

## プルトニウム利用技術に関する調査検討（3）

（核燃料サイクル開発機構 契約業務報告書）

1999年3月

新型炉技術開発株式会社

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1194 茨城県那珂郡東海村村松 4 番地 49  
核燃料サイクル開発機構  
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to :

Technical Cooperation Section.

Technology Management Division.

Japan Nuclear Cycle Development Institute

4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1194, Japan



核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

1999

JNC TJ9440 99-014  
1999年3月

### プルトニウム利用技術に関する調査検討（3）

（核燃料サイクル開発機構 契約業務報告書）

横堀 仁\* 長田 博夫\*  
鈴木 勝男\*\*

### 要 旨

軽水炉プルサーマルの最近の動向を的確に把握し、FBR導入戦略の検討評価に適切に反映してゆく目的で、プルサーマルに関するMOX燃料装荷計画を調査した。MOX燃料部分装荷計画については、高浜3, 4号における安全審査関連の情報を基に現状を整理した。MOX燃料全炉心装荷計画については、APWR、ABWRに関する関連委員会等での情報を基に整理した。これらの調査結果を基に、原電敦賀3, 4号で計画しているAPWR及びAPWRプルサーマルに関してSRAC,ORIGEN等の公開コードを用いて炉心特性データを評価した。これら、調査検討結果は炉型シナリオ評価に反映される計画である。主な成果は下記の通りである。

- (1) 既設プラントへの部分装荷計画及び新設プラントへの全炉心装荷計画の両者について国内外公開文献等の記載事項を調査・整理した。
- (2) APWRのウラン炉心並びに全MOX装荷炉心の2ケースについて燃料データを評価し燃料サイクルシナリオ検討用データとしてまとめた。

---

本報告書は、新型炉技術開発株式会社が核燃料サイクル開発機構の契約により実施した業務成果に関するものである。

契約番号：10C5070

サイクル機構担当部課室：大洗工学センター システム技術開発部  
高速炉サイクル解析Gr

\* 新型炉技術開発株式会社

\*\* 三菱重工業株式会社 原子炉安全技術部

JNC TJ9440 99-014  
March, 1999

### Investigation of Utilizing Plutonium as Mixed Oxide Fuel (3)

Hitoshi Yokobori<sup>\*1</sup>, Hiroo Osada<sup>\*1</sup>  
Katsuo Suzuki<sup>\*2</sup>

#### Abstract

Planning of the plutonium utilization in a thermal reactor have been investigated to evaluate the scenario for FBR development. Plans for the partial loading of MOX fuel in the Takaham-3,4 plant are studied. Information of the full MOX utilizing plans in an advanced light water reactor is summarized based on the documents distributed at the related technical committee. Nuclear compositions of the spent MOX fuel have been evaluated using SRAC and ORIGEN-2 code.

Results of the study are as follows:

(1) Surveying the status of MOX fuel utilization

Based on the public documents, the status and plans for utilizing both the partial loading and the full loading of MOX fuel in the LWR core have been summarized.

(2) Evaluation of spent MOX fuel compositions

Nuclear compositions of the spent MOX fuel have been evaluated and summarized for both the APWR uranium core and APWR plutonium core.

---

This work was performed by Advanced Reactor Technology Co.,Ltd. under contract with Japan Nuclear Fuel Cycle Development Institute.

Contract Number ; 10C5070

JNC Liaison; JNC O-arai Engineering Center Fast Reactor Cycle Analysis Group.

\*1 Engineering Department, Advanced Reactor Technology Co.,Ltd.

\*2 Core Engineering Department, Nuclear Energy Systems Engineering Center,Mitsubishi Heavy Industries,Ltd.

## 目 次

1. 概要 .....	1-1
2. MOX燃料の利用計画調査 .....	2-1
2.1 軽水炉でのプルトニウム利用 .....	2-1
2.2 既設LWRプラントでのMOX燃料部分装荷計画 .....	2-2
2.3 改良型LWRプラントでのMOX燃料全炉心装荷計画 .....	2-3
2.3.1 改良型PWR (APWR) .....	2-3
2.3.2 改良型BWR (ABWR) .....	2-11
3. 炉心特性データの評価 .....	3-1
3.1 概要 .....	3-1
3.2 評価条件 .....	3-1
3.3 評価手順 .....	3-1
3.4 計算結果 .....	3-1
3.5 燃料データ .....	3-2
4. まとめ .....	4-1
5. 参考文献 .....	5-1
 付録 参考資料 .....	付-1
付録A 高浜3、4号に次回定検でMOX燃料装荷 .....	付-2
付録B 153万kW級改良型PWRの特徴 .....	付-3
付録C 地球環境と原子力－高燃焼度燃料の開発 .....	付-7
付録D 高燃焼度対応改良燃料の開発 .....	付-9
付録E 最新の原子力発電所ABW .....	付-13
付録F JEBNDL-3.2に基づくORIGEN2用ライブラリの作成 .....	付-14

## 表リスト

表2.3.1-1 改良型PWRの基本仕様

表2.3.1-2 100%MOX炉心主要パラメータのまとめ (1/2)

表2.3.1-3 100%MOX炉心主要パラメータのまとめ (2/2)

表2.3.2-1 ABWRプラントの基本仕様

表2.3.2-2 ABWR燃料集合体基本仕様例

表2.3.2-3 Pu同位体組成比 (標準組成)

表3.1-1 燃料データ評価項目

表3.2-1 APWR炉心仕様 (評価条件)

表3.2-2 プルトニウム同位体組成比

表3.4-1 燃焼期間による核分裂断面積の変化 (ウラン燃料濃縮度4.6%)

表3.4-2 燃焼期間による中性子捕獲断面積の変化 (ウラン燃料濃縮度4.6%)

表3.4-3 燃焼期間による核分裂断面積の変化 (MOX燃料Pu富化度2.0%)

表3.4-4 燃焼期間による中性子捕獲断面積の変化 (MOX燃料Pu富化度2.0%)

表3.4-5 燃焼期間による核分裂断面積の変化 (MOX燃料Pu富化度5.9%)

表3.4-6 燃焼期間による中性子捕獲断面積の変化 (MOX燃料Pu富化度5.9%)

表3.4-7 3サイクル燃焼末期組成 (モル数) の比較 (ウラン燃料濃縮度1.9%)

表3.4-8 3サイクル燃焼末期組成 (モル数) の比較 (ウラン燃料濃縮度4.6%)

表3.4-9 3サイクル燃焼末期組成 (モル数) の比較 (MOX燃料Pu富化度2.0%)

表3.4-10 3サイクル燃焼末期組成 (モル数) の比較 (MOX燃料Pu富化度5.9%)

表3.5-1 ORIGEN燃焼計算の結果 (1)

表3.5-2 ORIGEN燃焼計算の結果 (2) - 廃止措置時 -

表3.5-3 APWR-MOX炉心燃料データ

表3.5-4 APWRウラン炉心燃料データ

## 図リスト

図2.3.1-1 100%MOX採用による影響

図2.3.1-2 MOX燃料集合体内Pu富化度分布

図2.3.1-3 MOX炉心燃料装荷パターン

図2.3.2-1 ABWRのMOX燃料集合体構造

図2.3.2-2 ABWRのMOX燃料棒概念図

図2.3.2-3 ABWRのMOX燃料棒断面図

図2.3.2-4 ABWR燃料集合体構成

図2.3.2-5 敦賀1号炉MOX燃料集合体の燃料棒配列

図2.3.2-6 ABWRの燃料集合体間ピッチ

図3.3-1 核種生成量評価手法（SWATシステム）

図3.3-2 セル計算体系図

図3.3-3 アクチニド燃焼チェーン

図3.4-1 中性子束エネルギースペクトル（燃焼初期）—ウラン燃料濃縮度1.9%—

図3.4-2 中性子束エネルギースペクトル（燃焼末期）—ウラン燃料濃縮度1.9%—

図3.4-3 中性子束エネルギースペクトル（燃焼初期）—ウラン燃料濃縮度4.6%—

図3.4-4 中性子束エネルギースペクトル（燃焼末期）—ウラン燃料濃縮度4.6%—

図3.4-5 中性子束エネルギースペクトル（燃焼初期）—MOX燃料Pu富化度2.0%—

図3.4-6 中性子束エネルギースペクトル（燃焼末期）—MOX燃料Pu富化度2.0%—

図3.4-7 中性子束エネルギースペクトル（燃焼初期）—MOX燃料Pu富化度5.9%—

図3.4-8 中性子束エネルギースペクトル（燃焼末期）—MOX燃料Pu富化度5.9%—

## 1. 概要

原子力長期計画の改訂を前に、核燃料サイクル開発機構（以下サイクル機構）としてF B R導入戦略の検討を行うに当たって、軽水炉プルサーマルの最近の動向を的確に把握し、評価に適切に反映してゆく必要がある。本研究では、安全審査段階に入り本格導入目前となっているプルサーマルの今後のMOX燃料装荷計画や最新のプルサーマル炉心に関する情報を調査した。特に、MOX燃料部分装荷計画については、高浜3，4号におけるプルサーマル計画に関する安全審査関連の情報<sup>#1</sup>を基に現状を整理した。

ALWRにおけるMOX燃料全炉心装荷計画については、APWR、ABWRに関する関連委員会<sup>#2</sup>等での情報を基に整理した。これらの調査結果を基に、原電敦賀3，4号で計画しているAPWR及びAPWRプルサーマルに関してSRACコード<sup>#3</sup>,ORIGENコード<sup>#4</sup>等の公開コードを用いて炉心特性データを評価した。これら、調査検討結果は炉型シナリオ評価に反映される計画である。

## 2. MOX燃料の利用計画調査

### 2.1 軽水炉でのプルトニウム利用

軽水炉でのプルトニウム利用に関しては大きく分けて次の2つの方向がある<sup>#5</sup>。第1は、ウラン資源の効率的な利用を推進する立場から、出来るだけ転換比の高い炉心を目指すもので、それには水対燃料体積比 ( $V_m/V_f$ ) を小さくした稠密炉心(低減速炉)とするものである<sup>#6</sup>。第2はPu消滅炉としての観点から出来るだけPu利用効率(消滅効率)を高くするもので、水対燃料体積比 ( $V_m/V_f$ ) を大きくする高減速炉心である。LMFBR導入が先延ばしになってきている状況を受け、余剰Puの削減を意図したプルサーマル計画が進められようとしている。そこでは、既存の軽水炉プラントの構造概念を大きく変えることなく、ウラン燃料炉心にMOX燃料を装荷することを想定している。この為、MOX燃料の現行利用計画はPu利用効率の観点からは基本的には高減速炉心を指向したものであるが、最適減速状態に対してはまだ少し低減速状態にあるといえる。

主要なプルトニウム同位体とウラン同位体の核特性の差は以下の通りである。

- a. プルトニウムの熱中性子吸收断面積がウランより大。(これにより、中性子スペクトルが硬化し熱中性子束が小さくなる。)
- b. 核分裂性プルトニウムの熱中性子核分裂断面積が $^{235}\text{U}$ より大。
- c. 共鳴エネルギー領域での中性子吸收がウランより大。
- d. プルトニウムの遅発中性子割合がウランより小。 $(^{239}\text{Pu} \text{は約} 0.2\%, ^{241}\text{Pu} \text{は約} 0.5\%, ^{235}\text{U} \text{は約} 0.7\%)$

この核特性の差によりMOX燃料装荷炉心に次のような特徴が表れる。

- ・ a、bにより制御棒の反応度価値が低下する。
- ・ a、bによりウラン燃料と隣接した領域に出力ピーキングが生じやすい。
- ・ a、b、cによりボイド係数及び減速材温度係数がより負となる。
- ・ a、b、cによりドップラー係数がより負となる。
- ・ a、bにより遅発中性子寿命が短くなる。
- ・ dにより反応度投入時の出力上昇が速く、かつ、大きくなる。
- ・ a、cにより転換率が高くなり、燃焼の進展による反応度低下の割合が小さくなる。

## 2.2 既設LWRプラントでのMOX燃料部分装荷計画

### (1) 照射実績

国外ではフランスを中心にヨーロッパ各国で1985年以来、既設LWRプラントへのMOX燃料部分装荷が行われてきており、これまで1000体を超える照射実績があるが、ウラン燃料と比べて格別な不具合は報告されていない。国内では、1986年～1991年に原電敦賀1号（BWR）並びに関電美浜1号（PWR）で、それぞれ2体、4体の試験照射が行われた。照射後試験の結果では良好な燃料挙動であった。また、LWRとは異なる炉型であるが新型転換炉（ATR）「ふげん」では既に400体を超えるMOX燃料の良好な使用実績が示されている。

### (2) 既設LWRプラントでのMOX燃料部分装荷計画

1994年6月の原子力長期計画では、余剰プルトニウムを持たないとの基本方針を基に、FBR本格導入までのPu需給バランスを考慮して、既設LWRプラントでのMOX燃料部分装荷が計画されている。PWRではMOX燃料の1/3～1/4炉心装荷が既設プラント（高浜3/4号機）を中心に計画されている。高浜3，4号機ではMOX燃料利用計画に対して1998年12月16日に原子炉設置変更申請の許可（本格的なプルサーマル計画では最初の認可）が得られている。（付録A原産新聞）定期検査期間を利用して8体ずつMOX燃料の装荷を開始し、最終的には40体（1/4）まで装荷する。

## 2.3 MOX燃料全炉心装荷計画

### 2.3.1 改良型PWR (APWR)

#### (1) 現況

改良型PWR (APWR) は、日本原子力発電（株）の敦賀3、4号機として建設計画中である。APWRは最新の技術を導入した高性能・最新鋭のプラントである。電気出力153万kWは現在建設中のプラントとしては世界最大級であり、大容量化によるスケールメリットが期待されている。炉心は、257体の改良型17×17燃料集合体の大容量炉心であり、MOX燃料全炉心装荷や高燃焼度化のような運転多様化ニーズに対してフレキシビリティーの高い設計となっている。現状は、基本仕様が確定し、許認可審査に備えている状況である<sup>#7</sup>。（付録B参照）

#### (2) APWRの基本仕様

基本仕様を既存の最新4ループプラントと比較して表2.3.1-1に示す。特に炉心性能に関する特徴を以下に列挙する<sup>#5</sup>。

- ・炉心出口温度を従来の325°Cに保ったまま、炉心の大型化、炉心冷却材流量の増加により電気出力120万kWから150万kWへの大出力化を達成する。
- ・炉心周辺部に金属製ブロックの中性子反射体を設置し、炉心からの漏洩中性子を低減すると共に、燃料集合体のグリッドをジルカロイ合金製にすることにより中性子吸收率を低下させ既設プラント比で8%ウラン資源の節約を果たしている。
- ・15ヶ月以上の運転にも対応でき、将来的には24ヶ月運転も目標としている。

#### (3) APWR全MOX炉心

全MOX炉心採用による影響とその対応策を図2.3.1-1に示す。このうち、炉心関係のものを下記に列挙する。

##### ○集合体形状

既存プラントの経験を生かすことから、APWRの炉心は燃料棒外径、ペレット外径、集合体断面形状、集合体当たりの燃料棒本数、配列を変更せず、集合体体数の増加によって炉心出力増加に対応してきている。これは、ウラン燃料炉心の場合も、MOX燃料炉心の場合にも変更がなく、従って燃料棒外径は9.5mm φ、ペレット外径8.2mm φ 集合体中のピン配列は17×17である。

##### ○集合体内富化度分布

部分MOXではウラン燃料と接する部分の出力ミスマッチを避けるため、MOX集合体内に図2.2.1-2に示すように3種類のPu富化度領域が設けられている。これが、全炉心MOXではウラン燃料との出力ミスマッチがないため富化度を集合体内で領域毎に調整する必要がなくなり集合体内は富化度一定となっている。

### ○可燃性毒物（BP）

MOX部分装荷炉心では出力分布平坦化調整のためBPを使用しているが、全MOX炉心ではその必要がないためBPの装荷を予定していない。

### ○高燃焼度化

全MOX炉心では燃料棒／集合体燃焼度比が約8%低減できるため、部分MOX炉心と比べて高燃焼度化が容易である。部分MOXの48GWD/tと全MOXの55GWD/tとがプレナム内圧が同一となる。但し、MOX燃料の採用によってペレットからのFPガスの放出率はウラン燃料よりも大きくなるので、ガスピレンナム長を130mm程度増加している。<sup>#8,#9</sup>（付録C,D）

### ○全MOX炉心の主要パラメータ

全MOX炉心の初装荷炉心から平衡炉心に至る期間では、3種類のPu富化度を持った燃料集合体を用いた移行炉心が計画されている。移行炉心での燃料装荷計画並びに炉心特性を表2.3.1-2～表2.3.1-3及び図2.3.1-3に示す。

表2.3.1-1 改良型PWRの基本仕様

項目	最新 4 ループ <sup>°</sup>	改良型 PWR
電気出力	118.0 万 kW	約 153 万 kW
炉心熱出力	341.1 万 kW	445.1 万 kW
燃料集合体	17×17 193 体	改良型 17×17 257 体
平均線出力密度	17.9 kW/m	17.6 kW/m
熱設計流量	20 100 (m <sup>3</sup> /h) / ループ	25 800 (m <sup>3</sup> /h) / ループ
原子炉容器出口温度	325°C	325°C
制御棒体数	53 体	69~85 体
蒸気発生器 (伝熱面積)	52 F 型 (4 870 m <sup>2</sup> )	70 F-1 型 (6 500 m <sup>2</sup> )
一次冷却材ポンプ	93 A-1 型 (6 000 HP)	100 A 型 (8 000 HP)
タービン	TC 6 F 44	TC 6 F 54
計測制御設計	アナログ/デジタル 改良型制御盤	総合デジタル /CRT オペレーション

表2.3.1-2 100%MOX炉心主要パラメータのまとめ (1/2)

設計条件 及び評価パラメータ	100%MOX炉心				
	Cycle-1	Cycle-2	Cycle-3	Cycle-4	Cycle-5
サイクル長さ (EFPM)	16.5	13.5	13.5	13.5	13.5
バーナブル・アブソーバー	不要	不要	不要	不要	不要
Pu富化度(wt%)/体数					
第1領域	2.0/89	2.0/ 1			
第2領域	4.9/84	4.9/84			
第3領域	5.9/84	5.9/84	5.9/81		
第4領域		5.9/88	5.9/88	5.9/81	
第5領域			5.9/88	5.9/88	5.9/81
第6領域				5.9/88	5.9/88
第7領域					5.9/88

表2.3.1-3 100%MOX炉心主要パラメータのまとめ (2/2)

設計条件 及び評価パラメータ	100%MOX炉心		制限値
	Cycle-1	Cycle-5	
燃焼度特性			
最大集合体燃焼度 (MWd/t)	21300	47100	48000
FΔH	1.39	1.4	1.51
FQ	2.13	1.93	2.5
Axial offset (%)	-11.4/-6.1	-6.2/-7.0	
炉心主要パラメータ			
減速材温度係数			
BOC, HZP, ARO, NO-XE (pcm/°C)	-6.1	-17.2	0
EOC, HFP, RIL, EQ-XE (pcm/°C)	-75.6	-76.5	-94
反応度停止余裕 (% Δ ρ)	3.23	2.71	2.5
制御棒飛び出し事故			
飛出制御棒価値 (% Δ ρ)			
BOC, HZP	0.21	0.18	0.44
EOC, HZP	0.29	0.19	0.52
飛び出し時 FQ			
BOC, HZP	6.3	4.9	11
EOC, HZP	10.1	7.6	18

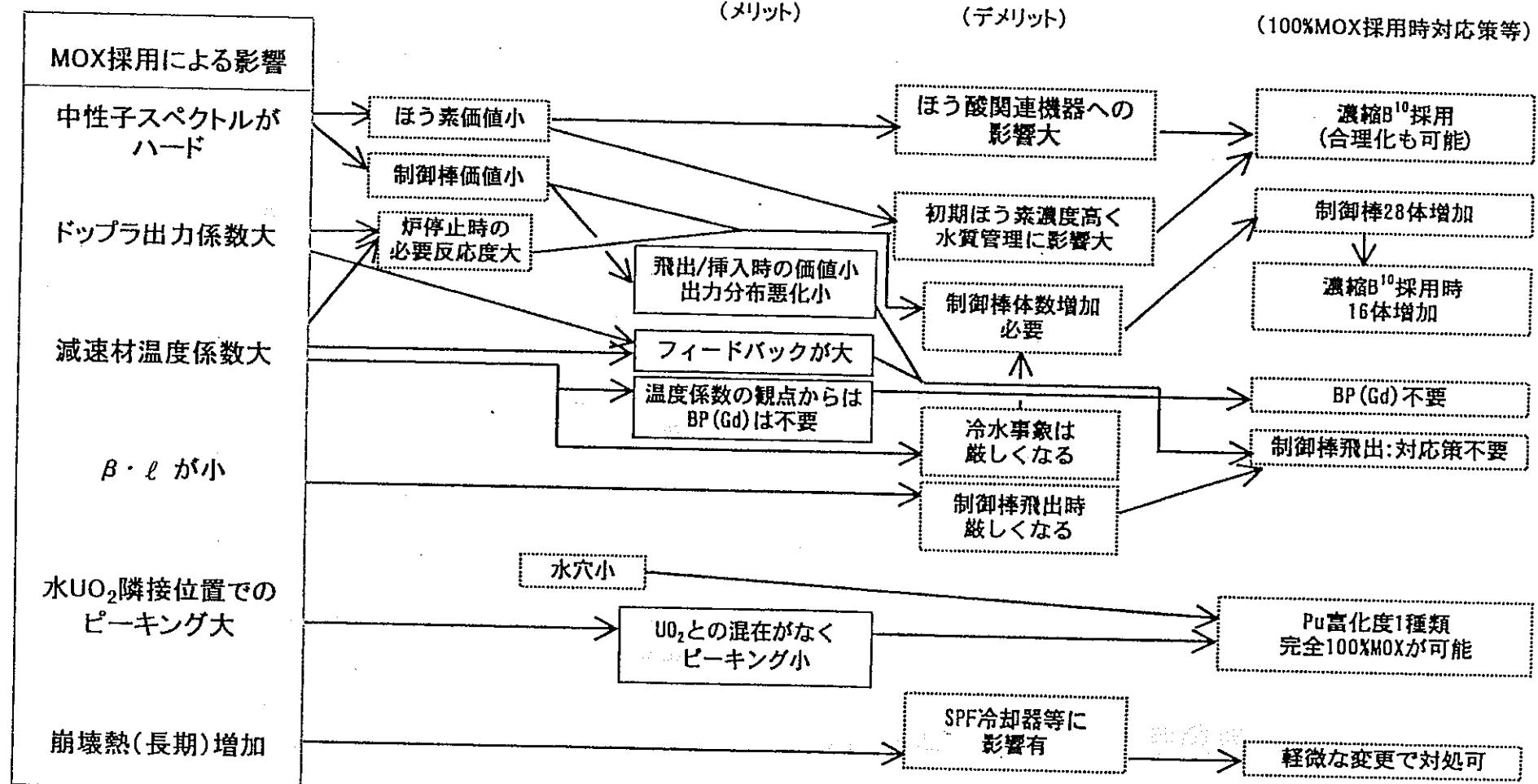
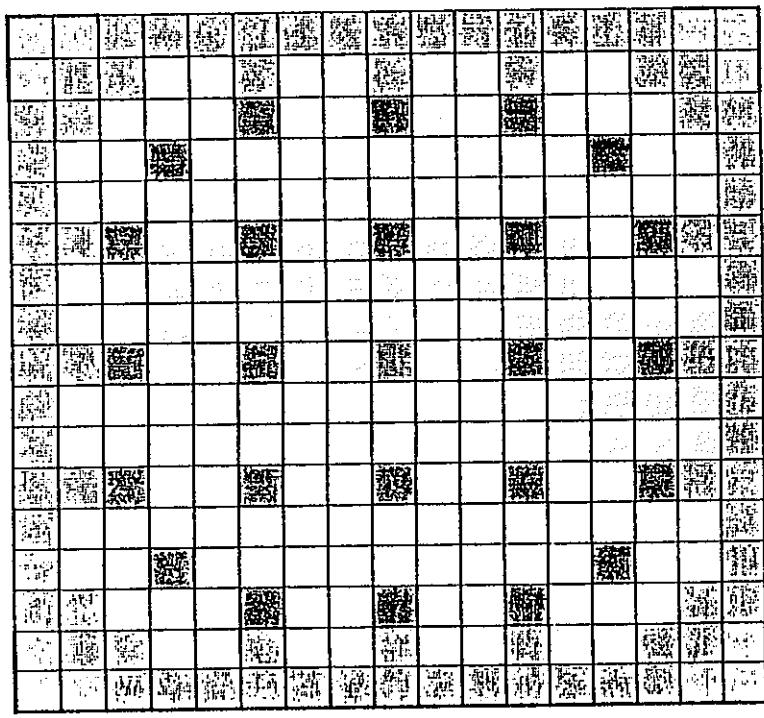


図2.3.1-1 100%MOX採用による影響

## MOX燃料集合体

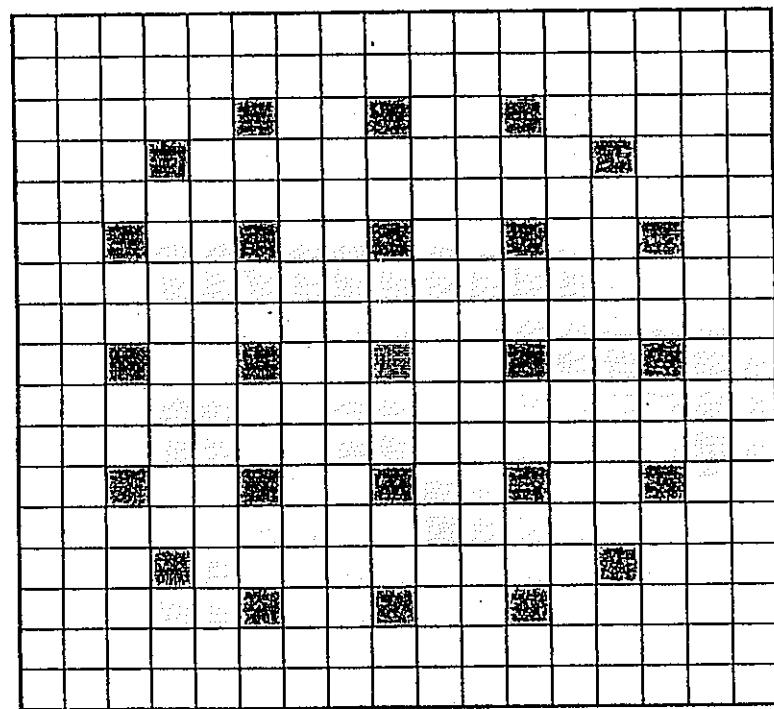


■ 炉内核計装案内シングル(1本)

## MOX燃料棒

- 高富化度.....176本
- 中富化度.....76本
- 低富化度.....12本

(a) 部分MOX炉心用



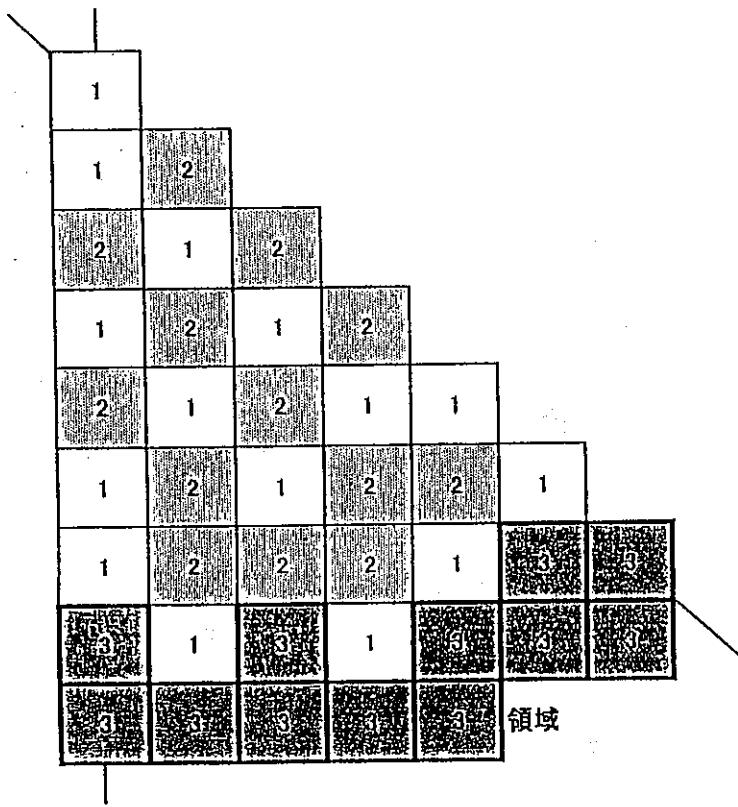
■ 制御棒案内シングル(24本)

- MOX燃料棒.....264本(富化度一定)

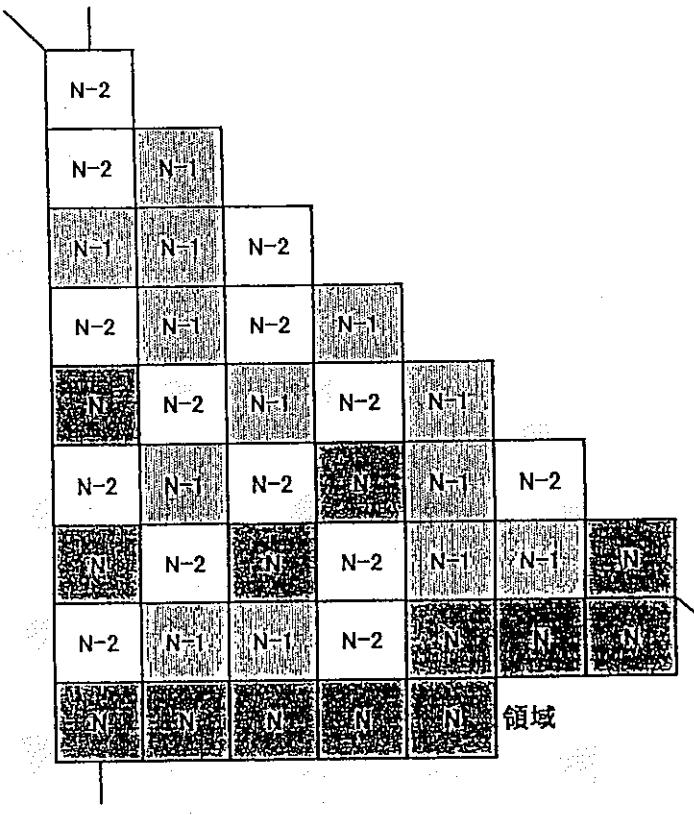
(b) 100%MOX炉心用

図2.3.1-2 MOX燃料集合体内Pu富化度分布

### 燃料装荷パターン



(a)初装荷炉心



(b)平衡サイクル炉心

図2.3.1-3 MOX炉心燃料装荷パターン

## 2.3.2 改良型BWR (ABWR)

### (1) 現況

改良型BWR (ABWR) は、東京電力 (株) の柏崎刈羽 6、7号機として1996年、1997年から運転中である。ABWRの特徴は、BWRで原子炉圧力容器の外部に設置されていた再循環ポンプを圧力容器内に設置して簡素化を図ったこと、制御棒駆動機構の通常時の駆動を水圧駆動から電動に変え駆動源の多様化を図ったこと、ならびに鋼製格納容器を鉄筋コンクリート製にして経済性を高めたことである<sup>#10</sup>。(付録E)

これまで、軽水炉の取替燃料の一部としてMOX燃料を1/3程度まで装荷することを検討範囲とした安全審査の指標が平成7年5月に原子炉安全専門部会から報告されている。平成7年8月25日の原子力委員会の決定によりATR実証炉の代替として、全炉心混合酸化物燃料装荷を目指す改良型沸騰水型原子炉 (ABWR全MOX炉心) の建設計画が進められており、その許認可審査の準備として原子力委員会原子炉安全専門部会でABWRフルMOX検討小委員会が設置され検討が行われている<sup>#2</sup>。以下は、検討委員会などで得られた情報を整理したものである。

### (2) ABWRの基本仕様

ABWRプラントの基本仕様を表2.3.2-1に示す。燃料集合体の仕様を表2.3.2-2に示す。

### (3) 集合体形状

MOX燃料集合体の形状は図2.3.2-1～図2.3.2-4に示すように既存のABWRの炉心 (柏崎刈羽 6、7号機) の高燃焼度8×8燃料集合体と燃料棒外径、ペレット外径、集合体断面形状、集合体当たりの燃料棒本数、配列は同一である。MOX燃料炉心の場合、中心の2×2チャネルに相当する場所に1本分の太径水ロッドが設けられている。燃料棒外径は12.3mm φ、ペレット外径10.4mm φ 集合体中のピン配列は8×8である。

### (4) MOX燃料集合体の設計例

ABWRのMOX燃料集合体は、MOX燃料棒とガドリニア入りウラン燃料棒で構成され、約80%がMOX燃料棒である。MOX燃料棒のペレットは劣化ウランを母材として、4種類の核分裂性プルトニウム富化度を用いている。図2.3.2-5に集合体内の配置を示す。MOX燃料集合体の最高燃焼度はこれまでの照射実績から40GWd/tとしている。プルトニウムの同位体組成は表2.3.2-3に示す標準組成比を用いている。MOX燃料はウラン燃料と比べて一般に中性子スペクトルが硬くなる傾向がある。そのため、取り出し燃焼度が同等である新型8×8ジルコニウムライナ燃料 (ウラン燃料集合体) よりも水対燃料体積比を大きくして中性子スペクトルが硬くなることを抑えている。更に、図2.3.2-6に示すように燃料集

合体間のギャップを広げて中性子スペクトル硬化の緩和を行っている。

表2.3.2-1 ABWRプラントの基本仕様

項目	基本仕様
型式	軽水減速、軽水冷却、沸騰水型 (改良型沸騰水型原子炉)
熱出力(定格)	3,926MW
炉心入口流量(定格)	約 $52.2 \times 10^3$ t/h
原子炉圧力	約7.17M[Pa(abs)](73.1kg/cm <sup>2</sup> a)
燃料集合体数	872体
制御棒本数	205本
原子炉圧力容器	内径:約7.1m、高さ:約21m
冷却材再循環系	インターナルポンプ方式(ポンプ台数:10台)
制御棒駆動系	出力制御:電動駆動 スクラム:水圧駆動
非常用炉心冷却系	低圧注水系(3系統) 高压炉心注水系(2系統) 原子炉隔離時冷却系 自動減圧系
残留熱除去系	3系統
原子炉格納容器	圧力抑制形 (鋼製ライナ内張り鉄筋コンクリート製)
蒸気タービン形式	くし形6流排気再熱再生復水式

表2.3.2-2 ABWR燃料集合体基本仕様例

項目	基 本 仕 様 (代表例)		
	MOX燃料集合体	ウラン燃料集合体 (高燃焼度8×8燃料)	ウラン燃料集合体 (9×9燃料) *3
配列	8行×8列	同左	9行×9列
ウラン濃縮度 *1 (wt%)	約1.2	約3.5	約3.7
核分裂性プルトニウム富化度 *1 (wt%)	約2.9	—	—
最高燃焼度 (MWd/t)	40,000	50,000	55,000
全長[つかみ部を含む](m)	約4.47	同左	同左
燃料棒本数(本)	60	同左	A型:74 B型:72
ペレット直径 (mm)	約10.4	同左	A型:約9.6 B型:約9.4
ペレット材	$\text{UO}_2\text{-PuO}_2$ (MOX燃料棒) $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ (ウラン燃料棒)	$\text{UO}_2$ $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$	同左
被覆管外径 (mm)	約12.3	同左	A型:約11.2 B型:約11.0
被覆管厚さ *2 (mm)	約0.86	同左	A型:約0.71 B型:約0.70
被覆管材料	ジルカロイ-2(Zr内管)	同左	同左
ペレット-被覆管間隙(mm)	約0.20	同左	同左
ウォータロッド本数(本)	1	同左	A型:2 B型:1
ウォータロッド外径 (mm)	約34.0(太径部)	同左	A型:約24.9(太径部) B型:約38.5(角管部)
ウォータロッド材料	ジルカロイ-2	同左	A型:ジルカロイ-2 B型:ジルカロイ-4
スペーサ形式	丸セル型	同左	同左

\*1 取替燃料集合体平均

ウラン濃縮度 =  $\frac{\text{重水}}{\text{水}} / \text{燃料集合体ウラン重量}$

核分裂性プルトニウム富化度 = 核分裂性プルトニウム重量 / (プルトニウム重量 - ウラン重量)

\*2 ジルカロイ-2内壁に約0.1mmを含む

\*3 「沸騰水型原子炉に用いられる9行9列型の燃料集合体について(平成6年3月3日、原子力安全委員会)」

表2.3.2-3 Pu同位体組成比（標準組成）  
(A BWRの設計例)

	項目	単位	標準組成
再処理燃料仕様	初期濃縮度	wt%	3.0
	取出燃焼度	GWD/t	28
	冷却期間	年	5
	再処理後期間	年	2
Pu組成	Pu239	%	59
	Pu240	%	27
	Pu241	%	8
	Pu238; 242	%	5
	Am241	%	1
	Puf割合	%	67
燃料集合体仕様	形状	一 本	高燃焼度8×8
	ウラン燃料棒本数	一本	12
	MOX燃料棒本数	一本	48
	U235濃縮度	wt%	約1.2
炉心構成	ウラン燃料集合体割合	%	0
	MOX燃料集合体割合	%	100
	MOX燃料棒重量割合	%	約80

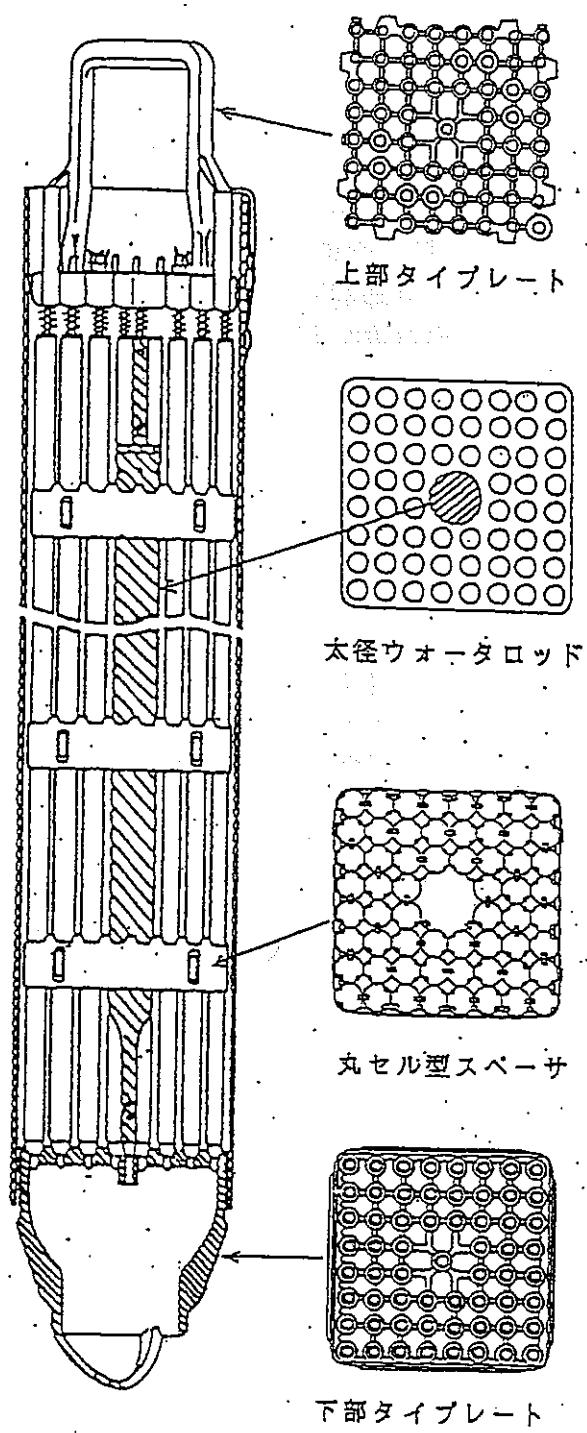
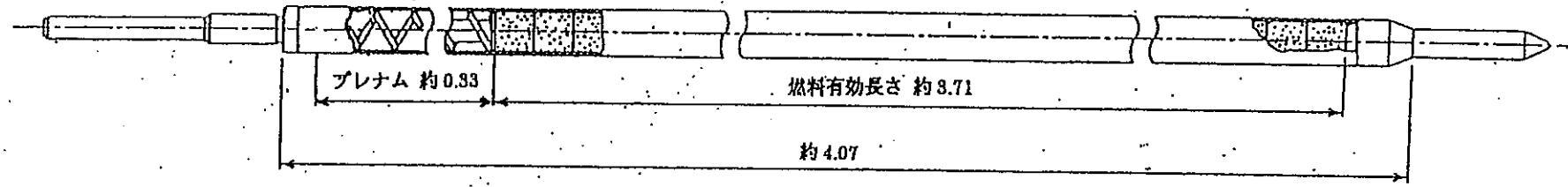
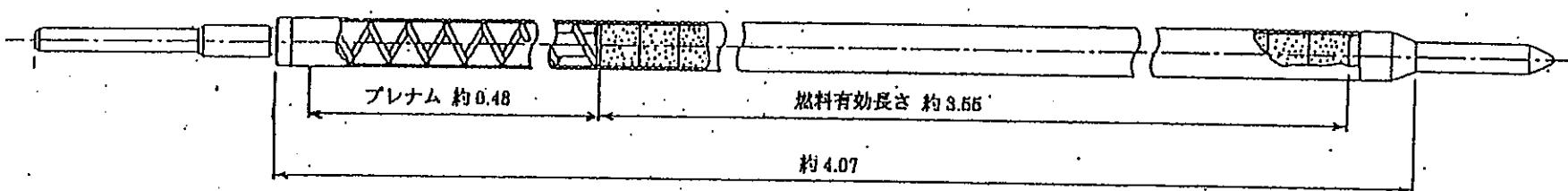


図2.3.2-1 ABWRのMOX燃料集合体構造



ウラン燃料棒



MOX燃料棒

(単位 : m)

図2.3.2-2 ABWRのMOX燃料棒概念図

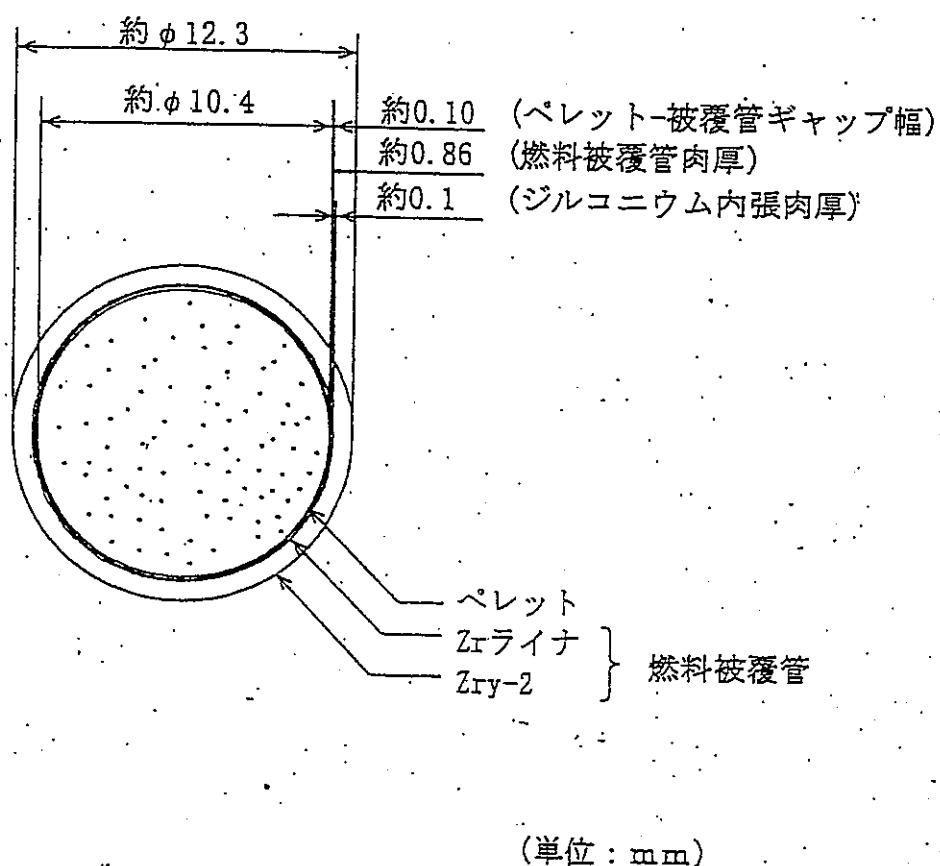
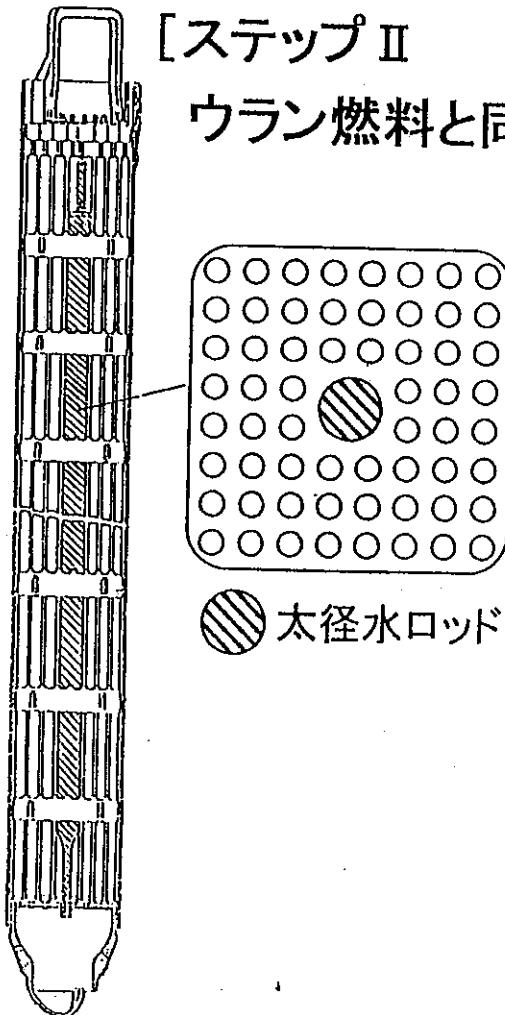


図2.3.2-3 ABWRのMOX燃料棒断面図

# 燃料集合体構成

## MOX燃料体

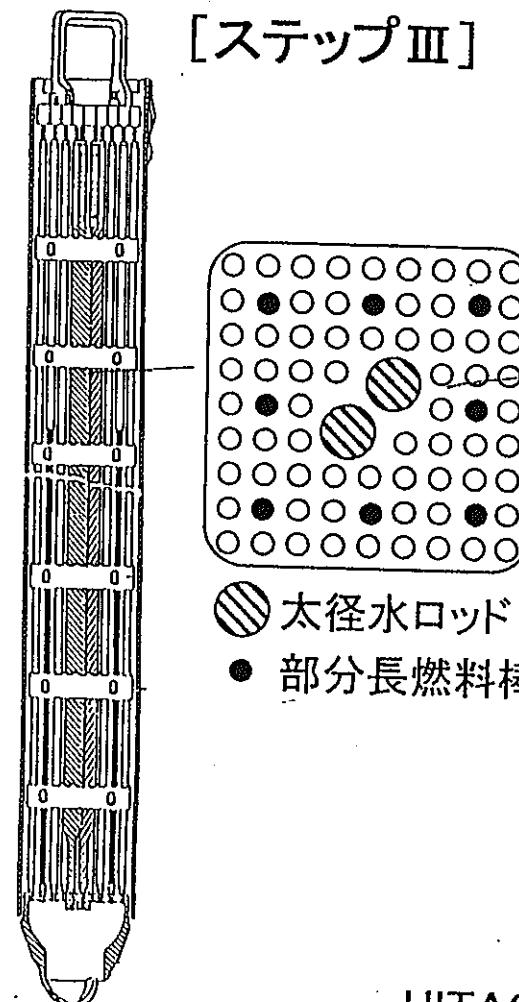
[ステップⅡ  
ウラン燃料と同じ]



太径水ロッド

## ウラン燃料体

[ステップⅢ]



太径水ロッド  
● 部分長燃料棒

4	3	2	2	2	2	2	3
3	1	1	P3	P3	1	1	2
2	1	P2	P2	P2	P2	1	1
2	P3	P2	P2	W	P2	P2	1
2	P3	P2	W	P2	P1	P2	1
2	1	P2	P2	P1	P1	P2	1
2	1	1	P2	P2	P2	1	1
3	2	1	1	1	1	1	2

W : ウォータロッド

■ 内MOX燃料棒

MOX燃料棒 (P1, P2, P3の順でPu富化度が小さくなる) 24本

MOX燃料棒平均Pu富化度 約3.2w/o

ウラン燃料棒 (1, 2, 3, 4の順でU-235濃縮度が小さくなる) 38本

ウラン燃料棒平均U-235濃縮度 約2.4w/o

集合体あたりU+Pu重量 約163kg

集合体あたりPu重量 約2kg

図2.3.2-5 敦賀1号炉MOX燃料集合体の燃料棒配列

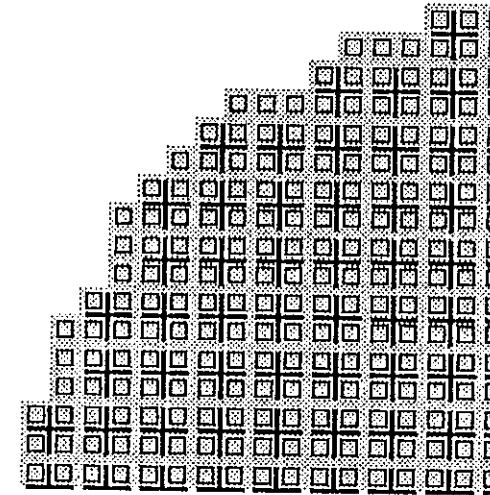
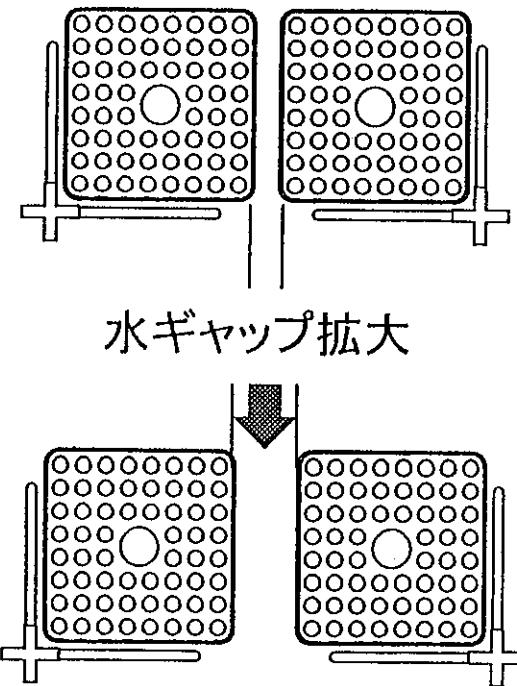
# MOX燃料装荷に対するABWR炉心の特長

① 燃料体間の水領域拡大

② 制御棒密度が高い

▼  
熱中性子の割合増大

▼  
炉停止能力が大



+ 制御棒  
■ 燃料集合体

HITACHI

図2.3.2-6 ABWRの燃料集合体間ピッチ

### 3. 炉心特性データの評価

#### 3.1 概要

APWRウラン燃料炉心並びにAPWR全MOX燃料炉心の両者について、表3.1-1に示す内容を含む炉心特性データを評価した。

#### 3.2 評価条件

第2章に記載する調査結果を基にAPWRウラン燃料炉心並びにAPWR全MOX燃料炉心に関する燃料仕様、プラント条件を整理して表3.2-1に示す。プルトニウム同位体組成比を表3.2-2に示す。

#### 3.3 評価手順

衝突確立法によるピンセル計算を行い、組成体系依存のORIGEN-2計算用1群実効断面積を作成して、これを用いてORIGEN-2コードによる燃焼計算により炉心特性データ（燃焼後の燃料組成）を算出する。この計算手順は、図3.3-1に示す核種生成量評価手法（SWATシステム）<sup>#1</sup>に準じたものである。衝突確立法によるピンセル計算は汎用核計算コードシステム（SRAC）の衝突確立法格子計算（ $P_{ij}$ ）部を用いる。

計算体系 図3.3-2に示す。

燃焼チェーン 図3.3-3に示す。

#### 3.4 計算結果

SRACコード（格子、燃焼計算）並びにORIGEN-2コード（燃焼計算）を実施した。SRACコードで求めた中性子エネルギースペクトルを図3.4-1～図3.4-8に示す。このエネルギースペクトルを用いて1群化した縮約定数を表3.4-1～表3.4-6に示す。燃焼後の組成データについて、SRACコードのスペクトルによる修正1群断面積を用いたORIGEN-2コードの計算結果とオリジナルORIGEN-2用ライブラリーを用いた結果を比較して表3.4-7～表3.4-10に示す。

##### （結果の考察）

###### （1） 中性子エネルギースペクトル

ウラン燃料炉心並びにMOX燃料炉心の両者共に0.1eV（熱群）と1MeV（核分裂スペクトル）の近傍に2つのピークが観測されている。（図3.4-1～図3.4-8）ウランの濃縮度やプルトニウム富化度が大きい方が熱群のピークが下る傾向にある。ウラン燃料の場合には燃焼末期に1eV近傍にプルトニウム蓄積の影響がみられているがMOX燃料の場合には変化が小さい。いずれの場合も、燃焼によるスペクトルの変化は初期組成の違いによるものと比べると小さい。

###### （2） 1群断面積

SRACコードで求めたエネルギースペクトルにより1群化した断面積は、燃焼

によるエネルギースペクトルの変化と燃焼に伴う組成変化による実効断面積の変化によって燃焼の初期と末期で変化がみられる。（表3.4-1～表3.4-6）ウラン炉心（濃縮度4.6%）の<sup>240</sup>Puの中性子捕獲反応断面積で20数%の変化がみられるが大体の反応については数%以内である。

### （3）燃焼後の組成データの比較

SRACコードとオリジナルライブラリーを用いたORIGENコードの燃焼後の組成は14.6%濃縮度の場合には一部の核種（<sup>243</sup>Cm, <sup>245</sup>Cm）を除いて10%以内での一致がみられている。（表3.4-8）一方、プルトニウム燃料（MOX）の場合にはMOX用オリジナルライブラリー用いたORIGENコードの燃焼後の組成はPu富化度5.9%の場合<sup>239</sup>Puで35%の相違が見られていたがSRACコードのスペクトルを用いた修正ライブラリーでは2%の相違となり改善が図られている。（表3.9-10）Pu富化度2.0%の場合にも主要な核種について修正ライブラリーの改善がみられている。但し、<sup>238</sup>Pu, <sup>242</sup>Cmに関しては修正ライブラリーの方がSRACコードとの違いが大きくなるという不具合もみられている。（表3.4-9）

## 3.5 燃料データ

### （1）初期取出燃料データ

ウラン燃料に関してはオリジナルラーブラリーを、そしてMOX燃料に関しては修正ラーブラリーを用いたORIGENコードによる燃焼後の組成を表3.5-1、表3.5-2に示す。APWRの初期炉心はウラン炉心に関してはウラン濃縮度1.9%、3.2%、4.6%の3種類の燃料が用いられ、プルトニウム炉心に関してはPu富化度2.0%、4.9%、5.9%の3種類の燃料が用いられる計画である。最初の3サイクル分を初期取り出し燃料とし、3種類の燃料の平均値を初期取り出し燃料組成とした。具体的には表3.5-1に示すように1.9%濃縮度の燃料1サイクル燃焼後の組成データと4.6%濃縮度の燃料3サイクル燃焼後の組成データの算術平均値を初期取り出し燃料データとした。

### （2）平衡取出燃料データ

APWRの平衡炉心はウラン炉心に関してはウラン濃縮度4.6%の燃料が用いられ、プルトニウム炉心に関してはPu富化度5.9%の燃料が用いられる計画である。平衡取出燃料データは3サイクル燃焼後の組成データから求めた。

### （3）廃止措置時取出燃料データ

廃止措置時には1サイクル燃焼したもの、2サイクル燃焼したもの、並びに3サイクル燃焼したもの、の3種類の燃焼履歴の燃料が存在している。表3.5-2にウラン燃料（濃縮度4.6%）、MOX燃料（Pu富化度5.9%）の各燃焼サイクル後の組成データを示す。廃止措置時の取出燃料は表3.5-2に示すように各サイクル燃焼後のデータの算術平均値を代表組成とした。

### （4）各炉心の燃料データ

表3.5-3～表3.5-4にAPWRMOX炉心とA`PWRウラン炉心の燃料データを示す。

表3.1-1 炉心データの評価項目

項目	単位	備考
原子炉		
電気出力	MWe	
熱効率	%	
比出力	MWth/t	
燃焼度（取出平均）	MWd/t	
燃料炉内滞在期間	年	
運転／定検期間	月／月	1サイクルの期間
バッチ数		
稼働率	%	
燃料収支		
・初装荷燃料	重金属	トン
・平衡装荷燃料／サイクル*	ウラン	トン
・初期取出燃料／サイクル*	全Pu	トン
・平衡取出燃料／サイクル*	fissile-Pu	トン
・廃炉取出燃料*	ウラン濃縮度	%

\*Pu、MA量とその同位体組成も算出

プルサーマルは燃料タイプ別

表3.2-1 APWR評価条件

項目	単位	数値
熱出力	MW	4451
電気出力	MW	1530
燃料装荷量	t	
集合体種類		17*17
集合体装荷体数	体	257
平均線出力密度	W/cm	176
燃焼度（集合体最大）	MWd/t	55
サイクル期間	月	
第1サイクル		16.5
第2サイクル以降		13.5
バッチ数		3
冷却材温度（出口）	°C	325
ウラン濃縮度	%	1.9/3.2/4.6
Pu富化度	%	2.0/4.9/5.9
燃料被覆管外径	mm	9.5
燃料ペレット外径	mm	8.2
ピンピッチ	mm	
集合体内		1.26
集合体間		1.34

表3.2-2 プルトニウム同位体組成比

単位 : wt%

同位体	重量割合*
$^{238}\text{Pu}$	1.7
$^{239}\text{Pu}$	56.4
$^{240}\text{Pu}$	23.1
$^{241}\text{Pu}$	11.2
$^{242}\text{Pu}$	5.9
$^{241}\text{Am}$	1.7

\*集合体最大燃焼度48GWd/tのUO<sub>2</sub>燃料の再処理後の  
組成（再処理までの冷却期間は3年間、再処理後3年経過）

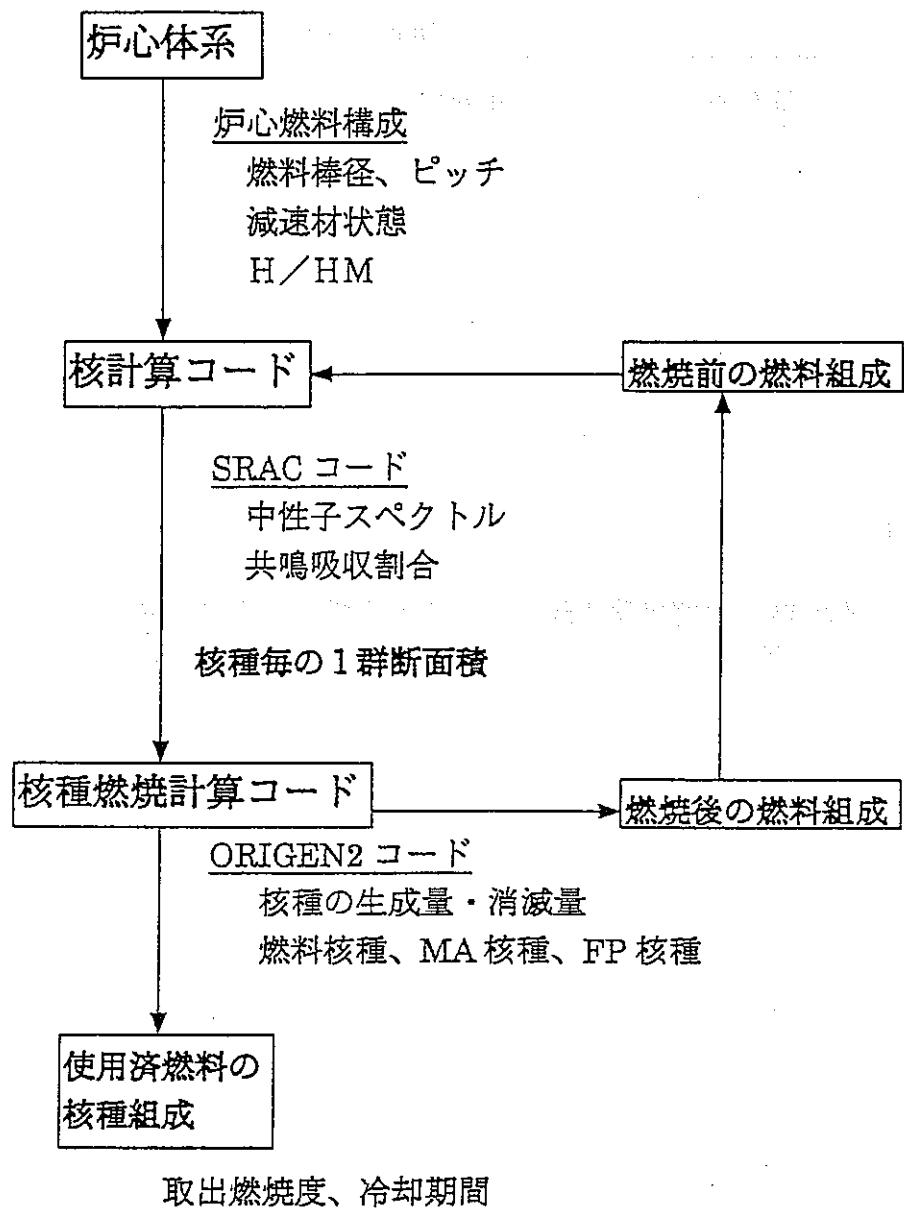
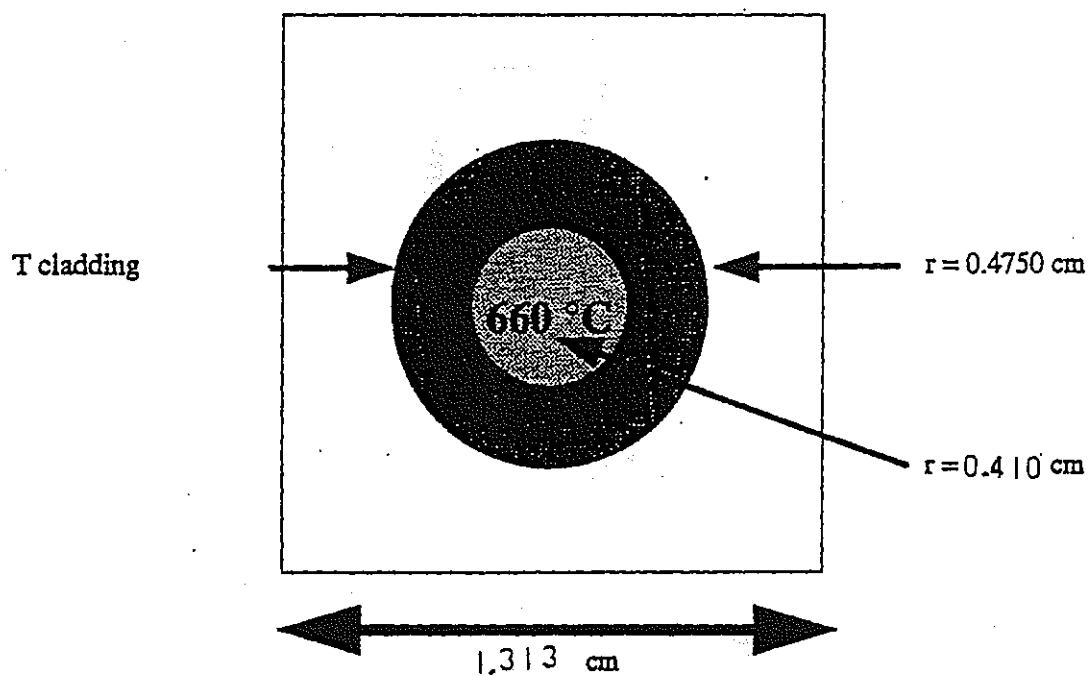


図3.3-1 核種生成量評価手法（SWATシステム）



- Moderator
- Cladding
- Fuel

図3.3-2 セル計算体系図

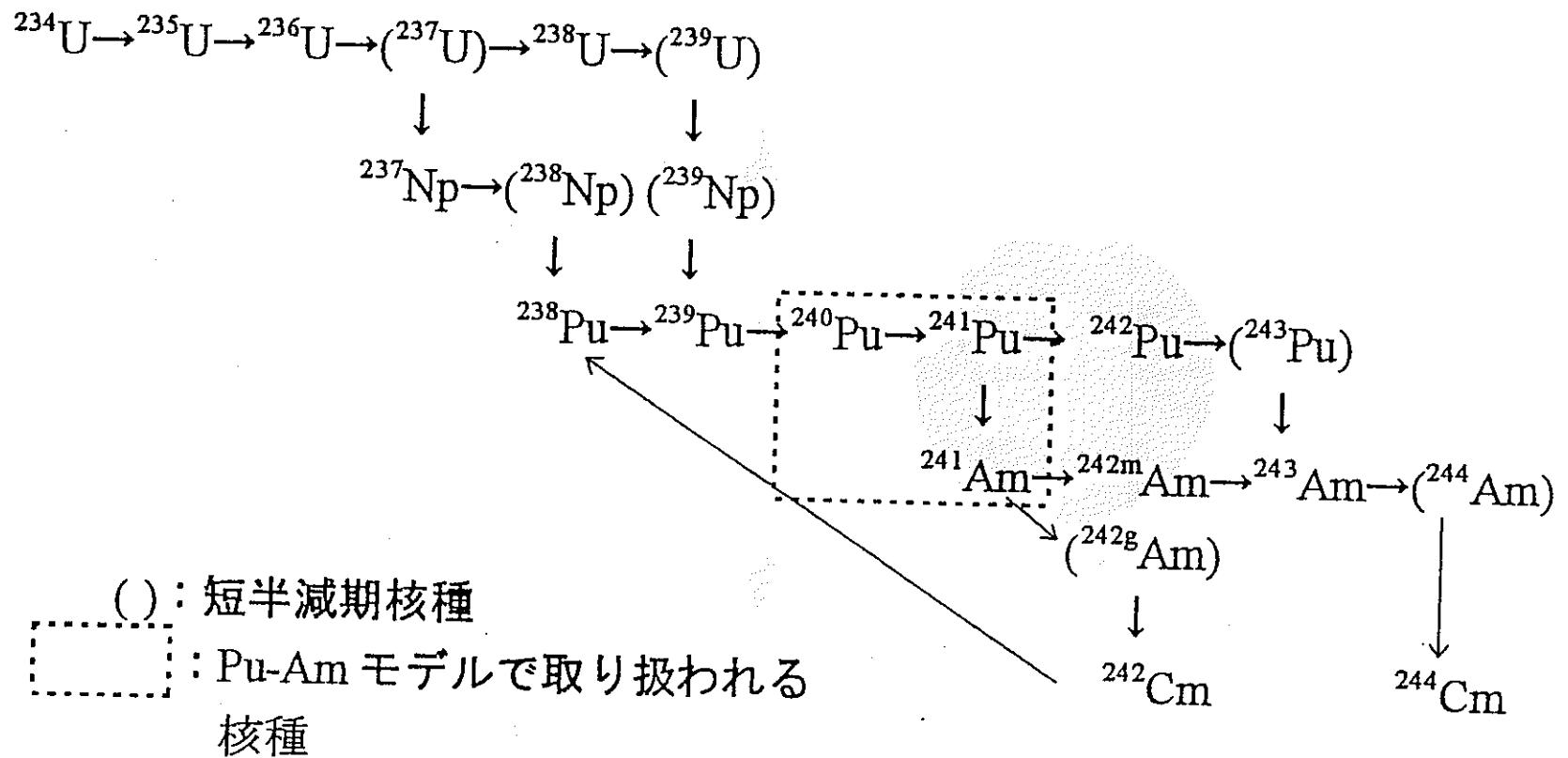


図3.3-3 アクチニド燃焼チェーン

表3.4-1 燃焼期間による核分裂断面積の変化（ウラン燃料濃縮度4.6%）

	燃焼初期	燃焼末期	平均
AM241	1.080E+00	1.030E+00	1.055E+00
AM243	4.591E-01	4.555E-01	4.573E-01
CM242	1.373E+00	1.374E+00	1.374E+00
CM243	7.440E+01	7.332E+01	7.386E+01
CM244	8.339E-01	8.350E-01	8.345E-01
CM245	9.705E+01	9.802E+01	9.754E+01
NP237	5.543E-01	5.530E-01	5.536E-01
PU238	2.326E+00	2.353E+00	2.340E+00
PU239	9.468E+01	8.781E+01	9.124E+01
PU240	5.954E-01	5.888E-01	5.921E-01
PU241	9.579E+01	9.228E+01	9.404E+01
PU242	4.375E-01	4.431E-01	4.403E-01
U235	3.654E+01	3.643E+01	3.648E+01
U238	1.036E-01	1.057E-01	1.047E-01

(UO<sub>2</sub>燃料 濃縮度 4.6%)

表3.4-2 燃焼期間による中性子捕獲断面積の変化（ウラン燃料濃縮度4.6%）

	燃焼初期	燃焼末期	平均
AM241	9.831E+01	9.129E+01	9.480E+01
AM243	5.078E+01	4.870E+01	4.974E+01
CM242	3.909E+00	3.966E+00	3.938E+00
CM243	1.135E+01	1.129E+01	1.132E+01
CM244	1.735E+01	1.718E+01	1.726E+01
CM245	1.514E+01	1.542E+01	1.528E+01
NP237	3.158E+01	3.088E+01	3.123E+01
PU238	2.605E+01	2.641E+01	2.623E+01
PU239	5.402E+01	4.921E+01	5.162E+01
PU240	1.868E+02	1.135E+02	1.502E+02
PU241	3.349E+01	3.195E+01	3.272E+01
PU242	2.933E+01	2.778E+01	2.856E+01
U235	8.225E+00	8.263E+00	8.244E+00
U238	8.830E-01	8.918E-01	8.874E-01

(UO<sub>2</sub>燃料 濃縮度 4.6%)

表3.4-3 燃焼期間による核分裂断面積の変化 (MOX燃料Pu富化度2.0%)

	燃焼初期	燃焼末期	平均
AM241	9.845E-01	1.022E+00	1.003E+00
AM243	4.612E-01	4.536E-01	4.574E-01
CM242	1.376E+00	1.399E+00	1.388E+00
CM243	7.202E+01	7.547E+01	7.374E+01
CM244	8.458E-01	8.385E-01	8.421E-01
CM245	9.641E+01	1.075E+02	1.020E+02
NP237	5.597E-01	5.523E-01	5.560E-01
PU238	2.350E+00	2.437E+00	2.394E+00
PU239	7.917E+01	9.033E+01	8.475E+01
PU240	5.879E-01	5.806E-01	5.842E-01
PU241	8.703E+01	9.793E+01	9.248E+01
PU242	4.480E-01	4.418E-01	4.449E-01
U235	3.545E+01	3.957E+01	3.751E+01
U238	1.082E-01	1.067E-01	1.075E-01

(MOX燃料 : Pu富化度 2.0%)

表3.4-4 燃焼期間による中性子捕獲断面積の変化 (MOX燃料Pu富化度2.0%)

	燃焼初期	燃焼末期	平均
AM241	8.254E+01	9.031E+01	8.642E+01
AM243	4.742E+01	4.463E+01	4.603E+01
CM242	4.003E+00	4.079E+00	4.041E+00
CM243	1.112E+01	1.187E+01	1.149E+01
CM244	1.744E+01	1.614E+01	1.679E+01
CM245	1.525E+01	1.709E+01	1.617E+01
NP237	3.044E+01	3.116E+01	3.080E+01
PU238	2.593E+01	2.916E+01	2.754E+01
PU239	4.358E+01	4.976E+01	4.667E+01
PU240	7.386E+01	7.503E+01	7.444E+01
PU241	2.977E+01	3.363E+01	3.170E+01
PU242	2.286E+01	1.937E+01	2.111E+01
U235	8.218E+00	8.885E+00	8.552E+00
U238	8.897E-01	9.032E-01	8.964E-01

(MOX燃料 : Pu富化度 2.0%)

表3.4-5 燃焼期間による核分裂断面積の変化 (MOX燃料Pu富化度5.9%)

	燃焼初期	燃焼末期	平均
AM241	8.269E-01	8.419E-01	8.344E-01
AM243	4.924E-01	4.856E-01	4.890E-01
CM242	1.292E+00	1.303E+00	1.298E+00
CM243	4.866E+01	5.030E+01	4.948E+01
CM244	8.709E-01	8.657E-01	8.683E-01
CM245	4.592E+01	5.114E+01	4.853E+01
NP237	6.094E-01	6.037E-01	6.065E-01
PU238	1.996E+00	2.037E+00	2.017E+00
PU239	3.400E+01	4.016E+01	3.708E+01
PU240	6.333E-01	6.278E-01	6.306E-01
PU241	4.004E+01	4.551E+01	4.277E+01
PU242	4.893E-01	4.845E-01	4.869E-01
U235	1.747E+01	1.950E+01	1.848E+01
U238	1.187E-01	1.173E-01	1.180E-01

(MOX燃料 : Pu富化度 5.9%)

表3.4-6 燃焼期間による中性子捕獲断面積の変化 (MOX燃料Pu富化度5.9%)

	燃焼初期	燃焼末期	平均
AM241	4.673E+01	5.054E+01	4.863E+01
AM243	4.098E+01	3.794E+01	3.946E+01
CM242	3.518E+00	3.581E+00	3.549E+00
CM243	6.945E+00	7.302E+00	7.123E+00
CM244	1.534E+01	1.488E+01	1.511E+01
CM245	7.054E+00	7.907E+00	7.481E+00
NP237	2.293E+01	2.339E+01	2.316E+01
PU238	1.186E+01	1.341E+01	1.264E+01
PU239	1.888E+01	2.241E+01	2.064E+01
PU240	3.746E+01	3.862E+01	3.804E+01
PU241	1.339E+01	1.537E+01	1.438E+01
PU242	1.730E+01	1.584E+01	1.657E+01
U235	5.137E+00	5.478E+00	5.307E+00
U238	8.289E-01	8.397E-01	8.343E-01

(MOX燃料 : Pu富化度 5.9%)

表3.4-7 3サイクル燃焼末期組成（モル数）の比較（ウラン燃料濃縮度1.9%）  
 (1.9%濃縮 UO<sub>2</sub>燃料)

SRAC95		ORIGEN(断面積: UO <sub>2</sub> 用ライブラリ)		
核種	原子数	核種	原子数	SRAC95/ORIGEN
U235	3.9162E+00	U235	6.8690E+00	0.57
U236	1.0190E+01	U236	1.0930E+01	0.93
U237	3.4066E-02	U237	3.6310E-02	0.94
U238	3.9390E+03	U238	3.9200E+03	1.00
Np237	1.7408E+00	NP237	2.1570E+00	0.81
Pu238	9.5699E-01	PU238	1.2560E+00	0.76
Pu239	1.9202E+01	PU239	2.4200E+01	0.79
Pu240	1.1748E+01	PU240	1.1570E+01	1.02
Pu241	6.5793E+00	PU241	8.4390E+00	0.78
Pu242	5.8014E+00	PU242	5.6340E+00	1.03
Am241	1.6280E-01	AM241	2.5340E-01	0.64
Am243	1.5725E+00	AM243	1.8980E+00	0.83
Cm242	1.0248E-01	CM242	1.3930E-01	0.74
Cm243	3.1076E-03	CM243	7.1670E-03	0.43
Cm244	8.8199E-01	CM244	1.1830E+00	0.75
Cm245	6.0022E-02	CM245	6.7550E-02	0.89

表3.4-8 3サイクル燃焼末期組成（モル数）の比較（ウラン燃料濃縮度4.6%）  
(4.6%濃縮 UO<sub>2</sub>燃料)

SRAC95		ORIGEN(断面積:UO <sub>2</sub> 用ライブラリ)		
核種	原子数	核種	原子数	SRAC95/ORIGEN
U235	4.5923E+01	U235	4.1990E+01	1.09
U236	2.3891E+01	U236	2.5280E+01	0.95
U237	5.3314E-02	U237	5.4180E-02	0.98
U238	3.8814E+03	U238	3.8850E+03	1.00
Np237	2.6320E+00	NP237	2.9180E+00	0.90
Pu238	1.0032E+00	PU238	1.0070E+00	1.00
Pu239	2.5088E+01	PU239	2.3660E+01	1.06
Pu240	9.7743E+00	PU240	1.0390E+01	0.94
Pu241	7.2503E+00	PU241	6.7190E+00	1.08
Pu242	2.8117E+00	PU242	2.6680E+00	1.05
Am241	2.3356E-01	AM241	2.1810E-01	1.07
Am243	5.9926E-01	AM243	5.6900E-01	1.05
Cm242	8.0229E-02	CM242	7.5510E-02	1.06
Cm243	1.8959E-03	CM243	2.6100E-03	0.73
Cm244	2.1299E-01	CM244	1.9460E-01	1.09
Cm245	1.4544E-02	CM245	8.4670E-03	1.72

表3.4-9 3サイクル燃焼末期組成（モル数）の比較 (MOX燃料Pu富化度2.0%)  
(MOX燃料 Pu富化度 2.0%)

SRAC95		ORIGEN(断面積: MOX用ライブリ)			ORIGEN(断面積: 修正ライブリ)		
核種	原子数	核種	原子数	SRAC95/ORIGEN	核種	原子数	SRAC95/ORIGEN
U235	1.0517E+00	U235	1.5760E+00	0.67	U235	1.0000E+00	1.05
U236	1.0703E+00	U236	1.1410E+00	0.94	U236	1.0920E+00	0.98
U237	9.9569E-03	U237	1.3040E-02	0.76	U237	1.1220E-02	0.89
U238	3.9277E+03	U238	3.8980E+03	1.01	U238	3.9220E+03	1.00
Np237	5.9534E-01	NP237	9.2050E-01	0.65	NP237	6.6110E-01	0.90
Pu238	5.1518E+00	PU238	2.0430E+00	2.52	PU238	1.5050E+00	3.42
Pu239	2.6770E+01	PU239	3.8940E+01	0.69	PU239	2.7100E+01	0.99
Pu240	1.8661E+01	PU240	2.7720E+01	0.67	PU240	1.7800E+01	1.05
Pu241	1.0698E+01	PU241	1.4560E+01	0.73	PU241	1.0720E+01	1.00
Pu242	1.3791E+01	PU242	9.2100E+00	1.50	PU242	1.2500E+01	1.10
Am241	6.9229E-01	AM241	6.4660E-01	1.07	AM241	3.4290E-01	2.02
Am243	4.5109E+00	AM243	3.9330E+00	1.15	AM243	2.5300E+00	1.78
Cm242	6.9089E-01	CM242	3.1750E-01	2.18	CM242	2.4570E-01	2.81
Cm243	5.5588E-02	CM243	2.4810E-02	2.24	CM243	1.2880E-02	4.32
Cm244	3.9096E+00	CM244	3.5370E+00	1.11	CM244	4.7660E+00	0.82
Cm245	3.8589E-01	CM245	3.7270E-01	1.04	CM245	5.1560E-01	0.75

表3.4-10 3サイクル燃焼末期組成（モル数）の比較（MOX燃料Pu富化度5.9%）  
 (MOX燃料 Pu富化度 5.9%)

SRAC95		ORIGEN(断面積：MOX用ライブライ)			ORIGEN(断面積：修正ライブライ)		
核種	原子数	核種	原子数	SRAC95/ORIGEN	核種	原子数	SRAC95/ORIGEN
U235	3.3750E+00	U235	3.1440E+00	1.07	U235	3.40E+00	0.99
U236	8.9305E-01	U236	9.4140E-01	0.95	U236	9.08E-01	0.98
U237	8.5106E-03	U237	8.1240E-03	1.05	U237	8.66E-03	0.98
U238	3.8109E+03	U238	3.8320E+03	0.99	U238	3.81E+03	1.00
Np237	5.8297E-01	NP237	6.0690E-01	0.96	NP237	6.01E-01	0.97
Pu238	5.4037E+00	PU238	5.3910E+00	1.00	PU238	5.20E+00	1.04
Pu239	6.5050E+01	PU239	4.8260E+01	1.35	PU239	6.66E+01	0.98
Pu240	4.8981E+01	PU240	4.8970E+01	1.00	PU240	4.80E+01	1.02
Pu241	3.1691E+01	PU241	2.8450E+01	1.11	PU241	3.24E+01	0.98
Pu242	2.1162E+01	PU242	1.9660E+01	1.08	PU242	2.09E+01	1.01
Am241	2.9745E+00	AM241	2.4520E+00	1.21	AM241	2.09E+00	1.42
Am243	5.8988E+00	AM243	7.2620E+00	0.81	AM243	3.52E+00	1.68
Cm242	8.4168E-01	CM242	8.6140E-01	0.98	CM242	6.84E-01	1.23
Cm243	4.1070E-02	CM243	5.4220E-02	0.76	CM243	3.71E-02	1.11
Cm244	3.7301E+00	CM244	4.1050E+00	0.91	CM244	5.58E+00	0.67
Cm245	4.7483E-01	CM245	3.3560E-01	1.41	CM245	7.65E-01	0.62

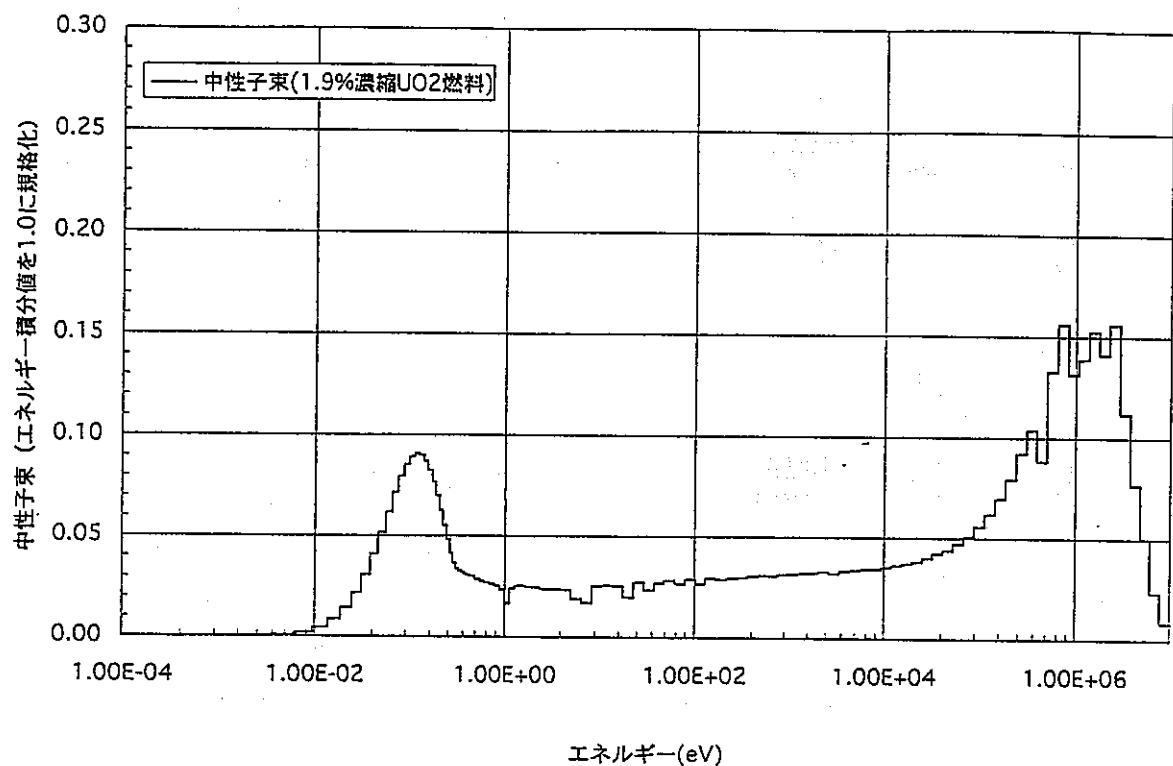


図3.4-1 中性子束エネルギースペクトル（燃焼初期）－ウラン燃料濃縮度1.9%－

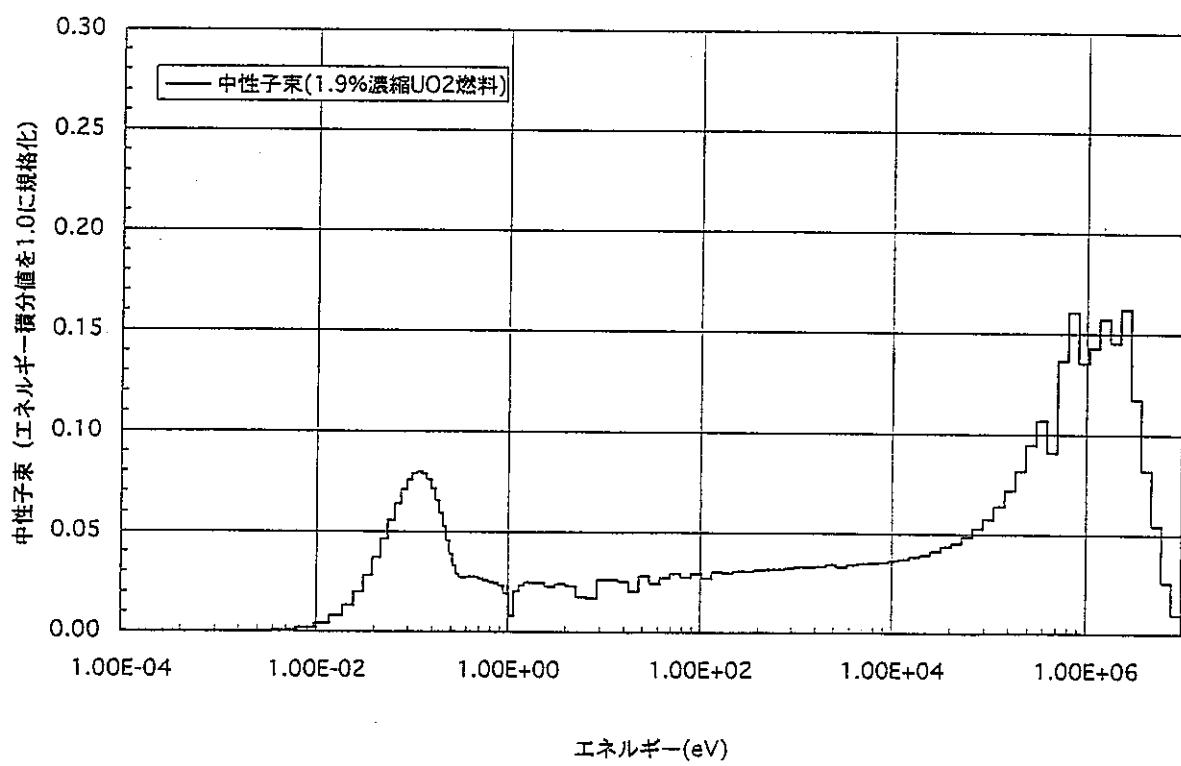


図3.4-2 中性子束エネルギースペクトル（燃焼末期）－ウラン燃料濃縮度1.9%－

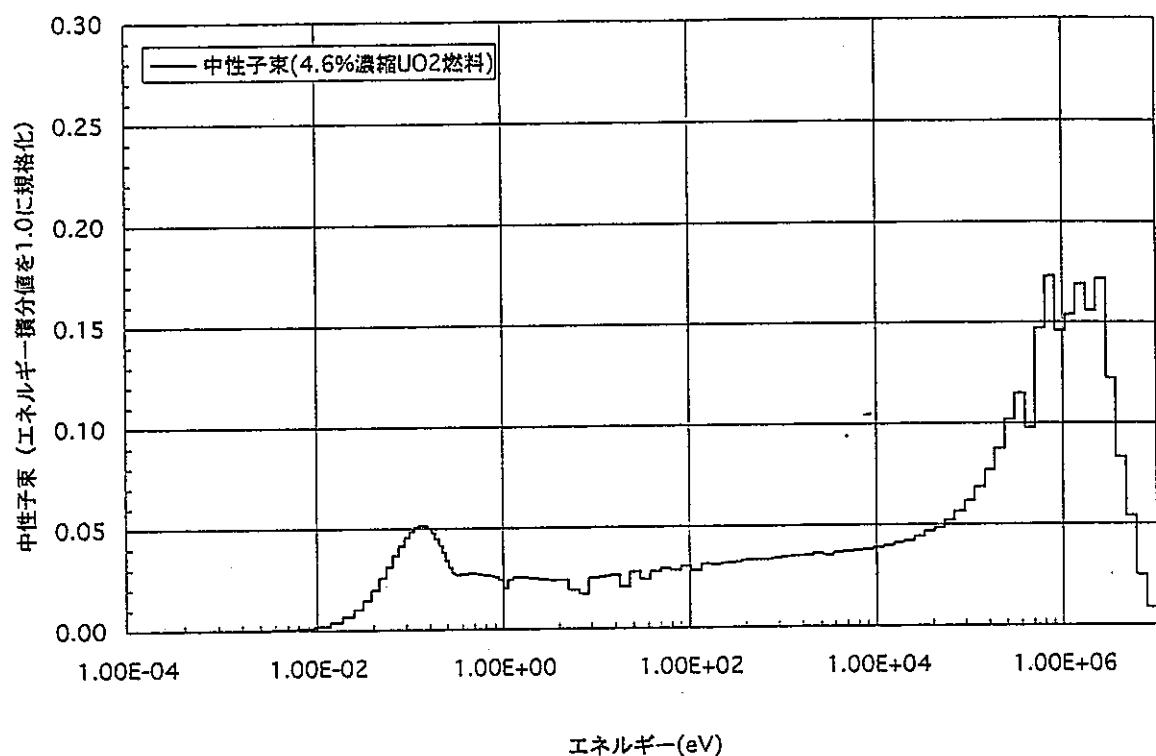


図3.4-3 中性子束エネルギースペクトル（燃焼初期）－ウラン燃料濃縮度4.6%－

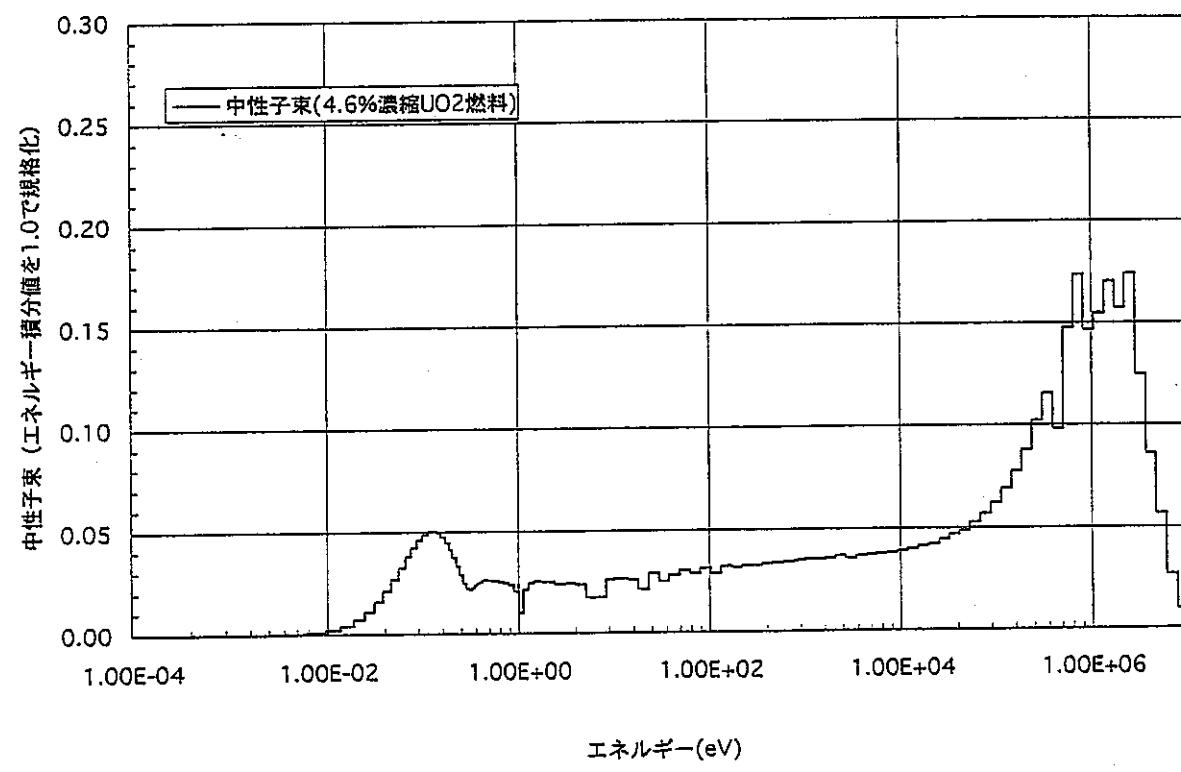


図3.4-4 中性子束エネルギースペクトル（燃焼末期）－ウラン燃料濃縮度4.6%－

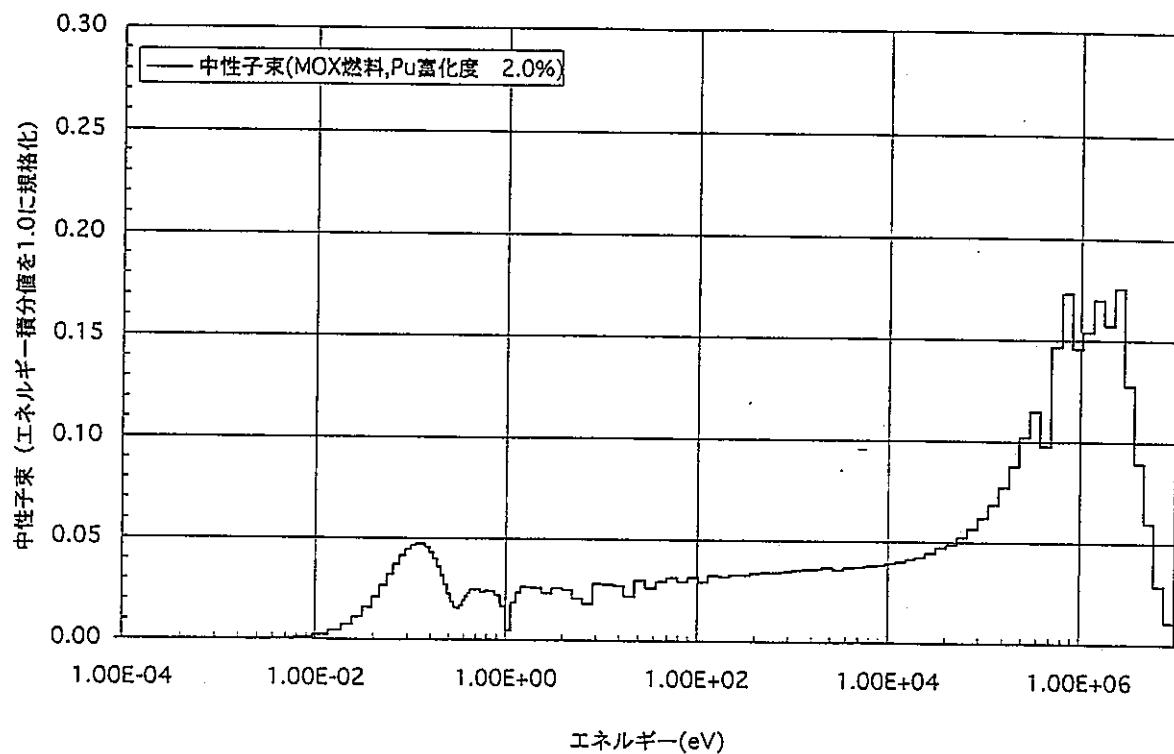


図3.4-5 中性子束エネルギースペクトル（燃焼初期）－MOX燃料Pu富化度2.0%－

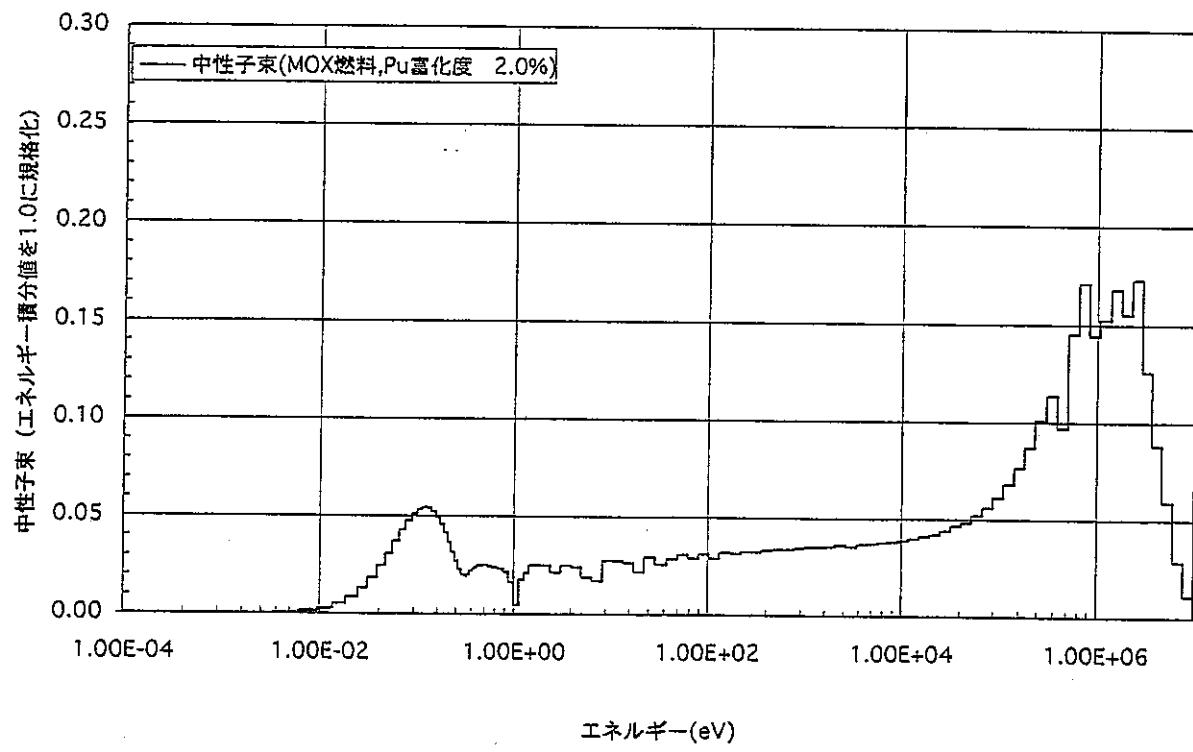


図3.4-6 中性子束エネルギースペクトル（燃焼末期）－MOX燃料Pu富化度2.0%－

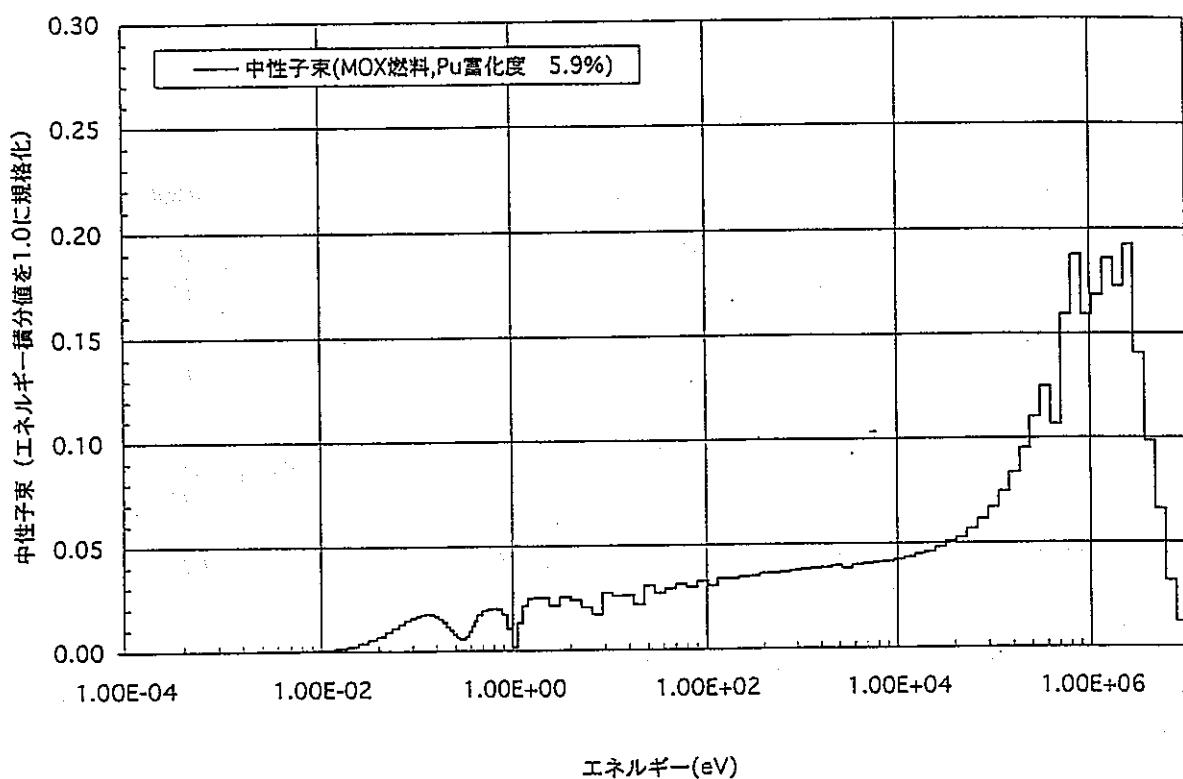


図3.4-7 中性子束エネルギースペクトル（燃焼初期）－MOX燃料Pu富化度5.9%－

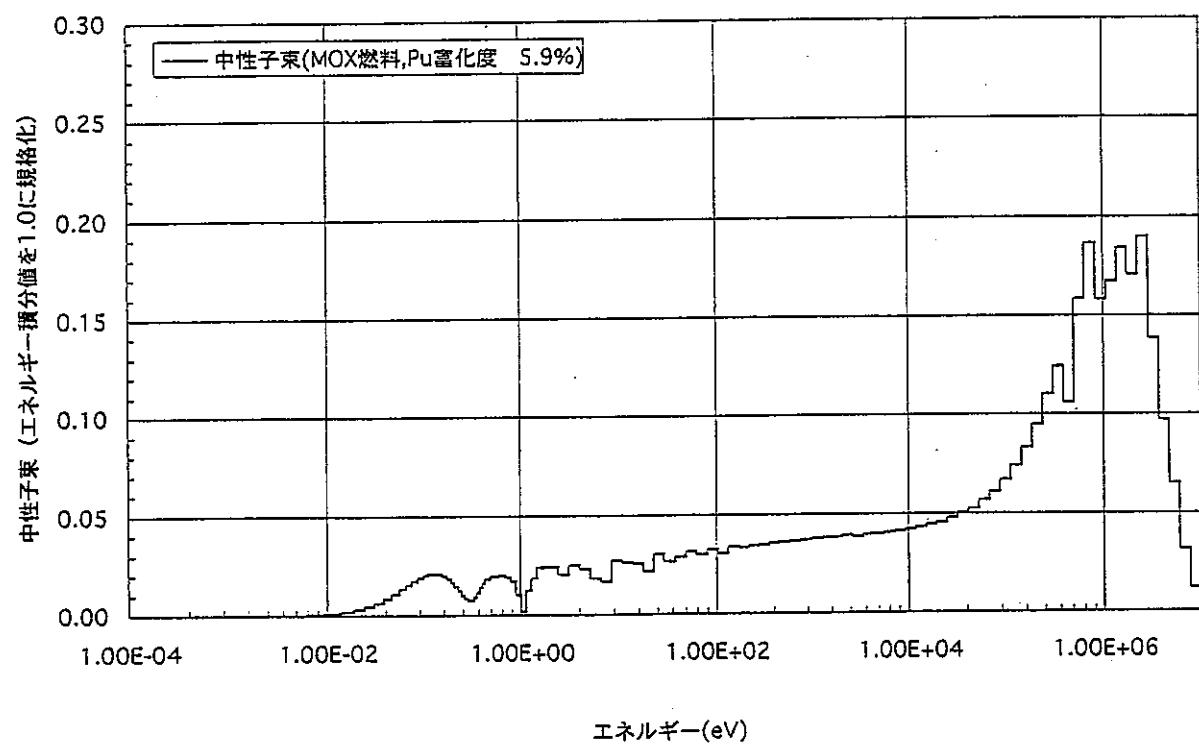


図3.4-8 中性子束エネルギースペクトル（燃焼末期）－MOX燃料Pu富化度5.9%－

表3.5-1 ORIGEN燃焼計算の結果(1)

(単位 : g)

核種	UO <sub>2</sub>			MOX		
	1.9%(410.9日)	4.6%(1232.7日)	初期取出し*	2.0%(410.9日)	5.9%(1232.7日)	初期取出し*
U235	8.0456E+03	9.8695E+03	8.9576E+03	1.0467E+03	7.9962E+02	9.2316E+02
U236	1.9207E+03	5.9672E+03	3.9440E+03	1.6197E+02	2.1433E+02	1.8815E+02
U237	7.0878E+00	1.2843E+01	9.9654E+00	2.1131E+00	2.0519E+00	2.0825E+00
U238	9.6387E+05	9.2483E+05	9.4435E+05	9.6482E+05	9.0721E+05	9.3602E+05
NP237	1.9104E+02	6.9171E+02	4.4138E+02	6.1941E+01	1.4239E+02	1.0217E+02
PU238	3.9016E+01	2.3972E+02	1.3937E+02	3.3589E+02	1.2369E+03	7.8640E+02
PU239	5.1922E+03	5.6560E+03	5.4241E+03	7.4082E+03	1.5923E+04	1.1666E+04
PU240	1.5452E+03	2.4942E+03	2.0197E+03	5.0843E+03	1.1532E+04	8.3082E+03
PU241	1.1363E+03	1.6197E+03	1.3780E+03	2.8565E+03	7.8078E+03	5.3322E+03
PU242	2.3163E+02	6.4581E+02	4.3872E+02	1.9050E+03	5.0566E+03	3.4808E+03
AM241	1.7407E+01	5.2575E+01	3.4991E+01	1.5160E+02	5.0381E+02	3.2771E+02
AM243	2.9969E+01	1.3830E+02	8.4135E+01	2.6348E+02	8.5485E+02	5.5917E+02
CM242	4.2627E+00	1.8278E+01	1.1270E+01	9.0893E+01	1.6562E+02	1.2826E+02
CM243	7.3453E-02	6.3439E-01	3.5392E-01	2.5035E+00	9.0103E+00	5.7569E+00
CM244	5.1229E+00	4.7495E+01	2.6309E+01	1.6452E+02	1.3621E+03	7.6331E+02
CM245	1.4635E-01	2.0750E+00	1.1107E+00	9.2684E+00	1.8743E+02	9.8349E+01

\* : 初期取出し : 1.9%(1サイクル)+4.6%(3サイクル)の算術平均値

表3.5-2 ORIGEN燃焼計算の結果(2)  
— 廃止処置時 —

(単位 : g)

核種	UO <sub>2</sub> (4.6%)				MOX(5.9%)			
	1サイクル (410.9日)	2サイクル (821.8日)	3サイクル (1232.7日)	廃止処置時*	1サイクル (410.9日)	2サイクル (821.8日)	3サイクル (1232.7日)	廃止処置時*
U235	2.9945E+04	1.8138E+04	9.8695E+03	1.9317E+04	1.4733E+03	1.1045E+03	7.9962E+02	1.1258E+03
U236	2.9364E+03	4.8696E+03	5.9672E+03	4.5911E+03	9.0288E+01	1.6344E+02	2.1433E+02	1.5602E+02
U237	5.8882E+00	9.8586E+00	1.2843E+01	9.5299E+00	1.3986E+00	1.7862E+00	2.0519E+00	1.7456E+00
U238	9.4578E+05	9.3626E+05	9.2483E+05	9.3562E+05	9.3006E+05	9.1935E+05	9.0721E+05	9.1887E+05
NP237	1.3346E+02	3.9232E+02	6.9171E+02	4.0583E+02	4.7598E+01	9.6973E+01	1.4239E+02	9.5654E+01
PU238	1.3300E+01	8.3723E+01	2.3972E+02	1.1225E+02	1.0362E+03	1.1524E+03	1.2369E+03	1.1418E+03
PU239	4.0639E+03	5.2616E+03	5.6560E+03	4.9938E+03	2.4455E+04	1.8949E+04	1.5923E+04	1.9776E+04
PU240	7.9963E+02	1.7911E+03	2.4942E+03	1.6950E+03	1.4122E+04	1.3109E+04	1.1532E+04	1.2921E+04
PU241	3.3725E+02	1.0522E+03	1.6197E+03	1.0031E+03	7.5667E+03	8.0368E+03	7.8078E+03	7.8038E+03
PU242	3.0354E+01	2.3956E+02	6.4581E+02	3.0524E+02	3.9649E+03	4.5338E+03	5.0566E+03	4.5184E+03
AM241	4.5801E+00	2.6926E+01	5.2575E+01	2.8027E+01	7.5740E+02	6.0457E+02	5.0381E+02	6.2193E+02
AM243	1.8623E+00	3.2278E+01	1.3830E+02	5.7480E+01	4.2560E+02	6.8495E+02	8.5485E+02	6.5513E+02
CM242	5.4439E-01	6.3977E+00	1.8278E+01	8.4067E+00	1.6351E+02	1.7712E+02	1.6562E+02	1.6875E+02
CM243	4.8612E-03	1.3244E-01	6.3439E-01	2.5723E-01	3.2692E+00	7.0755E+00	9.0103E+00	6.4517E+00
CM244	1.4595E-01	6.1822E+00	4.7495E+01	1.7941E+01	1.9881E+02	6.9948E+02	1.3621E+03	7.5346E+02
CM245	2.3036E-03	1.8885E-01	2.0750E+00	7.5538E-01	9.6925E+00	6.7345E+01	1.8743E+02	8.8156E+01

\* : 廃止処置時は1～3サイクルの算術平均値

表3.5-3 APWR-MOX炉心燃料データ

項目	単位	APWR (MOX)
電気出力	MW	1000
熱効率	%	34.4
比出力	MW/t	37.7
燃焼度	MWd/t	49000
燃料炉内滞在時間	年	4.09
設備利用率	%	87
初装荷燃料		
重金属	t	77.1
ウラン	t	73.9
プルトニウム	t	3.2
分裂性プルトニウム	t	2.2
ウラン濃縮度	%	0.2
平衡装荷燃料		
重金属	t / y	18.8
ウラン	t / y	17.7
プルトニウム	t / y	1.1
分裂性プルトニウム	t / y	0.7
ウラン濃縮度	%	0.2
初期取出燃料		
重金属	t / y	18.3
ウラン	t / y	17.7
プルトニウム	t / y	0.56
分裂性プルトニウム	t / y	0.32
ウラン濃縮度	%	0.10
MA (Np,Am,Cm)	t / y	0.037
平衡取出燃料		
重金属	t / y	18.0
ウラン	t / y	17.1
プルトニウム	t / y	0.78
分裂性プルトニウム	t / y	0.45
ウラン濃縮度	%	0.09
MA (Np,Am,Cm)	t / y	0.061
廃止措置取出時燃料		
重金属	t	74.7
ウラン	t	70.9
プルトニウム	t	3.6
分裂性プルトニウム	t	2.1
ウラン濃縮度	%	0.12
MA (Np,Am,Cm)	t	0.18

表3.5-4 APWRウラン炉心燃料データ

項目	単位	APWR (UOX)
電気出力	MW	1000
熱効率	%	34.4
比出力	MW/t	37.7
燃焼度	MWd/t	49000
燃料炉内滞在時間	年	4.09
設備利用率	%	87
初装荷燃料		
重金属	t	77.1
ウラン	t	77.1
プルトニウム	t	0.0
分裂性プルトニウム	t	0.0
ウラン濃縮度	%	3.2
平衡装荷燃料		
重金属	t / y	18.8
ウラン	t / y	18.8
プルトニウム	t / y	0.0
分裂性プルトニウム	t / y	0.0
ウラン濃縮度	%	4.6
初期取出燃料		
重金属	t / y	18.2
ウラン	t / y	18.0
プルトニウム	t / y	0.18
分裂性プルトニウム	t / y	0.13
ウラン濃縮度	%	0.94
MA (Np,Am,Cm)	t / y	0.011
平衡取出燃料		
重金属	t / y	18.0
ウラン	t / y	17.7
プルトニウム	t / y	0.20
分裂性プルトニウム	t / y	0.14
ウラン濃縮度	%	1.05
MA (Np,Am,Cm)	t / y	0.018
廃止措置取出時燃料		
重金属	t	74.6
ウラン	t	74.0
プルトニウム	t	0.63
分裂性プルトニウム	t	0.46
ウラン濃縮度	%	2.0
MA (Np,Am,Cm)	t	0.040

#### 4. まとめ

安全審査段階に入り本格導入目前となっているプルサーマルの今後のMOX燃料装荷計画や最新のプルサーマル炉心に関する情報を調査し、MOX燃料部分装荷計画については、高浜3, 4号におけるプルサーマル計画に関する安全審査関連の情報を基に現状を整理した。ALWRにおけるMOX燃料全炉心装荷計画については、APWR、ABWRに関する関連委員会等での情報を基に整理した。これらの調査結果を基に、原電敦賀3, 4号で計画しているAPWR及びAPWRプルサーマルに関してSRAC,ORIGEN等の公開コードを用いて炉心特性データを評価した。

## 5. 参考文献

- #1 高浜発電所安全審査 (1997~1998)
- #2 原子炉安全基準専門部会 A B R W R フルM O X 検討小委員会 (1998~1999)
- #3 JAERI-Data/Code96-015 SRAC95 ; 汎用核計算コードシステム (1996)
- #4 Croff,A.G. : "ORIGEN2-A Revised and Updated Version of the Oak Ridge Isotope Generator and Depletion Code", ORNL-5621 (1980)
- #5 「水冷却炉におけるPu利用の高度化に関する研究会」  
(富国生命ビル平成11年3月2日 日本原子力研究所)
- #6 JAERI-conf 98-013 「低減速スペクトル炉に関する研究会報告書」 1998年3月4-5日  
(日本原子力研究所東海研究所)
- #7 三菱重工技報 Vol.35 No.4(1998)p246 「153万kW級改良型PWRの特徴」
- #8 三菱重工技報 Vol.35 No.6(1998)p278 「高燃焼度対応改良燃料の開発」
- #9 三菱重工技報 Vol.35 No.6(1998)p388  
「地球環境と原子力－高燃焼度燃料の開発－」
- #10 原子力ニュースレターNo.128 (1999.2) 「最新の原子力発電所ABWR」 (NUPEC)
- #11 RISTニュースNo.26 (1998)  
「JEBNDL-3.2に基づくORIGEN2用ライブドリの作成」

# 付録 参考資料

## 付録A

原子力産業新聞（1999年1月5日）

プラン・アルト「いつく遇命  
計画では初ル

### 通産省が設置変更を許可 高浜3、4号機に

#### 次回定検でMOX燃料装荷

高浜3、4号機にMOX燃料の装荷が実現されるとともに、高浜原発の運営も順調に進む。一方で、福井県は地元の反対により、これまでの規制緩和を解消する方針を示すなど、問題が複数発生している。

高浜原発は、1970年に運転を開始し、最終的には定期検査と合わせて定期的に行なわれる。しかし、この間で問題が発生する。特に事前準備が不十分だったり、同社は距離三四十キロに亘る福井県や他の選択肢に対し、安全協定に基づいて「事前了解願い」を提出したり、同年五月に同様のものから原子炉設置変更許可申請を提出する許可を得たため、通産省に対して申請を行っていた。

これで「プラン・アルト」計画に、ついで「高浜3号機」「高浜4号機」が出来た。これが「高浜3号機」「高浜4号機」が出来た。これは「高浜3号機」「高浜4号機」が出来た。これは「高浜3号機」「高浜4号機」が出来た。

高浜原発は、高浜発電所の4号機には今年の3月に、3号機には来年の定期検査でモルタル計画が実現される。これは「高浜3号機」「高浜4号機」が出来た。

# 153万kW級改良型PWRの特徴

Feature of 1530 MW Advanced PWR

原子力事業本部 製場洋一<sup>\*1</sup> 栗原幹雄<sup>\*2</sup>  
山本一巳<sup>\*3</sup> 関一哉<sup>\*4</sup>

改良型PWRの開発は、第3次改良標準化計画の一環で昭和57年から開始され、PWR電力5社（北海道、関西、四国、九州、日本原子力発電）と三菱重工、ウェスティングハウス社の7社による国際共同開発体制の下で実施され、昭和62年3月に一たん終了した。改良型PWRはこの開発成果を基に、これまでの運転経験で培った改良技術及び最新技術を入れるとともに、プラント性能、運転性、信頼性の一層の向上並びに大容量化等による経済性の異なる向上を図ったプラントであり、三菱における社内の試験のほか、PWR電力5社で実施した各種の試験により、設計の妥当性、実証性を確認している。改良型PWRは、日本原子力発電(株)が建設を予定している敦賀3、4号機に採用が予定されており、現在建設中のプラントとしては、電気出力153万kWで世界最大出力を達成している。

The development of the Advanced PWR (APWR) was started from 1984 as a nuclear power source for future energy demand in Japan by five Japanese PWR utilities (Hokkaido, Kansai, Shikoku, Kyushu, Japan Atomic Power), Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. and Westinghouse Electric Company. This development plan has once finished in 1989. Afterwards, APWR has been brushed up by the lots of operating experience and latest technology. APWR will be the largest plant with an electric power of about 1530 MW. The first APWR is planned to be built at Tsuruga No.3 and No.4 by Japan Atomic Power Co.

## 1. はじめに

改良型PWRは、21世紀のエネルギーを担うプラントとして開発した世界最大級のプラントである。電気出力は既存の120万kWe級PWRから炉心の大容量化でウラン装荷量を約30%増加させるとともに、一次冷却材ポンプ、蒸気発生器及びタービン等を高性能化・大型化することで約153万kWへの大出力化を達成した。

また、経済性、安全性、信頼性、運転保守性について徹底的な改善を図った、高性能・高信頼性の最新鋭プラントである。

本報では、この改良型PWRの設計の特徴につき紹介する。

## 2. 改良型PWRの概要

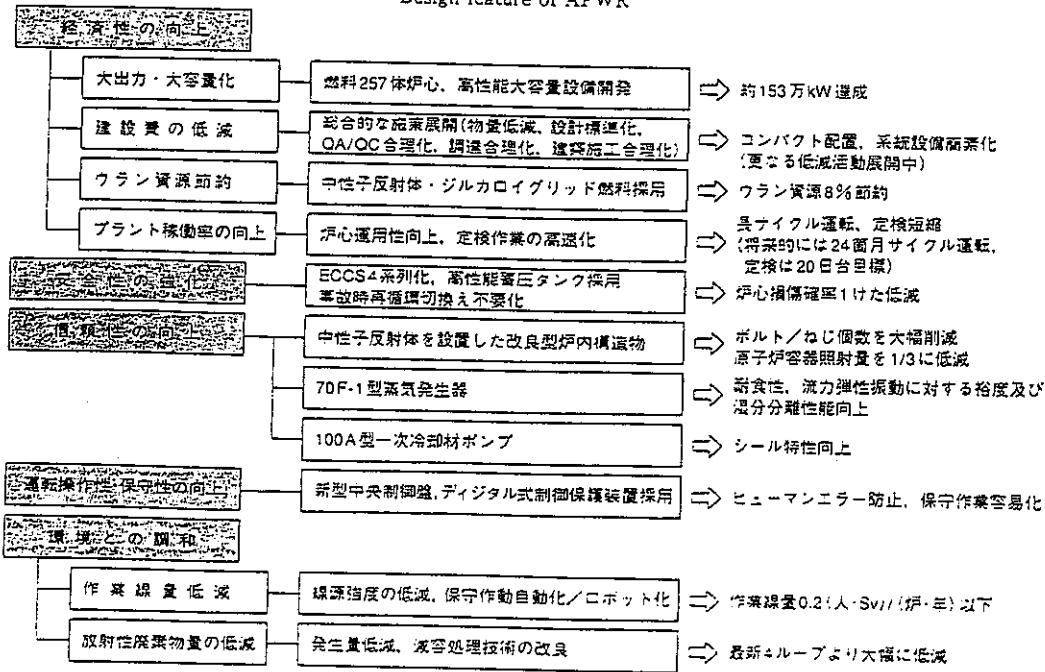
改良型PWRは表1に示すコンセプトの下に開発を行った。以下にその概要を述べる。

### 2.1 経済性の向上

#### (1) 大出力・大容量化

ユニット当たりの出力・容量増加のスケールメリットで発電単価当たりの建設費低減を図ることができる。改良型PWRでは、原子炉容器出口温度を先行プラントで実績のある325°Cに維持し、炉心の大型化、炉心冷却材流量の増加により大出力・大容

表1 改良型PWRの設計のねらいと特徴  
Design feature of APWR



\*1: 京セラ技術センター軽水炉プラント技術部長  
\*2: 京セラ技術センター軽水炉プラント技術部  
\*3: 京セラ技術センター軽水炉プラント技術部  
\*4: 京セラ技術センター原子炉・安全技術部  
\*\*コジョク・三益

\*1: 京セラ技術センター軽水炉プラント技術部長  
\*2: 京セラ技術センター軽水炉プラント技術部  
\*3: 京セラ技術センター原子炉・安全技術部  
\*4: 京セラ技術センター原子炉・安全技術部

表2 改良型PWRの基本仕様  
Basic specifications of APWR

項目	最新4ループ	改良型PWR
電気出力	118.0万kW	約153万kW
炉心熱出力	341.1万kW	445.1万kW
燃料集合体	17×17 193体	改良型17×17 257体
平均線出力密度	17.9 kW/m	17.6 kW/m
熱設計流量	20 100(m <sup>3</sup> /h)/ループ	25 800(m <sup>3</sup> /h)/ループ
原子炉容器出口温度	325°C	325°C
制御棒体数	53体	69~85体
蒸気発生器(伝熱面積)	52 F型(4 870 m <sup>2</sup> )	70 F-1型(6 500 m <sup>2</sup> )
一次冷却材ポンプ	93 A-1型(6 000 HP)	100 A型(8 000 HP)
タービン	TC 6 F 44	TC 6 F 54
計測制御設計	アナログ/デジタル	総合デジタル /CRTオペレーション

量を実現した。

電気出力は、総合的な経済性を考慮し、約153万kWとしている。表2に最新4ループとの基本仕様の比較を示す。

#### (2) 建設費の低減

改良型PWRでは、すでに運転中のプラントに対して実施してきた建設費低減活動を更に展開し、一層の低減を図るために、安全性・信頼性の向上とともに簡素化・標準化をねらって、プラントトータルとして総合的に建設費低減を進めている。

プラント設備については、物量低減、設計標準化、QA/QC合理化、調達合理化の活動を推進しており、建設・施工の分野についても施工の合理化、工法の合理化、工期短縮を検討している。

現在も活動推進中であるが、配置合理化による建屋面積削減、蒸気発生器、高圧タービン等、主要機器のコンパクト化、系統設備の簡素化、品質管理要求の適正化等で着実な進展をみており、さらに競争力強化のための検討を展開中である。

#### (3) ウラン資源の節約

炉心周辺部に金属製ブロックの中性子反射体を設置し、炉心領域から漏出する中性子を低減するとともに、燃料集合体のグリッドをジルカロイ製とすることにより中性子の吸収率の低減を図った。これにより、既設プラント比で約8%ウラン資源が節約できる。

#### (4) プラント稼働率の向上

改良型PWRでは機器の信頼性向上、長寿命化を図るとともに長サイクル化への対応も考慮して炉心を大型化している。15箇月以上の運転にも対応でき、将来的には24箇月運転も実施可能である。

定期検査期間の短縮については蒸気発生器伝熱管検査の高速化、燃料取扱い装置の高速化、多機能化等で35日定檢の検討をほぼ終了しており、今後20日台を目指すこととしている。

#### 2.2 安全性強化

非常用炉心冷却系を最新4ループから以下のとおり設計改良し、システムの簡素化による信頼性向上、事故時の運転員負担軽減及び炉心損傷確率の1けた低減を図った。

- ①システム構成を4系列化し、分岐管、連絡管を削除
- ②高性能蓄圧タンクを採用し、低圧注入機能をバッシブ化
- ③格納容器内に燃料取替用水ピットを設置し、再循環切換を不要化

#### 2.3 信頼性の向上

##### (1) 改良型炉内構造物

炉内構造物については、中性子反射体の採用で部品点検の大

幅な削減を図るとともに、ねじ部及び溶接部を炉心領域から完全に排除した設計としている。

なお、中性子反射体の採用で原子炉容器の中性子照射は最新4ループの約1/3に低減している。

#### (2) 改良型蒸気発生器

腐食に強いインコネルTT690合金を伝熱管に採用するとともに、伝熱管の流動振動を確実に抑えるための9点支持改良振れ止め金具を採用している。

また、高性能小型気水分離器及び3/4インチ伝熱管の採用で大容量化に対応したコンパクトな設計としている。

#### (3) 改良型一次冷却材ポンプ

新型シールの採用でシール特性の向上、長寿命化を図るとともに、インペラ・ディフューザ形状の見直しで大容量・高効率を達成している。

#### 2.4 運転操作性・保守性の向上

発電所の運転をより安全で容易なものとするため、中央制御盤は人間工学的な知見に基づき、機器の監視と操作がテレビ画面上で集中して行えるコンパクトなコンソールタイプとしている。また、制御保護装置はディジタル技術を用いて、制御性や信頼性並びに保守性を向上させた総合ディジタル化システムとしている。

#### 2.5 環境との調和

改良型PWRは、これまでの豊富な運転経験を基に、環境との調和を目指し、よりクリーンな運転・保守の実現のため、最新の技術の適用による、放射性廃棄物量の低減など、より一層の改善を図っている。

##### (1) 作業線量の低減

一次冷却材中のケミカルシムに濃縮<sup>10</sup>Bを採用することで水質管理の適正化を図り、作業線量を低減するほか、燃料集合体ジルカロイグリッド及びステライト代替材の適用範囲拡大による線源発生抑制、放射線源除去のための浄化流量増加対策をとる。改良型PWRではこれらの対策のほか、保守作業の自動化／ロボット化により、0.2(人·Sv)/(炉·年)以下への被ばく線量の低減を図ることとしている。

##### (2) 放射性廃棄物量の低減

濃縮<sup>10</sup>Bの採用(一次冷却材中のほう酸濃度を従来の1/5に低減)によるほう酸廃液量低減、ドレン回収系の強化、樹脂溶離システムの適用等で発生量を抑制するとともに高性能セメント固化装置の適用等で廃棄物の減容を図る。改良型PWRではこれら対策を入れることで放射性廃棄物量を最新4ループより大幅に低減することとしている。

### 3. 主要設備設計

#### 3.1 炉心・燃料

改良型PWRの炉心は、257体の改良型17×17燃料集合体の大容量炉心であり、燃料経済性向上のほか、以下の対策を採ることでMOX炉心や高燃焼度炉心のような運転多様化ニーズに対し、フレキシビリティーの高い設計とした。

- (1) 制御棒体数：MOX燃料の装荷規模に応じた制御棒体数を設定(増設すれば全炉心MOX装荷運用にも対応可)
- (2) 燃料プレナム長増加：MOX燃焼及び高燃焼度化燃料に対応する内圧增加抑制対策として燃料棒のプレナム長を増加
- (3) 燃料集合体：現行の17×17をベースに以下の改良仕様を採用
  - ① 55 GWd/tへの高燃焼度化に対し、耐食性の向上を図った改良被覆管の採用

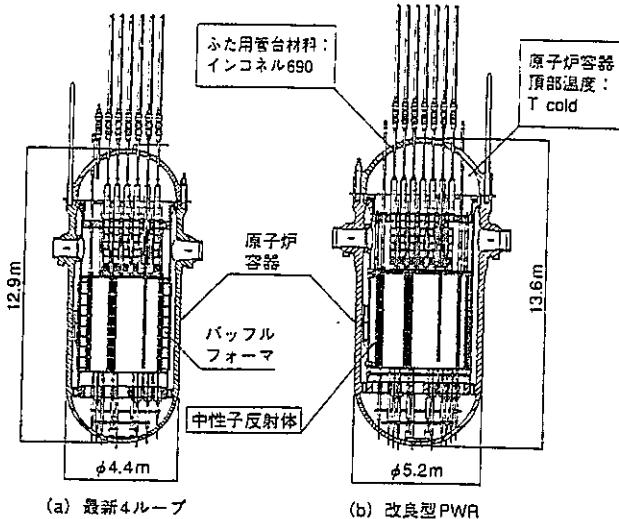


図1 原子炉構造物概念図 改良型PWRと最新4ループの原子炉構造の比較を示す。  
Design feature of APWR reactor vessel and core internals

- ② 燃料棒内、プレナム長増加で集合体全長を 130 mm 増加
- ③ 中性子経済向上／作業線量低減のためジルカロイグリッド採用
- ④ 燃料棒入口部にフィルタを設置し、万一異物が混入しても除去できる構造

### 3.2 原子炉構造物

改良型PWRの原子炉容器は大容量炉心を収納するため、図1に示すとおり、内径を約5.2mと大型化した。ふた用管台は材料を熱処理したTT690合金を採用するとともに、頂部温度を低減し、耐応力腐食割れ性の向上を図っている。

炉内構造物については、中性子反射体の採用で下記3項目を改善したほか、大型化に対する炉内流動安定化も図っている。

- ① 中性子の有効利用によるウラン資源の節約
- ② ポルト／ねじ個数を約2000個から約50個に大幅低減
- ③ 原子炉容器への中性子照射量を最新4ループの約1/3に低減

### 3.3 蒸気発生器

改良型PWRの蒸気発生器は、炉心の大容量化に対応して最新の4ループの52F型から70F-1型にしている。図2に設計の概要を示す。伝熱管は先行プラントでも採用している耐食性に優れたTT690合金とし、伝熱管サイズは経済性、耐震設計等の面から、効率的でよりコンパクトな機器設計とするために現行のプラントで採用している7/8インチより小口径の3/4インチ管を採用している。Uベント部の振れ止め金具は、支持点数を最新4ループの6点から9点に増加した設計とし、大型化した70F-1型でも流力振動の発生を確実に防止できる設計としている。

気水分離器は小型高性能化、湿分水分離器は従来の2段から高性能の1段タイプの設計とし、全体外形をコンパクトな設計とし、経済性向上を図っている。

給水リングは持上げ方式とすることで熱成層化を抑制し、給水管台の疲労裕度の向上を図っている。

### 3.4 一次冷却材ポンプ

改良型PWRの一次冷却材ポンプは、炉心の大容量化に伴い最新プラントの93A-1型より大容量の100A型を採用している。

図3に改良点の概要を示す。改良型PWR向けの100A型は、既に北海道電力(株)の泊1、2号機で50Hz用に開発した100D型をベースに、6000HPから8000HPに容量増加したものである。

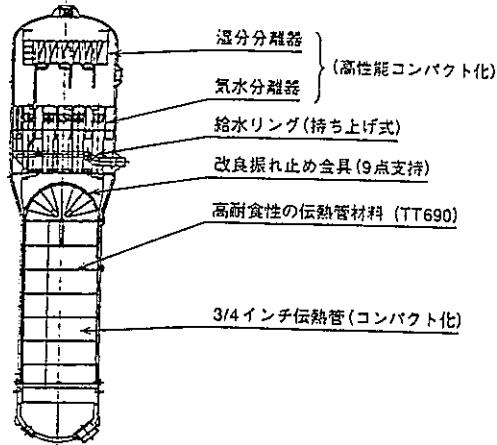


図2 70F-1型PWR蒸気発生器の概要 改良型PWR蒸気発生器設計上の改良ポイントを示す。  
Desing feature of 70 F-1 type steam generator

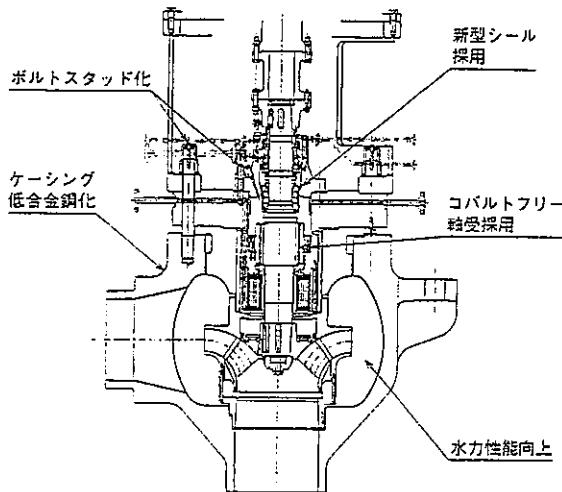


図3 100A型一次冷却材ポンプの概要 改良型PWR一次冷却材ポンプの改良ポイントを示す。  
Desing feature of 100 A type reactor coolant pump

が、インペラ形状の改良を行い、ポンプ効率の向上を図ることで熱設計流量25800(m³/h)/ループが可能な設計とした。

ケーシングは、一次冷却材管と同様、従来のステンレス鋼に替えて低合金鋼化とし、長寿命化及びUT検査性向上を図っている。

限定漏えい式の非接触タイプのNo.1シールは、リーク安定性に優れた一体型セラミックの新型シールを採用することで、シール差圧と封水戻り量の関係を示すP-Q特性の安定性向上を図った。また、従来は金属とセラミック部がOリングで分離されていたものを、簡素化構造とすることでOリングの数を減らし、かつ材料特性を改良したOリングの採用で、寿命を約5年から約7.5年に長寿命化できた。

また、ボルトのスタッド化、コバルトフリー軸受の採用により、定期検査時の作業性向上、被ばく線量低減も図った設計としている。

### 3.5 非常用炉心冷却設備

図4に最新4ループと改良型PWRの設備構成の比較を示す。非常用炉心冷却系は従来プラントでは100%×2系列の構成であるが、改良型PWRでは機械系を完全独立な4系列とし、分岐管、連絡管を削除することで系統構成を簡素化するとともに、多重性・独立性を強化している。

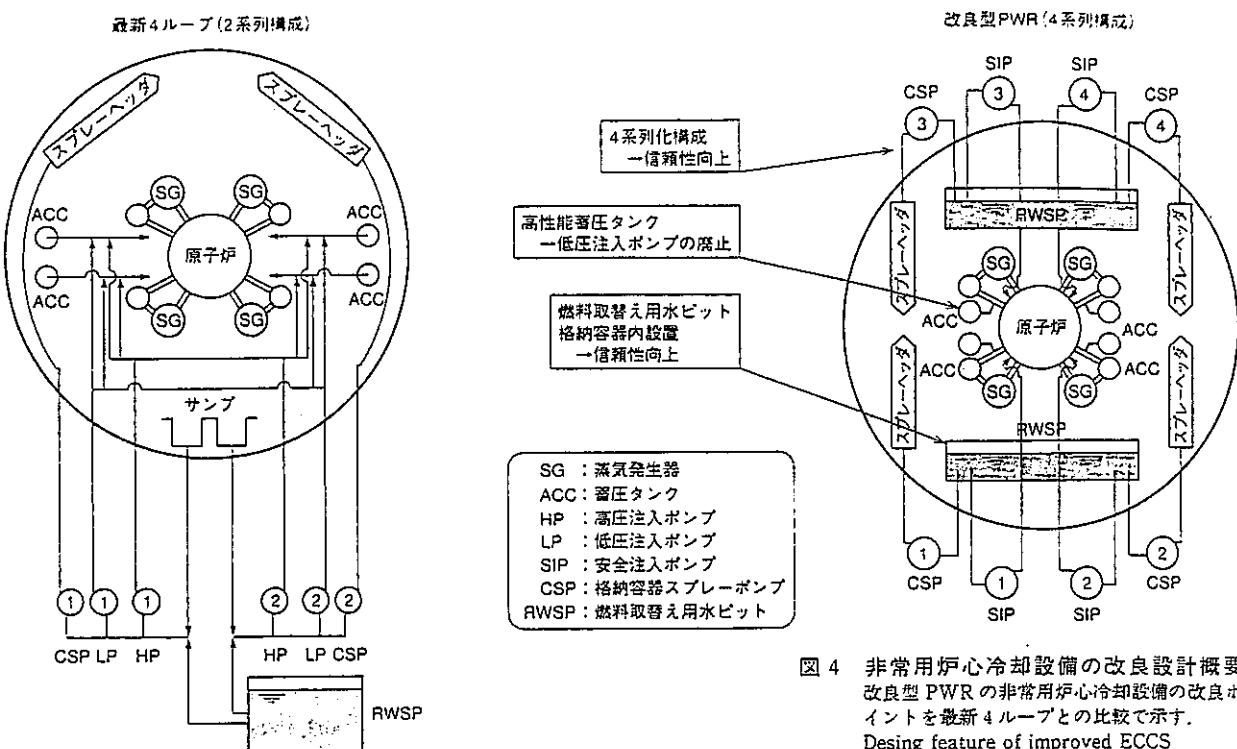


図4 非常用炉心冷却設備の改良設計概要  
改良型PWRの非常用炉心冷却設備の改良ポイントを最新4ループとの比較で示す。  
Desing feature of improved ECCS

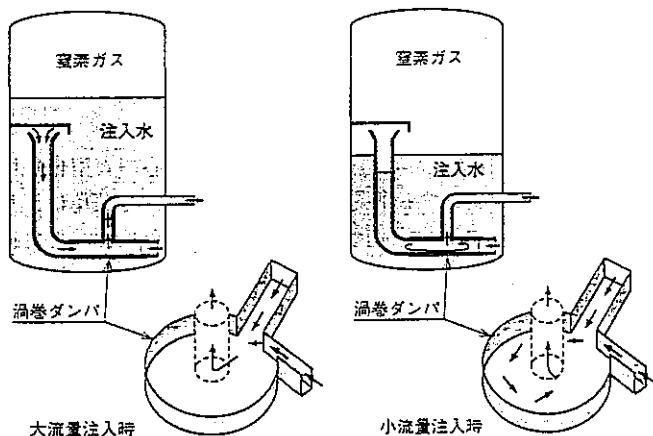


図5 高性能蓄圧タンクの概念  
Concept of advanced accumulator

また、事故時の炉心への安全注入の水源である燃料取替え用水ピットを格納容器内に設ける設計とし、事故時に炉心注入水の水源を燃料取替え用水ピットから格納容器サンプに切換える操作を不要とすることで、システムの信頼性、安全性を向上している。

さらに、改良型PWRでは従来の蓄圧タンクと低圧注入ポンプの機能を兼備えた高性能蓄圧タンクを採用している。図5に高性能蓄圧タンクの炉心注入の仕組を示す。高性能蓄圧タンクは、タンク内に設置した渦巻ダンバ(静的機器)で大流量から小流量への切換えをタク内水位の低下に応じて自動的に行うもので、大流量が要求される本来の蓄圧注入機能に加え、より小流量の低圧注入機能もカバーすることで低圧注入ポンプが不要な設計としている。

以上の対策を探ることで安全性・信頼性の強化が図られ、炉心損傷確率は最新4ループに比べ約1けた低減している。

### 3.6 蒸気タービン

大出力・大容量化に対応し、高性能化・高効率化を図っている。低圧タービン最終翼長は最新4ループプラントでは44インチを採用しているが、タービン効率改善を図るために54インチ級翼に長大化するとともに完全三次元流れ設計翼の採用で約0.5%の効率向上を図っている。先行機での翼長増加時の経験を生かし、性能及び振動特性・応力等問題なく適用できる見通しを得ている。なお、低圧タービン用軸受は、従来より大型化を図る必要があるため、発電機用とともに、実物大モデル検証により、特性を把握し実機に適用する計画である。

高圧タービンは、出力増加により、タービン入口体積蒸気流量が従来機に比べ増加するが、タービン翼の体格を増した設計とすることにより先行機と同等の安全率を有することを確認している。

### 3.7 タービン発電機

タービン発電機は、先行プラントの設計思想を踏襲し電気的及び機械的諸特性について一連の設計検討を行い、153万kW級発電機の主要な要素である回転子径、端子電圧、電流について設計検証を進め成立の見通しを得た。

大容量化に対応した構造変更は各種解析手法を駆使して設計を行っており、固定子巻線端部の電磁力増加に対しては、支持構造の強化を図る設計として、信頼性の向上を図ることとしている。

### 4. まとめ

改良型PWRは最新の技術を導入した、高性能・最新鋭のプラントである。また、電気出力153万kWは、現在建設中のプラントとしては世界最大級であり、立地効率の向上、大容量化によるスケールメリットで、今後、発電コストの低減、電力の安定供給への貢献が期待される。

なお、改良型PWRは、日本原子力発電(株)の敦賀3、4号機として建設中のである。

# 地球環境と原子力—高燃焼度燃料の開発—

Nuclear Energy and Global Environment—Development of High Burn-up Fuel—

原子力事業本部 牧 原 義 明\*<sup>1</sup> 金 川 孝\*<sup>2</sup>  
神戸造船所 金 杉 克 正\*<sup>3</sup> 市 田 裕 和\*<sup>4</sup>

原子力発電は準国産エネルギーとして開発が進められてきたが、近年の地球温暖化問題に関連し、二酸化炭素ガスの排出の少ないエネルギー源としても注目されている。一方、使用済みの原子燃料の排出量を減少させ、環境への負荷を軽減させるために高燃焼度燃料の開発が進められている。本報では、環境的視点から見た原子力の特性について解説した後、高燃焼度燃料について燃料の開発状況及び高燃焼度燃料を使用した場合の炉心への影響について解説する。

Nuclear power has been developed as a semi-domestic energy resource for our country. This energy source also emits less carbon dioxide than fossil fuel. Since the spent nuclear fuel is highly radioactive, this must be strictly controlled. High burn-up fuel is now being developed to ease the load on the environment by reducing the amount of spent radioactive fuel. We first discuss the features of nuclear energy from a global environment view, then explain the current status of high burn-up fuel development and its effect on core characteristics.

## 1. はじめに

原子力発電は、資源小国である我が国の準国産エネルギーとして開発が進められ、現在では電力の1/3以上を供給するまでになっている。また近年、地球温暖化問題に関連し、二酸化炭素ガス排出の少ないエネルギー源という観点からも注目されている。

本報では、始めに地球環境の観点から見た原子力の特性を概説し、その後に放射性廃棄物を低減する方策として開発されている高燃焼度燃料について紹介する。

## 2. 環境的視点から見た原子力の特性

原子力は、以下に示すように他の化石燃料に比較して本質的に環境負荷が少ないと特徴を持っている。

第一に、原子力は非常に少ない燃料から高密度のエネルギーが得られる。図1に示すように、原子力発電は一定量の発電を行うのに必要な燃料量が化石燃料の約5万分の1で済む<sup>(1)</sup>。地球環境保護の観点から以下のようにいえる。

- 燃焼後、排出される廃棄物も少ない。
- 排出物のほとんどが燃料棒中に閉じ込められており、大気に拡散したり、水に溶け出す恐れがない。

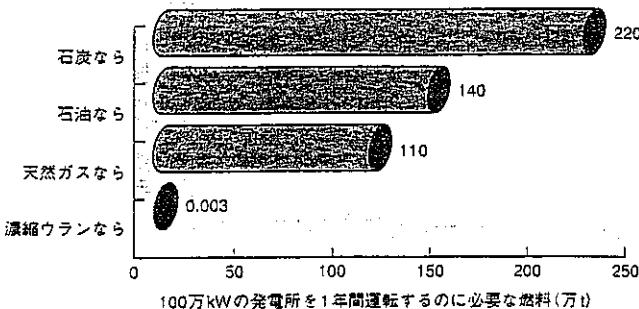


図1 必要な燃料量の比較 100万kWの発電所を1年間運転するのに必要な燃料の量を、化石燃料と原子力で比較し示す。

Comparison of amount of fossil fuel and nuclear fuel to generate 1 000 MWe-year electricity

これより、廃棄物の隔離管理が容易である。図2に、各種電源の二酸化炭素ガス排出量の比較を示す<sup>(2)</sup>。原子力は発電時には二酸化炭素は放出されないので、環境への影響は化石燃料に比べて格段に小さい。

第二に、排出物である使用済み燃料はリサイクルが可能である。使用後に発電所から排出される使用済み燃料には約2%の核分裂物質が含まれる。これを再処理することにより、再度発電所で燃料として利用することができるため、実質的な放射性廃棄物は更に少なくできる。

加えて、燃料の高燃焼度化を図って1体の燃料集合体から取出すエネルギー量を増加させることにより、使用済み燃料の排出量を減少させることができる。また、燃料の高燃焼度化と同時に長サイクル運転を行って原子力発電所の稼働率を向上させると、その分化石燃料を燃やさなくて済むようになり、環境負荷の低減が図れる。

次章以降では、現在検討が進められている高燃焼度燃料について紹介する。

## 3. 高燃焼度燃料及び炉心の開発

現在、原子力発電所は法令によって定められている最長の運転期間である13箇月運転を実施し、燃料については燃焼度を48 GWd/tに制限している。これを15~18箇月の長サイクル運転に移行し、燃料については、燃焼度制限を55 GWd/tとする高燃焼度化の検討が進められている。高燃焼度燃料を使用した長サイクル炉心の炉心特性について述べる。

### 3.1 高燃焼度燃料の開発

55 GWd/tの高燃焼度燃料の開発に当って、技術的課題を解決するため実施してきた改良の概要を以下に示す。

始めに被覆管の耐食性を改良するため、これまで被覆材として使用してきたジルカロイ-4に代って、ニオブ(Nb) 0.5%添加等の合金組成調整を行った新合金MDA(Mitsubishi Development Alloy)を開発した<sup>(3)</sup>。MDA被覆管の耐食性改良効果については、炉外試験及び海外の商業炉における照射試験により確認し

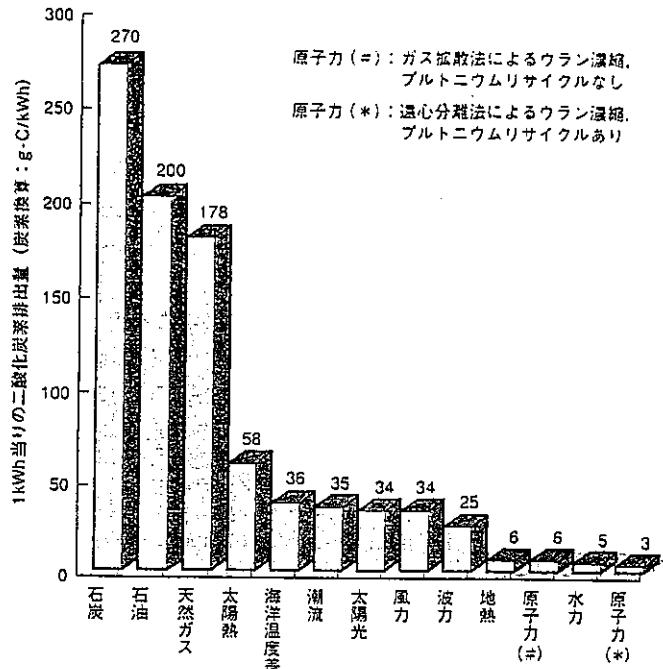
\*1 原子力技術センター経済部門技術部主管

\*2 原子力技術センター原子炉・安全技術部原子炉技術課主務

\*3 原子燃料・炉心技術部燃料設計課

\*4 原子燃料・炉心技術部炉心技術課

三菱重工技報 Vol. 35 No. 6 (1998-11)



(注) 原料の探査から建設・輸送・精製・運用(実際の発電)・保守などのために消費されるすべてのエネルギーを対象として二酸化炭素排出量を算定。  
 (例) 石炭: [探査, 選炭] → [輸送] → [精製] → [発電] → [灰捨]  
 出典: 電力中央研究所「発電システムのライフサイクル分析 平成7年3月」  
**図2 各種電源の二酸化炭素排出量** 1 kWh 当たりの二酸化炭素排出量を、化石燃料を含む各種電源と原子力を比較し示す。  
 Comparison of discharged carbon dioxide from various energy sources

た<sup>(4)</sup>。

第二に、ペレットからの腐食性 FP の放出及びペレット一被覆管相互作用 (PCI) による被覆管の応力腐食割れ破損を防止するため、集合組織を調整した被覆管を開発した。この被覆管を原子炉で照射した後、試験炉で出力急昇試験を実施した結果、その有効性を確認した。

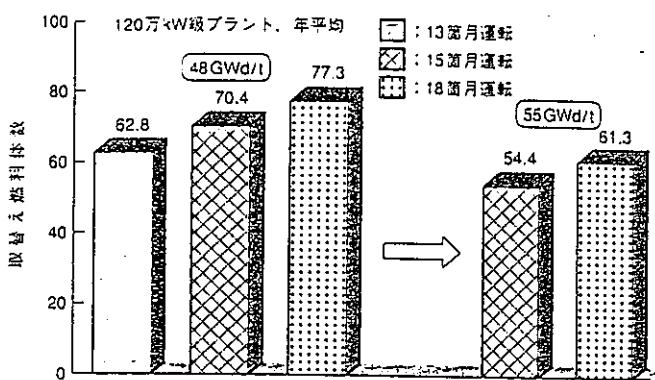
第三に、ペレットからの FP ガス放出量の増加に伴う燃料棒内圧の上昇を低減するため、FP ガス放出率の小さい大粒径ペレットを開発した。試験炉における照射試験により、大粒径による高出力時の FP ガス放出率の低減を確認した<sup>(4)</sup>。

### 3.2 高燃焼度燃料を使用した長サイクル炉心の検討

高燃焼度燃料を使用した長サイクル炉心の炉心特性への影響及び対策について以下に解説する。

第一に、高燃焼度燃料を使用した炉心では、既に 1 又は 2 サイクル燃焼した燃料と新燃料とでは出力差が大きくなることから、出力の大きい燃料の限界熱流束（燃料棒が熱的に破損する熱流束）に対する余裕が減少する。このため、限界熱流束を厳密に評価する手法を開発し、出力の大きい燃料の健全性に影響ないことを確認した。

第二に、高燃焼度燃料は濃縮度が高いため燃焼初期に持っている余剰反応度が大きくなる。この対策として、燃料ペレットの中に混入する反応度抑制材（通常ガドリニアを使用）の濃度及び反応度抑制材を混入する燃料棒本数を増加させた。



**図3 高燃焼度燃料採用による燃料取替え体数の低減効果** 高燃焼度燃料を使用した場合と使用しない場合について、取替え燃料体数（使用済み燃料発生量）を比較し示す。  
 Reduction of generated spent fuel by adopting high burn-up fuel

第三に、高燃焼度燃料を装荷した炉心では、制御棒の効きが悪くなるため、制御棒による炉心の停止能力を厳密に評価する手法を開発し、停止能力が確保できることを確認した。

図3に示すように、55 GWd/t の高燃焼度燃料を使用した 18 篇月運転をした場合、現行の 48 GWd/t 燃料を使用した 13 篇月運転をした場合より年当りの使用済み燃料排出量を 20 % 以上少なくできることを確認した。この分環境への負荷を軽減できることとなる。

### 4.おわりに

本報では地球環境問題に対する原子力の特性と役割について概説するとともに、現在、原子力発電所における環境負荷低減と経済性向上のための施策として計画している高燃焼度燃料について紹介した。

さらに将来を考えた場合、二酸化炭素ガスなど廃棄物、排出物の点で限界を迎えており石油文明に代り得る未来への広がりを持った技術として、原子力を捕えていく必要があろう。原子力利用は、原子力発電などのエネルギー供給と医療用などの放射線利用に分けることができる。エネルギー利用の面では、原子力発電に加えて種々の産業用エネルギー源としての利用も期待される。これにより化石燃料消費量と二酸化炭素ガス排出量を大幅低減し、地球温暖化問題の解決に寄与できる。放射線利用の面では、医療や放射線による物質変換を利用した半導体製造などに加え、汚水の減菌処理などへの応用が今後の課題である。

### 参考文献

- 電力中央研究所、発電システムのライフサイクル分析 (1995)
- 資源エネルギー庁、'98 原子力発電 その必要性と安全性 (1998)
- 木戸ほか、高燃焼度対応改良被覆管の開発(2)、日本原子力学会 (1994 春の年会)
- Takahashi, T. et al., Advanced Fuel Development For Burnup Extension, ANS International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Portland (1997)

# 高燃焼度対応改良燃料の開発

Development of Advanced Fuel for High Burnup

原子力事業本部 高橋利通<sup>\*1</sup>  
 神戸造船所 土井莊一<sup>\*2</sup> 鈴木成光<sup>\*3</sup>  
 ニュークリア・デベロップメント株式会社 小松和志<sup>\*4</sup>

経済性向上及び使用済み燃料発生量低減の観点から、燃料の高燃焼度化が望まれている。燃料の高燃焼度化に当っては燃料被覆管の腐食増加、ペレット-被覆管相互作用 (PCI) に対する設計余裕の減少及び燃料棒内圧增加による燃料健全性への影響が課題となる。このため、当社では 1980 年代後半からそれぞれの対策として、耐食性改良 Zr 基合金燃料被覆管、集合組織調整燃料被覆管及び結晶粒径を大きくした大粒径ペレットの開発を進めてきた。これまでに多くの炉外試験、海外試験炉での照射試験を実施した結果、優れた改良効果を確認している。スペイン及び国内の商業炉で実施中の先行照射の成果を踏まえた上で、2002 年以降に高燃焼度対応改良燃料の実用化を図ることにしている。

Fuel burnup extension is required to improve nuclear economy and reduce spent fuel generation. Fuel cladding waterside corrosion, pellet-cladding interaction (PCI) and fuel rod internal pressure are concerned at higher burnup. Mitsubishi has developed an advanced fuel with zirconium based alloy cladding of higher corrosion resistance, a radial texture controlled cladding of higher PCI resistance and large grain pellets to decrease fission gas release, since the latter half of the 1980s. The superior behavior of these advanced design has been confirmed by a lot of out of pile and irradiation tests in experimental and commercial reactors. Fuel demonstration programs in a Spanish and a Japanese commercial PWR are underway to prove fuel integrity at higher burnup upto the final target burnup of 55 GWd/t. After confirming fuel integrity in these programs, the advanced fuel for high burnup will be introduced as practical use in Japanese PWR plants from 2002 on.

## 1. まえがき

燃料の高燃焼度に関しては、図 1 に示されるように、第 1 ステップとして燃料集合体取出し燃焼度制限を 39 GWd/t から 48 GWd/t への引上げを 1990 年代初めから実施している。さらに、2002 年以降には第 2 ステップとして、55 GWd/t への引上げを計画している。燃料のこうした高燃焼度化は、今後予想される原子力発電所の長期サイクル運転による稼働率の向上における使用済み燃料発生量を抑制し、より原子力発電の経済性を向上させることができる。このような電力会社のニーズに対応するため、当社は 1980 年代後半から高燃焼度燃料の開発を進めてきた。これまで当社の自社研究や電力共通研究として実施してきた数多くの炉外試験及び海外試験炉での照射試験を経て、(財)原子力発電技術機構高燃焼

度等燃料確証試験計画の一環として、高燃焼度対応改良燃料を 1994 年 6 月からスペイン Vandelllos 2 号機にて照射を開始し、3 サイクルの照射終了時に約 45 GWd/t の燃焼度を達成し、更に継続照射中である。また、関西電力(株)大飯 4 号機でも燃料集合体取出し燃焼度 55 GWd/t を目標として、1997 年 3 月から先行照射を開始している。

## 2. 燃料高燃焼度化の技術的課題

燃料高燃焼度化の技術的課題は図 2 に示すように、次の 3 点が挙げられる。炉内滞在時間が増大すると燃料被覆管の腐食が増大し、腐食に伴う水素吸収量が増大する。また、初期反応度の増加に伴い炉心内で発生する出力変化が増加し、ペレット-被覆管相互作用 (PCI : Pellet Cladding Interaction) による燃料破損に対

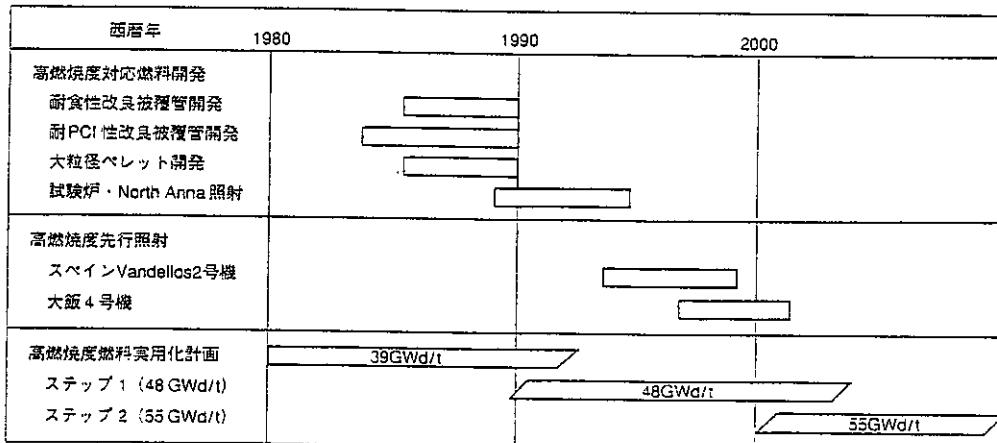


図 1 高燃焼度対応改良燃料の開発計画 三つの炉外試験、試験炉照射試験等の開発工程及び電力会社の実用化計画を示す。  
 Development program on advanced fuel for burnup extension

\*1 原子力技術センター原子炉・安全技術部燃料技術課長

\*2 原子炉・炉心技術部燃料設計課主務

\*3 原子炉・炉心技術部燃料設計課長

\*4 研究部長

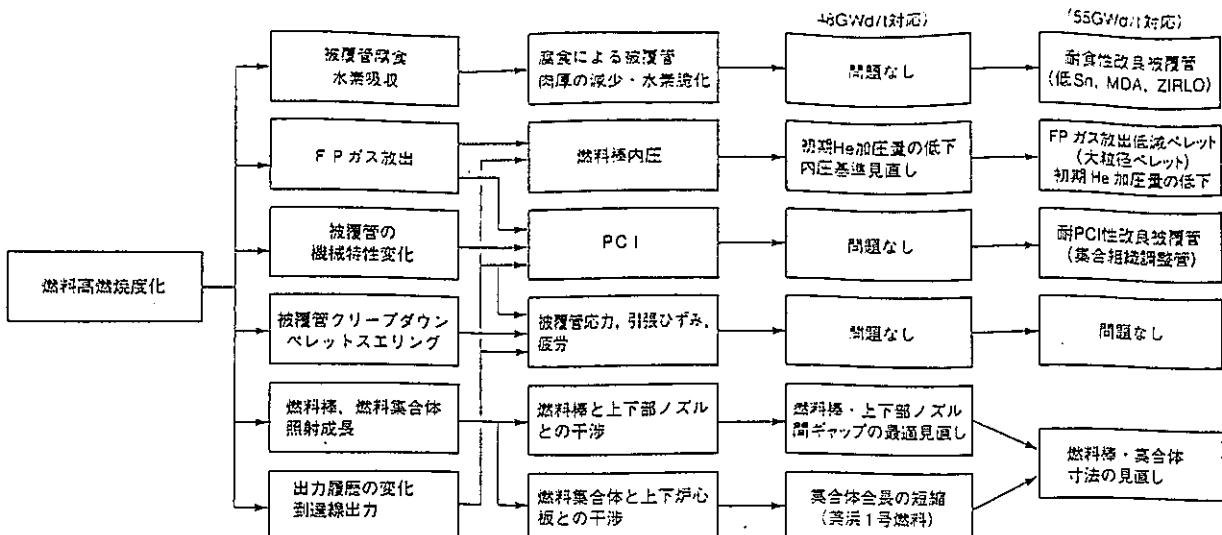


図2 燃料高燃焼度化の技術的課題と対策 燃料の高燃焼度化の課題と対策を48 GWd/t(ステップ1)と55 GWd/t(ステップ2)ごとにまとめた。  
Concerns and countermeasures on fuel burnup extension

する余裕が減少する。さらに燃料の燃焼に伴い、核分裂生成物の蓄積によりペレットの体積膨張(スエリング)が起り燃料棒内空間体積が減少する一方、ペレット外への核分裂生成物(FP: Fission Product)ガス放出増大により燃料棒内圧が増大する。

高燃焼度化ステップ1(48 GWd/t)では燃料棒内の封入Heガス圧の低減と燃料棒内圧基準の見直し等により実用化を達成した。一方、ステップ2(55 GWd/t)では、前述の高燃焼度化の技術的課題を解決するため、以下に述べるような耐食性改良被覆管、耐PCI性改良被覆管及びFPガス放出低減ペレットを開発している。

### 3. 耐食性改良被覆管

#### 3.1 開発経緯

PWRの燃料被覆管材として使用しているジルカロイ-4は中性子経済性に優れているばかりでなく、耐食性、照射挙動も優れており、これまで、世界各国で40年以上もの長い間使用されている。この豊富な実績を基に耐食性、照射による寸法安定性を更に向上させたMDA合金(Mitsubishi Developed Alloy)を開発した。

耐食性を改良するために、熱処理条件の最適化及び合金組成の変更による検討を行ったが、前者については、既に改良が実施されてきたことから更なる耐食性改良効果は小さく、大幅な向上は望めなかった。後者については、ジルコニウム(Zr)にすず(Sn)、鉄(Fe)、クロム(Cr)のジルカロイ-4合金成分のほか、ニオブ(Nb)、モリブデン(Mo)、マンガン(Mn)等を添加した材料を作製し、腐食、水素吸収、機械的強度、延性を調べ、最終的に燃料被覆管としての要求を満足する合金組成を決定した<sup>(1)</sup>。このMDA合金はジルカロイ-4と同様、中性子吸収断面積が小さいZrを主成分(98%)としているが、耐食性を向上させるため、Sn含有率を低減し、機械的強度、水素吸収特性向上の観点からNbを添加している。Nb添加量は、成型加工性の観点から、ZrにおけるNbの固溶限(約0.6%)以内で最も効果的な0.5%としている。

MDA合金の主成分を表1に示す。ここでZIRLO合金(ウエスチングハウス社の登録商標)は、耐食性が良好で水素吸収率が低いZr-Nb合金に機械的強度を向上させるため、Sn、Feを添加したウエスチングハウス社が開発したZr基合金である。

表1 耐食性改良管の合金成分

Alloy element of corrosion resistant cladding

主成分	ジルカロイ-4		耐食性改良		
	規格	従来Sn	低Sn	MDA	ZIRLO
Sn (wt %)	1.2~1.7	1.5	1.3	0.3	1.0
Fe (wt %)	0.18~0.24	0.2	0.2	0.2	0.1
Cr (wt %)	0.07~0.13	0.1	0.1	0.1	—
Nb (wt %)	—	—	—	0.5	1.0

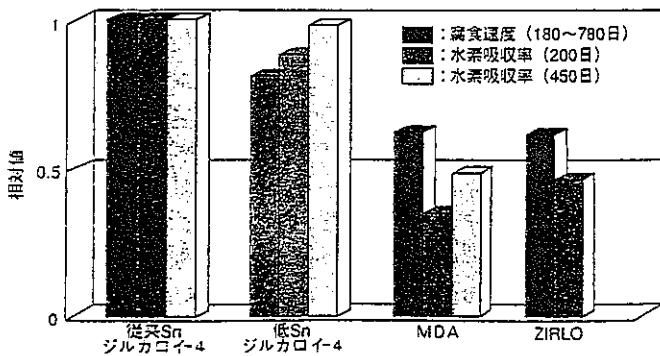


図3 耐食性改良被覆管の炉外耐食性と水素吸収特性 耐食性改良被覆管(MDA, ZIRLO)の炉外腐食試験結果から腐食速度、水素吸収率を従来Sn管に対する相対値として示す。  
Out of pile corrosion and hydrogen pickup properties of corrosion resistant cladding

#### 3.2 耐食性改良効果

耐食性改良被覆管(MDA, ZIRLO)の炉外腐食試験結果を、図3に示す。これより、MDA, ZIRLO被覆管の腐食速度は、従来ジルカロイ-4に比べ約35%以上、水素吸収率は約50%以上低下している。また、米国North Anna 1号炉における炉内の耐食性データを図4に示す。これより、MDA, ZIRLO被覆管の耐食性改良効果が認められる<sup>(2)(3)</sup>。

#### 3.3 その他の特性

燃料被覆管の照射下での寸法安定性は燃料設計上重要である。炉内クリープについては、固溶Nbと固溶Snが多いほど小さく、しかもNbの効果はSnの効果の2倍程度といわれている<sup>(4)</sup>。これは、クリープが取位(材料中に元々ある結晶格子のずれ)の移動によるものであるのに対し、Zr中に固溶しているSn, Nbは転位

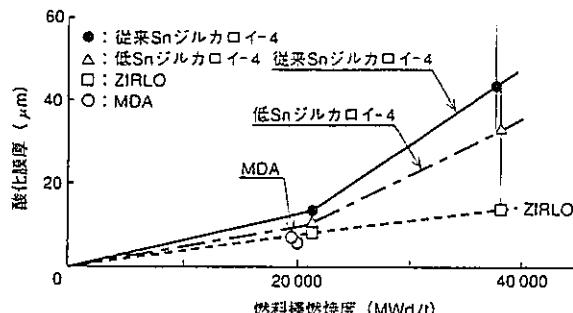


図4 耐食性改良被覆管の炉内耐食性 (North Anna炉照射)  
耐食性改良被覆管 (MDA, ZIRLO) 燃料を  
North Anna炉で照射し各サイクル照射後にオンサイトで  
酸化膜測定を実施した結果を示す。  
In pile corrosion behavior of corrosion resistant cladding

を捕獲し、その動きを抑制するためと考えられている。一方、照射成長の支配要因は、 $\alpha$ -Zrのちゅう密六方晶の向きが比較的そろった組織において、中性子照射で生じる格子欠陥のうち空孔は六方晶の底面へ、格子間原子は柱面へ選択的に集まるためといわれているが、前記のクリープ同様、固溶したSn及びNbは照射欠陥の動きを抑制するため、固溶量が多いほど、照射成長は小さくなるためと考えられる。実際、North Anna炉でのMDA及びZIRLO被覆管の炉内クリープについては、ジルカロイ-4の約80%、また、照射成長についてはジルカロイ-4の約1/2となっている<sup>(2)(3)</sup>。

また、MDA、ZIRLO合金はジルカロイ-4と同等のZrをベースとしているため、機械的強度、延性、溶融点、熱伝導率、密度等の基本的材料物性は、ジルカロイ-4と同等である<sup>(1)(2)</sup>。

#### 4. 耐PCI性改良被覆管

##### 4.1 開発経緯

ペレット一被覆管の相互作用 (PCI) による破損は、燃料棒出力が急激に上昇した場合には、腐食性FPガス雰囲気が形成されること、及び被覆管よりペレットの熱膨張が大きく、被覆管に過大な応力が発生することにより起る応力腐食割れ (SCC) 破損といわれている。PWRにおける出力調整は、主に冷却材中のほう素の濃度調整により行われるため、通常運転中の出力変動は小さくPCI破損の可能性は小さい。しかしながら、ほう素の異常な希釈、制御棒の異常な引抜き等の異常な過度変化事象が起った場合には、比較的大きな出力上昇が生じPCI破損の可能性を考えられる。現在、このPCI破損の評価は、試験炉での出力急昇試験結果を踏まえて“出力上昇幅”と“最大出力レベル”を燃焼度で整理して設定しきい値に対して行われている。“出力上昇幅”はペレット一被覆管がはじんだ出力からの出力上昇幅であり、被覆管の応力に相当する指標と考えることができる。また、“最大出力レベル”はペレット温度及びFPガス放出量に相当する指標である。PCI破損は“出力上昇幅”的しきい値と“最大出力レベル”的しきい値の両方を同時に超える出力変化の場合に発生するが、これは材料(ジルカロイ)、応力(出力上昇幅)、及び雰囲気(最大出力レベル)の3要素がそろって発生するSCCと考えることができる。

このPCI破損限界を上昇させるための手段として、ジルカロイ被覆管の集合組織を調整する方法が考えられる。

Zr金属は、ちゅう密六方晶の集合組織から成り異方性を示す。SCC破面はこのちゅう密六方晶の底面に平行であることが分かっている。旧来からの様々な被覆管を評価検討した結果、集合組織

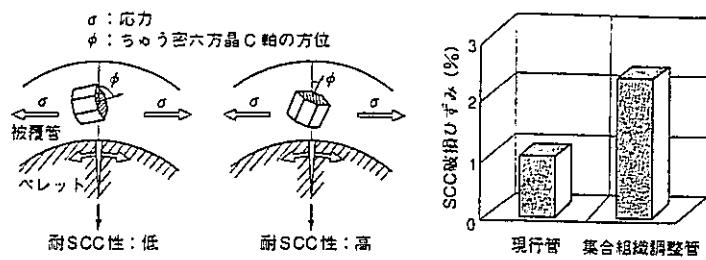


図5 集合組織調整管の概念と炉外SCC特性 Zr基合金被覆管のちゅう密六方晶とSCC性の関係及び炉外マンドレル試験による破断ひずみを示す。  
Concept and out of pile SCC properties of radial texture controlled cladding

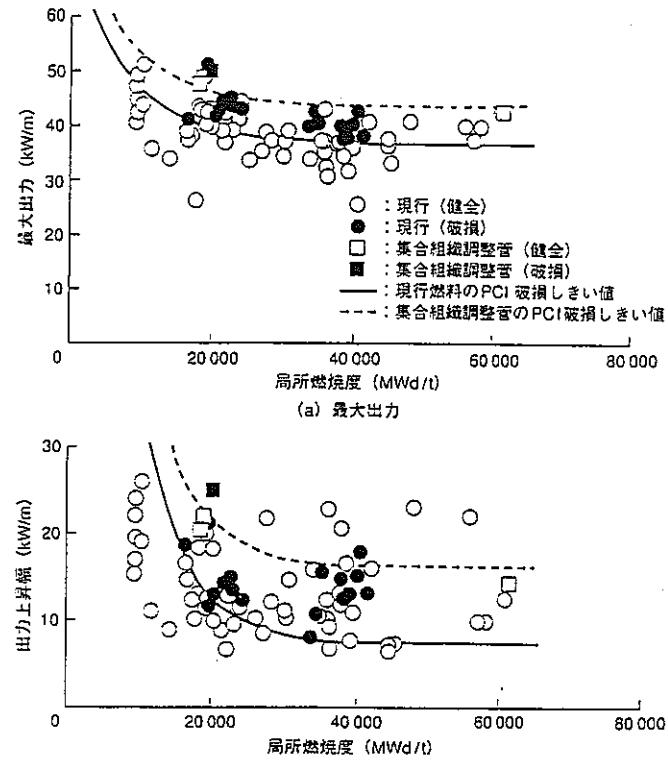


図6 集合組織調整管のPCI破損限界 現行集合組織管と集合組織調整管燃料の出力急昇試験結果から最大出力と出力上昇幅を燃焼度で整理した結果を示す。  
PCI failure threshold of radial texture controlled cladding

の調整により、耐PCI特性を向上させることができることが判明した。この検討では、出力急昇試験を炉外で模擬するマンドレルSCC試験を行うとともに、実際の性能は試験炉における出力急昇試験により確認した<sup>(5)</sup>。

この集合組織調整管は被覆管の最終冷間加工工程において、外径の減少率より肉厚減少率を大きくとることにより製造することができる。スペイン及び国内実炉での先行照射では、MDA、ZIRLO合金に対しても集合組織を調整した被覆管を照射している。

##### 4.2 耐PCI性改良効果

炉外SCC試験の結果を図5に示すが、SCC雰囲気下での延性は集合組織を調整した被覆管の方が高いことが分かる。

集合組織調整管を用いた試験燃料棒を、ベルギーBR-2炉及びスウェーデンR-2炉で出力急昇試験した結果を図6に示す。集合組織調整管のPCI破損しきい値は、現行管のそれに比較し高く、燃焼度によらず耐PCI性の改良効果が顕著であるといえる<sup>(3)</sup>。

なお、集合組織調整による機械的性質、クリープ特性、照射成

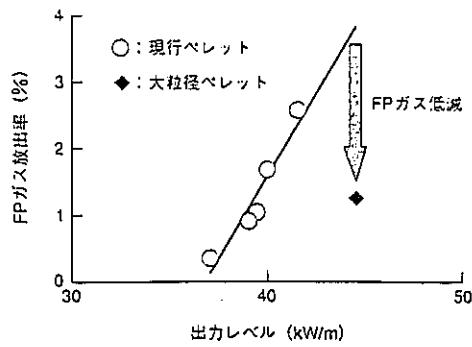


図7 大粒径ペレットのFPガス放出低減効果  
出力急昇試験を実施した後、内部圧力測定とガス分析を行い、FPガス放出率を求めた結果で現行粒径ペレットと大粒径ペレットの比較を示す。  
FP gas release of large grain pellet

長へ与える影響はないことを確認している<sup>(5)</sup>。

## 5. FPガス放出低減ペレット

### 5.1 開発経緯

燃料の高燃焼度化においては燃料棒の内圧増加抑制のため、ペレットからのFPガス放出を抑制する必要がある。ペレット結晶粒内で発生したFPガス原子は拡散によって粒界まで到達し、粒界を通してペレット外へ放出される。現行の二酸化ウランペレットは約8 μm程度の結晶粒から成るが、この粒径を大きくすることによりペレット外への放出を抑制できる。ペレット結晶粒を粗大化するためには、ペレット焼結条件の変更や添加物による方法等があるが、当社では粉末特性の改良により焼結特性を高め、結晶粒を粗大化(25 μm)させる方法を採用した。

### 5.2 FPガス放出低減効果

ベルギーBR2炉で燃焼度26 GWd/tまで照射した後、出力急昇試験を実施した結果、図7に示すように、粒径の粗大化に伴いFPガス放出率が低下していることを確認した<sup>(3)</sup>。また、この大粒径ペレットと現行ペレットをノルウェーHalden炉にて燃焼度21 GWd/tまで照射試験を行ない、照射中の燃料棒内圧変化を測定した結果、現行粒径ペレットに比較して、大粒径ペレットのFPガス放出が低いことを確認した。

### 5.3 その他の特性

大粒径ペレットは、焼結しやすい粉末を用いて製造されているため、密度上昇も速やかに起り、焼結後のペレットは焼きしまりが少ない特性となっている。この結果、照射による焼きしまりも現行ペレットに比較して小さくなる。一方、スエリング挙動は核分裂生成物の蓄積によるため、現行ペレットと同等である<sup>(2)</sup>。

なお、大粒径ペレットは、現行ペレットと同じ二酸化ウランから成るため、燃料健全性評価上重要な熱伝導率及び熱膨張率等の基本的材料物性は、現行ペレットと同等であることを炉外試験で確認している<sup>(2)</sup>。

## 6. 高燃焼度対応改良燃料集合体の仕様

改良被覆管、大粒径ペレットの改良効果及びその他の照射挙動に関するデータは現在実施中の先行照射からも得られ、今後の許認可に有效地に活用することができる。また、これらのデータに基づき燃料棒設計コードの改良等を行うとともに、製造コスト等を勘案して、高燃焼度対応改良燃料集合体の最終仕様を決定する予定である。

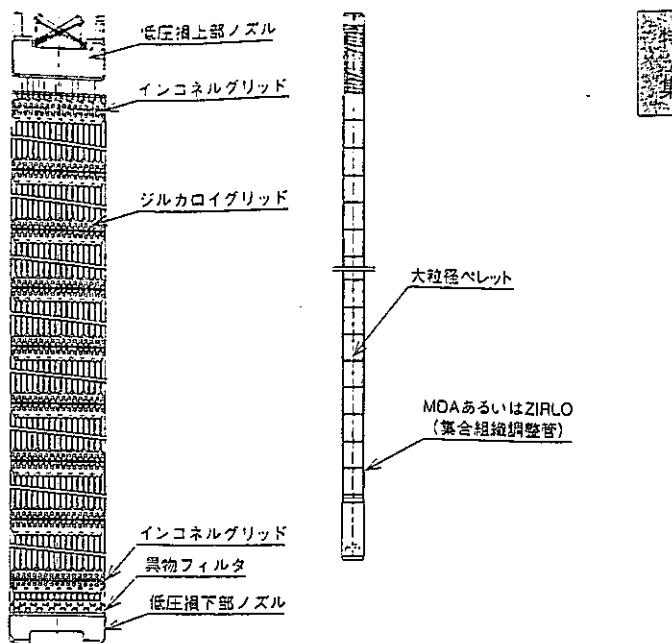


図8 高燃焼度対応改良燃料の構造  
Overview of advanced fuel for burnup extension

高燃焼度対応改良燃料の仕様及び構造案を図8に示す。中間グリッドには中性子経済上有利なジルカロイ-4材を採用する予定である。

また、SCC 対策を施した上部ノズルリーフスプリングやRCC 不完全挿入事象への対応についても検討するとともに、上部ノズル精密鋳造化、上・下部インコネルグリッドの溶接化等各種コスト低減策を織り込む予定である。さらに、炉心設計上のフレキシビリティ向上のため、現行に比較して、Gdの濃度を高めた仕様とする予定である。

## 7. あとがき

高燃焼度対応改良燃料は、現在スペイン及び国内の商業炉で先行照射を実施中であり、これらの成果を踏まえて、2002年以降には高燃焼度燃料の実用化を図ることにしている。

さらに、燃料集合体最大取出し燃焼度を55 GWd/t以上に伸長することを目標に、ここで報告したステップ2高燃焼度燃料の適用性を見極める一方、更なる改良を目指した燃料開発にも着手している。

## 参考文献

- (1) 木戸ほか、高燃焼度対応改良被覆管の開発(2)、日本原子力学会(1994春の年会)
- (2) Suzuki, S. et al., Burnup Extension and Improved Reliability, ANS International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Florida, April 17-20 (1994)
- (3) Takahashi, T. et al., Advanced Fuel Development For Burnup Extension, ANS International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Portland, March 26 (1997)
- (4) Fuchs, H. P. et al., Cladding and structural Material Development for Advanced Siemens PWR Fuel "FOCUS", ANS/ENS Topical Meeting on LWR Fuel Performance April 21-24, Avignon France (1991)
- (5) Ozawa, D. et al., Improvement In PCI Property of Zircaloy Fuel Cladding Tube, ANS/ENS Topical Meeting on LWR Fuel Performance, April 21-24, Avignon France (1991)

# 最新の原子力発電所 ABWR

## 96、97年に東電で運転開始

日本の商業用原子力発電所は、BWR (Boiling Water Reactor、沸騰水型) とPWR (Pressurized Water Reactor、加圧水型) の2タイプが運転されていますが、最新の原子力発電所として、BWRの改良型であるABWR (Advanced Boiling Water Reactor) が登場しています。1996、97年にそれぞれ運転を始めた東京電力(株)柏崎刈羽6、7号機です。このほか、現在建設準備中の原子力発電所でも、ABWRを採用するところがあります。ABWRは、運転経験に基づく改善と最先端の技術を結集し、安全性、運転性、経済性の向上が図られています。

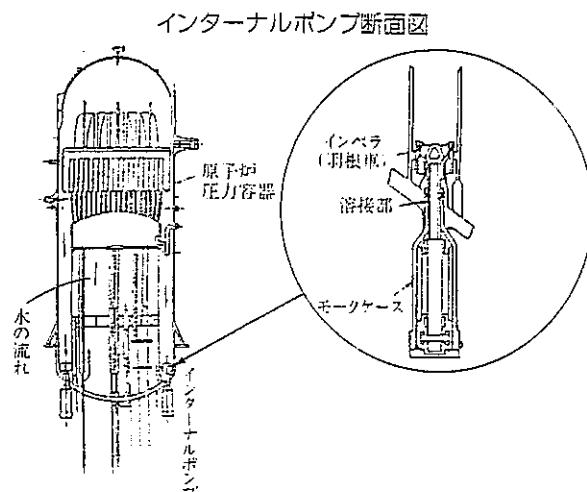
ABWRが従来のBWRと大きく違うのは、①原子炉内の冷却材(水)を循環させるポンプを原子炉圧力容器内に取り込んだインターナルポンプ②原子炉出力の制御を行う制御棒を出し入れする改良型制御棒駆動機構③建屋一体型鉄筋コンクリート製格納容器ーをそれぞれ採用したことなどが主な点です。

以下にそれぞれの特徴を紹介します。

## 再循環ポンプなくし単純化

① インターナルポンプ 冷却材を炉心部に送る機器で、原子炉圧力容器の底部に10台取り付けられ、1台当たり毎分約100tを循環させる能力を持っています。従来のBWRでは、再循環ポンプと呼ばれる縦型の大型ポンプが原子炉圧力容器の外部に設置され、原子炉圧力容器から配管で冷却材を再循環ポンプに導き再度原子炉圧力容器に配管で戻すという構成でした。ABWRで採用されたインターナルポンプは、原子炉圧力容器内にポンプの羽根車の部分が納められており、羽根車を回転させるモーターとして、冷却材が外部に漏れない密閉型水中モーターを使用しています。インターナルポンプの採用により、従来原子炉圧力容器の外部にあった再循環配管と再循環ポンプをなくすことができ、原子炉の単純化と格納容器の縮小を図ることができました。

② 改良型制御棒駆動機構 従来の制御棒

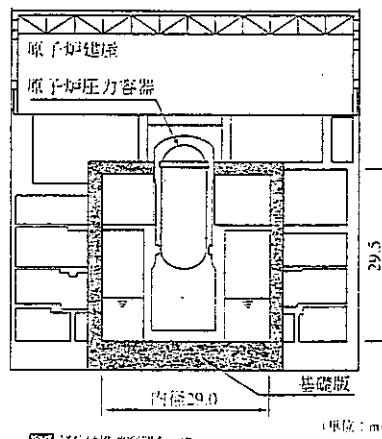


駆動機構は、水圧によって制御棒を炉心に出し入れしていました。ABWRで採用された改良型制御棒駆動機構では、通常

運転時は電動モーターにより出し入れし、核分裂を制御します。そして、万一異常が発生した場合は水圧により多数の制御棒を急速に炉心に挿入して、ウランの核分裂反応を確実に停止させます。このように、駆動源を多様化することで、信頼性、安全性、操作性をより向上させています。

③ 鉄筋コンクリート製格納容器 格納容器は万一の事故を想定した時に内部で流出した放射性物質を閉じ込め、外部に放出されることを防止する設備です。従来格納容器は鋼板で製作されていましたが、ABWRで採用された格納容器は、円筒形で原子炉圧力容器を取り囲み、厚さ2倍のコンクリートと厚さ6mmの鋼製ライナー(内張り)で構成されています。これによって経済的な格納容器を製作することができるようになりました。

鉄筋コンクリート製原子炉格納容器(RCCV)  
Reinforced Concrete Containment Vessel



(単位:m)

# JENDL-3.2に基づく ORIGEN 2 用ライブラリの作成

日本原子力研究所  
燃料サイクル安全工学部  
須山 賢也  
kenya@cyclone.tokai.jaeri.go.jp

## 1. 始めに

シグマ委員会核種生成量評価ワーキンググループ (WG) においては、現在軽水炉 (PWR と BWR) ならびに FBR 用 ORIGEN 2 ライブラリを、JENDL-3.2 より作成する作業を行っている。本報告では、それらに関しての概要を述べることとする<sup>注1</sup>。なお、本ライブラリを使用した解析例に関してはいくつかの照射後試験結果の解析と詳細な燃焼計算との比較とで進められているが、それらの概要の紹介に関しては別の機会に譲ることとしたい。

## 2. 作業の背景

ORIGEN 2 [1, 2] は、使用済燃料の核種組成、放出放射能、熱、そして毒性を算出する燃焼計算コードである。非常に多くのユーザーが世界中において、この分野のコードとしてはもっとも成功したものの一つであろう。たとえば、RIST ニュースに、「原子力コードセンター便り」というページがある。そこには、配布されたコードと、配布件数が記載されている。その No. 25 では、今流行の連続エネルギーモンテカルロコード MCNP 4B の配布数 35 件に対して、なんと ORIGEN 2.1 (IBM-PC、Windows) の配布数

は 17 件と記されている。両者とも、古い開発の歴史があるのでもっともといえる結果ではあるが、MCNP 4B などに比較をすれば単純なコードの ORIGEN 2 がどれだけ高い評価をうけているかという証拠ではなかろうか。

このように広く支持をうけている ORIGEN 2 のライブラリを作成する作業は、「JENDL-3.2 の普及のために重要である」との考えにより、シグマ委員会の作業グループのひとつである、「核種生成量評価 WG」において数年前から始まった。その作成におけるモデル化の検討、実際のライブラリ作成と作業は進展し、実際にライブラリを作成してテスト用ではあるが、配布を行えるまでになった。

## 3. ライブラリの概要

ORIGEN 2 のライブラリはテキストデータであるので、ユーザーがライブラリを変更することが非常に容易である。ORIGEN 2 の内蔵ライブラリと、今回ライブラリを作成しようとするものを表 3.1 にまとめて示す。

一群断面積が、いわゆる「ORIGEN 2 内蔵ライブラリ」にあたるものである。また、燃焼度依存アクチノイド断面積は、FOR-

注1 本稿は、核データニュース No. 60 で報告した「燃焼計算用一群定数と使用済燃料核種組成データベースの作成」を抜粋及び修正して発表するものである。

TRAN の SUBROUTINE であって、燃焼度毎の一群断面積が、重要なアクチノイドの核反応に関して与えてある。崩壊および核分裂収率データは、崩壊定数と独立核分裂収率を与えるものである。以上3ライブラリが JENDL-3.2 からライブラリを作成する作業の対象とされている。なお、光子ライブラリは、ガンマ線スペクトルの計算に利用されるものであるが、今回の作業からは除外されている。また、断面積ライブラリ以外に BLOCK DATA 文で与えてあるパラメータ等もあるが、「あまり ORIGEN 2 本体に手を加えたくない」という考え方から、作業対象とはしなかった。

### 3.1 軽水炉用ライブラリの作成

軽水炉用ライブラリの利用目的が、燃料集合体をベースにした核種のインベントリー計算であることから、作成モデルは燃料集合体平均の組成が得られることを目標に設定された。そのために、WG の炉心メーカの委員より集合体に関するパラメータを得て、集合体を代表する単一ピンセルモデルによってライブラリを作成することとした。

ライブラリ作成対象とライブラリ名を以下の表 3.2 に示す。現在、軽水炉用 MOX 燃料を対象とした作業も開始されており、また、WG での議論も踏まえて、ライブラリ想定最高燃焼度等の見直しがされる予定であり、この表が最終的なスペックにはならないことに御注意いただきたい。この表の中で、NLB

Table 3.1 ORIGEN 2 で使用するライブラリとライブラリ作成対象

Library	今回の作業で更新
一群断面積	○
燃焼度依存アクチノイド断面積サブルーチン	○
崩壊および核分裂収率	○
光子	×

Table 3.2 軽水炉用ライブラリ一覧

Library	Fuel	Void Ratio(%)	U 235 Enrich(%)	Max Burnup (GWd/t)	NLB	NLIB(12)
BS 100 J 32	BWR STEP-1	0	2.7	40	709 710 711	46
BS 140 J 32	BWR STEP-1	40	2.7	40	712 713 714	47
BS 170 J 32	BWR STEP-1	70	2.7	40	715 716 717	48
BS 200 J 32	BWR STEP-2	0	3.7	40	718 719 720	49
BS 240 J 32	BWR STEP-2	40	3.7	40	721 722 723	50
BS 270 J 32	BWR STEP-2	70	3.7	40	724 725 726	51
BS 300 J 32	BWR STEP-3	0	4.7	40	727 728 729	52
BS 340 J 32	BWR STEP-3	40	4.7	40	730 731 732	53
BS 370 J 32	BWR STEP-3	70	4.7	40	733 734 735	54
PWR 34 J 32	PWR 17×17	—	3.4	60	700 701 702	43
PWR 41 J 32	PWR 17×17	—	4.1	60	703 704 705	44
PWR 47 J 32	PWR 17×17	—	4.7	60	706 707 708	45

とは一群面積ライブラリの識別番号であり、NLIB(12) とは、燃焼度依存アクチノイド断面積を識別するものである。この値は暫定的なものであり、あとに述べる高速炉用ライブラリとあわせて整合性の取れた値にする予定である。

軽水炉用ライブラリの作成は、SRAC[3] (SRAC 95[4]) と ORIGEN 2 を組み合せた SWAT[5] を使用して行っている。このコードは、燃焼度毎の組成を用いて与えられた体系における SRAC の入力を作成して、実効断面積の変化を考慮しつつ燃焼計算を行うシステムである。その処理の途中で ORIGEN 2 フォーマットの一群断面積ライブラリを作成しており、それをプログラム群によって必要な一群断面積や SUBROUTINE に変換することで目的とするライブラリを得る。その処理の流れを図 3.1 に示した。このシステムは、SWAT のソースプログラムとともに公開される予定であり、ユーザーが新しいライ

ブラリを必要とした時には、独自のライブラリが作成できるようにしてある。

### 3.2 高速炉用ライブラリ

FBR 用ライブラリも、作成作業が進んでいる。FBR に関しては「常陽」や「もんじゅ」以外には決まった仕様が無いために、現在検討されている中でもっとも一般的であると考えられている設計データをもとに、対象炉心を選択している。それを表 3.3 に示す。

その作成の流れを Figure 3.2 に示す。FBR ライブラリの場合、炉心計算をもとにライブラリを作成することとなった。すなわち、初めに JENDL-3.2 に内蔵されている 340 核種のデータに関して、pointwise 断面積データを作成した。そして、JFS 3-J 3.2 の作成時に使用したスペクトルと Pu-239 の  $\chi$  を接続したスペクトルで縮約を行って、73 群断面積セットを作成する。そして、JFS 3-J 3.2 を使用して、代表的高速炉を対象に

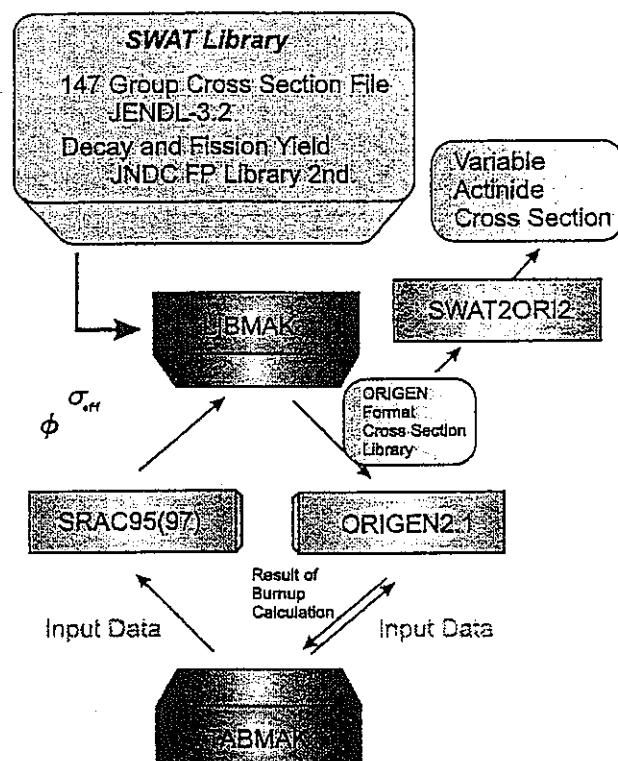


Figure 3.1 SWAT による ORIGEN 2.1 用断面積ライブラリの作成—LWR

Table 3.3 高速炉用ライブラリ

Type of Reactor	Type of Fuel	Pu Composition
Small Experimental Reactor(JOYO)	MOX	LWR
Prototype Reactor(MONJU)	MOX	LWR
600 MW Demonstration Reactor	MOX	LWR
600 MW Demonstration Reactor	MOX	FBR
600 MW Demonstration Reactor	METAL	LWR
600 MW Demonstration Reactor	NITRIDE	LWR
1300 MW Commercial Reactor	MOX	LWR
Pu Burner		

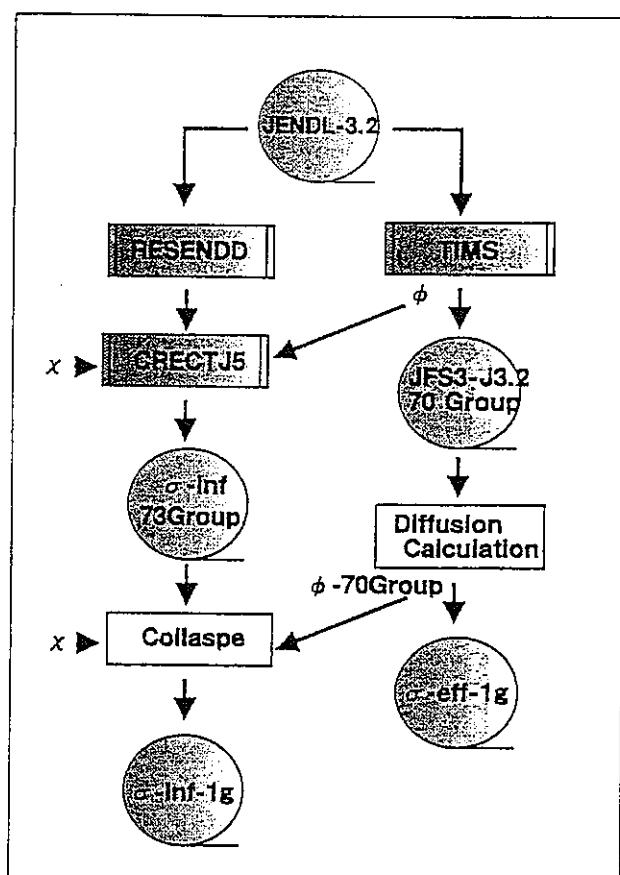


Figure 3.2 ORIGEN 2.1 用断面積ライブラリの作成—FBR

して、70群の炉心解析を行い、初めに作成した、73群無限希釈断面積を、上記の炉心計算による中性子スペクトルとPu-239の $\chi$ を接続したスペクトルで縮約することで、無限希釈一群断面積を作成する。さらに、その無限希釈一群断面積セットについて、一部の

核については、共鳴自己遮蔽の効果を取り入れるために、 $(n, \gamma)$ と $(n, \text{fission})$ 反応について炉心計算の結果求まった（各媒質の密度ならびに温度によって決る）実効一群断面積で置き換えを行う。このようにして作成したライブラリのNLB番号等は、軽水炉用

ライブラリとの整合性をとりつつ決定する予定である。

**3.3 崩壊ならびに核分裂収率データの作成**  
 崩壊ならびに核分裂収率のデータも更新作業が行われた。JNDC FP ライブラリ第2版 [6]においてそれらのデータが与えられているので、そのデータを ORIGEN 2 ライブラリのフォーマットに変更することとした[7]。JNDC FP ライブラリ第2版の方が ORIGEN 2 ライブラリより内蔵されている同位体数が多いので、JNDC FP ライブラリ第2版の内容をそのまま変更した場合には、ORIGEN 2 自体の配列の変更を必要とする。そこで、JNDC FP ライブラリ第2版のチェーンデータ<sup>注2</sup>を ORIGEN 2 ライブラリのチェーンに合わせることとした。よって、結果的にこれまでのライブラリとそのまま置換可能なライブラリとなっている。

JNDC FP ライブラリ第2版における核分裂収率は、高速中性子や熱中性子といった、核分裂を起こす中性子のエネルギーに依存した形で評価してある。そのためには、PWR、BWR、FBR といった炉心ごとの代表的な中性子スペクトルから、高速群と熱群での核分裂率をあらかじめ求めておき、その割合を重みとして、JNDC FP ライブラリ第2版に内蔵されている核分裂収率を平均化することとした。

このようにして作成されたライブラリは、算出される崩壊熱が JNDC FP ライブラリ第2版を使用してもとまる原子力学会推奨値とほぼ同じ値を算出するように作成されており、ユーザーの利便性が大きいものと考えている。

#### 3.4 今後の作業

現在、軽水炉ならびに FBR 用のライブラ

リは一応作成され、動作も確認されている。稼動確認マシンは、Sun およびその互換ワークステーションである。残念ながら、HP 等の他のマシンでの稼動はサポートしていないが、それは筆者の手元に Sun 以外のマシンがないためで、興味は十分にあるので、機会があれば試してみたい。

今後は、作成したこれらのライブラリをまとめてパッケージングし、さらに検証を行う予定である。PWR に関しては、原研において現在照射後試験を行っており、その中でライブラリ作成対象と同一の条件のサンプルのデータが取得されつつある。よって、その解析を行うことで検証を行うことを考えている。また、軽水炉用の MOX 燃料の使用が計画されている事に伴い、MOX 燃料用ライブラリの作成も、作業スコープの中に入ってきた。これに関しても、UO<sub>2</sub> 燃料と同様の考え方でライブラリを作成することが提案されており、実際そのように作成する事となる。

ここで問題なのは、御本家の ORIGEN 2 との整合性である。たしかに JENDL-3.2 からライブラリを作成する作業は進展し、必要ならばユーザーが求めるライブラリを簡単に作成することができるようになった。ライブラリ作成の過程をトレースすることができるというのは、問題が起ったときの対処がしやすいという点からしてもうれしいことはある。これらは一見よさそうではあるが、あまり細かくライブラリを作成すると、ORIGEN 2 の欠点であり長所である「どんな燃料でもソコソコの計算を行う」という目的から外れてしまいはしないかという危惧が私のなかにあるのも確かである。つねにベストな値を求めるのも一つの方向性ではあるが、えてそれを行ってこなかった ORIGEN 2 の良さを損なわないように今後の作業を行う必

注2 各同位体の親子関係を意味する。

要があろう。

尚、本作業を遂行するにあたり、軽水炉用断面積ライブラリと、崩壊定数ならびに核分裂収率用ライブラリ作成は、日本原子力研究所が実作業を担当し、高速炉用断面積ライブラリ作成は、動力炉核燃料開発事業団が実作業を担当した。また、ライブラリ作成にあたり、本文中でも述べたが、多くの燃料および原子炉メーカーの方から、最新の燃料の設計パラメータに関する情報を得た。ここに記して厚く感謝を申し上げる。

#### 参考文献

- [1] Croff, A. G. : "ORIGEN 2-A Revised and Updated Version of the Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code", ORNL-5621 (1980).
- [2] Croff, A. G. : "ORIGEN 2-A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials", Nucl. Technol., Vol. 62, pp. 335-352 (1983).
- [3] 土橋敬一郎、石黒幸雄、金子邦男、井戸勝："SRAC コードシステム改訂版"、JAERI-1302 (1986).
- [4] 奥村啓介、金子邦男、土橋敬一郎："SRAC 95 ; 汎用核計算コードシステム"、JAERI - Data / Code 96-015 (1996).
- [5] 須山賢也、岩崎智彦、平川直弘："統合化燃焼計算コードシステム SWAT"、JAERI - Data / Code 97-047 (1997).
- [6] 田坂完二、片倉純一、井原均、吉田正、飯島俊吾、中嶋龍三、中川庸雄、高野秀機："JNDC による核分裂生成物のデータライブラリー—第2版—"、JAERI-1320 (1990).
- [7] 片倉純一："日本原子力学会崩壊熱推奨値を ORIGEN 2 コードで再現するための崩壊および核分裂収率データライブラリの作成"、日本原子力学会誌、Vol. 38, No. 7, pp. 609-615 (1996).