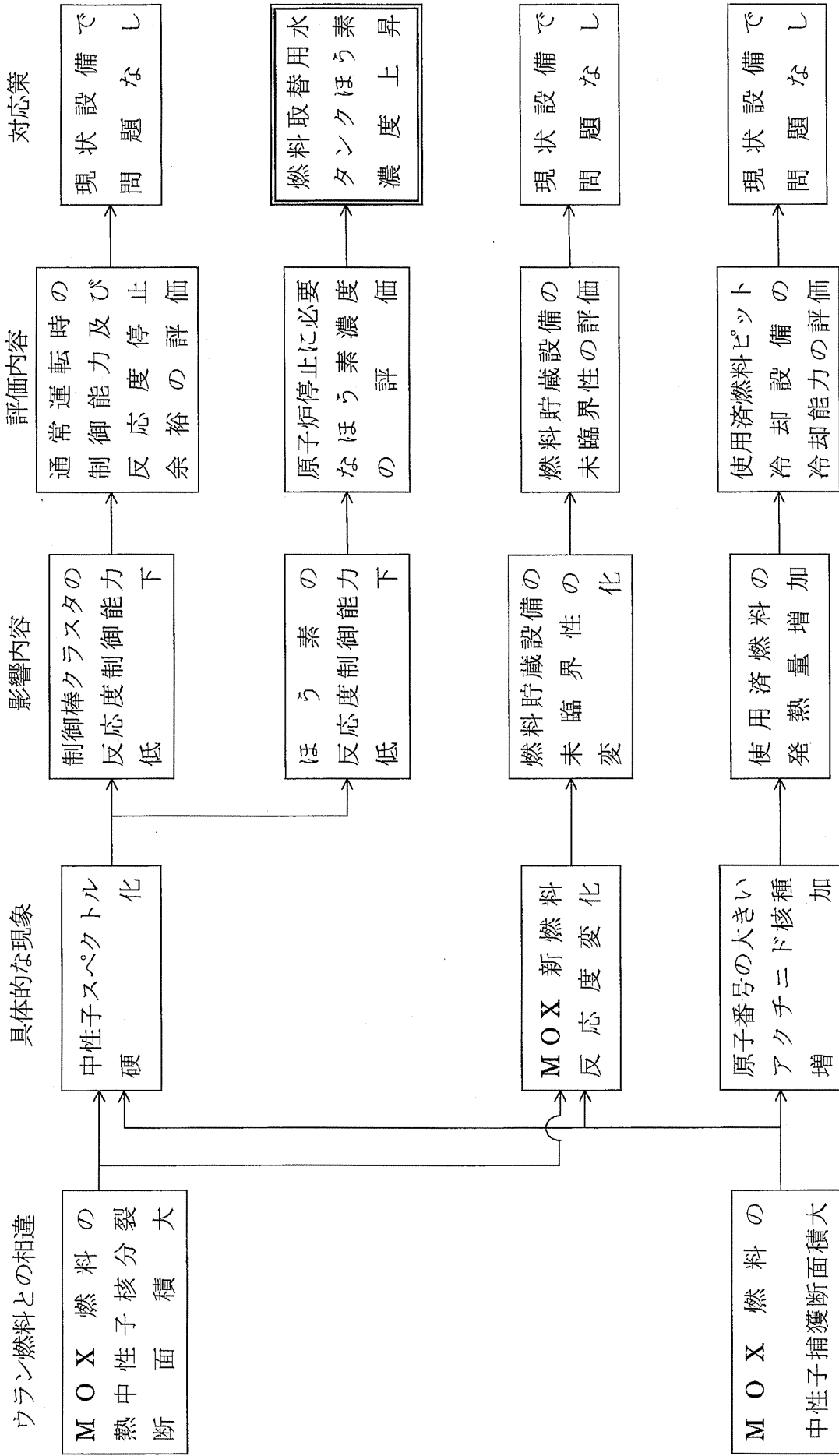
具体的な現象

影響内容

評価内容

対応策

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	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
判 断 基 準	≥1.17(TTDP) ≥1.30(W-3相関式)		<溶融点		≤712kJ/kg		≤18.88	
1. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	—	—	—	—	約367kJ/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	約1.36(TTDP)	同左	約2,300°C (ウラン燃料)	約2,280°C (MOX燃料)	—	—	約16.7	同左
3. 制御棒の落下及び不整合 (落下) (不整合)	約1.31(TTDP)	同左	溶融点未達		—	—	約16.2	同左
	約1.37(TTDP)	同左	—		—	—	初期状態で一定	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(TTDP)	同左	溶融点未達		—	—	約16.5	同左
6. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	約1.29(TTDP)	同左	約2,240°C (ウラン燃料)	約2,230°C (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」の解析結果に含まれる。							
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(TTDP)	同左	溶融点未達		—	—	約16.2	同左
10. 2次冷却系の異常な減圧	約3.2 (W-3相関式)	約3.5 (W-3相関式)	溶融点未達		—	—	過度に上昇することはない。	
11. 蒸気発生器への過剰給水	約1.65(TTDP)	同左	溶融点未達		—	—	約16.2	同左
12. 負荷の喪失	約1.73(TTDP)	同左	溶融点未達		—	—	約18.5	同左
13. 原子炉冷却材系の異常な減圧	約1.55(TTDP)	同左	—		—	—	—	—
14. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	初期値より増加	同左	—		—	—	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、この解析に含まれる。

(注2) 評価結果はウラン燃料(2,590°C)と MOX 燃料(2,500°C)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: $\leq 1,200^{\circ}\text{C}$ 局所的な最大Zr-水反応量: $\leq 15\%$ 最小DNBR: $\geq 1.17(\text{ITDP}), \geq 1.30(\text{W-3相関式})$		$\leq 963\text{kJ/kg}$	$\leq 833\text{kJ/kg}$ (ウラン燃料) $\leq 770\text{kJ/kg}$ (MOX燃料)	$\leq 20.59\text{MPa[gage]}$		$\leq 0.392\text{MPa[gage]}$	
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: $\approx 0.4\%$	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: $\approx 0.4\%$	—	—	—	—	最高圧力: $\approx 0.320\text{MPa[gage]}$	同左
2. 原子炉冷却材流量の喪失	最小DNBR(ITDP): ≈ 1.47	最小DNBR(ITDP): ≈ 1.48	—	—	$\approx 16.7\text{MPa[gage]}$	同左	—	—
3. 原子炉冷却材ポンプの軸固着	最小DNBR(ITDP): ≈ 1.28	最小DNBR(ITDP): ≈ 1.29	—	—	$\approx 17.4\text{MPa[gage]}$	同左	—	—
4. 主給水管破断	最小DNBR(ITDP): ≈ 1.37	同左	—	—	$\approx 18.4\text{MPa[gage]}$	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	—	—	$\approx 586\text{kJ/kg}$	$\approx 352\text{kJ/kg}$ (ウラン燃料) $\approx 352\text{kJ/kg}$ (MOX燃料)	$\approx 17.9\text{MPa[gage]}$	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	判断基準	実効線量 (mSv)	
		現行	今回
		≤5	
7.放射性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

用 語 解 説

ITDP

統計的熱設計手法のこと。燃料と原子炉冷却材との熱伝達の観点から、燃料の健全性を評価する統計的な熱設計手法で、炉心の安全性に関する熱的余裕を評価できる。(Improved Thermal Design Procedureの略)

アクチニド核種

原子番号90のトリウムから103のローレンシウムまでの元素の総称のこと。

α崩壊

原子核の放射性崩壊の一種で、α粒子(ヘリウム原子核)が放出される崩壊のこと。

運転時の異常な過渡変化

燃料のふるまいを評価するために、安全評価に際して想定する実際に起こりうると思われる、機器の故障などによる異常事象のこと。

(例：原子炉冷却材流量の部分喪失)

FPガス

核分裂生成物のうち気体状のものをいう。代表的にはクリプトン、キセノンおよびヨウ素がある。

核的エンタルピ上昇熱水路係数

最大燃料棒出力と炉心平均燃料棒出力との比のこと。

格納容器バウンダリ

原子炉冷却材喪失事故に対して圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放散に対する障壁を形成するよう設計された範囲の施設のこと。

核分裂収率

特定の核分裂生成物を生ずる核分裂の全核分裂に対する比のこと。

核分裂性プルトニウムの親物質

中性子を捕獲することにより、核分裂性プルトニウム(プルトニウム239及び241)に変化する物質で、プルトニウム238や240のこと。

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性プルトニウム(プルトニウム239及び241)の割合のこと。

$$\text{核分裂性プルトニウム富化度} = \frac{\text{プルトニウム239重量} + \text{プルトニウム241重量}}{\text{プルトニウム重量} + \text{ウラン重量}}$$

仮想事故

重大事故を超えるような技術的見地からは起こることは考えられない事故で、重大事故を想定する際に効果を期待した安全防護施設のうちいくつかが作動しないとして、放射性物質の放出量を想定する事故のこと。

重大事故と同様、「原子炉冷却材喪失」及び「蒸気発生器伝熱管破損」を想定し、敷地周辺における一般公衆の被ばく評価を行う。

幾何学的な安全配置

MOX・新燃料も貯蔵するため、燃料を使用済燃料ピットに貯蔵する際に、未臨界性を確保するため、隣り合う燃料間の距離を適正に保ち燃料を配置すること。

局所的最大Zr-水反応量

燃料被覆管に用いられているZr（ジルコニウム）は、異常な高温になると、次第に周辺の水と反応を起こして酸化し、反応が激しい場合は、被覆管が脆化（もろくなる）する。

燃料の安全評価の中で、異常事象が発生した場合の、この反応量の評価を行い、燃料の健全性が確保されることを確認している。

クリープ変形

本来であれば、作用しなくなれば変形が元に戻る範囲の応力であるが、継続的に作用することにより、時間の経過とともに永久的な変形が生じること。

クリープ速度

クリープ変形が進行する速度のこと。

原子炉級

原子力発電所で発生した使用済燃料を再処理して得られるプルトニウムのこと。核分裂性プルトニウム割合が8割程度までのものをいう。

原子炉冷却材圧力バウダリ

原子炉の通常運転時に、原子炉冷却材を内包して原子炉と同じ圧力条件となり、異常状態において圧力障壁を形成するものであり、それが破壊すると原子炉冷却材喪失となる範囲の施設のこと。

減速材温度係数

減速材である水の温度変化による反応度（核分裂連鎖反応のしやすさを表わす指標）の変化の割合を示す係数のこと。

最小限界熱流束比

燃料棒の出力が、核沸騰による除熱（通常の燃料棒から原子炉冷却材への熱伝達状態）量の限界を上回ると、燃料被覆管と冷却材の間に薄い蒸気の膜ができ、熱伝達が阻害され、燃料棒の温度が上昇する。

この状態を、核沸騰からの離脱（Departure from Nucleate Boiling: DNB）、また、その時の熱流束を限界熱流束（DNB熱流束）という。

DNB熱流束と実際の熱流束との比の最小値を最小限界熱流束比という。

最大線出力密度

燃料棒 1 mあたりの熱出力を線出力密度といい、単位として kW/mを用いる。
最大線出力密度とは、炉心内で最大の線出力密度をいう。

実効増倍率

ある世代の中性子数と次世代の中性子数の比のこと。
実効増倍率 = 1 : 臨界 (中性子の数は時間によらず一定)
 < 1 : 未臨界 (中性子の数は時間により減少)
 > 1 : 超臨界 (中性子の数は時間により増加)

重大事故

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事故のこと。原子炉施設の設置に当たって、周辺公衆との離隔が充分であることを評価する観点から、技術的にみて合理的に最大と考えられる放射性物質の放出量を想定する事故であり、「原子炉冷却材喪失」及び「蒸気発生器伝熱管破損」を想定し、敷地周辺における一般公衆の被ばく評価を行う。

ジルコニウム合金

ジルコニウムをベースとした合金のこと。
ここでは、ジルカロイ-4 (ジルコニウムにスズ、鉄、クロムを添加したもの)をいう。

水平方向ピーキング係数

全制御棒の引抜き状態における、軸方向に積分した最大燃料棒出力と炉心平均燃料棒出力との比のこと。

装 荷

燃料集合体を原子炉の所定の位置に入れること。

即発中性子

核分裂の直後に放出され、平均約 2 MeV のエネルギーを持つ中性子のこと。
核分裂した後の核分裂片から放出される中性子 (遅発中性子) と区別するとき用いられる。

即発中性子寿命

即発中性子が発生してから、ウラン 235 や 238 等への吸収などにより、消滅するまでの平均時間のこと。

W-3 相関式

米国ウエスチングハウス社で開発された、入力パラメータ (原子炉出力、原子炉圧力、冷却材流量、冷却材温度等) と DNB との相関式のこと。これを用いて、燃料棒の熱的健全性を確認する。

遅発中性子割合

核分裂の際に生まれる中性子のうち、遅発中性子の占める割合のこと。

中性子スペクトル干渉効果

MOX燃料では熱中性子が少ないため、MOX燃料に隣接した熱中性子の多いウラン燃料からMOX燃料へ熱中性子が流入し、MOX燃料集合体の外周部における熱中性子束が内部のものとは比べて高くなること。

中性子スペクトル硬化

中性子スペクトルは原子炉内での中性子のエネルギー分布で、硬化とはエネルギーの高い中性子の数がエネルギーの低い中性子の数に比べて相対的に増えること。

$\Delta K / K$

反応度のこと。臨界（実効増倍率 $K = 1$ のとき）からのずれを表わす。
(負：未臨界、0：臨界、正：超臨界)

ドプラ係数

燃料ペレットの温度変化による反応度の変化の割合を示す係数のこと。燃料温度が上昇すると、ウラン238等の共鳴吸収の増加（ドプラ効果）により熱中性子まで減速される中性子数が減少するため、炉心の実効増倍率は下がる。

熱流束熱水路係数

局所最大熱流束（線出力密度）と炉心平均熱流束（平均線出力密度）との比のこと。

反応度停止余裕

原子炉を高温全出力から高温停止にする際に、出力の低下による冷却材の温度低下等により原子炉には正の反応度が添加される。
制御棒によりこれらの正の反応度を打ち消し、更に余裕を持って未臨界状態にすることができるよう設計する。このときの余裕の大きさを反応度停止余裕という。

被覆管の累積疲労サイクル

発電所の起動・停止等により、燃料寿命中に被覆管に生じる応力の繰返しのこと。

プルトニウム含有率

MOX燃料中に含まれるプルトニウムの割合のこと。

$$\text{プルトニウム含有率} = \frac{\text{プルトニウム重量}}{(\text{プルトニウム重量} + \text{ウラン重量})}$$

理論密度

その物質の取り得る最大密度で、原子間隔等の測定値をもとに算出した計算値のこと。