



「常陽」の高度化計画 (MK-III計画)の概要

吉田 昌宏 青山 卓史 前田 幸基

大洗工学センター 照射施設運転管理センター 実験炉部

Outline of the "JOYO" Upgrading Program (MK-III Program)

Akihiro YOSHIDA Takafumi AOYAMA Yukimoto MAEDA

Experimental Reactor Division, Irradiation Center, O-arai Engineering Center

高速実験炉「常陽」は、FBR開発に資するため、1987年に照射性能の向上、新技術の実証等を内容とする高度化計画（MK-III計画）の検討を開始した。

照射性能向上に関しては、幅広いパラメータサーベイを行い、炉心の高中性子束化、冷却系の改造、照射運転時間の増大及び照射技術の高度化を柱とする炉心・プラント改造仕様を定めた。これに基づき、1995年に原子炉設置変更許可を取得し、2003年に改造を終了させ、2004年度から照射試験のための運転を開始する計画である。

新技術の実証では、当時の実証炉計画に合わせたキュリー点電磁石型新型炉停止機構（SASS）、FBR実用化段階を目指した二重管蒸気発生器等について、「常陽」を用いた実証試験計画を策定し、それに基づく構造、設置方法等の検討までを行った。

A "JOYO" upgrade program named the MK-III program was started in 1987 to develop future FBRs. The main objectives of this program are increasing the capability as an irradiation test bed core and developing innovative FBR technologies.

Based on the results of survey calculations, the core and plant modification program, which consists of increasing the neutron flux density of the core, modification of the cooling system, modification of the plant availability factor and upgrading irradiation technologies were decided. The licensing work was completed in 1995, and all the modification work was completed in 2003. "JOYO" will start rated power operation along with several irradiation tests in 2004.

Also the planning investigations were done for the installation and demonstration of innovative technologies, such as a self-actuated shut down system (SASS) using a curie point electromagnet for the Japanese demonstration FBR and a double-walled steam generator for future FBRs.

キーワード

「常陽」、高速増殖炉、MK-III計画、照射性能、冷却系改造、照射運転時間、照射技術高度化、新技術、自己作動型炉停止機構、二重管蒸気発生器

JOYO, Fast Breeder Reactor, MK-III Program, Irradiation Capability, Modification of Cooling System, Plant Availability Factor, Irradiation Technology, Innovative Technology, Self-Actuated Shut Down System, Double-Walled Steam Generator



吉田 昌宏

技術課
副主任技術員
「常陽」の許認可、
MK-III性能試験等
に関する業務に従事



青山 卓史

技術課
課長代理
「常陽」の炉心管理、ド
ンメトリー、燃料破損検出
等に係る試験研究及び
MK-III性能試験に従事
原子炉主任技術者
核燃料取扱主任者
第一種放射線取扱主任者



前田 幸基

技術課
課長
「常陽」の炉心・プラント
管理、MK-III性能試験、
技術開発等に関する業務
に従事
原子炉主任技術者
核燃料取扱主任者
第一種放射線取扱主任者

表1 MK- 炉心の主要目

項 目	MK-	MK-
炉型	ループ型	同左
冷却材	液体金属ナトリウム	同左
熱出力	100MWt	140MWt
原子炉容器	2重壁構造 (内径約3.6m, 高さ約10m)	同左
回転ブラグ	2重回転方式	同左
格納容器	上部半球形下部半円形鏡円筒型 (内径28m, 高さ約55m)	同左
炉心		
炉心燃料	MOX燃料	同左
燃料集合体数(最大)	67	85
照射燃料集合体数(最大)	9	21
炉心高さ	約55cm	約50cm
235U濃縮度	約18%	同左
Pu富化度	< 約30%	同左
制御棒	B,C(90%濃縮)	同左
体数, 位置	第3列6体(第0~23サイクル) 第3列5体, 第5列1体 (第24~35サイクル)	第3列4体, 第5列2体
中性子源	Sb・Be(第6列)	同左(第7列)
高速中性子束(>0.1MeV)	3.2×10^{15} (n/cm ² ・s)	4.0×10^{15} (n/cm ² ・s)
炉心部冷却材流量	約490kg/s	約610kg/s
反射体部冷却材流量	約30kg/s	約50kg/s
1次主冷却系		
ループ数	2ループ	同左
ループ構造	2重管構造	同左
冷却材流量	約1,100t/h / ループ	約1,350t/h / ループ
原子炉入口冷却材温度	約370	約350
原子炉出口冷却材温度	約500	同左
主循環ポンプ 基数	縦型自由液面遠心式機械ポンプ 1基 / ループ	同左 同左
主中間熱交換器 基数	縦型自由液面シェルアンドチューブ式 1基 / ループ	同左 同左
伝熱面積	354m ² / 基	363m ² / 基
容量	50MW / 基	70MW / 基
2次主冷却系		
ループ数	2ループ	同左
ループ構造	単管構造	同左
冷却材流量	約1,100t/h / ループ	約1,200t/h / ループ
主中間熱交換器入口Na温度	約340	約300
主中間熱交換器出口Na温度	約470	同左
主循環ポンプ 基数	縦型自由液面遠心式機械ポンプ 1基 / ループ	同左 同左
モータ出力	180kW	220kW
主冷却機	多管フィンチューブ 強制空冷式	同左
基数 伝熱管形状	2基 / ループ U型(2パス)	同左 型(4パス)
容量	25MW / 基	35MW / 基

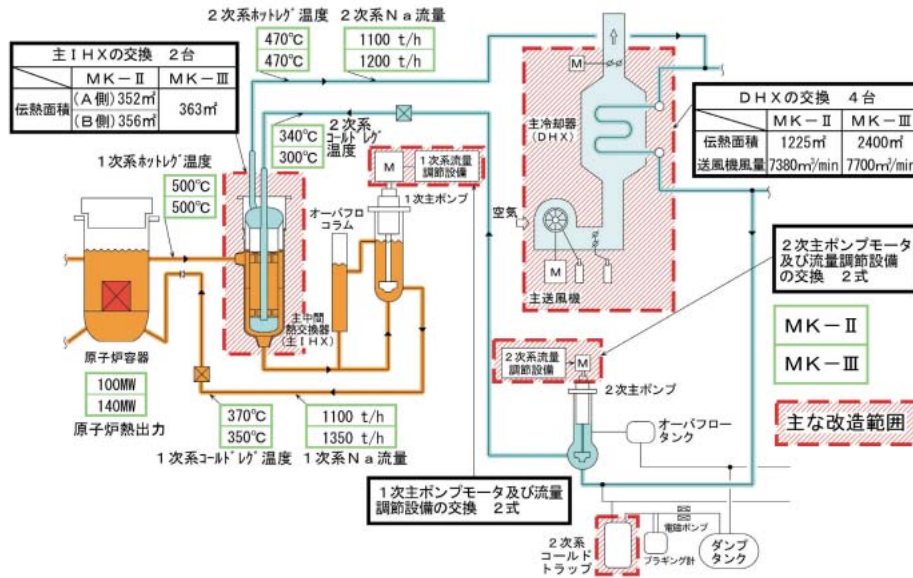


図 2 MK- プラント改造の概要

年度，長寿命燃料開発のための酸化物分散強化型フェライト系ステンレス鋼被覆燃料及び金属燃料の照射試験を2006年度に開始すべく，照射試験装置（以下，照射リグ）の製作を進めている。

3. MK- 計画初期の検討経緯

MK- 計画は，「常陽」をFBR開発の中核と位置付け，利活用を促進するために必要な炉心・プラントの改造等を行うものであり，1987年に本格的な検討が開始された。1987年当時の我が国におけるFBR開発では，実証炉の設計・建設や実用化炉の仕様選定に向け，燃料の高性能化・高燃焼度化，新型炉停止機構をはじめとする新技術の開発・実証及びこれらに必要な種々の燃料材料や構造材料等の開発が課題として挙げられていた。このうち，燃料の高燃焼度化に関しては，改良オーステナイト鋼で燃焼度15万 MWd/t（燃料要素最高，以下同じ），フェライト鋼で燃焼度20万 MWd/tが目標とされていたが，MK- 炉心の場合，これらの燃焼度の達成に10年以上要することから，「常陽」の炉心を改造し，中性子束を増大させるとともに，照射運転時間の増大を図るための検討が進められた。

新技術の開発・実証に関しては，「常陽」への導入と実際の運転を通じた実証試験実施に向け，検討が進められた。MK- 計画発足当時の照射性能向上のための検討項目と実証試験対象とした新技術を以下に示す。

照射性能の向上

高中性子束炉心の達成

照射運転時間の増大

革新的技術の開発実証

2次系削除システム（二重管蒸気発生器の設置）

配管短縮技術（配管ベローズ）

人工知能（AI）による原子炉制御システム

炉内異常診断システム

新型炉停止機構（Self-Actuated Shut down System：SASS）

被ばく低減化技術

燃料破損診断システム

使用済燃料の裸貯蔵

燃料材料開発：高燃焼度燃料，軸非均質燃料，長寿命ブランケット，セミダクトレス集合体，改良オーステナイト鋼，高強度フェライト/マルテンサイト鋼，酸化物分散強化フェライト鋼，ナトリウムボンド制御棒等

TRU消滅処理

FBR安全特性試験

機器・プラントの余寿命評価

4. MK- 計画の展開

4.1 照射性能の向上

照射性能の向上では，炉心改造による高中性子束化の達成，照射運転時間の増大及び照射技術の高度化の観点から検討が進められた。

4.1.1 炉心の高中性子束化

「常陽」の中性子束を可能な限り向上させるとともに、照射スペースを拡大することが目標として掲げられた。ただし、改造に伴う原子炉停止期間を極力短くするため、炉心改造は、原子炉容器、炉心支持板等の永久構造物を交換しない範囲に限定した。これにより、燃料集合体の外観寸法、集合体ピッチが固定され、変更できるパラメータは燃料装荷体数、集合体あたりの燃料要素数及び燃料要素仕様（ピン径、燃料高さ、燃料ペレット等）となった。ここで、照射リグを装荷する燃料領域、反射体領域全体の照射試験効率を向上させるため、炉内中性子束分布を平坦化するように、これまで1種類であった炉心燃料集合体を2種類以上とすることも検討範囲とした。また、燃料以外の炉心構成要素で装荷体数の多い反射体も改造対象とした。もう一つの目的である照射スペース拡大の観点から、径方向に炉心を拡大することとし、MK-炉心から同一としてきた制御棒配置も改造の対象とした。

また、「常陽」は熱出力100MWtとして設計されていたが、冷却系の改造を前提として、130～150MWt程度までの熱出力の上昇を検討範囲とした。

(1) 初期パラメータサーベイ

以上の検討条件を踏まえ、広範囲なパラメータサーベイを行った。

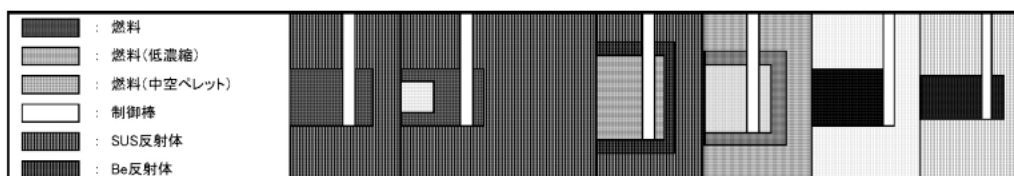
高中性子束化に伴う燃料温度の上昇に対して、燃料の熱設計を成立させる観点から、初期には現行のウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（MOX燃料）と比較して熱伝導の良い金属燃料や窒化物燃料も候補とし、炉心の核熱サーベイ計算により各々の燃料を用いた場合の炉心仕様の最適化を行った。しかし、金属燃料、窒化物燃料を「常陽」の炉心燃料に使用するためには、物性値の取得や被覆管材の検討をはじめとする長期間のR&Dの実施と東海事業所の燃料製造プラントの大幅な改造が必要となり、MK-本来の目的である実用化炉の仕様選定への照射データ提供が間に合わないこと等から、検討対象はMOX燃料に限定することとなった。

MOX燃料については、ペレット中心温度を低減させる観点から細径燃料及び中空燃料が候補に挙げられ、また、中性子反射効果に優れるベリリウムを径・軸方向反射体に用いる案が検討され、1987年度末までに炉心の核熱サーベイ計算により上記の概念を用いた場合の炉心仕様、運転パターン等の最適化が行われた。MK-計画初期のパラメータサーベイ結果を図3に示す。

(2) 基本仕様の選定

炉心・燃料仕様の検討と並行して、高中性子束化に伴う燃料集合体の冷却材流量増加や出力分布平坦化に対応するための冷却材流量調節機構（以下、流調機構）の改造検討も開始された。「常陽」

炉心燃料装荷本数(本)	64	64		88	82	58	70	
炉心高さ(cm)	55	同 左		65	60	55	48	
炉心	ピン本数(本)	127	(内側) 91	(外側) 127	127	91	169	同 左
	ピン外径(mm)	5.5	6.3	5.5	5.5	6.3	4.77	同 左
	ペレット形状	中実	中空	中実	中実	中空	中実	同 左
	ペレット径(mm)	4.63	5.4	4.63	4.63	5.4	4.0	同 左
燃料	²³⁵ U濃縮度(w/o)	18.5	同 左		2.7	18.5	同 左	20.0
	Pu富化度*(w/o)	20.8	同 左		同 左	同 左	同 左	同 左
制御棒	3列、6本	5列、4本		同 左	同 左	同 左	同 左	
反射体(径・軸)	SUS	同 左		Be+SUS	同 左	SUS	同 左	
最大輸出密度(W/cm)**	390	625	480	410	650	440	450	
エントランスノズル部キャビテーション	発生せず	要検討		同 左	同 左	同 左	同 左	
ハイドロリックホールドダウンカ	問題なし	同 左		同 左	同 左	同 左	同 左	
1サイクルの運転日数	70	約45		同 左	同 左	約50	同 左	



* 核分裂性プルトニウム

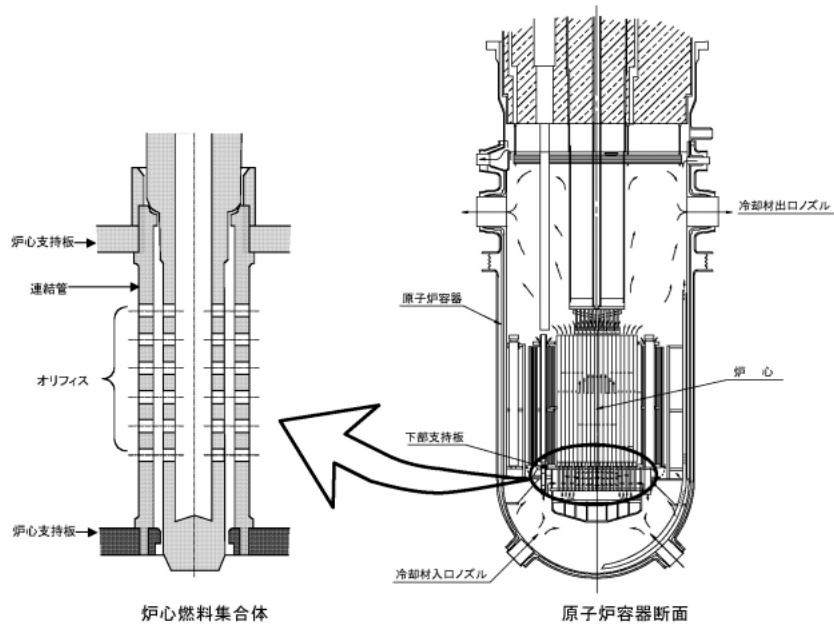
** オリジナルケースの最大原子炉に対応する値

図3 MK- 計画初期のパラメータサーベイ結果

MK- 炉心の流調機構を図4に示す。流調機構は、2枚の炉心支持板を連結する313の連結管と炉心構成要素のエントランスノズル部からなる。燃料集合体の場合、冷却材は、連結管の側面に設けたオリフィス孔からエントランスノズル部のオリフィス孔へ導かれる。連結管は永久構造物であり、オリフィス仕様を変更できないため、燃料領域の流量配分の調整は、燃料集合体エントランスノズル部のオリフィス仕様を変更することでしか行えない。この調整にあたっては、変更後の炉心の圧力損失を主循環ポンプの性能から許容される範囲に限定するとともに、流調機構におけるキャビテーションやエロージョンの発生を抑制する必

要がある。検討の結果、ベリリウム反射体付き炉心は、径方向反射体に隣接する燃料集合体の出力が上昇し、これらの除熱に必要な冷却材流量を確保できないため候補から外れた。

これにより、MOX中空燃料と細径燃料が候補として残ったが、これらはどちらも燃料製造プラントの設備対応が必要であり、採用にあたっては、費用の確保に加え、設備改造等による燃料製造中断とその「もんじゅ」及び「常陽」運転計画への影響も考慮する必要があった。そこで、MK-炉心燃料と同じペレット径の中実燃料を用いた場合、中性子束を高めることができる仕様を最適化し、これを候補案に加えることとした。これら



炉心領域オリフィス緒元、位置

段	連結管 オリフィス孔 φ mm	エントランス ノズル オリフィス孔 φ mm	連結管オリフィス孔の開孔位置				
			第0,1列	第2列	第3列	第4列	第5列
6	11.5	約4.0	○				
5	10.0	約8.5	○	○			○
4	11.5	約4.0	○	○			
3	10.0	約7.1	○	○	○	○	
2	11.5	約4.0	○		○		
1	10.0	約7.1	○	○	○	○	

注) 連結管、エントランスノズル共、各段のオリフィス孔は周方向等間隔に6ヶ所設けられている。エントランスノズルドレン孔(5φ)は周方向2ヶ所。

図4 炉心燃料集合体及び連結管のオリフィス緒元 (MK-)

3案の比較を表2及び表3に示す。ここで、Pu富化度 (Pu/Pu + U) は、東海事業所でライン製造実績のある30%以下とし、組成は、同じく東海事業所で再処理される軽水炉燃料の燃焼度等から計算で求めた値 ($^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}/^{242}\text{Pu} = 1/63/24/8/4$) とした。また、 ^{235}U 濃縮度については、入手可能な20%以下とした。

燃料製造部門も交えて検討を進めた結果、細径燃料については、表3に示すとおり、中性子束を現行の1.5倍までに上昇できる見通しであったが、FBR開発課題の一つである燃料要素の太径化によ

るコスト低減に逆行するものであり、製造に係る技術開発成果の反映先がないこともあって、候補から外すこととした。

中空燃料に関しては、「もんじゅ」高度化炉心での採用が検討されていたが、「もんじゅ」では、現行の6.5mmの燃料ピンを太径化して中空とする計画であり、これに対し「常陽」用中空燃料ピン径は、表2に示したとおり6.3mmと小さく、製造に係る技術開発成果のニーズは低いとされ、高中性子束化の効果が現行の1.1倍と低いこともあり、候補から外すこととした。

表2 検討当初のMK- 炉心燃料の仕様比較

項目	炉心 (燃料)	MK-	MK-				
			2領域炉心 (91本ピン)		2領域炉心 (127本ピン)		1領域炉心 (169本ピン) 細径燃料
			内側炉心 (中空燃料)	外側炉心	内側炉心	外側炉心	
被覆管(燃料ピン)外径 (mm)		5.5	6.3	5.5	5.5	同左	4.77
被覆管肉厚 (mm)		0.35	0.37	0.35	0.35	同左	0.30
被覆管内径 (mm)		4.8	5.56	4.8	4.8	同左	4.17
燃料ペレット外径 (mm)		4.63	5.4	4.63	4.63	同左	4.0
燃料ペレット内径		-	~1.8	-	-	-	-
燃料ペレット形状		中実	中空	中実	中実	同左	中実
燃料ペレット密度 (%T.D)		94	94	同左	94	同左	94
スミア密度 (%)		87	77	87	87	同左	87
^{235}U 濃縮度 (wt%)		~20	~20	同左	~12	~20	~20
核分裂性Pu富化度 (wt%)		20.8	20.8	同左	20.8	同左	20.8
ペレット-被覆管間ギャップ (μm)		170	160	170	170	同左	170
炉心高さ (cm)		~50	~50	同左	~50	同左	~45
集合体内ピン本数 (本)		127	91	127	127	同左	169
ラッピング・ワイヤ直径 (mm)		0.9	1.2	0.9	0.9	同左	0.8
ラッピング管外対面距離 (mm)		78.5	78.5	同左	78.5	同左	78.5
ラッピング管肉厚		1.9	1.9	同左	1.9	同左	1.9
炉心内燃料装荷本数 (体)		~67	~25	~60	~25	~60	~85

表3 初期サーベイ時のMK- 炉心の比較

項目	炉心 (燃料)	MK-	MK-					
			2領域炉心 (91本ピン)		2領域炉心 (127本ピン)		1領域炉心 (細径ピン)	1領域炉心 (127本ピン)
			内側 (中空燃料)	外側	内側	外側		
燃料集合体 炉心装荷数 (体)		~67	~25	~60	~25	~60	~85	~85
炉心高さ (cm)		55	48	48	48	48	45	48
100MW過出力時 最大線出力 (W/cm)		430	484	311	354	311	308	389
溶解限界線出力 (W/cm)		430	~580*	~480	~480	~480	~480	~480
溶解限界線出力を上限とした 時の最大原子炉出力** (MWt)		100	120		136		156	123
溶解限界線出力を上限とした時の高速 中性子束 (MK- に対する比)			1.10		1.25		1.50	1.11
実効増倍係数		1.090	1.097		1.097		1.093	1.118

* : 海外照射データによる。

** : 原子炉出力は流量調節機構におけるキャピテーションの抑制等除熱に関する問題を考慮すると、約140MWtが上限と考えられる。

以上より、1988年度末には、表2、表3のうち、中実燃料を用いた2領域炉心とする案を採用し、原子炉熱出力を140MWに増大することにより中性子束をMK- の1.3倍に高めることとした。

被覆管材料の開発の一環として、当時、耐スエリング性、高温強度向上の観点から開発され、FBR実証炉への採用が検討されていた高Niオーステナイト系ステンレス鋼を、実証炉に先駆け炉心燃料集合体の構造材として使用することとした。また、反射体に関しては、寿命延長の観点からラッパ管をフェライト系ステンレス鋼、内部に装填する反射体要素を高Ni鋼とする等、将来的に有望視されていた材料を積極的に採用した。

ここで、制御棒については、ワンロッドスタック時の反応度抑制効果を確保できる範囲で、炉心第3列に対称配置していた6体のうち2体を炉心第5列に移設し、平行四辺形の非対称な配置とすることとした（原子力安全委員会決定の安全設計審査指針では、反応度価値の最も大きい制御棒1本が完全に引き抜かれ、挿入できないワンロッドスタック時においても、炉心を未臨界にできることが求められている）。これにより、照射スペースを確保するとともに、従来、燃料領域外周の第5列にしか設置できなかった計測線付のオンライン照射装置を第5列と比較して中性子束の高い第3列に設置できるようにした。

その後、燃料製造性の観点から、2領域炉心の燃料仕様を²³⁵U濃縮度ではなくプルトニウム富化度で調整することとし、現行のMK- 炉心の基本仕様を確定した¹⁾。

MK- 炉心の検討と並行して、冷却系除熱能力の向上方策についても検討が行われた。まず「常陽」では、主冷却機(DHX)の除熱能力に裕度がないため、100MWtを超える原子炉熱出力の達成にはDHXの交換が必要であった。また、構造健全性確保の観点から原子炉出口温度を現行の500のままとし、原子炉入口温度を変更することにより、原子炉出入口温度差(ΔT)を現行の130 から150 まで増加させることとした。

ここで、現行の主中間熱交換器(IHX)は、運転時のナトリウムレベルをIHX流入窓レベル以上に維持する必要があることから、一次主循環流量を現行の110%以上には増加できず、前述の ΔT の制限から、到達可能な原子炉熱出力は約130MWtに制限された。このため、前述の140MWtを除熱

できるよう、IHXを交換することとした。IHXの交換にあたっては、クリープ特性の向上を目的として開発された高速炉構造用316鋼(316FR)を採用した。316FRは、従来のSUS304、SUS316等と比較して優れたクリープ破断強度、クリープ疲労強度を有している。

以上により、1989年には、選定した炉心の基本仕様を踏まえて炉心設計に使用する標準炉心を設定し、詳細な設計計算をスタートさせ、原子炉の安全設計に着手した。同様に、冷却系の改造についても、交換するIHX及びDHXの仕様、プラントのヒートバランスを決定し、熱過渡対策の検討等を行い、システム設計や安全評価の準備を進めた¹⁾。

(3) 移行パターンの検討

MK- 計画では、炉心・プラントの改造に伴う照射試験の中断を極力短期間で済ませるために、MK- からMK- への移行を段階的に行うこととした。MK- 移行計画を図5に示す。MK- 炉心で移設する2体の制御棒のうち1体を先行的に移設する原子炉設置変更許可を1991年に取得し、1991年から1992年にかけて移設を実施した。これは、MK- の安全審査に向け、制御棒価値の予測精度や出力分布等の炉心特性への影響を事前に把握することに加えて、第3列の照射孔を用いた温度制御型材料照射装置(Material Testing Rig with Temperature Control: MARICO)による照射試験(1994年~1998年に実施)を可能とするものであった。

MK- 炉心への移行として、1998年のMK- 第32サイクルからMK- 外側燃料を1サイクル当たり5体ずつ装荷して炉心をMK- の最大数である67体から径方向に徐々に拡大し、2000年6月に終了したMK- 第35サイクルでは、20体のMK- 燃料を含む76体炉心とした。このように、MK- への移行炉心として4サイクルを構成したことにより、照射試験を継続して実施でき、MK- として最後の運転を行った第35サイクルにおいて、これまでの照射試験用燃料のチャンピオンデータである燃焼度144,000MWd/t(ペレット最高)を達成した。

4.1.2 照射運転時間の増大

照射運転時間の増大については、燃料交換期間の短縮と施設定期検査期間の短縮の観点から検討を進めた。

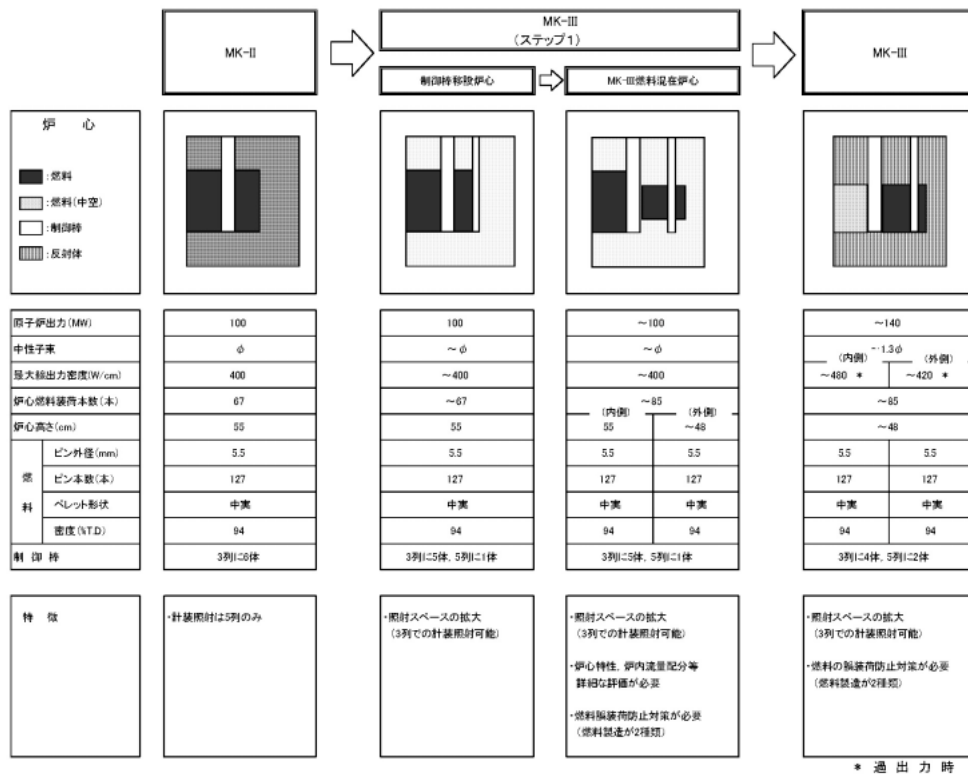


図5 MK-III 炉心への移行方法

(1) 燃料交換期間の短縮

燃料交換期間の短縮方策として、燃料貯蔵専用ポットの廃止による燃料交換手順の簡素化、格納容器内外の燃料移送を行うトランスファロータの改造等を検討した。トランスファロータは、現状、燃料を一度に2体までしか収納できないため、収納体数の増加による作業簡略化について検討した。しかし、それ以外の経路における燃料取扱操作がクリティカルとなり、十分な期間短縮効果が得られないことから、燃料交換設備の遠隔自動化を図り、作業員の負担を軽減することにより、2交代での燃料交換作業の実施を容易とする案を新たな候補に加え、検討を進めた。従来、定期検査終了後、次の定期検査開始までの1年間に70日定格運転を3~4サイクル実施していたが、本検討では、60日定格運転を5サイクル実施することを目標とした。この場合、1サイクルあたりの燃料交換（平均的に約12体交換）を約15日で行う必要がある。

燃料交換設備については、遠隔自動化のための改造を2002年に終了し、同年6月から2003年1月にかけて実施したMK-II 炉心構成のための燃料交換作業において、2交代作業を行い、目標とした

期間短縮効果が得られることを実証した。

「常陽」では、崩壊熱の低減のため、使用済燃料を1サイクルの間(MK-II 炉心の場合70日間)、炉内燃料貯蔵ラックに貯蔵する。原子炉容器内における燃料貯蔵ラックの位置を図6に示す。燃料は、燃料ポット（燃料貯蔵専用ポットまたは移送用ポット）に装填された状態で、燃料貯蔵ラックに配置される。貯蔵中の燃料は、炉心からの漏えい中性子による核分裂反応に伴い発熱するため、ナトリウム流入孔を有する燃料貯蔵専用ポットに収納して、強制冷却を行っていた。一方、燃料を炉外へ取出す場合、燃料貯蔵専用ポットに収納した状態では、ナトリウムが流出し、燃料が裸となることから、1サイクルの冷却が終了した燃料については、ナトリウム流入孔のない移送用ポットに移し替えた後、炉外に移送していた。このため、貯蔵時の核分裂による発熱を低減し、使用済燃料を移送用ポットに貯蔵できれば、燃料交換作業のうち、燃料貯蔵専用ポットと移送用ポット間の燃料の移し替え作業を省略できる。核分裂に寄与する炉心からの漏えい中性子の抑制には、燃料に近い位置への遮蔽材導入が有効であるため、当初、移送用ポットへの炭化ホウ素(B₄C)の巻付

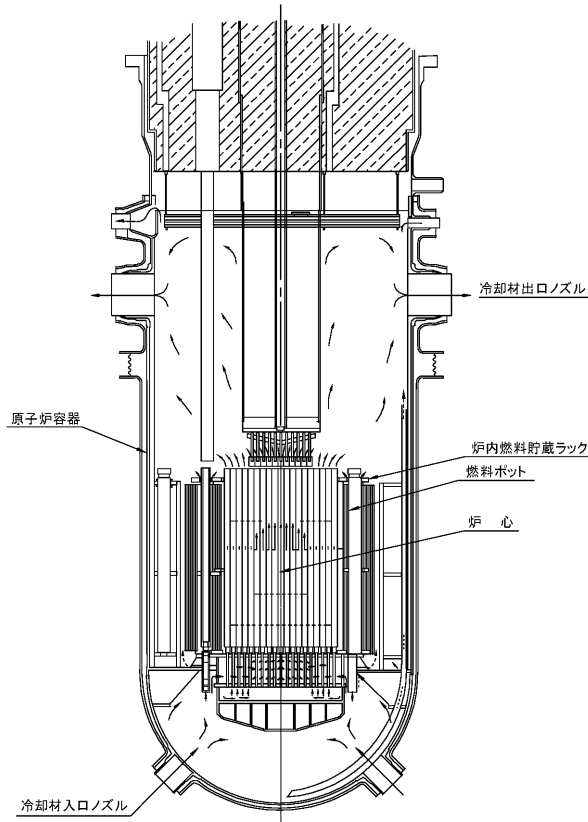


図6 燃料貯蔵ラックの位置

けを検討したが、構造上、必要な量の B_4C を確保できなかった。そこで、ステンレス鋼製の反射体のうち、最外周の2層を B_4C 入りの遮蔽集合体に置換することとした。なお、上記遮蔽集合体については、計画通り96体を設計・製作し、MK-炉心に装荷済であるが、移送用ポットの追加製作、交換作業及び燃料貯蔵専用ポットの廃棄作業については、長期の原子炉停止期間を必要とすることから、照射試験計画も踏まえ、実施時期を検討中である。

(2) 定期検査期間の短縮

定期検査期間の短縮方策として、当初、制御棒用下部案内管交換作業の合理化、格納容器床下雰囲気冷却用フロン冷媒系配管の多重化及び補助冷却系電磁ポンプの多重化による崩壊熱除去系機器の点検の並行実施等が検討されたが、短縮効果とコストの観点から、下部案内管交換作業の合理化のみが実施された。

「常陽」では、制御棒を駆動させるため、回転プラグ及び炉心上部機構に上部案内管、炉心に下部案内管を設置している。下部案内管は、内部で制御棒を駆動させるため、燃料集合体や反射体等と

同様なハンドリングヘッドを設置することができず、その取扱いには、専用の下部案内管取扱い装置を用いなければならない。また、下部案内管は、バイオネットピンで固定されており、これを外すためには、下部案内管を回転させる必要がある。これらにより、下部案内管を交換する場合、まず、炉上部に燃料交換機を据え付け、対象位置の周囲6集合体を一時的に貯蔵ラック位置に移送し、この状態で炉上部の燃料交換機を取り外して下部案内管取扱い装置を設置し、下部案内管交換を行う。その後、貯蔵ラックに待避した6集合体を元の位置に戻すため、下部案内管取扱い装置を取り外し、再度、燃料交換機を据え付けている。

下部案内管を燃料交換機で取り扱うことにより、上記作業のうち、下部案内管取扱い装置と燃料交換機の炉上部での交換作業が削減でき、定期検査期間を短縮することができるため、下部案内管の改造検討を行った。その結果、制御棒の駆動に影響しない範囲でのヘッド部の変更、バイオネットピンの変更及びアダプターの使用により、燃料交換機で取り扱うことができる結果が得られた。MK-炉心用の下部案内管については、MK-の合格後の2004年の定期検査時に1体目の設置を予定している。

4.1.3 照射技術の高度化

MK-計画当初に計画されていた照射技術開発は以下のとおりである。

温度制御型計測線付きリグの開発

インパイルクリープ試験の実施（運転状態の炉内でクリープ破断試験を実施、破断試料の同定と破断時刻の検知が必要）

継続照射技術の開発（同一リグ内の照射試料の一部の途中検査、照射期間の長い試料のリグ乗り換え等）

過渡試験（燃料破損限界照射、燃料溶融限界試験）の実施

耐照射差動トランスの開発（運転状態での照射試料の歪み測定等）

このうち、温度制御型計測線付きリグの開発は、温度制御型の照射装置MOTAを有する米国FFTF炉の運転が不透明となり（その後、2001年に閉鎖が決定）、ニーズが高まり、1994年のMARICO導入と同装置を用いたインパイルクリープ試験実施につながった。継続照射については、実際の照射

試験の中で、技術の蓄積を進めており、耐照射差動トランスについては、原子炉容器外側に設置した照射装置での1994年からの照射クリープ試験に使用している。

また、過渡試験に関しては、長期計画を作成し、1990年に燃料設計精度評価を目的に、MOX燃料を一部溶融させるPower to Melt(PTM)試験、1993年に破損限界評価のため、被覆管破損までの燃料照射を行うRun to Cladding Breach(RTCB試験)を実施するための原子炉設置変更許可を取得し、1991年と1992年に二度、PTM試験²⁾を実施した。

4.2 新技術の実証

初期のMK-計画における新技術の実証計画では、3.で述べた革新的技術のうち、炉内異常診断システムや被ばく低減化など、従来から定常業務として実施しているものを除き、「常陽」への設置が新たな導入となるものを対象として絞りこみ、次に、その成果を実用化炉の基本仕様選定に反映させるものと実証炉の詳細設計に反映させるものの二つに大きく分類した。具体的には、前者は、「常陽」への設置と一連の実証試験が10年程度で実施可能なもの、後者はそれ以上の時間を必要とするものとした。

前者の代表的な例として、SASS(新型炉停止機構: Self-Actuated Shut down System)が挙げられる。当初、吸収材を有しないダミー制御棒を用いたキュリー一点電磁石型SASSの試験装置を「常陽」用に設計し、主にFe-Ni二元合金を用いた温度感知合金の 4.5×10^{21} nvtまでの照射試験をMK-炉心で行い、その照射特性を把握した。あわせて、別途開発を進めてきた分節型制御棒、短尺駆動機構も「常陽」用SASS試験装置に採用することとし、試験計画の詳細化を進めた。その後、実証炉の設計が進み、原子炉出口温度が「常陽」の500より50高い550に変更され、二元合金では、実証炉設計要求の切離し温度(約680)を満足するシステムを構築できないことから、温度感知合金にFe-Ni-Co三元合金が用いられることとなった。

このため、「常陽」では、実証炉用SASSが、実機条件下において制御棒を安定して保持できることを確認する炉内試験と温度感知合金の照射特性を把握する照射試験のみを実施することとした。過去、蓄積されたナトリウム流動特性、磁場特性の評価手法、地震時等の誤落下を防ぐための振動

吸収機構あるいは電磁石とこれと接続する制御棒頂部の自己融着防止機構等の成果は、2004年度のMK-第1サイクルに開始するSASS炉内試験装置の設計・製作に受け継がれている。

10年以上のタイムスパンを要するものとしては、安全ロジック構築と許認可対応が重要となる二重管蒸気発生器の導入による二次冷却系の削除が挙げられる。MK-計画初期では、既設のIHX撤去後に、二重管蒸気発生器を設置する検討も行われたが、MK-炉心移行後の照射データの早期提供のため見送られ、その後、新たな建屋の設置や既設設備機器の改造に伴う耐震設計の成立性等も考慮に入れ、二次系、あるいは補助冷却系への設置検討を行い、各々について蒸気発生器の要素及びリーク検出システムの設計までを行った。

5. MK-計画の推移

MK-計画の検討が開始され、MK-炉心・プラントの改造仕様が詳細化される中で、「MK-計画」という名称が、「常陽」の炉心改造に限定される印象を与えることから、新技術の実証等を含めた計画全体の名称をPROFIT(Program of FBR Innovative Technology Development)計画とし、1990年に大洗工学センターにPROFIT推進会議を設置した。PROFIT推進会議では、資金・要員計画を含む業務実施計画を一元的に管理するとともに、以下の分科会を設置し、計画の推進を図った。

第一分科会：高性能照射施設の開発
(MK-計画)

第二分科会：新技術の開発

第三分科会：中間系合理化システムの開発

第四分科会：FBR安全特性試験

その後、「常陽」は、交換用機器の設計、改造後の安全評価、被ばく評価等、設置変更許可に必要な作業を進め、1993年度からIHX、DHX等の製作に係る予算を確保し、原子炉設置変更許可申請を行い、1995年に許可を取得した。続いて、炉心燃料集合体、IHX及びDHX等交換用の炉心構成要素や機器の設計製作を進め、2003年にはすべての冷却系改造と炉心の改造を終了させ、2004年には照射試験や前述のSASSの炉内試験等のため、定格出力運転を開始する計画である。新技術の開発に関しては、「常陽」での実証試験から実証炉設計のサポートへ業務の中心が移り、PROFIT計画は、第一分科会のMK-計画以外中止となったが、その

成果は、前述の「常陽」を用いたSASSの炉内試験をはじめ、燃料破損検出技術の実証及び安全特性試験の検討等に結実している。

6. おわりに

MK-計画は、「常陽」の性能を飛躍的に向上させる計画であり、燃料被覆管に高Niオーステナイト系ステンレス鋼、IHXに高速炉構造用316鋼(316FR)といった新材料を採用する等、MK-そのものが開発成果の実証の場となっている。MK-

計画の検討が開始された頃の開発目標であった実証炉計画は中止され、実用化時期も見直された

が、「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究」が新たに開始され、多種・多様な照射ニーズが挙げられる一方で、世界の高速実験炉が停止されていく状況があり、「常陽」の重要性はますます高まっている。今後、「常陽」は、FBR開発のみならず、広く原子力一般、学術的分野にも貢献していく。

参考文献

- 1) 有井祥夫, 富田直樹, 他, “高速実験炉「常陽」の炉心高性能化計画(MK-計画)”, 日本原子力学会誌 Vol.38, No.7, P.577-584 (1996)
- 2) “特集「常陽」20周年”, 動燃技報No.104, P.72 (1997)