

別添

美浜発電所3号機 高燃焼度燃料の使用について

## 目 次

1. はじめに	1
2. 高燃焼度燃料の基本仕様	3
3. 高燃焼度燃料の使用実績	7
3.1 海外における高燃焼度化	7
3.2 国内BWRにおける高燃焼度化	7
3.3 高燃焼度燃料の先行照射	7
4. 核設計	9
4.1 核設計手法について	9
4.2 高燃焼度燃料の炉心特性について	9
4.3 高燃焼度燃料装荷炉心の評価について	9
5. 機械設計	13
5.1 機械設計手法について	13
5.2 高燃焼度燃料の健全性について	13
6. 熱水力設計	17
6.1 熱設計手法について	17
6.2 高燃焼度燃料装荷炉心における熱設計評価について	17
7. 動特性	19
8. 設備影響	21
9. 運転時の異常な過渡変化解析	23
9.1 判断基準について	23
9.2 解析結果について	24

10. 事故解析	27
10.1 判断基準について	27
10.2 ICRP90 年勧告の取り入れに伴う安全評価審査指針改訂の影響について	28
10.3 解析結果について	28
11. 重大事故及び仮想事故時の線量評価	32
11.1 判断基準について	32
11.2 解析結果について	33
12. 周辺環境への影響	35
12.1 判断基準について	35
12.2 評価指針改訂の影響について	35
12.3 高燃焼度燃料の導入に伴う液体・気体廃棄物の放出量評価について	35
12.4 高燃焼度燃料の導入に伴う線量評価結果について	36
13. まとめ	38

本資料に記載している設計評価・安全評価等については、現時点での評価であり、原子炉設置変更許可申請後に行われる安全審査では、申請内容に基づき審査が行われる。

## 1. はじめに

原子燃料の高燃焼度化は使用済燃料の発生量を低減し、原子燃料サイクルへの負荷を軽減することができる。

我が国の加圧水型軽水炉（以下、PWRという。）では、表1-1に示すように燃料の高燃焼度化を段階的に進めている。ステップ1として燃料集合体最高燃焼度制限を当初の39,000MWd/tから48,000MWd/tに引き上げた燃料を、平成2年から使用しており、これまで良好な照射実績を得ている。

これに引き続き、当社は、ステップ2として最高燃焼度制限を55,000MWd/tまで引き上げた燃料（以下、高燃焼度燃料という。）を使用する計画である。

現在使用している燃料（以下、現行燃料という。）は、概ね3サイクル使用できるが、高燃焼度燃料を使用することにより、燃料を3サイクルないし4サイクル使用できるようになる。これにより、使用済燃料発生量を約10%低減することができる。

高燃焼度燃料の使用にあたっては、高燃焼度域での燃料挙動を把握するため、海外における照射試験などを行いデータを拡充するとともに、念のため平成9年3月から大飯発電所4号機において先行照射を行い、平成14年3月に終了した。

また、経済産業大臣の諮問機関である総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会原子炉安全小委員会は、「PWR燃料の高燃焼度化（ステップ2）及び燃料の高燃焼度化に係る安全研究の現状と課題について」（平成13年12月7日）の中で、PWR高燃焼度燃料を本格採用することについて基本的に問題はないと結論づけている。

表 1-1 PWRにおける燃料の高燃焼度化状況

年度	昭和 62	昭和 63	平成 01	02	03	04	05	06	07	08	09	10	11	12	13	14	15	16	17	18
当初燃料 〔燃焼度制限〕 (39,000MWh/t)				■	■	■														
現行燃料 〔燃焼度制限〕 (48,000MWh/t)																				
高燃焼度燃料 〔燃焼度制限〕 (55,000MWh/t)																				

高浜3号機から使用  
(美浜発電所では平成3年度から使用)

大飯4号機先行照射

本格使用予定\*

\*:大飯発電所から本格使用予定。美浜3号機については平成17年度から使用予定

## 2. 高燃焼度燃料の基本仕様

美浜発電所3号機において使用する高燃焼度燃料の基本仕様を表2-1に、また構造図を図2-1に示す。

高燃焼度燃料の主な特徴は以下のとおりである。

- ①基本的な構造は現行燃料と同一である。
- ②集合体最高燃焼度を48,000MWd/tから55,000MWd/tに引き上げる。
- ③ウラン235濃縮度を約4.0～約3.4wt%から約4.6wt%以下に高める。  
ガドリニア入り燃料棒のウラン235濃縮度は通常ウラン燃料より1.6wt%下げる。
- ④ガドリニア入り燃料のガドリニア濃度を約6wt%から約10wt%以下に引き上げる。また、ガドリニア入り燃料棒本数として16本/集合体に加え20本/集合体を採用する。
- ⑤ペレット初期密度を理論密度の約95%から約97%に高める。(ただし、ガドリニア入り燃料は約96%とする。)
- ⑥被覆材をジルカロイ-4から以下のジルコニウム基合金に変更する。
  - ・ Sn-Fe-Cr-Nb系ジルコニウム基合金(以下、MDAという。)
  - ・ Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金(以下、NDAという。)
  - ・ Sn-Fe-Nb系ジルコニウム基合金(以下、ZIRLO™という。)

表 2 - 1 高燃焼度燃料の仕様

項 目	高燃焼度燃料	現行燃料	変更理由
集合体最高燃焼度	55,000MWd/t	48,000MWd/t	使用済燃料の発生量を低減するため
ウラン 235 濃縮度 ( )内はガドリニア入りペレット	約 4.6wt%以下 (約 3.0wt%以下)	約 4.0~約 3.4wt% (約 2.5~約 1.9wt%)	必要な反応度を確保するため
ペレット初期密度 ( )内はガドリニア入りペレット	理論密度の約 97% (理論密度の約 96%)	理論密度の約 95% (理論密度の約 95%)	燃料の効率的利用を目的として、集合体 1 体当たりのウラン装荷量を増やし、使用済燃料発生量を低減するため
ガドリニア濃度	約 10wt%以下	約 6wt%	適切な反応度抑制効果を得るため
ガドリニア入り燃料棒本数	20 本/集合体 16 本/集合体	16 本/集合体	
被覆材	MDA、NDA、ZIRLO™ ※	低 Sn ジルコイ-4	大飯 4 号機における先行照射等で既に実績のあるより耐食性能が向上したジルコニウム基合金を使用する(図 2-2 参照)
集合体全長	約 4.1m	同左	—
燃料棒全長	約 3.9m	同左	—
支持格子材質	インコネル	同左	—

※ MDA : Sn-Fe-Cr-Nb 系ジルコニウム基合金  
 NDA : Sn-Fe-Cr-Nb-Ni 系ジルコニウム基合金  
 ZIRLO™ : Sn-Fe-Nb 系ジルコニウム基合金

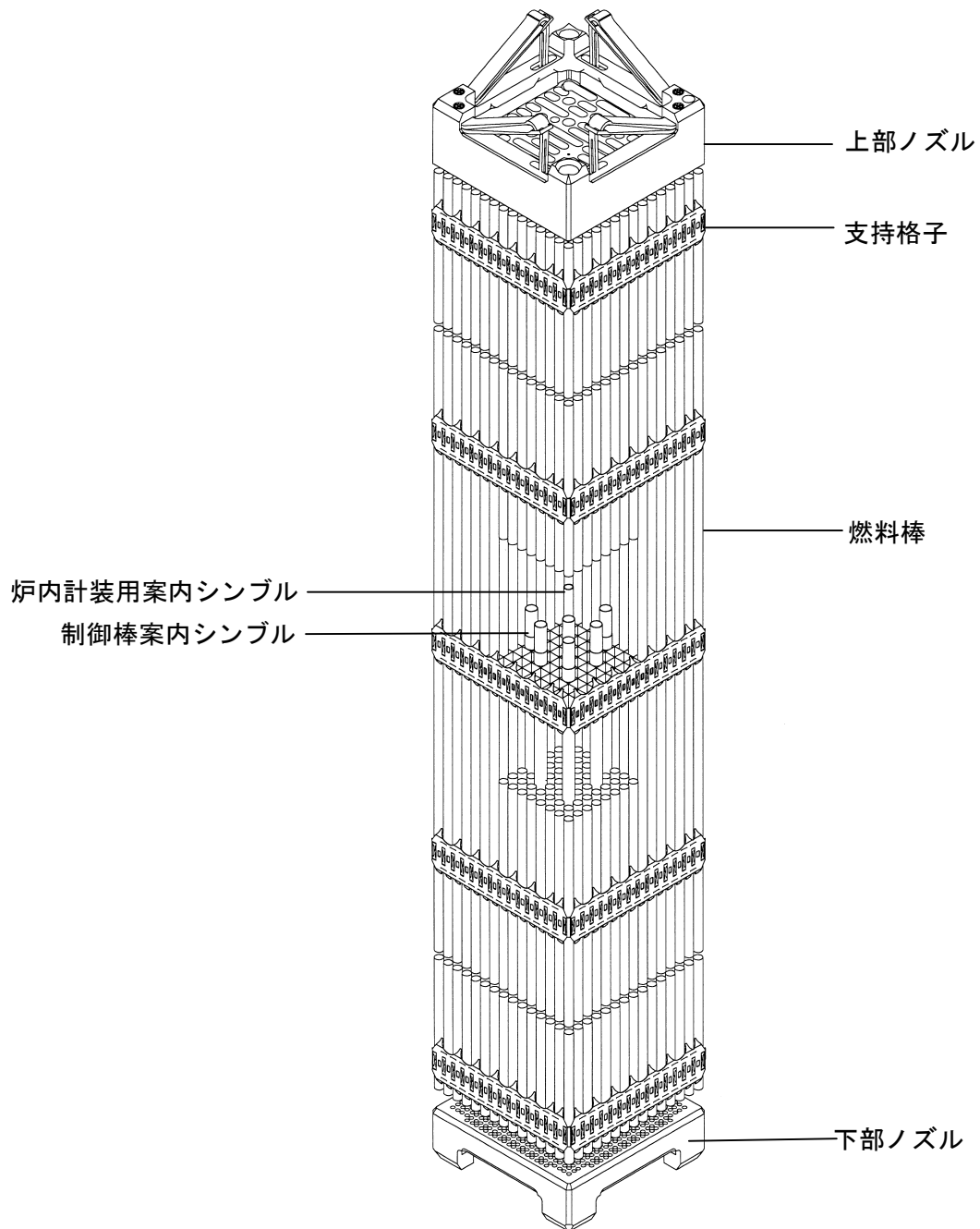
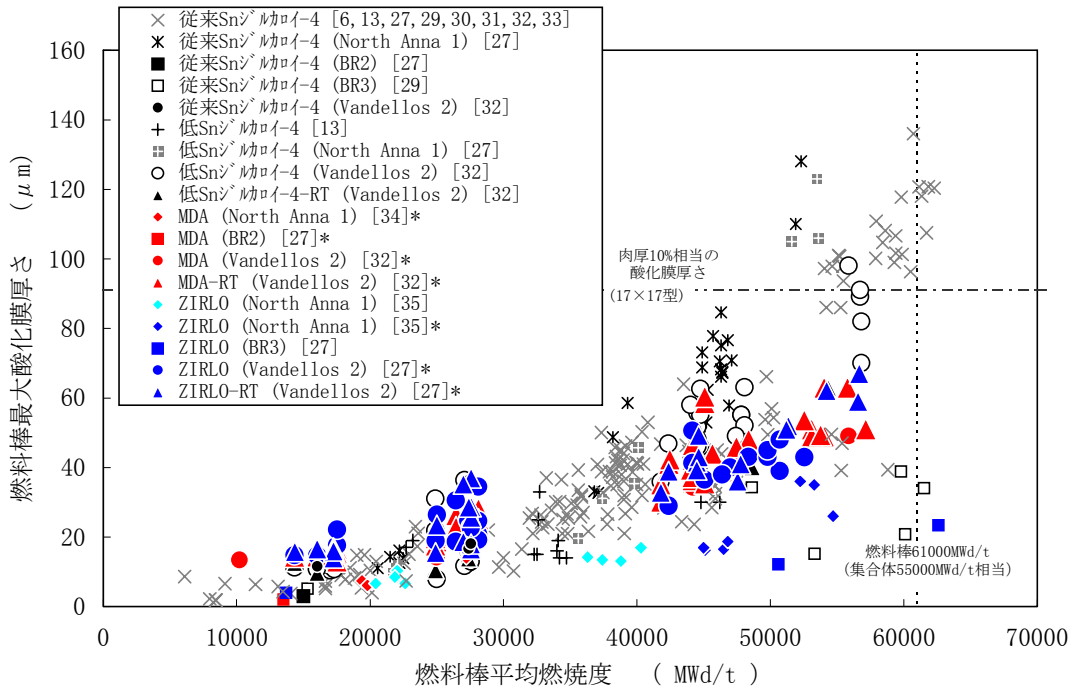


図 2 - 1 高燃焼度燃料集合体構造図



MDA、ZIRLO™



NDA

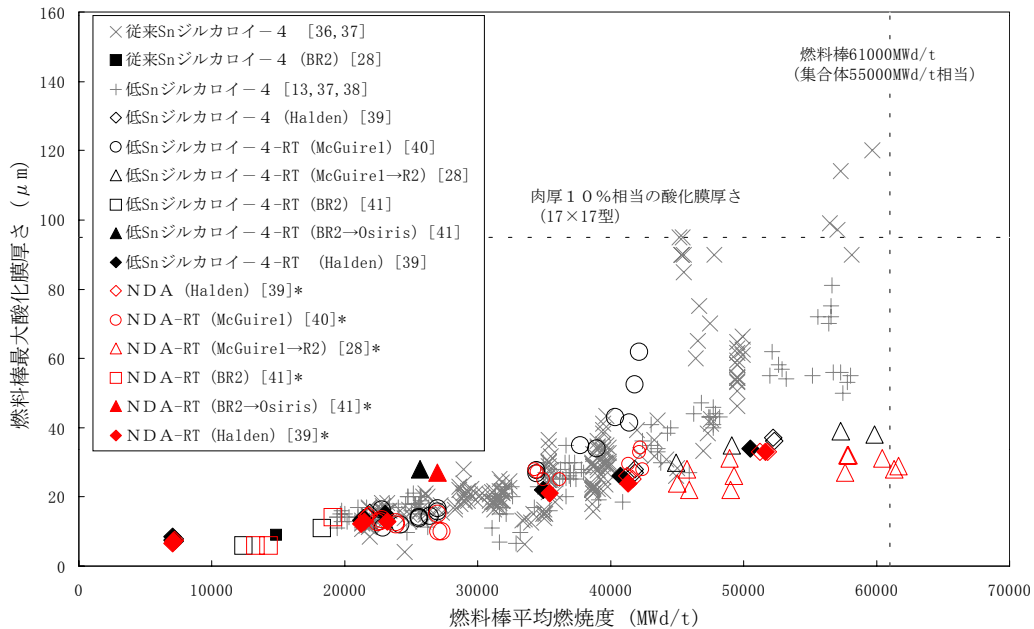


図2-2 高燃焼度燃料用ジルコニウム基合金の炉内酸化膜厚さ  
 (「PWR燃料の高燃焼度化(ステップ2)及び燃料の高燃焼度化に係る安全研究の現状と課題について」原子力安全・保安部会 原子炉安全小委員会(平成13年12月)参照)

### 3. 高燃焼度燃料の使用実績

#### 3.1 海外における高燃焼度化

原子燃料の高燃焼度化は、海外においても段階的に進められている。米国 PWR では既に燃焼度の制限が約 56,000MWd/t（燃料棒燃焼度で 62,000MWd/t）の高燃焼度燃料が導入されるなど、海外の原子力発電所では、安全に使用されている。

高燃焼度域まで照射された実績として、米国における 55,000MWd/t を超える燃焼度実績を表 3-1 に示す。

#### 3.2 国内 BWR における高燃焼度化

国内 BWR においても最高燃焼度制限 55,000MWd/t の高燃焼度燃料の使用が許可されており、平成 11 年度以降、順次本格導入されている。

#### 3.3 高燃焼度燃料の先行照射

高燃焼度燃料の本格導入に先立ち、念のため大飯発電所 4 号機において平成 9 年 3 月から 8 体の先行照射を開始し、3 サイクル照射が終了した時点で 2 体を取り出した後、残る 6 体について 4 サイクル照射を平成 14 年 3 月まで実施した。これらの燃料の健全性は、燃料集合体の外観観察や被覆管酸化膜厚さ測定等の結果から、順調に照射したことを確認している。

また、今後の燃料開発に資することを目的として、日本原子力研究所などの照射後試験施設にて、詳細な照射後試験を進めているところである。

表 3 - 1 米国における 55,000MWd/t を超える燃焼度照射実績

プラント名	体数	最高燃焼度実績 (集合体平均)	到達時期
FARLEY 2	2	55,552 MWd/t	95 年 3 月
PALO VERDE 3	1	56,312 MWd/t	98 年 9 月
ARKANSAS NUCLEAR ONE UNIT 1	1	57,000 MWd/t	88 年 8 月
ARKANSAS NUCLEAR ONE UNIT 2	1	56,175 MWd/t	95 年 9 月
CALVERT CLIFFS 1	4	56,000 MWd/t	88 年 4 月
ZION 1	2	55,385 MWd/t	82 年 2 月
OCONEE 1	1	58,310 MWd/t	89 年 1 月
PRAIRIE ISLAND 2	16	56,974 MWd/t	98 年 11 月
DIABLO CANYON 2	1	55,736 MWd/t	98 年 2 月
VIRGIL C. SUMMER UNIT 1	2	61,685 MWd/t	97 年 10 月
NORTH ANNA 1	4	58,417 MWd/t	89 年 2 月
SURRY 1	4	56,138 MWd/t	95 年 9 月

(1998 年 12 月現在 DOE/EIA Nuclear Fuel Data)

## 4. 核設計

### 4.1 核設計手法について

従来、ウラン燃料装荷炉心においては、集合体の燃料棒及びシングル等の核定数を個別に計算し、その核定数を入力として、1、2次元合成法による炉心計算を行う核設計コードを用いていた。

高燃焼度燃料装荷炉心においては、既にMOX燃料装荷炉心に適用している、集合体内の中性子スペクトル等をより詳細に計算して核定数を求め、それを入力として3次元炉心計算が可能な核設計コードを用いる。代表的な改良核設計コードの概要を図4-1に示す。

### 4.2 高燃焼度燃料の炉心特性について

高燃焼度燃料は現行燃料に比べウラン 235 濃縮度を高め、高燃焼度化していることから、中性子スペクトルが硬化し、制御棒価値やほう素価値が低下する。

しかし、高燃焼度燃料の装荷炉心を設計する際に原子炉停止余裕の基準値を満足するよう行うことや、燃料取替用水タンクなどのほう素濃度を適切に設定することにより、安全性が確保できる。

### 4.3 高燃焼度燃料装荷炉心の評価について

高燃焼度燃料を装荷する炉心の核設計では、従来と同様、反応度停止余裕、最大線出力密度、減速材温度係数等の取替炉心の安全性確認項目を評価し、全ての評価値が安全解析使用値の範囲内に収まるように設計する。

なお、高燃焼度燃料の導入に合わせ、炉心設計上の裕度を拡大させるため、 $F_o^*$ を2.10から2.25に変更する。

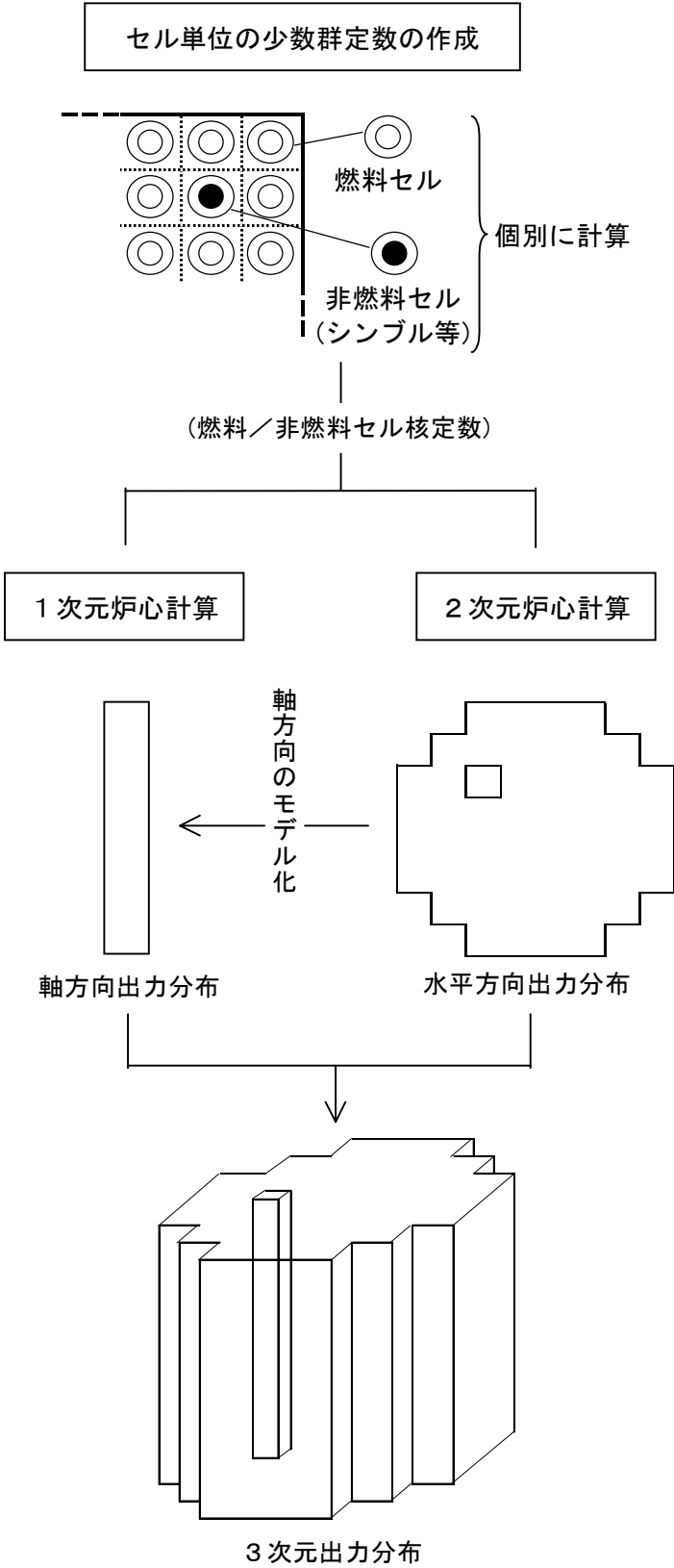
図4-2に代表的な高燃焼度燃料の装荷パターン（平衡炉心）を示す。現行燃料を使用した平衡炉心においては、サイクル毎に52体の燃料取替であったが、高燃焼度燃料を使用したこの平衡炉心においては、サイクル毎に44体の燃料取替を想定している。

この炉心について取替炉心の安全性評価項目を評価した結果、表4-1に示すとおり、安全解析使用値の範囲内に収まっており、安全性を確保することができる。

---

※  $F_o^*$  : 炉心の最大線出力密度と平均線出力密度の比

## 従来設計手法



## 改良設計手法

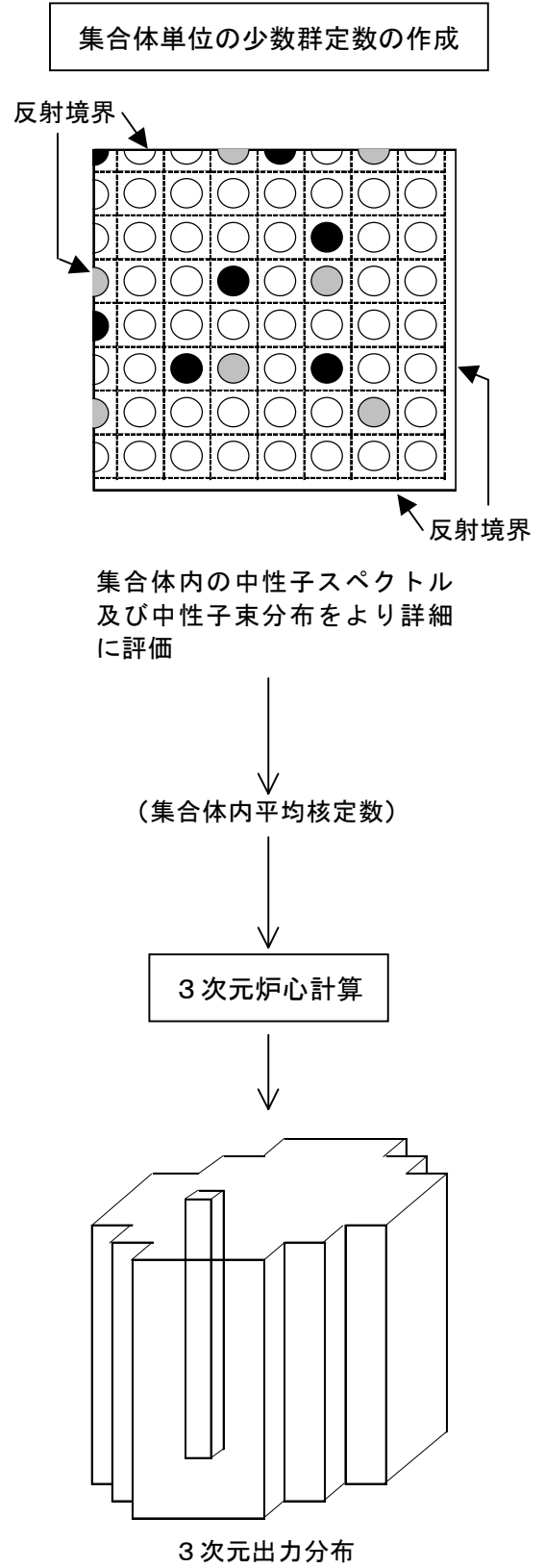
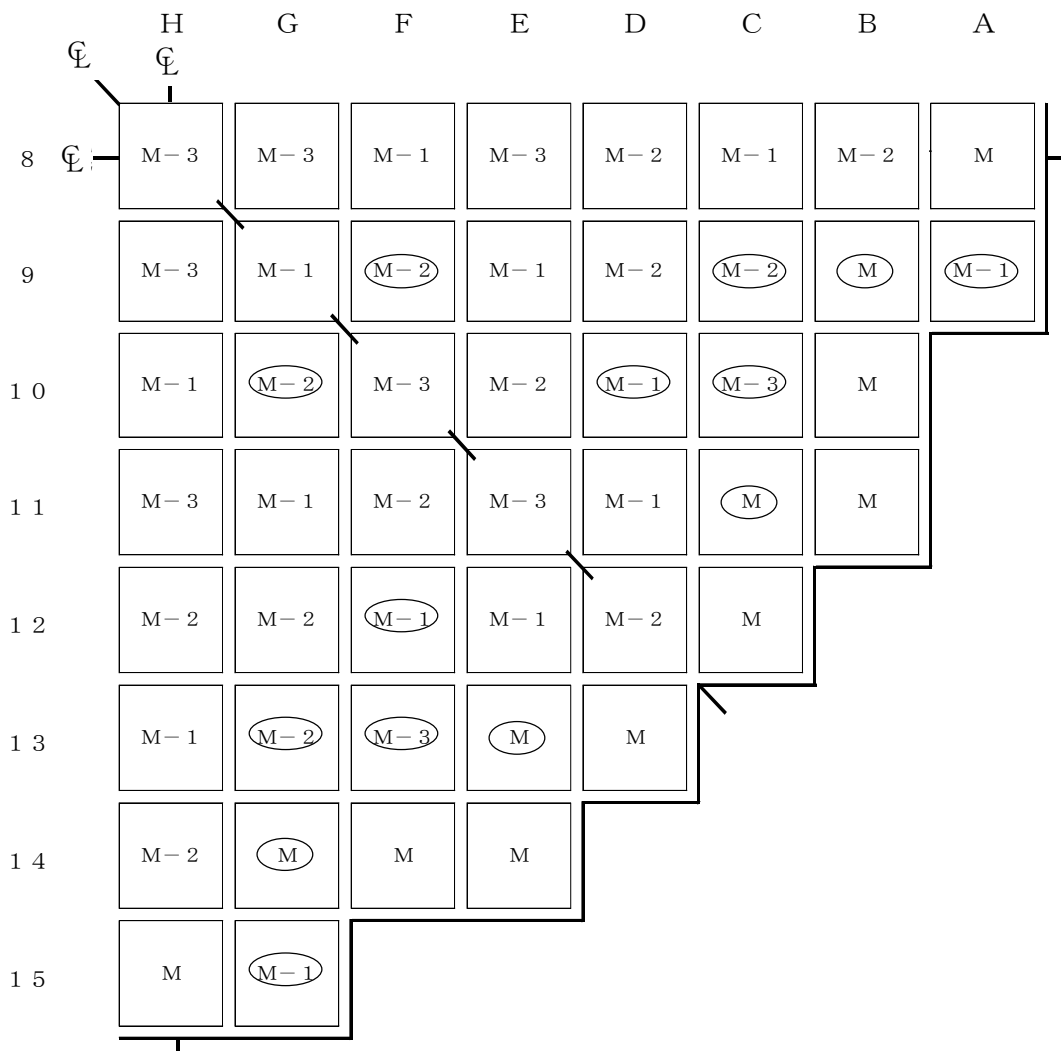


図4-1 核設計コードの概要



- (M-3) : 第(M-3)A領域燃料 (4.6 wt%(G d入り) 8体) \*
- M-3 : 第(M-3)B領域燃料 (4.6 wt% 17体)
- (M-2) : 第(M-2)A領域燃料 (4.6 wt%(G d入り) 16体) \*
- M-2 : 第(M-2)B領域燃料 (4.6 wt% 28体)
- (M-1) : 第(M-1)A領域燃料 (4.6 wt%(G d入り) 16体) \*
- M-1 : 第(M-1)B領域燃料 (4.6 wt% 28体)
- (M) : 第MA領域燃料 (4.6 wt%(G d入り) 16体) \*
- M : 第MB領域燃料 (4.6 wt% 28体)

\* : 3.0 wt% <sup>235</sup>U-1.0 wt% G d <sub>2</sub>O<sub>3</sub> 燃料棒 20本を含む。

注) (M)、Mは新燃料

図4-2 高燃焼度燃料の装荷パターン (平衡炉心)

表 4 - 1 高燃焼度燃料装荷炉心の安全性確認

項 目		単位	安全解析使用値	平衡炉心	
反応度停止余裕 (サイクル末期)		% $\Delta k/k$	$\geq 1.77$	2.21	
最大線出力密度		kW/m	$\leq 45.7$	41.8	
燃料集合体 最高燃焼度		MWd/t	$\leq 55,000$	54,400	
$F_{XY}^N$		—	$\leq 1.48$	1.46	
減速材温度係数		$10^{-5}(\Delta k/k)/^{\circ}\text{C}$	-81~+5	-64~-3.0	
ドップラ係数		$10^{-5}(\Delta k/k)/^{\circ}\text{C}$	-4.8~-1.7	-3.2~-2.3	
制御棒 落下時	落下制御棒価値	% $\Delta k/k$	$\leq 0.25$	0.17	
	$F_{\Delta H}^N$	—	$\leq 1.80$	1.71	
制御棒 飛び出し時 $F_Q$	サイクル 初期	HZP	—	$\leq 14$	5.2
		HFP	—	$\leq 5.0$	2.3
	サイクル 末期	HZP	—	$\leq 25$	17
		HFP	—	$\leq 5.0$	2.5
飛び出し 制御棒価値	サイクル 初期	HZP	% $\Delta k/k$	$\leq 0.75$	0.29
		HFP	% $\Delta k/k$	$\leq 0.15$	0.03
	サイクル 末期	HZP	% $\Delta k/k$	$\leq 1.0$	0.82
		HFP	% $\Delta k/k$	$\leq 0.15$	0.04
最大反応度添加率		$10^{-5}(\Delta k/k)/s$	$\leq 86$	62	

注) HZP : 高温零出力      HFP : 高温全出力

## 5. 機械設計

### 5.1 機械設計手法について

高燃焼度燃料の設計を行うにあたっては、従来使用している機械設計手法に、高燃焼度燃料の特性や最新の知見を取り込むことにより、高燃焼度燃料の照射挙動を適切に評価できるようにしている。

高燃焼度燃料においては、被覆材として高燃焼度燃料用のジルコニウム基合金の採用、高濃度ガドリニア入り燃料の採用、ペレットの高密度化などを行うことから、これらの特性を炉内外特性データをもとに適切に取り込んでいる。

また、最新の知見としては、主にペレット熱伝導率の燃焼度依存性があり、これを適切に取り込んでいる。

高燃焼度燃料用ジルコニウム基合金、高濃度ガドリニア入りペレット、高密度ペレットの特徴を表5-1に示す。

### 5.2 高燃焼度燃料の健全性について

高燃焼度燃料の健全性については、燃料中心温度、燃料棒内圧、被覆管の応力、引張歪及び疲労損傷等を評価し、全ての評価値が基準値を満足していることを確認している。

燃料中心温度は、図5-1に示すように、定格出力時及び異常な過渡変化時における燃料中心最高温度が約 1,970°C及び約 2,270°Cとなり、制限値 2,570°C（燃料寿命初期）を十分下まわっている。<sup>\*</sup>

燃料棒内圧は、現行燃料よりプレナム体積を増加し、燃料棒初期ヘリウム加圧量を低くしていることから、図5-2に示すように、通常運転時に過大となることはなく、被覆管とペレットのギャップが増加する圧力を超えることはない。（設計比<sup>\*\*</sup>：0.72）

被覆管応力は、現行燃料より燃料棒初期ヘリウム加圧量が低いことから、ペレットと被覆管の接触時期が早くなり増加するが、被覆管に発生する応力は、設計基準である被覆材の耐力を下まわっている。（設計比<sup>\*</sup>：0.82）

被覆管の歪は、設計の基準以下に保つことができる。（設計比<sup>\*\*</sup>：0.45）

被覆管疲労損傷については、累積疲労サイクル数は設計疲労寿命を超えない。（設計比<sup>\*\*</sup>：0.45）

また、被覆管の腐食は、高燃焼度燃料用に耐食性を向上したジルコニウム基合金の採用により、過大になることはなく、燃料寿命期間を通じて健全性が確保できる。

---

<sup>\*</sup> 燃料中心最高温度及び制限値は、燃料中心最高温度が高燃焼度燃料より高い現行燃料の値を示している。

<sup>\*\*</sup> 設計比：基準に対する比を示す。



表 5 - 1 高燃焼度燃料の特性

項 目		高燃焼度燃料の特性
高燃焼度燃料用 ジルコニウム基合金 (被覆管)	腐食／水素吸収	高燃焼度域における耐食性はジルカロイ-4に比べて向上しており、水素吸収量もジルカロイ-4と比べて低下する。
	材料物性	ジルカロイ-4と同様、約 98wt%がジルコニウム (Zr) からなっており、材料物性はジルカロイ-4と同等である。
	機械的性質	高燃焼度域も含めジルカロイ-4と同等である。
	照射による寸法変化	外径変化はジルカロイ-4と同等又は小さく、照射成長はジルカロイ-4より小さい。
	耐 PCI※性	現行の PCI 破損しきい値に対して余裕がある。
高濃度ガドリニア 入りペレット	材料物性	ガドリニア濃度の上昇に伴い融点、熱伝導率が低下する。
	照射挙動 (焼きしまり・スエリング・FPガス※※放出挙動)	UO <sub>2</sub> ペレットと同等である。
	耐 PCI 性	UO <sub>2</sub> 燃料と同等であり、現行の PCI 破損しきい値に対して余裕がある。
高密度ペレット	材料物性	基本的な物性は現行燃料のペレットと同等である。なお、高密度化に伴い、ペレット熱伝導率は上昇する。
	焼きしまり挙動	高密度化により、焼きしまり量は減少する。
	スエリング挙動	現行燃料のペレットと同等である。
	FPガス放出挙動	高密度化による影響はない。なお、高燃焼度化に伴いFPガス放出量は増加する。

※ PCI：ペレット／被覆管相互作用

※※ FPガス：核分裂生成ガス

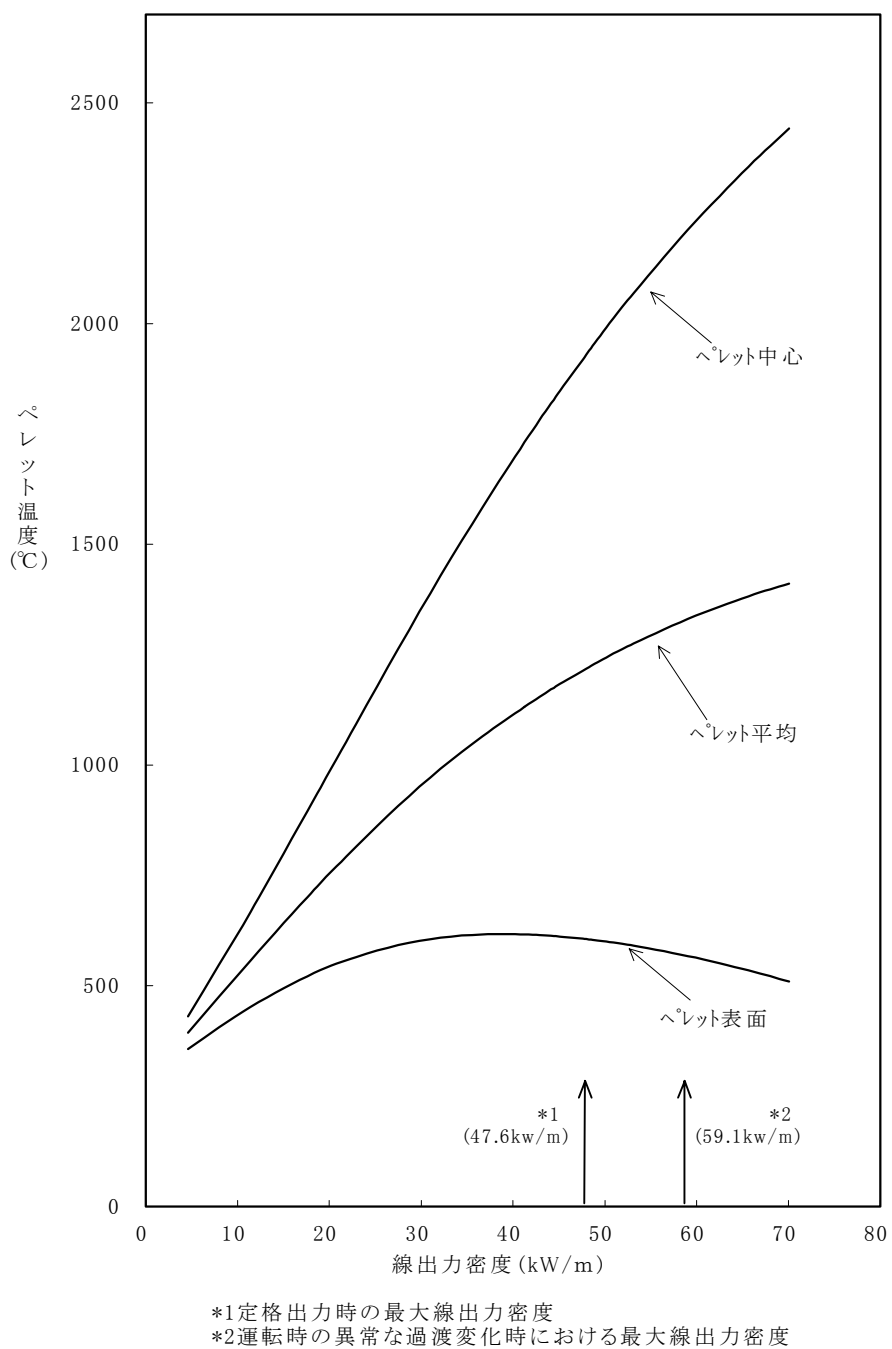


図 5-1 高燃焼度燃料装荷炉心における燃料中心温度評価結果  
 (寿命中の最高温度)

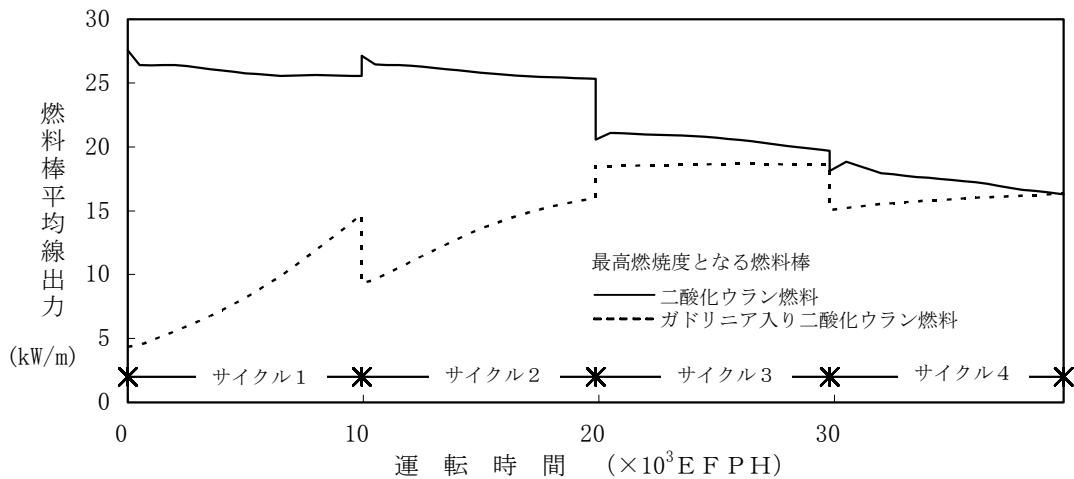
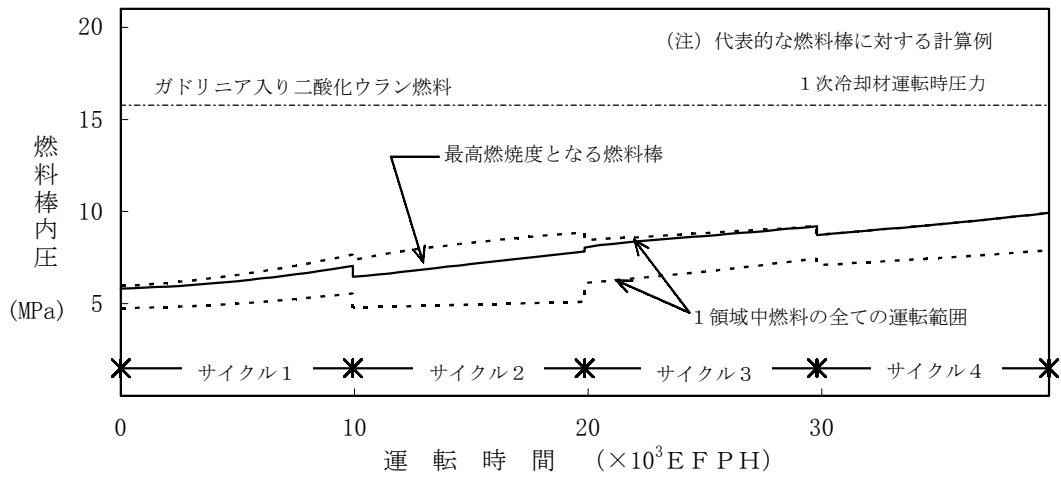
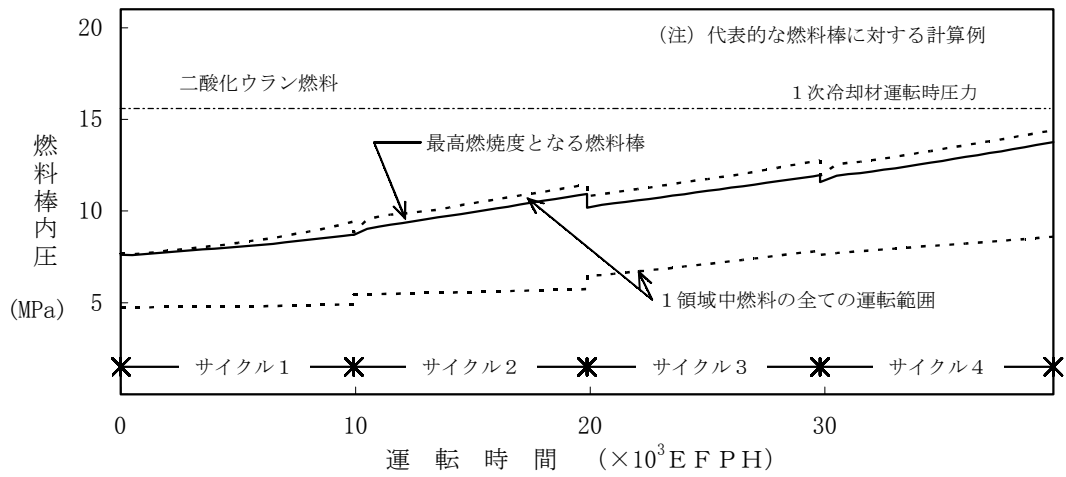


図5-2 燃料棒内圧評価結果

## 6. 熱水力設計

### 6.1 熱設計手法について

高燃焼度燃料を装荷した炉心の熱水力設計では、改良統計的熱設計手法を適用する。従来適用していた統計的熱設計手法では、DNB<sup>※</sup>試験結果から作成された DNB 相関式（MIRC-1 相関式及び NFI-1 相関式）の不確定性と DNB 評価に使用するプラントパラメータの不確定性に基づく DNB 評価値の不確定性を、それぞれ別々に考慮していたが、改良統計的熱設計手法では、これらの不確定性を一括して取り扱うことができる（図 6-1 参照）。

また、改良統計的熱設計手法においては、最小 DNBR<sup>※※</sup>の許容限界値は対象プラント毎に、DNB ペナルティを加味し、設定することとなっている。

### 6.2 高燃焼度燃料装荷炉心における熱設計評価について

炉心寿命中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料の健全性を確保するため、最小 DNBR が許容限界値以上、かつ燃料中心最高温度が融点未満となるよう運転限界を設けている。

高燃焼度燃料集合体の構造は、基本的に現在使用している燃料集合体と同一であり、熱水力特性も同等となるように設計を行っている。

高燃焼度燃料を装荷した炉心の最小 DNBR 許容限界値を表 6-1 に示す。定格出力時の最小 DNBR は 2.03 であり、運転時の異常な過渡変化時についても、許容限界値を上回るように設計する。

また、燃料中心最高温度については、5.2 で述べているとおり、最大線出力密度 59.1kW/m 時で約 2,270°C であり、制限値 2,570°C（燃料寿命初期）より小さく、熔融することはない。

---

※ DNB : Departure from Nucleate Boiling

※※ 最小 DNBR : 最小限界熱流束比

現行のDNBR評価では相関式の不確定性と入力パラメータの不確定性を独立に扱う統計的熱設計手法を適用してきた。改良手法ではこれらを統計的に同時に扱っている。

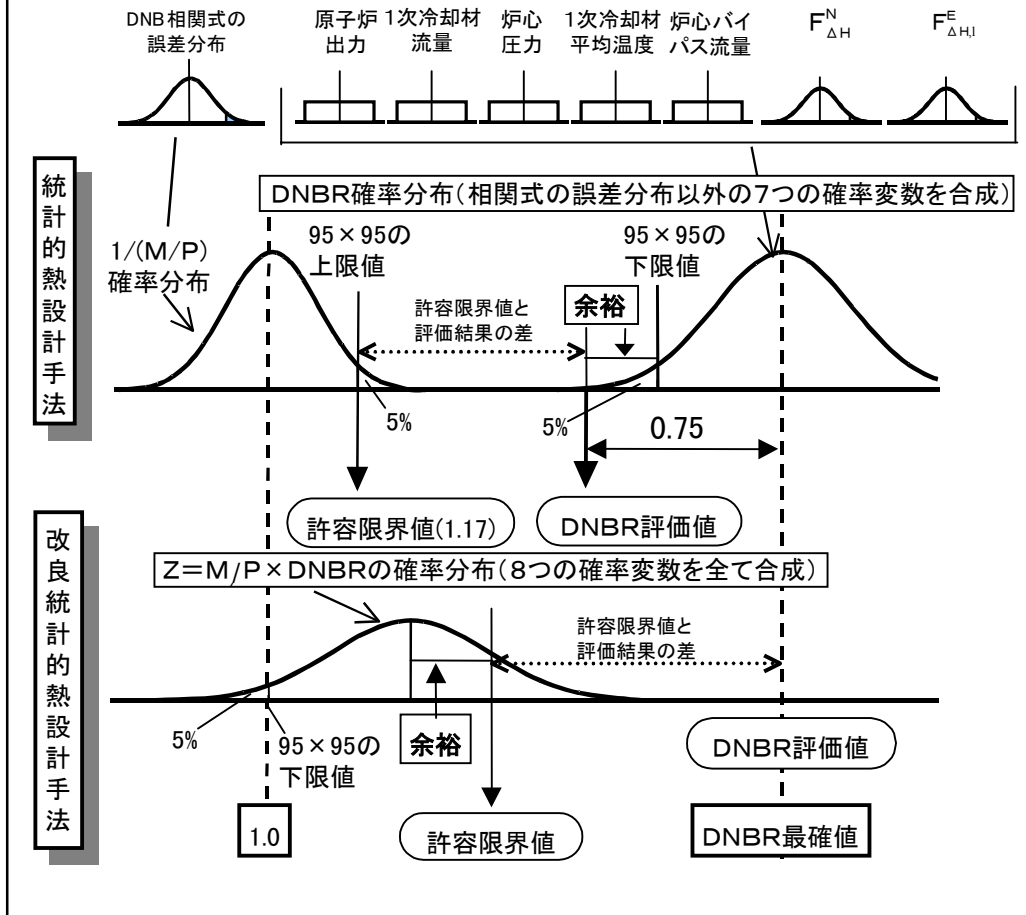


図 6 - 1 改良統計的熱設計手法の概要

表 6 - 1 最小 DNBR の許容限界値

	美浜発電所 3 号機
MIRC-1 相関式、NFI-1 相関式 使用時の最小 DNBR 許容限界値	1.35

## 7. 動特性

PWRでは、固有の自己制御性と原子炉制御設備とにより、タービン負荷に応じて原子炉出力を追従させる制御方式とし、負荷変化時の外乱に対して安定性を維持する設計としている。

高燃焼度燃料を装荷した炉心においても、設計負荷変化に対して原子炉制御設備を含めた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、通常運転時及び過渡時において、動特性上問題のないことを解析シミュレーションモデルを用いた応答解析により確認している。

解析シミュレーションモデルは、負荷変化を主蒸気流量の変化として与え、原子炉動特性、燃料熱系、1次冷却系、蒸気発生器、加圧器、種々の制御系等を考慮した体系で、1点近似中性子動特性モデルによりPWRプラントの動特性を模擬している。

この解析シミュレーションモデルを用いた応答解析例として、設計負荷変化の一つである負荷急減時の結果を図7-1に示す。

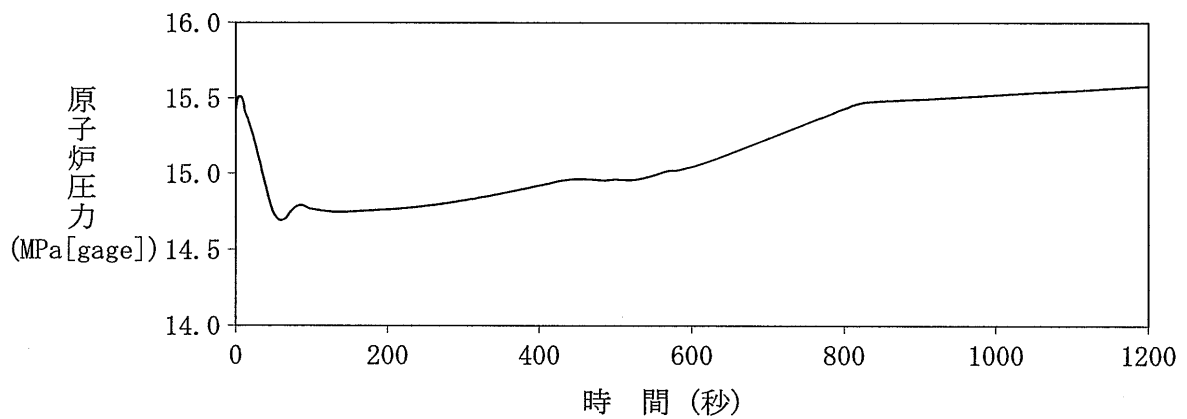
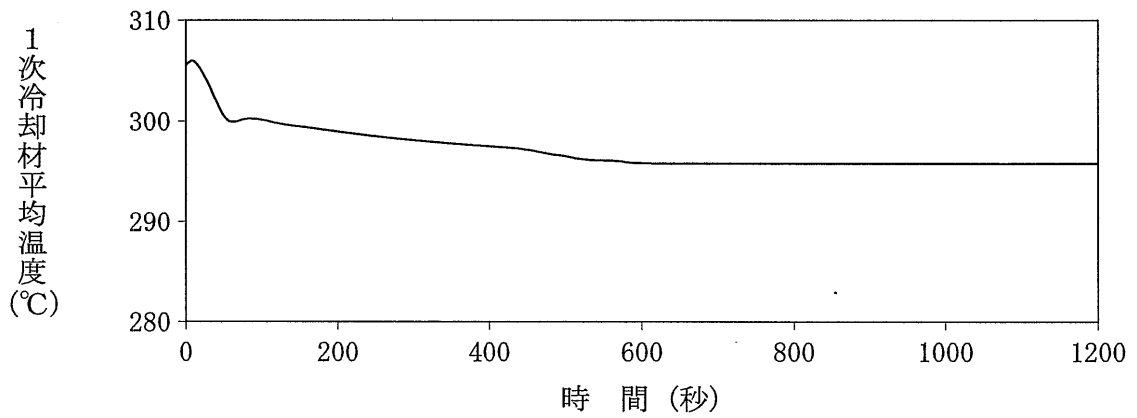
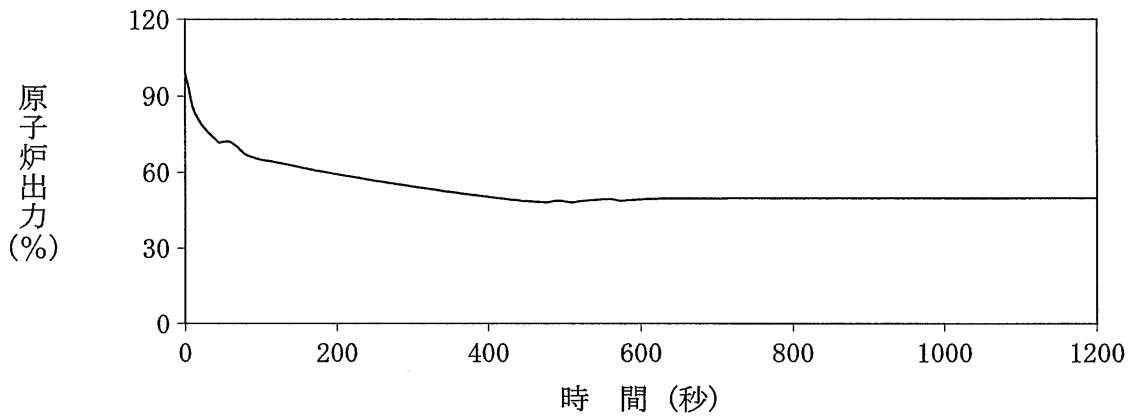


図 7 - 1 負荷急減時の動特性 (100%出力→50%出力)

## 8. 設備影響

高燃焼度燃料の使用に伴う主な設備影響項目としては、原子炉停止余裕、燃料貯蔵設備の未臨界性、使用済燃料ピットの冷却性、燃料取替停止時のほう素濃度が挙げられる。これらについては、表 8-1 に示すとおり基本的に現行設備で対応が可能であるが、高燃焼度燃料の使用に伴いほう素価値が低下することから、燃料取替用水タンク等のほう素濃度を上昇させることとする。





表 8-1 高燃焼度燃料の使用に伴う主な設備影響評価

項 目	高燃焼度燃料の使用に伴う影響	設 備 影 響 評 価						
反応度停止余裕 (制御棒)	高燃焼度燃料の使用に伴い制御棒値が低下する。	<p>現在の設備においても安全解析に使用している値を十分満足できる。</p> <table border="1" data-bbox="400 365 523 1176"> <tr> <td>高燃焼度燃料炉心</td> <td>現行燃料炉心</td> <td>安全解析使用値</td> </tr> <tr> <td>2.21%Δk/k※</td> <td>1.83%Δk/k※ (1.89%Δk/k)</td> <td>≥ 1.77%Δk/k</td> </tr> </table> <p>※ 代表的な炉心の評価結果。なお、現行燃料炉心は1・2次元合成法による評価結果であり、( )内は高燃焼度燃料炉心と同じく3次元計算による評価結果である。</p>	高燃焼度燃料炉心	現行燃料炉心	安全解析使用値	2.21%Δk/k※	1.83%Δk/k※ (1.89%Δk/k)	≥ 1.77%Δk/k
高燃焼度燃料炉心	現行燃料炉心	安全解析使用値						
2.21%Δk/k※	1.83%Δk/k※ (1.89%Δk/k)	≥ 1.77%Δk/k						
燃料貯蔵設備の未臨界性 (新燃料貯蔵庫、 使用済燃料ピット)	高燃焼度燃料のウラン235濃縮度を約4.6wt%以下とする。	新燃料貯蔵庫、使用済燃料ピットともにウラン235濃縮度約5wt%の新燃料を貯蔵しても未臨界性を確保できることから高燃焼度燃料を貯蔵しても未臨界性は確保できる。						
使用済燃料ピットの 冷却性 (使用済燃料ピット)	高燃焼度化に伴い1体あたりの崩壊熱が僅かに増加し、現行燃料を使用するのに比べ使用済燃料ピットの水温は上昇する。	現状設備において、ポンプ1台が停止した厳しい条件で評価した場合でも、使用済燃料ピット水の平均温度を使用済燃料ピットの健全性の観点から設けられている制限値以下に保つことができる。						
燃料取替時ほう素濃度 (燃料取替用水タンク等)	高燃焼度燃料の使用に伴い、ほう素値が低下する。	事故時や燃料取替停止時に使用する燃料取替用水タンク等については2,600ppm以上にすることをしている。						

## 9. 運転時の異常な過渡変化解析

美浜発電所3号機の「運転時の異常な過渡変化」の解析にあたっては、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下、「安全評価審査指針」という）に基づき、以下の事象について評価を行った。

- (1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
  - a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
  - b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
  - c. 制御棒の落下及び不整合
  - d. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈
- (2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
  - a. 原子炉冷却材流量の部分喪失
  - b. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動
  - c. 外部電源喪失
  - d. 主給水流量喪失
  - e. 蒸気負荷の異常な増加
  - f. 2次冷却系の異常な減圧
  - g. 蒸気発生器への過剰給水
- (3) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化
  - a. 負荷の喪失
  - b. 原子炉冷却材系の異常な減圧
  - c. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

### 9.1 判断基準について

想定された事象が生じた場合、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象が収束される設計であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。

- (1) 最小DNBRが許容限界値以上であること。
- (2) 燃料被覆管の機械的破損が生じないよう、燃料中心最高温度は燃料ペレットの溶融点未満であること。

- (3) 燃料エンタルピは許容限界値以下であること。
- (a) 燃料エンタルピの最大値は燃料の許容設計限界  $712\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$  ( $170\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ ) を超えないこと。
- (b) ピーク出力部燃料エンタルピの増分は、以下のペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする燃料の破損しきい値（以下、「PCM」破損しきい値」という。）を超えないこと。
- ペレット燃焼度  $25,000\text{MWd/t}$  未満
- ピーク出力部燃料エンタルピの増分  $460\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$   
（「R I E 報告書」に示す  $110\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$  に相当。）
- ペレット燃焼度  $25,000\text{MWd/t}$  以上  $40,000\text{MWd/t}$  未満
- ピーク出力部燃料エンタルピの増分  $356\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$   
（「R I E 報告書」に示す  $85\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$  に相当。）
- ペレット燃焼度  $40,000\text{MWd/t}$  以上  $65,000\text{MWd/t}$  未満
- ピーク出力部燃料エンタルピの増分  $209\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$   
（「R I E 報告書」に示す  $50\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$  に相当。）
- ペレット燃焼度  $65,000\text{MWd/t}$  以上  $75,000\text{MWd/t}$  程度まで
- ピーク出力部燃料エンタルピの増分  $167\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$   
（「R I E 報告書」に示す  $40\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$  に相当。）
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力である  $17.16\text{MPa}[\text{gage}]$  の 1.1 倍の圧力  $18.88\text{MPa}[\text{gage}]$  以下であること。

## 9.2 解析結果について

表 9-1 に運転時の異常な過渡変化の解析結果をまとめて示す。

解析結果に示すとおり、美浜発電所 3 号機の各種「運転時の異常な過渡変化」に対して解析を行った結果、本原子炉施設は「運転時の異常な過渡変化」に対する判断基準を十分満足している。

表9-1 解析結果 (運転時の異常な過渡変化) (1/2)

項目	最小DNBR	燃料中心温度 (燃料エンタルピー)	原子炉圧力
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	—	最大燃料エンタルピー 約 359 kJ/kg・UO <sub>2</sub> ピーク出力部燃料エンタルピー増分の最大値 約 93kJ/kg・UO <sub>2</sub>	約 16.9MPa [gage]
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	約 1.69	約 2, 130°C	約 0.4MPa 上昇
制御棒の落下及び不整合	遅い引き抜き	約 2, 310°C	約 0.7MPa 上昇
	落下 (自動)	溶融点未満	約 0.2MPa 上昇
	落下 (手動)		初期値より低下
不整合	約 1.69		初期値一定
原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	警報発信から臨界となるまでの時間は約 13分であり、運転員が異常状態を検知しこれを終結させるのに操作時間を考慮しても十分な時間余裕 (10分以上) がある。 挿入限界から停止余裕を失うまでの時間は約 23分となり、運転員が異常状態を検知しこれを終結させるのに操作時間を考慮しても十分な時間余裕 (10分以上) がある。		
原子炉冷却材流量の部分喪失	約 1.90	溶融点未満	約 0.3MPa 上昇
判断基準	≥ 1.35	燃料中心温度 : < 2, 570°C 最大燃料エンタルピー : ≤ 712kJ/kg・UO <sub>2</sub> ピーク出力部燃料エンタルピー増分 : ≤ 167kJ/kg・UO <sub>2</sub> 注1	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかるとの圧力 : ≤ 18.88MPa [gage]

注1 : ペレット燃焼度 65, 000MMd/t 以上 75, 000MMd/t 程度までの PCMI 破損しきい値

表9-1 解析結果 (運転時の異常な過渡変化) (2/2)

項目	最小DNBR	燃料中心温度	原子炉圧力
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	定格出力時より大	溶融点未満	約0.7MPa 上昇
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」で包含される。		
主給水流量喪失	—	—	約17.4MPa [gage]
蒸気負荷の異常な増加	約1.76	溶融点未満	約0.2MPa 上昇
2次冷却系の異常な減圧	原子炉は臨界となることはなく、過渡変化は安全に終了する。		過度に上昇することはない。
蒸気発生器への過剰給水	約1.86	溶融点未満	約0.2MPa 上昇
負荷の喪失	約1.78	溶融点未満	約17.6MPa [gage] (原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値 : 約18.1MPa [gage])
原子炉冷却材系の異常な減圧	約1.69	—	—
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	DNBR は初期値より増加し、原子炉圧力は過度に上昇することはない。		
判断基準	≥1.35	燃料中心温度 : <2, 570°C	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 : ≤18.88MPa [gage]

## 10. 事故解析

美浜発電所3号機の「事故」の解析にあたっては、安全評価審査指針に基づき以下の事象について評価を行った。

なお、安全評価審査指針が平成13年3月にICRP90年勧告の国内制度取り入れを受け変更されていることから、指針改訂に伴う対応も行った。

- (1) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化
  - a. 原子炉冷却材喪失
  - b. 原子炉冷却材流量の喪失
  - c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着
  - d. 主給水管破断
  - e. 主蒸気管破断
- (2) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化
  - a. 制御棒飛び出し
- (3) 環境への放射性物質の異常な放出
  - a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損
  - b. 蒸気発生器伝熱管破損
  - c. 燃料集合体の落下
  - d. 原子炉冷却材喪失
  - e. 制御棒飛び出し
- (4) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化
  - a. 原子炉冷却材喪失
  - b. 可燃性ガスの発生

### 10.1 判断基準について

事故解析においては、想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じず、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を確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。

- (1) 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。
- (2) 燃料エンタルピは制限値を超えないこと。
- (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である17.16MPa[gage]の1.2倍の圧力20.59MPa[gage]以下であること。

- (4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である 0.26MPa [gage] 以下であること。
- (5) 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。

10.2 ICRP90 年勧告の取り入れに伴う安全評価審査指針改訂の影響について  
ICRP90 年勧告取り入れに伴う安全評価審査指針の改訂により、事故時の線量評価結果が影響を受ける。

(1) 安全評価審査指針の主な改訂内容

安全評価審査指針の改訂は、ICRP90 年勧告を国内制度に取り入れたものであり、放出量評価に関しての変更はなく、主な改訂内容は以下のとおりである。

(a) 用語の変更

- ・実効線量当量→実効線量
- ・組織線量当量→等価線量

(b) 外部線量評価における変更

計算式で「空気吸収線量」から「空気カーマ」に変更されたが、線量評価を行うエネルギー範囲では、数値的な変更はない。

(c) 内部線量評価における変更

- ・よう素の吸入摂取による線量に係る換算係数の変更
- ・呼吸率の変更

「参考」 下線部が指針改訂により変更する部分

(よう素による線量)

$$= \text{(よう素 131 等価放出量)}^{※} \times \text{(相対濃度)} \times \text{(呼吸率)} \times \text{(よう素 131 の線量係数)}$$

※ (よう素 131 等価放出量)

$$= \sum (\text{各よう素同位体の放出量}) \times \text{(各よう素同位体の線量係数)} / \text{(よう素 131 の線量係数)}$$

(2) 事故時線量評価に与える影響

よう素による線量の評価結果が約 1.3 倍～3 倍となる。

10.3 解析結果について

表 10-1 に事故の解析結果をまとめて示す。

解析結果に示すとおり、美浜発電所 3 号機の各種「事故」に対して解析を行った結果、本原子炉施設は「事故」に対する判断基準を十分満足している。



表 10-1 解析結果(事故)(1/3)

項目	最小 DNBR / 燃料被覆管最高温度(PCT) / 化学量論的酸化量(ECR)	原子炉圧力	実効線量
原子炉冷却材喪失(大破断)	PCT: 約 1,084°C ECR: 約 3.8%	—	約 0.14mSv
原子炉冷却材喪失(小破断)	PCT: 約 719°C ECR: 約 0.1%	—	—
原子炉冷却材流量の喪失	最小 DNBR: 約 1.75	約 0.5MPa 上昇	—
原子炉冷却材ポンプの軸固着	PCT: 約 1,032°C ECR: 約 0.4%	約 17.1MPa [gage]	—
主給水管破断	最小 DNBR: 約 1.71	約 17.7MPa [gage] (原子炉冷却材圧力バウンダリ にかかる圧力の最大値: 約 18.2 MPa [gage])	—
判断基準	燃料被覆管最高温度(PCT) ≤ 1,200°C 化学量論的酸化量(ECR) ≤ 15% 最小 DNBR ≥ 1.35	原子炉冷却材バウンダリにかかる 圧力 ≤ 20.59MPa [gage]	≤ 5mSv

表 10-1 解析結果(事故)(2/3)

項目	最小 DNBR/燃料エンタルピー	原子炉圧力	実効線量
主蒸気管破断	最小 DNBR: 約 2.38	過度に上昇することはない	—
制御棒飛び出し	燃料エンタルピー : 約 489kJ/kg・UO <sub>2</sub>	約 16.6MPa [gage]	約 0.038mSv
放射性気体廃棄物処理施設の破損	—	—	約 0.32mSv
蒸気発生器伝熱管破損	最小 DNBR: 約 1.57	—	約 0.86mSv
燃料集合体の落下	—	—	約 0.20mSv
判断基準	最小 DNBR ≥ 1.35 (W-3 相関式を使用する「主蒸気管破断」では 1.30 以上) 燃料エンタルピーの最大値 ≤ 791kJ/kg・UO <sub>2</sub>	原子炉冷却材バウンダリにかかる 圧力 ≤ 20.59MPa [gage]	≤ 5mSv

表10-1 解析結果(事故)(3/3)

項目	原子炉格納容器圧力	可燃性ガスの濃度
原子炉冷却材喪失 (格納容器内圧及び可燃性 ガスの評価)	0.233MPa [gage]	最大水素濃度 約2.0%
判断基準	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は 最高使用圧力以下であること 0.26MPa [gage]	水素濃度 (事故後30日間) ≦4%

## 1 1. 重大事故及び仮想事故時の線量評価

「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」（以下、「原子炉立地審査指針」という。）においては、原子炉の立地条件の適否を判断するため、「重大事故」及び「仮想事故」を選定し評価を行うことが求められている。

美浜発電所3号機の「重大事故」及び「仮想事故」の解析にあたっては、安全評価審査指針に基づき以下の事象を選定し、核分裂生成物の放出量及び線量の評価を行った。

なお、「10. 事故解析について」と同様、ICRP90年勧告取り入れに伴う安全評価審査指針改訂対応も行った。

### (1) 重大事故

原子炉格納容器内放出に係わる事故として「原子炉冷却材喪失」、原子炉格納容器外放出に係わる事故として「蒸気発生器伝熱管破損」とする。

### (2) 仮想事故

「重大事故」として取り上げた事故について、これを超える放射性物質の放出を工学的観点から仮想することをもって仮想事故とする。

## 11.1 判断基準について

立地条件の適否を確認するための判断基準として、原子炉立地審査指針に基づき、以下の判断基準を用いる。

(1) 原子炉の周囲は、原子炉からある距離の範囲内は非居住区域であること。

「ある距離の範囲」を判断するためのめやすとして、「重大事故」の場合について次の線量を用いる。

甲状腺（小児）に対して	1.5Sv
全身に対して	0.25Sv

(2) 原子炉からある距離の範囲内であって、非居住区域の外側の地帯は、低人口地帯であること。

「ある距離の範囲」を判断するためのめやすとして、「仮想事故」の場合について次の線量を用いる。

甲状腺（成人）に対して	3Sv
全身に対して	0.25Sv

- (3) 原子炉敷地は、人口密集地帯からある距離だけ離れていること。  
「ある距離だけ離れていること」を判断するためのめやすとして、  
「仮想事故」の場合について次の線量を用いる。  
全身線量の積算値に対して 2万人 Sv

#### 11.2 解析結果について

表 1 1 - 1 に重大事故及び仮想事故の解析結果をまとめて示す。

解析結果に示すとおり、立地条件の適否を判断するため美浜発電所 3 号機の「重大事故」及び「仮想事故」に対して解析を行った結果、想定した全ての事故に対して判断基準を十分満足している。

表 1 1 - 1 解析結果 (重大事故および仮想事故)

項目	甲状腺に対する線量	全身に対する線量	全身線量の積算値
重大事故	原子炉冷却材喪失	約 0.0021Sv	約 0.00024Sv
	蒸気発生器伝熱管破損	約 0.029Sv	約 0.0012Sv
仮想事故	原子炉冷却材喪失	約 0.052Sv	約 0.013Sv
	蒸気発生器伝熱管破損	約 0.057Sv	約 0.0047Sv
判断基準	$\leq 1.5\text{Sv}$ (小児) (重大事故) $\leq 3\text{Sv}$ (成人) (仮想事故)	$\leq 0.25\text{Sv}$	$\leq 2$ 万人 Sv

## 12. 周辺環境への影響

通常運転時の周辺環境への影響については、「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」（以下、「線量目標値評価指針」という。）に基づき実施する。高燃焼度燃料の導入により影響を受けるパラメータの変更を考慮し、線量評価を行った。

なお、線量目標値評価指針が、平成13年3月にICRP90年勧告の国内制度取り入れを受け改訂されたことから、これに伴う対応も行った。

### 12.1 判断基準について

線量評価は、通常運転時に環境へ放出される液体・気体状の放射性廃棄物により、発電所周辺の公衆の受ける線量が、「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」に示されている「線量目標値」である年間 $50\mu\text{Sv}$ を超えないことを確認する。

### 12.2 評価指針改訂の影響について

線量目標値評価指針の改訂は、ICRP90年勧告を国内制度に取り入れたものであり、放出量評価に関しての変更はなく、主な改訂内容は以下のとおりである。

#### (1)用語の変更

実効線量当量→実効線量  
(組織線量当量→等価線量)

#### (2)外部線量に係る変更

計算式で「空気吸収線量」から「空気カーマ」に変更されたが、線量評価を行うエネルギー範囲では、数値的に変更はない。

#### (3)内部線量に係る変更

- ・内部被ばくに係る実効線量係数の変更
- ・呼吸率の変更

結果として、液体廃棄物（よう素を除く）の線量評価は約2割減少し、よう素による線量評価は約2～3倍になる。

### 12.3 高燃焼度燃料の導入に伴う液体・気体廃棄物の放出量評価について

高燃焼度燃料の導入により燃料取替停止時のほう素濃度等が変更となるため、それらの影響を考慮し、線量目標値評価指針に基づき評価を行った。

高燃焼度燃料を装荷した炉心における核分裂生成物の蓄積量は、ほぼ平衡に達していることから、現行燃料を装荷した炉心とほとんど変わらず、放出量評価に影響を与えるものではない。

液体廃棄物については、ほう素濃度の変更に伴い抽出水量が増加し、液体廃棄物の処理量は増加するが、放射性物質の放出量にはほとんど影響しない。したがって、線量評価上の放出量は現行どおり  $3.7 \times 10^{10}$  Bq/炉/年とする。

気体廃棄物のうち希ガスについては、抽出水量増加に伴う気体廃棄物処理系での処理量増加が影響し、放出量は若干増加する。一方、よう素については、気体廃棄物処理系からの放出量は無視できることから放出量はほとんど変わらない。

評価結果を表 12-1 (1)、(2) に示す。

#### 12.4 高燃焼度燃料の導入に伴う線量評価結果について

高燃焼度燃料の導入に伴う線量評価結果を表 12-2 に示す。

1～3号機の合計で年間約  $8.1 \mu\text{Sv}$  であり、線量目標値の年間  $50 \mu\text{Sv}$  を満足する。



表 1 2 - 1 ( 1 ) 液体廃棄物の放出量 ( 3 号機 )  
( 単位 : Bq / 年 )

	現 行	今 回
3 号機	$2.4 \times 10^{10}$	$2.4 \times 10^{10}$

(線量評価には、放出管理目標値である  $3.7 \times 10^{10}$  Bq / 炉 / 年を用いている。)

表 1 2 - 1 ( 2 ) 気体廃棄物の放出量 ( 3 号機 )  
( 単位 : Bq / 年 )

	現 行	今 回
希ガス	$1.0 \times 10^{15}$	$1.1 \times 10^{15}$
よう素 131	$2.6 \times 10^{10}$	$2.6 \times 10^{10}$
よう素 133	$2.0 \times 10^{10}$	$2.0 \times 10^{10}$

( 参考 ) 気体廃棄物の放出量 ( 1 ~ 3 号機合算 )  
( 単位 : Bq / 年 )

	現 行	今 回
希ガス	$2.2 \times 10^{15}$	$2.2 \times 10^{15}$
よう素 131	$7.4 \times 10^{10}$	$7.4 \times 10^{10}$
よう素 133	$5.2 \times 10^{10}$	$5.2 \times 10^{10}$

表 1 2 - 2 平常時線量評価結果 ( 1 ~ 3 号機合算 )  
( 単位 :  $\mu$  Sv / 年 )

	現 行		今 回
	現行記載値	指針改訂反映	
気体廃棄物中の希ガスによる実効線量	約 3.1	約 3.1	約 3.2
液体廃棄物中の放射性物質による実効線量	約 4.5	約 3.6	約 3.6
よう素の摂取に伴う実効線量	約 0.59	約 1.3	約 1.3
合 計	約 8.2	約 8.0	約 8.1

### 13. まとめ

当社は、使用済燃料の発生量低減を目的に高燃焼度（55,000MWd/t）燃料の使用を計画している。

高燃焼度燃料を取替燃料として使用する際には、その特性を考慮し設計を行うことにより、これまでと同様に十分安全性を確保することができる。