

JNC Technical Review No.21 別冊 2003.12





高速実験炉「常陽」の高度化計画(MK-計画)と今後の展望



サイクル機構技報

No.21 別冊 2003年12月

目 次

特集 高速実験炉 常陽」の高度化計画(MK-計画)と今後の展望 グラビア 特別寄稿 サイクル機構技報No.21別冊特集号に寄せて 大洗工学センター 所長 永田 敬 1 巻 頭 言 大洗工学センター照射施設運転管理センター長 原 3 広 技術報 告 1 「常陽」の高度化計画(MK- 計画)の概要 5 吉田 昌宏 青山 卓史 前田 幸基 2 炉心の変更 1 照射性能向上のためのMK- 炉心の設計 17 吉田 昌宏 青山 卓史 飛田 公一 曽我知則 三次 岳志 3 MK- 初装荷燃料ペレット製造実績と開発成果 41 茅野 雅志 3 冷却系の改造 1 プラント改造設計と冷却系機器の交換 49 礒崎 和則 市毛 聡 大嶋 淳 川原 啓孝 芦田 貴志 斉藤 隆一 住野 公造 上田多生豊 青砥 紀身 伊東秀明 鈴木 寿章 大川 敏克 5 総合機能試験と性能試験 1 MK- 総合機能試験の結果 91 伊東秀明則次明広山崎学 2 MK- 性能試験計画と試験結果 99 前田 茂貴 横山 賢治 千葉 豪 関根 隆 青山 卓史 6 MK- に向けた照射技術の開発 1 照射試験技術の開発 111 揃 政敏 北村 了一 三次 岳志 関根 隆 青山 卓史 2 照射後試験技術の開発 121 永峯 剛 吉持 宏 阿部 康弘 7 MK- 利用計画と将来展望 三次 岳志 根岸 仁 前田 幸基 奥田 英一 用 語 集 147 結 言

JNC Technical Review

No.21 Extra Edition 2003.12

表紙の全体デザインと色調

全体デザインは、「サイクル機構による情報発信」をイメージしたものです。 萌葱色(もえぎいろ)を基調とした色調は、「サイクル機構における新たな萌芽」を表現したものです。

表紙の画像

高速実験炉「常陽」

我が国の独自のエネルギー源を開拓するため, 自主技術によりナトリウム冷却高速炉を設計・建設・運転し,そこから得られる技術的経験を後続炉に反映すること, FBRの開発に必要な高速中性子場として活用することを大きな目的とし,ナショナルプロジェクトとして「常陽」は建設された。

「常陽」は1970年2月に原子炉設置許可を受け,1977年4月24日に増殖炉心(熱出力50MWt,MK- 炉心)で 初臨界を達成した。その後,75MWtでの運転を経て,1981年までに計5サイクルの運転を行い,ナトリウム冷却型 FBRに関する種々の貴重なデータと運転保守経験を蓄積した。その後,炉心の変更を行い,1982年11月22日に照 射用炉心(熱出力100MWt,MK- 炉心)として初臨界を達成した。2000年

6月までの18年間に計35サイクルの運転を行い,高速中性子による照射試験 を中心とする高速炉技術開発に供してきた。

2000年10月からは,照射性能の向上を目的として高速中性子束を約1.3倍, 照射スペースを約2倍に拡大することを柱とする「常陽」高度化計画(MK-計画)を進め,2003年7月2日に初臨界,10月28日に定格熱出力(140MWt) を達成し,11月27日に国の最終検査に合格した。

世界の高速炉が停止されていく中で,「常陽」は高度化改造によって新しく生 まれ変わり,21世紀の高速炉技術開発の一翼を担う重要な役割が期待され,新 たな「照射炉」,「照射場」として,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。



画像提供組織:大洗工学センター

本誌及びバックナンバーの内容を核燃料サイクル開発機構インターネットホームページ内に 掲載しています。

[アドレス] http://jserv-internet.jnc.go.jp/ または http://www.jnc.go.jp/siryou/gihou/main.html

本誌の全部又は一部を複写・複製・転載する場合は、編集発行元へお問い合わせください。

核燃料サイクル開発機構 技術展開部 技術協力課 〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松 4-49 © 核燃料サイクル開発機構 2003

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Cooperation Section, Technical Management Division, Japan Nuclear Cycle Development Institute 4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan © 2003 JAPAN NUCLEAR CYCLE DEVELOPMENT INSTITUTE

「常陽」全景



「常陽」名前の由来

「常陽」というのは,江戸時代に常陸の国を中国 風に呼んだ名称で,高速実験炉「常陽」の設置場所 大洗は,太平洋に面した明るく雄大な地形にあり, まさに「常陽」の名にふさわしい所です。また,こ の地には「幕末と明治の博物館」があり,明治維新 の志士達の遺墨が集められ,日本の教学の殿堂の観 を呈しています。

ここに現代科学技術の最先端をゆく高速実験炉が 建設されるにあたり,科学と教学の調和両立を念願 して,「常陽」という名が冠せられました。



大洗海岸

MK- 計画

MK- 計画の目的

MK- 計画は,照射性能の向上を 目的として高速中性子束を約13 倍,照射スペースを約2倍に拡大す ることを柱とする「常陽」の高度化 計画である。

MK- により「常陽」は,今後, 世界でも数少ない高速中性子照射 場として,FBR開発のみならず, 広く原子カー般,学術的分野にも貢 献していく。





冷却系の改造

MK-計画では,高速中性 子束増加のための炉心改造 に伴い原子炉熱出力が 100 MWtから140 MWtに増 加するため,冷却系の改造 (主中間熱交換器,主冷却機 及び2次主循環ポンプモー ターの交換等)による除熱能 力の向上を図った。(図中の で囲んだ部分が改造箇所)



冷却系の改造工事



格納容器内での新主中間熱交換器の吊りこみ

高速炉構造用316鋼(316FR)を用いた主中間熱交 換器に交換した。MK- そのものが開発成果の実証 の場となっている。



1次系配管のシールバック内溶接 1次系への空気混入を抑止するため、シールバック を用いて,溶接を実施した。



新主冷却器の搬入

伝熱管の形状をU型から型にすることで伝熱面積を増加させ,140 MWtへの出力増加に対応した。



グローブボックス内溶接 2次系への空気混入を抑止するため ,グローブボッ クスを用いて , 溶接を実施した。



新しく設置された燃料取扱設備主制御監視盤

燃料交換期間の短縮化を図るため,燃料取扱設備の集中監視,遠隔操作が可能な主制御監視 盤を新設した。

性能試験風景

ペリオド法による制御棒校正試験





制御棒校正試験時の原子炉出力と反応度の推移

性能試験では,計算モデルの詳細化を 図り,計算精度を向上させるとともに, 実測データを用いてこれらを検証した。





 ・温度(断面積及び寸法・個数密度)
 ・燃焼組成分布
 ・詳細構造(ピン、反射体、制御棒ア ダブタ)
 を考慮

モンテカルロコードにおける炉心のモデル化

外部電源喪失直後



非常用ディーゼル発電機 による給電後



外部電源喪失試験

外部電源喪失時にプラント保護動作が正常に行われ,原子炉を安全に停止できることを確認した。



原子炉容器上部の線量率測定 原子炉運転時にプラント各部の放射線の線 量率が制限値を満足することを確認した。

MK- 定格熱出力(140 MWt)の達成



定格熱出力達成時の中央制御室



定格熱出力達成後の中央制御室

照射後試験を実施するホットラボ3施設

照射燃料集合体試験施設(FMF)



燃料集合体,燃料要素の非破壊試験, 燃料や材料の機器分析などの照射後試験 を行う。



CT**スキャナ**

「常陽」MK- 炉心燃料 集合体の断層画像

照射後試験用X線CT装置

X線CT検査装置を用いて「常陽」炉心燃料集合体の非破壊 試験を行い,鮮明なCT画像,スキャノグラム画像の取得に成 功した。

照射燃料試験施設(AGF)



燃料の物性測定試験,化学分析試験な どの照射後試験やMA燃料製造及びその 分析などを行う。





5%Am含有MOXペレット の外観

マイナーアクチニド遠隔燃料作製設備の外観

環境負荷低減等に係る研究開発のため、マイナーアクチニド 含有燃料の作製設備を開発するとともに、これらの物性を測定 するための装置を整備した。今後、作製したマイナーアクチニ ド含有燃料の照射試験を「常陽」で実施する予定である。

照射材料試験施設(MMF)



材料の物性測定試験,高温強度試験な どの照射後試験を行う。



電界放射型透過型電子顕微鏡

最高加速電圧200kV,最高倍率150万倍の電子顕微鏡。右上は,この電子顕微鏡で撮影されたODSフェライト鋼中に分散しているTi-Y-O系複合酸化物粒子の結晶格子像。

照射試験装置



持することができる照射リグを開発した。

「常陽」MK- 利用計画

原子炉装荷状態





サイクル機構技報No.21 別冊特集号に寄せて

ます。

大洗工学センター 所長 永田 敬

高速実験炉「常陽」の高度化計画(MK-計画)に関する特集号の発行にあたり, ご挨拶申し上げます。

1995年(平成7年)9月に原子炉施設の設置変更許可を取得した後,ナトリウムの充 填された状態での改造工事を経て,MK-初期炉心構成を完了しました。その後の総 合機能試験,性能試験を通じて,2003年(平成15年)7月2日に初臨界,そして2003年 (平成15年)10月28日に「常陽」として未知の領域である140 MWtの運転を達成し,MK-計画に携わった関係者の長年にわたるご苦労が報われ,非常に感慨深いものがあり

エネルギー資源に乏しいわが国では,準国産エネルギーの確保を目的に高速増殖炉の開発を国策として進めてまいりました。「常陽」(MK-)は実験炉として1977年(昭和52年)に運転を開始し,その設計,建設,運転を通じて増殖性能の確認や,運転・保守技術の確立を進めてきました。

その後、炉心の改造を経て、高速増殖炉の燃料・材料の開発を目的とした照射炉 MK-として多くの試験を実施してきました。この間、福井県敦賀市の高速原型炉である 「もんじゅ」のための燃料・材料の照射試験や破損燃料把握を目的とした試験等が行わ れ「もんじゅ」の建設に大きく寄与したものと思っています。さらには、ここ「常陽」 では、「もんじゅ」の運転・保守訓練の場としても多くの技術者に活用されたことも忘 れてはならないでしょう。

さて,今回の「常陽」のMK- 計画は,高速増殖炉の実用化や新しい核燃料サイク ル技術の開発に必要な燃料の長寿命化やマイナーアクチニド含有燃料開発などの新燃 料・材料の開発のための多種多様な照射試験を効率的に行うことを目的に検討されて きました。このような背景から,どうしたら炉心の高中性子束化,照射運転時間の増 大や照射技術を高度化させることができるかの検討を行い,今回の性能試験を通じて その炉心性能の確認ができたところです。これらの経験は,今後の「もんじゅ」の運 転に大いに反映できるものと思われます。さらに,高速中性子による照射試験の場所 は世界的にも数が少なく,新しく生まれ変わった「常陽」の今後の活躍が世界中から 期待されております。また,同じ炉型で,50 MWt から140 MWt まで3回の改造を行っ てきた例は世界でも「常陽」以外にはなく,これまで大きなトラブルもなく計画を進 めてこられたこともサイクル機構技術陣の技術の高さを示すものであります。

今後は、「常陽」を広く開放して開かれた照射センターとして、これらの声に十分答 えられるよう努め、幅広い分野の研究活動に提供していきたいと考えております。

このたび「常陽」の高度化計画(MK-計画)が無事に完遂したわけですが,これ も地域の皆様の温かいご支援,そして,米国,仏国の技術者の参画を含む多くのご協 力頂いた方々のお陰をもちましてできたことと思っております。ここに深く感謝申し 上げるとともに,生まれ変わった「常陽」の新しい門出にあたり,今後ともご指導, ご鞭撻をお願い申し上げます。

サイクル機構技報 No.21 別冊特集号 巻頭言



大洗工学センター 照射施設運転管理センター長 原 広

「常陽」は1977年(昭和52年)に初臨界を達成して以来,四半世紀にわたって豊富な運転・保守経験と照射試験実績を積み重ねてきました。一方,世界的には高速中性子照射を行える試験炉は希少となっており,「高速炉サイクル実用化戦略調査研究」や基礎・基盤研究などの実用化に向けた動きの中で,照射試験や各種の材料照射のための照射場として「常陽」に期待される役割はますます大きくなっています。このようなニーズにこたえて「常陽」を21世紀の照射炉として新生させる高度化計画(MK-計画)の検討を1987年(昭和62年)から開始し,1995年(平成7年)9月に原子炉設置変更許可を取得後,2000年(平成12年)10月からの改造工事を経て,2003年(平成15年)7月2日にはMK- 炉心での初臨界を達成したところです。

この度,技報特集号によりMK- 計画の検討経緯をはじめ,炉心・冷却系の改造設 計や改造工事,総合機能試験と性能試験の実施結果等,さらには照射技術の開発や将 来展望について紹介し,MK- 計画の全体と今後の「常陽」の利活用計画について概 括しました。

MK- 計画は,照射試験能力を向上させるために,炉心の高中性子束化,照射運転 時間の増大,照射技術の高度化を3本柱としており,照射試験能力としては炉心の高 中性子束化や稼働率の向上等により,MK- に比べて約4倍となることを目指してい ます。また,照射技術の高度化では,多種・多様な燃料・材料の照射をより精度良く 実施するためのハード,ソフトの両面での技術開発を進めており,「常陽」を照射炉と して有効に活用するツールが整備されてきています。一方,炉心の高度化に伴う原子 炉熱出力の増加に対して,中間熱交換器や主冷却器の交換といった,これまでにない 大規模な冷却系の改造を行っており,高速炉技術の維持向上の面から貴重な機会とな りました。この経験は,予定されている「もんじゅ」の改造において有効に活用され るに違いありません。MK- 計画は既存の原子炉の出力を14倍にする野心的な計画で あり,燃料被覆管や中間熱交換器に新しい材料を採用する等,計画そのものが高速炉 技術の開発成果を実証する場ともなっています。

また,これまで以上に外部利用を促進するという観点からも,国内の研究機関や大 学等との関係を維持・強化していくことはもちろんのこと,国際協力についてもさら に充実を図っていくことが肝要です。今回の性能試験では,米国と仏国からの技術者 の参画を得ていますが,将来的にはこの様な協力関係により「常陽」への国際的理解 が更に深まり,海外との協力による更なる利活用に発展してゆくことでしょう。「常陽」 の高度化を機に,高速炉サイクル技術開発の推進を担い世界をリードできる,そして 茨城・大洗に「常陽」ありと言われるような照射センターとして飛躍させたいと願っ ています。

MK- 計画の完遂を機に,長きにわたりご指導,ご協力を戴いた関係各位に深くお 礼申し上げます。

資料番号:21別冊-1



「常陽」の高度化計画 (MK- 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」, 高速增殖炉, 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, 2 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 調長代理 「常陽」の炉心管理、ドシ メドリー、燃料破損検出 等に係る試験研究及び MK-四性能試験に従事 原子炉主任技術者 核燃料取扱主任者



前田 幸基 技術課 課長 「常陽」の炉心・ブラント 管理、MK-田性能試験、 技術開発等に関する業務 に従事 原子炉主任社技術者

1.はじめに

高速実験炉「常陽」は,我が国初のナトリウム 冷却型高速炉として,1977年に初臨界を達成し, 以後26年間にわたり安定した運転を行ってきた。 「常陽」の運転履歴を図1に示す。

1977年から1981年までの4年間は,増殖炉心 (MK- 炉心)として,原子炉熱出力50 MWt 及び 75 MWt の運転を行い,高速増殖炉(FBR)の基本 性能の確認,建設・運転保守技術の蓄積などを行 った。その後,照射用炉心(MK- 炉心)への移 行を行い,1983年には原子炉熱出力100 MWt での 運転を開始した。MK- 炉心では,2000年に運転 を終了するまでに,第0~35サイクルの定格出力 運転と特殊試験等のための短期運転を行い,高速 炉プラントデータの拡充を図るとともに,FBR燃 料・材料等の照射試験を実施することにより,「も んじゅ」をはじめとする後続炉の開発に貢献して きた。

「常陽」では,高速中性子照射炉としての性能を 向上させ,照射試験ニーズの多様化に対応するた めの高度化計画(MK-計画)を進めており,2000 年から2003年にかけて冷却系と炉心の改造を行い, 2003年7月2日にはMK-炉心としての最初の臨 界を達成した。本報では,1987年にMK-計画の 検討が開始されてから,炉心及びプラントの改造 仕様が選定されるまでの経緯について報告する。 2.MK- 計画の概要

「常陽」では,高速中性子照射炉としての照射性 能を向上させ,照射試験ニーズの多様化に対応す るための高度化計画(MK-計画)を進めている。 MK- 炉心の主要目を表1に,プラントの概要を 図2に示す。

MK- 計画では、炉心燃料領域の高速中性子束 をMK- 炉心の約1 3倍とし、照射可能なスペー スを約2倍以上とする。これに伴い原子炉熱出力 をMK- 炉心の100 MWtから140 MWtに増大させ る。1次主冷却系については、原子炉出入口温度 差を130 から150 とし、冷却材流量を現行の 122%とする。これにより、主中間熱交換器(以 下、IHX)は、除熱能力を40%向上したものに交 換した。2次主冷却系については、主中間熱交換 器出入口温度差を130 から170 、冷却材流量を 107%とし、主冷却機(以下、DHX)を4基全数 交換した。

2003年7月2日には新しいMK- 炉心としての 初臨界を達成し,同年10月28日には最初の定格 140 MWt出力を達成し,同年11月27日には使用前 検査に合格した。本格的な出力運転開始を2004年 度に予定しており,その後,高速増殖炉サイクル 実用化戦略調査研究などからのニーズを受け,環 境負荷低減のために開発を進めているマイナーア クチニドを添加したMOX燃料の照射試験を2005



※ 図中の数字(0~35)はサイクル番号を示す。

図1 高速実験炉「常陽」の運転履歴

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	100 M W t	140 M W t
原子炉容器	2 重壁構造 (内径約3.6m,高さ約10m)	同左
回転プラグ	2 重回転方式	同左
格納容器	上部半球形下部半だ円形鏡円筒型 (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
	約55 cm	約50cm
	約18 %	同左
Pu富化度	<約30 %	
│	B ₄ C(90%濃縮)	
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490 kg/s	約610kg/s
反射体部冷却材流量	約30 kg/s	約50 kg/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	竪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	竪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	354m²/基	363m²/基
容量	50 MW / 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	竪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	180 kW	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	25 MW / 基	35MW / 基

表1 MK- 炉心の主要目

7



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 Svstem: 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,長寿命プランケット,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,ナトリウムポンド制御棒等

- 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。

9

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, 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100 MWt として設計されていたが,冷却系の改造を前提として,130~ 150 MWt 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ペリリウムを径・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」

炉心燃料等	装荷本数(本)	64	6	4	88	82	58	70
炉心高さ(の	cm)	55	同	左	65	60	55	48
炉	ピン本数(本)	127	(内側) 91	(外側) 127	127	91	169	同 左
6	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
燃	ペレット径(mm)	4.63	5.4	4.63	4.63	5.4	4.0	同左
	²³⁵ U濃縮度(w/o)	18.5	同	左	2.7	18.5	同左	20.0
料	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	·••••••)	SUS	同	左	Be+SUS	同左	SUS	同左
最大線出2	力密度(W/cm) **	390	625	480	410	650	440	450
エントランス	スノズル部キャピテーション	発生せず	要相	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
	: 燃料							
	: 燃料(低濃縮)							
	: 燃料(中空ペレット)							
	: 制御棒							
	SUS反射体							
	Be反射体							

** 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,ペ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







(5¢)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-)

11

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(²³⁸Pu/²³⁹Pu/²⁴⁰Pu/²⁴¹Pu/²⁴²Pu = 1 / 63/24/8/4)とした。また,²³⁵∪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15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63mm 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。

炉 心(燃料		MK-	2 領 ^由 (91本	惑 炉 心 ピン)	2 領 ± (127才	1領域炉心	
項 日			内側炉心 (中空燃料)	外側炉心	内側炉心	外側炉心	細径燃料
被覆管(燃料ピン)外径	(mm)	55	63	55	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)	48	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		-	~18	-	-	-	-
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	12	0.9	0.9	同左	0.8
ラッパ管外対面距離	(mm)	78.5	78.5	同左	78.5	同左	78.5
ラッパ管肉厚		19	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

夜~(快討ヨ物の心下・光心燃料の江)	様比較	
--------------------	-----	--

表3 初期サーベイ時のMK- 炉心の比較

		МК-									
炉心 (燃料)	MK-	2 領 均 (91本	彧 炉 心 ∶ピン)	2 領 均 (127本	或 炉 心 ふピン)	1領域炉心	1 領域炉心				
項 目		内側 (中空燃料)	外側	内側	外側	(細径ピン)	(127本ピン)				
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				
100 MW 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	12	20	13	36	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 .1	0	1 2	5	1 50	1 .11				
実効倍増係数	1 .090	1.)97	1.)97	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ビテーションの抑制等除熱に関する問題を考慮すると、約140 MWt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140 MWに増大することにより中 性子束をMK-の13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 仕様が確定した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,100 MWt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(T)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,前述の下の制限から,到達可能な原子炉熱出力は約130 MWtに制限された。このため,前述の140 MWt 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- 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-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- 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B₄C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B₄C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 囲気冷却用フレオ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45×10²¹nvt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,冨田直樹,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)

技術報告

資料番号:21別冊-2-1



照射性能向上のための MK- **炉心の**設計

吉田 昌宏 青山 卓史

大洗工学センター 照射施設運転管理センター 実験炉部

Design Works for the "JOYO" MK-III Core from a Viewpoint of Improving the Irradiation Capability

Akihiro YOSHIDA Takafumi AOYAMA Yukimoto MAEDA

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

炉心の高中性子束化,照射スペース拡大等のMK-Ⅲ計画の目的を踏まえて設計目標を設定し,「常陽」MK-Ⅲ 炉心の一連の設計を行った。核設計の結果,最大高速中性子束をMK-Ⅲ炉心の1.3倍とし,過剰反応度,炉停止 余裕等の設計目標を満足する炉心・燃料仕様を定めた。

熱設計では、 炉心の2領域化による出力平坦化に対応した冷却材流量調節機構の仕様を定め、 被覆管最高温度, 燃料最高温度等が制限値を満足することを確認した。

また、遮蔽設計により、炉内貯蔵ラック位置の燃料の発熱量を目標値以下に低減できる遮蔽集合体の仕様を設 定した。

以上により, MK-III 炉心が所定の照射性能を有するとともに, 原子炉施設としての安全性が確保されていることを確認した。

Whole design works of the JOYO MK-III upgraded core was carried out. Design goals were selected based on the objectives of MK-III program such as increasing a fast neutron flux and an extension of the irradiation space. As the result of the neutronics design, maximum fast neutron flux was increased by a factor of 1.3, and the excess reactivity and the shut down margin satisfied design goals. The specification of the coolant flow control system was determined based on the thermo-hydraulics calculations, and it was shown that the maximum cladding temperature and the maximum fuel temperature satisfied their design criteria. The specification of shielding subassembly that reduces a heat generation of spent fuel at in-vessel fuel storage to the sufficient level was selected. As a result, it was confirmed that the MK-III core shows expected core performance along with the integrity of the whole core as a nuclear facility.

キーワード

「常陽」, MK-III計画, 照射性能, 炉心設計, 核計算, 熱計算, 遮蔽計算, 高速中性子束, 冷却材流量調節機構, 炉内燃料貯蔵

JOYO, MK-III Program, Irradiation Capability, Core Design, Nuclear Characteristics Calculation, Thermo-Hydraulics Calculation, Shielding Calculation, Fast Neutron Flux, Coolant Flow Allocation System, In-Vessel Fuel Storage



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,ドシ メトリー、燃料破損検出 等に係る試験研究及び MK-II性能試験に従事 原子炉主任技術者 核燃料取扱主任者 新一種成材線取扱主任者

1.はじめに

炉心の高中性子束化及び照射スペース拡大の観 点から選定された基本仕様に基づき,設計用の標 準炉心を設定して,核熱特性,遮蔽特性等を評 価し,一連の炉心設計を行った。本作業を通じ, MK- 炉心仕様の詳細化を図るとともに総合的な 設計成立性を確認した。

2. 設計方針

技術報告

設計成立性のある炉心を構築するとともに, MK- 炉心として期待される諸性能を満たすよう,以下の方針に基づき炉心を設計した。

- (1) 中性子束分布:最大高速中性子束をMK-炉 心の約13倍とするとともに、出力平坦化を図る ことにより, MK-炉心と比較して空間的にも 高中性子束領域を拡大する。
- (2)過剰反応度:MK- 炉心より多くの照射試験 用集合体が装荷される炉心構成で,平衡炉心運 転サイクル末期(以下,平衡末期)において, MK- 炉心と同程度の過剰反応度を有すること とする。あわせて,後述(3)の炉停止余裕を確 保できるよう,100 における過剰反応度を核的 制限値として設定する。なお,MK- 炉心と同 様に計装のない照射試験用集合体(照射燃料集 合体と燃料物質を含まない材料照射用反射体の 2種類がある)は,照射目的に合わせて炉内の 任意の位置に装荷できることとする。
- (3) 炉停止余裕:照射スペースの拡大及び回転プ ラグ貫通孔の計測線付照射試験用集合体への利 用拡大等の目的から制御棒配置を変更する。こ の時にあっても,ワンロッドスタック時の炉停止 余裕を100 で1% k/kk'以上確保する。
- (4)反応度係数等:以下の反応度係数,ナトリウムボイド反応度は負とする。
 - ドップラ係数
 - ナトリウムボイド反応度
 - 燃料温度係数
 - 構造材温度係数
 - 冷却材温度係数
 - 炉心支持板温度係数
- (5)熱的制限値:炉心燃料要素の温度制限については,Pu富化度(Pu/(Pu + U))の上限を30wt. %としていることから,Pu再分布を考慮し,Pu 富化度40wt.%の混合酸化物燃料の溶融温度を 基準とする。これに安全余裕等を考慮して燃料

最高温度を2,650 とした。これを基に,定格 出力時の熱的制限値を設定する。被覆管最高温 度は,運転時の異常な過渡変化時については, 被覆管の破損を防止するため,急速過熱パース ト試験結果を踏まえて830 とし,定格出力時 の熱的制限値を675 とした。

- (6) 炉心領域: 炉心領域は,313からなる炉心構 成要素のうち,中心を第0列として,第5列ま でとする。内側燃料集合体は第0~3列に最大 は25体,外側燃料集合体は第3~5列に最大60 体装荷できるものとし,前述の核的制限値,熱 的制限値を満足するよう,最大85体までの範囲 で体数を調整する。
- (7)燃料交換方式:燃料交換方式は,基本的に MK-炉心の方式を踏襲する。炉心燃料集合体 の交換計画は,運転サイクル毎の炉内の出力分 布の変化が小さく,一様かつ高い取出平均燃焼 度を達成することを目標として策定する。交換 は,MK-炉心と同様に可変バッチ分散方式(炉 心第0,1,2,3,4,5列についてそれぞ れ5,5,6,6,7,8バッチ)で行う。こ れと最大装荷体数より,1運転サイクル当たりの 燃料交換体数は約12体とする。
- (8)熱特性:1次冷却系冷却材流量の増大,炉内 出力分布の平坦化,遮蔽集合体の導入等に伴い, 上記(6)の熱的制限値を満足する冷却材流量配 分が得られるよう,炉心支持板連結管と炉心燃 料集合体のエントランスノズル部からなる冷却 材流量調節機構(以下,流調機構)の改造仕様 を策定する。改造にあたり,キャビテーション 等が流調機構の健全性に影響を与えない構造と する。
- (9)炭化ホウ素(B₄C)を装填した遮蔽集合体を 導入することにより,炉心から漏えいしてくる中 性子を遮蔽して炉内燃料貯蔵ラックにおける燃 料の核分裂反応による発熱を低減し,燃料移送用 ポット内の自然対流で冷却できるようにする。

3.計算条件・計算手法

MK- 炉心及び移行炉心の核熱流力設計には, 基本的にMK- 炉心と同一の手法を用いることとし,適宜最新の知見を反映した。

3.1 核特性

群定数には,MK-の炉心設計に使用した

MICS5 3¹)に替え, JENDL-2²)を基に作成された高 速炉用群定数セットJFS-3-J2³(70群)を用いた。 JFS-3-J2を計算コードODDBURN¹の1次元拡散 計算による領域毎の中性子束を用いて7群または 18群に縮約した。

計算では、2次元RZモデルを用いた計算コー ド2DBURN'の7群拡散計算と2次元XY3角メッ シュモデルを用いた計算コードTRIANGLE'(1 集合体6分割)の7群拡散計算の組み合わせを基 準とし、また、3次元Hex-ZモデルによるCITA-TIONによる計算も実施した。基準計算の計算フ ローを図1に示す。ドップラ係数等の反応度係 数計算は、PERT-DFBR'の一次摂動計算(18群) により行った。

上記の手法を用いた場合のMK- 性能試験⁴次 びSEFOR 炉の解析を行い,実測値との比較から 過剰反応度,出力分布,制御棒価値及びドップラ 係数の計算精度を確認し,核設計に反映させた。

32 熱特性

熱設計では,まず,核計算で評価した出力分布 とサブチャンネル計算結果から,炉心第0~5列 に装荷される炉心燃料集合体の必要冷却材流量を 概算し,次に,「常陽」の流調機構の改造検討を行 った。



図1 核設計用基準計算フロー図

まず、「常陽」の流調機構を部分的に模擬したア クリル試験体を用いた水中試験を実施した。これ より、エントランスノズル部と連結管の間隙部の 冷却材の分岐, 合流状況等を可視下で把握すると ともに圧力損失測定を行った。その結果を踏まえ て汎用流量配分計算コードGENERAL⁵を整備し, エントランスノズル部のオリフィス仕様を変更し た場合の流調機構各部の圧力損失を計算できるよ うにした。次に,上記の方法で策定された MK-用オリフィス仕様を有する流調機構模擬体を製作 し,水中及びナトリウム中試験を実施した。これ より、圧力損失係数を測定するとともに、キャビ テーションの発生状況を確認し,燃料集合体バン ドル部及び流調機構の構造健全性への影響を評価 した。また,上記試験で測定した炉内各列の圧力損 失係数を用いて炉内冷却材流量配分計算を行った。 この結果と核計算による出力分布を入力として,サ ブチャンネル計算を行い,各列の燃料集合体の定格 出力時の被覆管温度と過出力時の冷却材温度,燃料 温度等を工学的安全係数も考慮して評価した。

33 遮蔽特性

遮蔽計算は,日米共同大型遮蔽実験研究計画⁵⁾ (JASPER計画)の成果を取り入れ,前述の核計算 と同じくJENDL-2を基に作成されたJSDJ2を群定 数とし,2次元Sn輸送計算コードDOT35⁷⁾を用 いて行った。計算のフローを図2に示す。モデル 化の範囲は,径方向:炉心中心~原子炉容器外側, 軸方向:連結管領域~回転プラグ下部の2次元RZ 体系を基準とした。

遮蔽集合体の設計では、まずANISN®・コードに よる1次元輸送計算により、設計目標を満足する 仕様(B₄Cの¹⁰B濃縮度、実効体積比:幾何学的体 積比にB₄C充填率を乗じたもの)をサーベイした。 その結果を基にDOT35コードの2次元RZ計算で 炉内燃料貯蔵ラック位置の中性子束を求め、燃料 の発熱量を評価した。また、炉内燃料貯蔵ラック は、炉心外周に30体離散化した状態で配置されて いるが、隣接ラックに燃料が貯蔵されている場 合、その中性子増倍・吸収効果が発熱量に影響す る。そこで、炉心水平面をモデル化した2次元XY 計算を実施し、貯蔵ラックの燃料配置パターンの 効果を評価した。燃料装填時の燃料移送用ポット 内の自然対流と各部温度の計算には、単相多次元 熱流動解析コードAQUA⁹を使用した。





図2 遮蔽設計用基準計算フロー図

4.設計結果10)

MK- 炉心の核熱計算, 遮蔽計算等を実施し, 炉心設計を行った。設計作業を通じて詳細化を図 ったMK- 炉心の主要仕様を表1に示す。

4.1 標準炉心構成

MK- 炉心における炉心燃料集合体の最大体数 は,内側炉心25体,外側炉心60体である。照射試 験用集合体を装荷する場合は炉心燃料集合体と置 換する。標準炉心は,照射スペース拡大を考慮し, MK- 炉心の照射実績より多い照射試験用集合体 を配置した構成とした。具体的には,第0,1列 に照射燃料集合体4体,第3列に照射燃料集合体 と燃料物質を全く含まない材料照射用反射体をそ れぞれ1体装荷した。ここで,第3列の装荷位置 は,計測線付集合体の装荷を考慮し,制御棒を移 設した後の位置とした。また,設計上,炉心燃料 集合体数が少ない方が燃料温度を保守側に評価す るので,炉心第5列(最外周)の炉心燃料集合体 2体を内側反射体とした。以上により,標準炉心 は,内側炉心燃料集合体19体,外側炉心燃料集合 体58体とした。標準炉心の構成を図3に示す。

標準炉心の2次元RZ計算体系図を図4に示す。

	項目	仕様
原	子炉熱出力	140 MWt
1)	次冷却材流量	2 ,680t/h
原	子炉入口温度	350
原	子炉出口温度	500
炉心高さ		500mm(内側 , 外側共通)
炉内燃料装荷体数		内側最大25体,外側最大60体
ラ	ッパ管外対面間距離	78 5mm
集合体配列ピッチ		81 5mm
	燃料材	プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料
	被覆管外径 / 内径	5 5/4 <i>8</i> mm
燃	燃料ペレット外径	4 .63mm
集	プルトニウム富化度	内側23 .0wt.%,外側28 .8wt.%
旨体	ウラン濃縮度	18 wt.%
	ペレット密度(理論密度比)	94%T.D.
	ピン本数 / 集合体	127
	制御要素材	B ₄ C
生	制御要素 ¹⁰ B濃縮度	90 %
いり5 公田	B₄Cペレット外径	16 .3mm
14印	ペレット密度(理論密度比)	90%T.D.
稡	制御材ペレットスタック長	650 mm
	要素本数 / 集合体	7
	遮蔽要素材	B4C
	遮蔽要素 ¹⁰ B濃縮度	45 %
遮	ペレット密度(理論密度比)	92%T.D.
収集へ	被覆管外径 / 内径	25 £/22 2mm
「「体	B₄Cペレット外径	20 5mm
	遮蔽材ペレットスタック長	1 ,000mm
	要麦本数 / 集合体	7

表1 MK- 炉心の主要目



 56. 535 26. 535 25. 328 	· B型照射	ガ 」 イ 炉					. 炉心第3	部 吸収体部 制御棒 F	、プ 上手 イレ 炉心第3	ガレム 部村 シニ 炉心		部 吸収体部 制御棒 F		外側反	H/H カ [*] スナナ ム 遮蔽集会	ナトリウ	
0.000	射燃料集合体	心第1列	射燃料集合体	心第 1 列	心第 2 列	科照射用反射体	ゥ列(内側)	▶ 部	っ列(外側)	心第4列	心第5列	∽船	反射体中央部	反射体	百体 吸収体部	ム領域	
25.328		イン	ノシ	' ユ	ν-	- タ			イント	ンシーク	- 9						
29. 032			下部	反	射体	\$		下	۲ إ	时体		下					
			下部	構	造音	ß		部案内	ר ì	部' 告剖	隋 }	部案内					
8.032		۲.	部反	z射	体	(2)		管部	下	部。	反	管部	_				
33 032	н	ン		、 ン	<u></u>	/ズ	ル		別	14 (Z)		部		下部 反射		
9. 032			(E/N)					E/N					体		
0.0000	4. 3031	6. 5013	9. 8903	11. 3850	18. 7568	19. 7192	21.5155	23. 1729	26.1747	33. 6083	40.1367	40. 5940	47.3561	63. 3887	76. 1297	91.1297	
											*	亿 ()	キ系 熱服	温』 影脹	复:35 効果考	0℃ §慮	済)
図4	;	標2	隼火	户心	2 د	次	元	RZ	ː計	Ĵ	体	(新	熱腸	影脹 柱	効果考 体系 〕	う 同 図	済)

図中に示すように,燃料領域は等価直径約80cm, 炉心高さ約50cm(室温,図4には定格出力運転状 態の熱膨張を考慮した寸法を記載)の円筒形状で, 内側炉心と外側炉心の核分裂性物質の含有率が異 なる2領域炉心とした。炉心の径方向外側は,等 価厚さ約23cm,上下方向はそれぞれ約30,38cm のステンレス鋼製の反射体領域とした。径方向の さらに外側には,厚さ約13cmの遮蔽集合体領域 を配置した。

4.2 核特性

42.1 実効増倍率

サーベイ計算の結果, MK-新燃料のPu富化 度を内側炉心約23 0wt%, 外側炉心約28 8wt%と したケースで, TRIANGLE コードの2次元XY拡 散計算による標準炉心の平衡末期の実効増倍率 は0 994となった。計算結果を表 2 に示す。 MK-

性能試験解析に基づくパイアス値(E-C値)を 用いて補正した結果は1.011であり,MK-標準 炉心の平衡末期の約1.013とほぼ同等の値が得 られた。また,核設計の基準計算より,各燃料 集合体について最大線出力密度を求め,これに 炉内燃料集合体の燃焼パターンの違いによる影 響や制御棒挿入状態の影響等を考慮した結果, 最大線出力密度は,内側燃料で414W/cm,外側 炉心燃料で413W/cmとほぼ一致した。これよ り,出力分布の平坦化が図られていることが確認 できた。

422 中性子束

平衡末期の炉内最大中性子束は,0.1MeV以上 の高速中性子束が4.0×10¹⁵n/cm²·s,全中性子束 が5.7×10¹⁵n/cm²·sとなった。MK-標準平衡炉 心とMK-炉心の中性子束分布の比較を図5に示 す。これより,MK-炉心の最大中性子束はMK-

炉心の1 3倍以上が確保され、空間的にも,高速 中性子照射場が拡大されていることがわかる。

423 制御棒価値

MK-,MK- 炉心では、¹⁰B濃縮度90%の炭化 ホウ素(B₄C)を装填した制御棒6体を炉心第3 列に装荷していた。MK- 炉心では,計測線付の 照射試験用集合体の照射スペース拡大等の観点か ら,このうち2体を燃料領域と内側反射体の境界 である炉心第5列へ移設することとした。なお, このうち1体については,1991年に先行的に第5 列に移設し,照射スペースの有効利用を図るとと もに,制御棒価値の計算精度を確認した。

核設計では、2次元XY拡散計算により、6本 合計、ワンロッドスタック時及び各1本の制御棒 価値を求め、これにMK-性能試験解析に基づく バイアス補正、¹⁰Bの燃焼効果、燃料領域の大きさ (装荷体数)を変動させた場合の計算誤差等を考慮 し、最大値、最小値及び標準値を求めた。結果を

表 2 実効増倍率計算結果

MK- 性f 炉心解	能試験 科析	MK- 標準炉心平衡運転 サイクル末期			
計算値(C) 1.015		計算値(C)	0.995		
実測値(E)	1 .031	評価値	1 011		
差(E-C)	0 .016	(E-C補正後)	1.011		



図5 MK- 炉心高速中性子束計算結果

表3に示す。これより,炉心第5列の2体の制御 棒価値は,それぞれ0.67,0.72% k/kk²であり, 第3列の4体の制御棒価値は,それぞれ1.83~ 2.00% k/kk²の約1/3であった(いずれも1体全 挿入時の標準値)。 424 過剰反応度・反応度バランス

燃焼欠損反応度は,標準平衡炉心の2次元RZ 拡散計算による評価値に,MK-,MK- 炉心の 設計経験より10%の不確かさを考慮して19% k/kk'とした。温度及び出力補償用の反応度は, 燃料,構造材,冷却材等の膨張及びドップラ効果 を考慮して算出した後述の温度係数から求めた。 次に,ワンロッドスタック時の制御棒価値の最小 値5.6% k/kk'から,この場合でも炉停止余裕が 1% k/kk'以上確保できるよう,100 体系にお ける最大過剰反応度を4.5% k/kk'に設定した。 反応度バランス評価結果を表4に示す。

425 反応度係数等,動特性パラメータ

反応度係数と動特性パラメータの評価結果を表 5に示す。これより,ドップラ係数,ナトリウム ボイド反応度及び各温度係数はすべて負の値とな り,設計目標を満足した。なお,各温度係数の組 み合わせで算出される出力係数は,すべての温度 係数が負の値であることから,負の値となる。

42.6 燃焼度

炉心燃料集合体の燃焼度(燃料要素軸方向平均最大)は,MK-炉心における75,000MWd/tから 90,000MWd/tとなった。これを受けて,炉心燃料 要素の機械設計として,内圧上昇に伴う被覆管周 方向応力,クリープ寿命分数和及び被覆管の使用 期間中スエリングによる外径増加率等を評価して 健全性が確保されることを確認した。なお,燃料 スタック長の55 cm から50 cm への変更に伴い,燃

Keff	Keff			制御棒価値	(% k/kk')		<i>供</i> 耂
(TRIANGLE言	算結果)		補正前	最小値	標準値	最大値	
6 本全引抜		1 .0109					
6 本全引抜本:	全挿入	0.9072	11.3	7.6	10 .1	13 3	
ワンロッドス	タック*	0.9324	8.3	5.6	7 4	9.8	No.1引抜
	No.1	0.9885	22	15	2.0	2.6	第3列
	No.2	1 .0027	0.8	0 5	0.7	1.0	第5列
1 ★ 今 话 》	No.3	0.9896	2 .1	1 4	1.9	2 5	笛っ刀
1本全挿入	No.4	0.9894	2 2	15	1.9	2 5	赤ング
	No.5	1 .0033	8.0	0.5	0.7	0.9	第5列
	No.6	0.9903	2 .1	1.4	1.8	2.4	第3列

表3 制御棒価値計算結果

*)最大の反応度価値を持つ制御棒1本が,万が一挿入されなかった場合の,残り5本の制御棒の 反応度価値。

23

表4 炉心の反応度バランス

(単位:%	k/kk')
(/ 0	

定格出力時	2.8						
内訳	燃焼補償用	1.9					
	運転余裕用	0.9					
温度補償用	温度補償用及び出力補償用						
	100~250 (0 MWt)	6. 0					
内訳	250~350 (0 MWt)	0 4					
	350 ~定格(0~140MWt)	0.7					
最大過剰反	4 5以下						

表 5	反応度係数	と動特性	パラメータ	1
1.5			~~~~	

ドップラ係数(T・dk/dT) 制御棒全引抜 制御棒1/3挿入	- 1 .94 × 10 ^{- 3}
	- 1 .71 × 10 ⁻³
Na ボイド反応度(k/k)	- 1 .89 × 10 ^{- 2}
温度係数(k/k/) 燃料温度係数 ^{*)}	- 3 8×10 ⁻⁶
構造材温度係数	- 1 2×10 ⁻⁶
冷却材温度係数	- 9 20×10 ⁻⁶
炉心支持板温度係数	- 1 .31 × 10 ^{- 5}
動特性パラメータ 実効遅発中性子割合, eff	4 49 × 10 ⁻³
即発甲性子寿命(S)	3.12×10^{-7}

*)ドップラ効果を除く熱膨張による密度変化と軸方向寸法変化の寄与分

料要素内のプレナム長さをMK-より25cm増加 させている。併せて,輸送・取扱い時及び原子炉 内における通常運転時及び運転時の異常な過渡変 化時に炉心燃料集合体に発生する応力等を評価 し,健全性が確保されることを確認した。 4.3 熱特性

43.1 流調機構

MK- 炉心の出力分布に対応した流調機構の燃料集合体エントランスノズルオリフィス仕様検討結果を図6に示す。流調機構模擬体の水流動試験から求めた圧力損失係数に基づき,GENERAL コードにより炉内流量配分を計算した結果を表6 に示す。MK- 炉心では,流調機構改造により, 燃料集合体1体に配分される冷却材流量がMK-炉心と比較して平坦化されたことがわかる。これ は,MK- 炉心での出力分布平坦化に流調機構を 対応させた結果である。また,一連の炉外試験を 通じ,燃料集合体バンドル部はもとより,流調機 構についても構造健全性に影響するキャビテーシ ョンの発生がないことを確認した。

後述のサプチャンネル計算結果から,被覆管最 高温度が定格出力時の制限値である675 に達す る時の冷却材流量(必要流量)を求めた。結果を 表6に併せて示す。これより,すべての流量領域

表6 炉内冷却材流量配分計算結果

[単位:kg/s]

MK	- 炉心	MK- 炉心	必要流量*
第1列	9 50	8 .48	7 .87
第2列	8 .93	8 .35	7 .71
第3列	7 .93	7 .83	7 .62
第4列	7 35	7 .72	7 28
第5列	6 30	6 .79	6 .47

*)被覆管最高温度が制限値(675)となる流量



図6 「常陽」MK- 炉心冷却材流量調節機構エントランスノズルオリフィス設計

で炉心燃料集合体に配分される冷却材流量は必要 流量を満足することを確認した。

432 燃料,被覆管温度

核計算により得られる出力分布に基づき,各列 で出力が最大となる炉心燃料集合体について,サ ブチャンネル計算を行った。その結果,定格出力 時の被覆管最高温度は,炉心第5列の649 であ り,制限値である675 を満足した。さらに,出力 が最大となる炉心第1列の炉心燃料集合体につい て,冷却材流量を絞り,仮想的に被覆管最高温度 を675 とした場合の計算を行った。その結果,過 出力時の燃料最高温度は2,647 となり,このよ うな仮想的な保守的条件でも,設計目標である 2,650 以下を満足することが確認できた。

4.4 遮蔽特性

遮蔽集合体の設計では,まず,遮蔽能力の目標 値として,炉内燃料貯蔵ラックに貯蔵する燃料集 合体出力の制限値を設定した。AQUAコードによ り,燃料集合体出力をパラメータとして,燃料貯 蔵中のラック周りのナトリウム自然循環計算を行 った。その結果,燃料集合体内部の発熱により, エントランスノズル部オリフィス孔から流入した 冷却材が,燃料バンドル部を上昇してハンドリン グヘッドから流出し,その後,ラッパ管とポット 内壁の間隙を降下する自然循環パスが形成される 結果となった。上記計算により求められた集合体 内冷却材流量を基にサプチャンネル解析を行っ た。その結果,燃料集合体出力50kWで,被覆管 最高温度が633.1 となり,運転時の制限値であ る675 を十分下回った。

次に、ANISNコードを用いた1次元輸送計算に より、遮蔽集合体のB₄C実効体積比と¹⁰B濃縮度を パラメータとしたサーベイ計算を行った。これに よるラック位置の中性子束を基に、燃料集合体出 力を求めた。その結果、設計目標を満足する遮蔽 集合体仕様として、B₄C実効体積比40%、¹⁰B濃縮 度45%とした。ただし、これは炉心からの中性子 の直接透過成分の寄与に関する結果であり、遮 蔽体上下からの回り込み成分の寄与は含まれな い。そこで、遮蔽集合体のB₄Cペレットのスタ ック長をパラメータとして、拡散計算コード CITATION¹¹⁾による2次元RZ計算を行った。その 結果、ラック位置における燃料集合体出力の低減 効果がスタック長100cmでほぼ飽和することがわ かった。これより,炉心高さ50cmに対して,遮蔽 集合体のB4Cペレットスタック長を100cmとした。

最後に, DOT3 5コードを用いた 2 次元 RZ 輸送 計算を行った。DOT3 5コードによる MK- 炉心 とMK- 炉心の径方向中性子束分布の比較を図7 に示す。MK- 炉心では燃料領域の高速中性子束 がMK- 炉心と比較して13倍以上高くなってい る。しかし,遮蔽集合体の効果により,その外周 では中性子束が低減されていることがわかる。炉 内燃料貯蔵ラック位置の中性子束から求めた燃料 集合体出力は, MK- 外側炉心燃料の新燃料を貯 蔵した場合で27 5kW となった。一方, 2次元XY 輸送計算結果より,隣接する貯蔵ラックに燃料が 存在した場合、それによる中性子増倍効果よりも 熱化した中性子が吸収される効果が大きく,燃料 集合体出力が低下することが分かった。DOT3 5 コードによる2次元RZ計算では,すべてのラック に燃料を配置したモデルを用いたため,燃料配置 パターンを変えたXY計算結果に基づき 燃料集合 体出力が最大となるようRZ計算による計算値を 補正した。

設計では,保守的にすべての遮蔽集合体の組成 を¹⁰Bの燃焼が最も進んだ寿命末期の値として, DOT3 5コードによる一連の計算を行い,燃料集 合体出力を求めた。これにJASPER計画の径方向 透過実験解析から評価した計算誤差を考慮し,計 算結果より別途評価した 発熱及び最大燃焼度 90 000MWd/t相当の崩壊熱を加算した。その結 果,燃料集合体出力は48 4kWとなり,設計目標 である50kW以下を満足した。



25

5.おわりに

MK- 炉心の基本仕様に基づき,核熱計算,遮 蔽計算を行い,MK- 炉心が当初計画通りの性能 を有することを確認した。また,同時に,一連の 設計が核熱制限値を満足し,技術的に成立するこ とを確認した。以上の結果に基づき,1994年1月 27日付けでMK- 改造に係る原子炉設置変更許可 申請を行い,当時の科学技術庁,原子力委員会及 び原子力安全委員会の安全審査を経て,1995年9 月28日付けで許可を受領した。

「常陽」MK- 炉心の実際の特性は,2003年7月 の初臨界から11月の定格出力達成までの性能試験 により確認されている。詳細は別稿に譲るが,今 後はこれらの実測データとの対比を通じて,炉心 設計の更なる高度化を図りたい。

参考文献

- 1) 三菱原子力工業株式会社: "高速増殖炉核設計コー ドの概要", MAPI-F-0001 (1981)
- 2) Nakagawa T. : "Summary of JENDL-2 General Purpose File ", JAERI-M 84-103 (1984)

- 3) H.Takano, et al. : "Revision of Fast Reactor Group Constant Set JFS-3-J2 ", JAERI-M 89-141 (1982)
- 4) 溝尾宣辰,秋山孝夫,他,:"「常陽」照射用炉心の性 能試験について",動燃技報No.49, pp.45-60(1984)
- 5)宮越博幸,佐藤和二郎,他,"汎用炉内流量配分解析 手法の解析と適用解析",日本原子力学会「'94年春 の年会」, J11,(1994)
- 6) 庄野彰,角田弘和,他,"大型高速炉遮蔽解析手法の 開発JASPER(日米共同高速炉遮蔽実験)実験解析 の成果",日本原子力学会誌 Vol.38, No.9, P.760-770(1996)
- 7) W. A. Rhoades and F.R.Mynatt, "The DOT3.5 Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code", ORNL/RSIC/CCC-276 (1975)
- 8) R. K. Disney, L. L. Moran, et al," Revised WANL AN-ISN Program User's Manual ", WANL-TMI-1967 (1969)
- 9) 村松壽晴,二ノ方壽,"単相多次元熱流動解析コード AQUA 利用手引書", TN 9460 91-006 (1991)
- 10) 有井祥夫,冨田直樹,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, pp.577-584 (1996)
- 11) 中川正幸,他,"高速炉の核特性解析コードシステム", JAERI-M 83-006 (1983)





炉心構成要素の高性能化

飛田 公一 曽我 知則 三次 岳志

大洗工学センター 照射施設運転管理センター

Upgrading of Core Components

Kouichi TOBITA Tomonori SOGA Takeshi MITSUGI

Irradiation Center, O-arai Engineering Center

「常陽」の照射性能の向上を目的とした高度化計画(MK-Ⅲ計画)に対応し,MK-Ⅲ炉心から新たに使用する 遮蔽集合体の設計・製作を行なった。この遮蔽集合体は,B4Cペレットを装填し,遮蔽性能を高めている。この ためMK-Ⅲ炉心で取得されたB4Cペレットの照射挙動データをもとに設計を行った。また炉心の高中性子束化に 伴い制御棒,反射体について運転経費の削減や廃棄物の低減の観点から取替寿命の延長が急務となった。反射体 では,耐スエリング性等に優れたフェライト鋼ラッパ管及び高Niオーステナイト鋼反射体要素を採用した。また, B4C⁻被覆管機械的相互作用による寿命を延長するため,Naボンド型制御棒を開発した。 本報では,これらの技術開発について設計の観点から報告する。

Regarding the "JOYO" MK-III program, aiming at improving its irradiation capability, shielding subassemblies which were newly introduced into the MK- III core, were designed and fabricated. This shielding subassembly has high shielding capability with boron carbide pellets. The design was based on the irradiation behavior of the boron carbide that was obtained from the MK-II core.

And as a result of the enhanced neutron flux level in the MK-III core, lifetime extension of the control rod and the reflector was also required to decrease the reactor operation cost and the total amount of radioactive waste. A ferritic steel wrapper tube and a high nickel austenitic steel element were introduced into the reflector. And a sodium bonded control rod was developed to extend the lifetime of the boron carbide - cladding mechanical interaction.

This report describes the development of JOYO core components from the perspective of those designs.

キーワード

高速炉,常陽,MK-Ⅲ,制御棒,反射体,遮蔽集合体,長寿命,炉心構成要素,フェライト鋼,高Niオーステ ナイト鋼,B₄C

Fast Reactor, JOYO, MK-III, Control Rod, Reflector, Shielding Subassembly, Long Life, Core Component, Ferritic Steel, High Nickel Austenitic Steel, Boron Carbide



飛田 公一 照射管理課 課長代理 炉心構成要素設計 契作及び照射計画 業務に従事



曽我 知則 照射管理課 計画チーム所属 炉心構成要素設計 製作及び各種照射 試験業務に従事



三次 岳志 照射管理課 課長 炉心構成要素製作 管理,各種照射試 廠及び照射装置の 開発業務に従事 核燃料取扱主任者 第一種放射線取扱

1.はじめに

「常陽」の照射性能の向上を目的とした高度化計 画(MK- 計画)において,炉心の核特性,熱流 力特性,遮蔽特性等の設計検討が実施された¹⁾。こ の結果を受け,MK- 炉心から新たに使用を開始 する遮蔽集合体の設計・製作を実施した。また炉 心の高中性子束化に伴い,制御棒,反射体につい ても長寿命化に向けた設計を取入れた取替品の製 作を実施した。これにより,運転経費の削減や廃 棄物の抑制上の観点から寿命の延長を図っていく 計画である。本報ではこれらMK- 炉心構成要素 の高性能化について述べる。

なお,MK- 炉心を代表する標準炉心配置につ いては,同技報「照射性能向上のためのMK- 炉 心の設計」を参照されたい。

2. 遮蔽集合体

2.1 設計目標

遮蔽集合体は,MK- 炉心から新たに使用を開 始する炉心構成要素であり,従来ステンレス鋼の 反射体が装荷されていた炉心最外層(炉心第9列, 第10列の計96体)に設置される。

本集合体の設置目的は、炉心から漏洩する中性 子を遮蔽し、炉内貯蔵ラック内にて冷却貯蔵され る使用済燃料の発熱を抑制することである。これ より、これまで実施していた冷却材流路孔付きの 炉内貯蔵ラック内専用ポットでの冷却貯蔵を不要 とした。すなわち、使用済燃料を流路孔のないポ ット内でも自然循環により冷却が可能なようにし た。こうすることで、使用済燃料をポット交換な しで取り出せるようにして、燃料取扱作業の合理 化を図るものである。従来、燃料交換のためには 約20日間の原子炉停止期間を要していた。MK-炉心の運転では本遮蔽集合体の採用により、燃料 取扱設備の自動化と合わせ、これを約1/3に短縮 する計画である。

設計寿命の目標としては,実効定格出力運転年数での使用期間を,炉心第9列,第10列に対し, それぞれ6年(MK・炉心運転期間中1回交換), 12年(MK・炉心運転期間中無交換)に設定した。

22 構造検討

必要な中性子の遮蔽能力については,炉心まわ りの遮蔽設計の一環として検討した¹⁾。その結果, 貯蔵中の使用済燃料の発熱を約50kW以下に抑え る観点から,遮蔽集合体のB₄C 装荷量として,充 填率40%,¹⁰B 濃縮度45%とする基本仕様を決定し た。また中性子の回り込みを抑制する観点から B₄Cペレットスタック長は,炉心高さの2倍に相 当する1,000mmに設定した。

遮蔽集合体の基本構造は,類似の炉心構成要素の使用実績や製造コストも考慮し,遮蔽要素(ピン)7本から構成されるピンバンドル型とした。 また所定のBAC充填率を確保するため,ペレット 径は約20mm,ペレット密度は92% T.D.(理論密 度比)とした。

B₄Cを装てんした遮蔽集合体の構造設計上のポ イントは, B₄Cペレットのスエリングや使用中生 成される He ガス放出等,照射挙動に対する遮蔽 要素の健全性評価である。この観点では設計項目 及び設計手法は,従来の反射体より,むしろ同様 の材料を使用する制御棒に類似している。

また,前述のとおり,B₄Cペレットの基本仕様 は,核設計上定められることから,それらを基本 に遮蔽要素の構造設計を実施した。

被覆管鋼種としては, MK-燃料の被覆管に採用しているPNC1520鋼²⁾と,制御棒被覆管に使用しているPNC316鋼²⁾を候補としたが,遮蔽集合体の被覆管の使用温度条件は,通常時で最高500

と低く, PNC316鋼の高温クリープ強度で十分 対応できる。また,同鋼は比較的材料コストが低 く,加工も容易との理由から,初装荷遮蔽集合体 の被覆管材としてはPNC316鋼を採用した。

B₄Cペレットは,¹⁰B(n,)⁷Li反応によって, 中性子を吸収し, Heガスを生成する。「常陽」制 御棒は, MK- 炉心ではHeガスをピン内に貯留 する密封型の制御棒要素を使用していたが, MK-

炉心以降,生成Heガスを要素外へ放出するダ イビングベル型ベント機構を採用している。遮蔽 要素の基本構造検討に当たり,このベント機構を 採用するか否かについて検討を行った。

なお,当時制御棒のために開発中であったNa ボンド型の概念は,遮蔽集合体には採用しなかっ た。遮蔽集合体のB₄Cペレットの発熱密度は,制 御棒と比較して充分小さN。したがってHeボン ド型でも比較的大きNギャップを確保しうる。ま た,Naボンド型では,Na充てん機構等,構造の 複雑化に伴う製造コストの増加,試験研究にかか る開発コストの増加が予想された。

以上の理由から,遮蔽集合体は,検討の初期段

28

階から He ボンド型を基本構造としている。

ダイビングベル型のベント機構においては,原 子炉運転期間中及び停止期間中に想定される温度 変化及び圧力変化を考慮しても、炉内Naが要素内 に侵入しないよう、ベント機構の長さを設計する。

しかしながら,遮蔽集合体の場合,制御棒に比べ てペレットが装てんされる空間の容積が大きい。こ のため,予備検討では必要なベント機構長さを確保 することは困難であることが明らかになった。

これは、炉内における温度変化及び圧力変化に伴うガス体積の変動(Na液位変動)が大きいため、ベント機構を長く取る必要があるが、遮蔽集合体の構造上,遮蔽要素の長さには限界があるためである。

また,ベント機構の設置は,中間端栓など構造 の複雑化に伴う,コスト増の要因にもなり得る。 このため,密封型要素を採用することとした。

これらの検討の結果,得られた遮蔽集合体及び 遮蔽要素の基本構造を図1に示す。遮蔽集合体の 構造設計上,寿命制限因子となる主要な機械設計 項目は二つある。遮蔽要素仕様は,これら二項目 の評価でほぼ決定される。

第一は,制御棒設計における課題でもあるB₄C-被覆管の機械的相互作用(以下ACMI; Absorber Cladding Mechanical Interaction)の評価である。



第二は,前述のB₄CペレットからのHe生成に伴 う内圧評価(一次応力に加え,クリープ寿命評価, 疲労寿命評価を含む)である。

すなわち ACMI評価によりB₄Cペレット - 被覆 管間のギャップ寸法を定め,内圧評価によって被 覆管肉厚を定めることとした。

23 ACMI 評価

遮蔽集合体のACMI評価は,遮蔽要素被覆管の 健全性を確保するよう設計するための判断基準と する。ACMIが発生した場合,被覆管に機械的相 互作用による応力が発生するが,機械設計上は被 覆管の強度や伸びが期待できることから,本来 は,ギャップ消失時(被覆管とのコンタクト開始 時)が設計限界とはならない。しかしながら,後 述する内圧評価の設計余裕とのバランスも考慮 し,保守側の評価として使用末期までACMIを発 生させないよう,B₄Cペレットと被覆管のギャッ プを設定することとした。

ACMIを発生させないよう,製造時ギャップを 適切に設定するためには,B₄Cペレットの照射挙 動を正確に予測することが重要である。「常陽」で は,制御棒及び制御棒材料照射用反射体(Absorber Material Irradiation Rig: AMIR)において B₄Cスエリングデータを取得してきた³⁾。B₄Cペレ ットのスエリング学動を図2に示す。ACMI評価 には,この「常陽」での照射によって得られたス エリングデータを使用することとした。

また,ACMIを評価する上で重要な挙動に,B4C ペレットの割れに伴う再配置(リロケーション) がある。「常陽」制御棒の照射後試験では,ACMI による被覆管外径増加が確認されている⁴⁾。この 外径増加は,B4Cペレットの単純な(リロケーシ ョンを考慮しない)スエリング速度とペレット -被覆管間ギャップから予測される接触時期よりか なり前の時期から発生している。また,被覆管の 変形は異方的で,初期のギャップが広い制御要素 ほどオーバリティ(長径と短径の差)が大きくな る傾向がある。これらの結果から,ACMIはペレ ットリロケーションによって助長されることが明 らかにされている。

当時の制御棒開発においては,薄肉のステンレ ス鋼管(シュラウド管)をB₄Cペレットに被せ, リロケーションを抑制する方法が効果的と考えら れていた。その後,シュラウド管を装着した制御


図2 B₄Cペレットスエリングの燃焼度依存性

要素の試験により,ACMIが緩和されることが確認された⁵⁾。そこで遮蔽集合体においても,リロケーションを抑制するため,シュラウド管を遮蔽要素に採用することとした。

これより,図2のスエリングデータの95%信頼 幅上限を用い,被覆管-シュラウド管間ギャップ が閉じる時期を寿命とし,初期ギャップ幅を約 1 2mm(被覆管内径22 2mm)に設定した。

なお,このときのペレット径は20 55mm,シュ ラウド管内径及び外径は,それぞれ20 .75 mm, 20 95mmである。

2.4 内圧評価

遮蔽要素の内圧評価において重要なB₄CペレットからのHe放出率も,スエリング挙動と同様 AMIRのキャプセル及びMK-制御棒要素(密封型)のピンパンクチャ試験において取得したもの を用いた³)。照射後試験により得られた,He放出 率(照射後試験で求めたHe放出量/He生成量評価値)の値を図3に示す。第9列における遮蔽要 素平均の最高燃焼度は100×10²⁰cap/cm³,B₄Cペレット最高温度は900 である。1,000 以下で照 射されたペレットの照射後試験データに限れば, データの取得されている燃焼度100×10²⁰cap/cm³ まで,He放出率は25%を下回っている。したがっ て,遮蔽集合体の使用条件をカバーするこの温度 範囲,燃焼度範囲においては,He放出率25%で 設計することができる。

燃焼度100×10[®]cap/cm[®]のとき,ピン内圧は約 24 MPaまで上昇する。この圧力による応力評価及 びクリープ寿命分数和,疲労損傷和の計算をもと に,遮蔽要素の必要被覆管肉厚(被覆管外径)を



図3 He 放出率(%)の燃焼度及び照射温度依存性

1.7mmと定めた。この肉厚において,内圧によ る応力は,過渡変化時も含め,制限値を下回る。 また,クリープ寿命分数和と疲労損傷和の合計は 約0.74であり,制限である1.0を下回る。

なお,遮蔽集合体は,炉心最外周に装荷される ため,高速中性子照射量は最大でも約6×10²² n/cm² [E 0.1MeV] である。このときラッパ管 のスエリング量は約04%であり,DDI (Duct -Duct - Interaction) は問題とはならない。また, 被覆管とラッパ管は同じPNC 316鋼であるため, スエリング差は無視できる。ただし,被覆管側は 内圧によるクリープ変形が生じる。このため,こ の評価に基づき,使用末期までBDI (Bundle -Duct - nteraction)が発生しないよう,スパイラル ワイヤ径を定めた。

また,遮蔽集合体は,長期間炉内に滞在するが, 被覆管外面のNa腐食は,最高温度500 でも16 µ mと僅かである。B4Cペレットはシュラウド管に 包まれており,被覆管内面には接触しない。この ため,Heボンド型では,被覆管内面への炭素やホ ウ素の浸入はなく,強度評価への影響はない。

25 設計結果

以上の構造設計の結果,被覆管内径22 2mm, 肉厚1 7mm,ワイヤ径1 0mmを定め,設計目標 である第9列6年,第10列12年を達成できること を確認した。

MK- 遮蔽集合体の構造設計にあたっては「常 陽」MK- 炉心における実機制御棒の約40体の製 作実績と使用経験,及びAMIRで得られた照射 データ等を十分反映することで合理的な設計を達 成した。

3. 反射体

3.1 設計目標

「常陽」MK- 炉心では、炉心からの漏洩中性子 を散乱反射し、炉心の中性子束分布の平坦化と透 過中性子を減ずる遮蔽体としての機能を目的に、 炉心燃料集合体の外側に2種類の反射体を配置し ている。各反射体の装荷位置及び体数は、炉心第 5列~第6列に内側反射体約40体(ただし5列は コーナ部2体のみ)炉心第7列~第8列に外側反 射体約90体の合計約130体である。

MK- 炉心での使用経験によれば,反射体はラ ッパ管のスエリング差に伴う集合体の曲がりや反 射体要素とラッパ管のスエリング差による両者間 の干渉が生じる。そのため,炉心湾曲や自身の健 全性及び燃料取扱設備での取扱いに支障を来たさ ぬよう,定期的な交換を行っている。また取替品 の製作に当たっては,これまでにも交換寿命の延 長を図るため,反射体要素材質変更,内側反射体 の一部構造変更等の改良を行ってきた。

反射体の交換寿命は,累積高速中性子照射量に より支配される。その結果,MK- 炉心における 実績としては,内側反射体で約6×10²n/cm² [E

0.1Mev〕外側反射体で約5×10²²n/cm²〔E 0.1Mev〕を達成している。

「常陽」における反射体の使用実績及び照射後試 験結果を含めた使用経験は,先行炉の実証データ として、高速炉の実用化に向けた炉心構成要素の 開発上できわめて貴重なものである。同時に「常 陽」の運転管理においても,運転経費の節減や使 用済反射体の発生に伴うそれらの貯蔵,さらに将 来的な廃棄物処理対策にも影響する。したがって, その寿命は軽視できない問題である。しかもMK-

炉心では,高速中性子束が約1.3倍となり,使 用条件が益々厳しくなる。

よって,これらを勘案し,MK- 炉心後の取替反 射体として,炉心材料開発の最新の成果を取入れる ことで,最大高速中性子照射量3×10²³n/cm²[E 0.1Mev]を目標とする長寿命反射体の開発に取組 んできた。これはMK- 炉心で使用してきた反射体 寿命を約5倍に伸張するもので,将来的な反射体の 交換を不要とすることも視野に入れたものである。

32 材料選定及びスエリング評価

反射体の長寿命化の制限因子としては, ラッパ 管及び反射体要素のスエリングによる集合体のふ くれや曲がりが支配的である。これは,集合体の 変形による燃料交換設備での取扱いや燃料集合体 等の健全性に与える影響を防止するためである。 そこで反射体の長寿命化に向け,目標照射量に耐 える材料の選定とスエリング評価を実施した。 (1)ラッパ管材

ラッパ管材としては,これまで用いてきた PNC316鋼に対し,より耐スエリング特性に優れ, かつ所定の強度を持った材料選定が必要となる。

高速炉用ラッパ管材としては,将来のFBR実用 化を念頭に,高強度フェライト/マルテンサイト 鋼(鋼名PNC-FMS)が開発されていた。そこで, 同鋼の長寿命反射体への適応性を評価した。

本材料は、Fe-12Crを主成分とするフェライト 系ステンレス鋼に,固溶強化元素として Mo,W を,また析出強化元素として,V,Nbをそれぞれ 添加したものである。これにより,従来のフェラ イト系ステンレス鋼に対し高温強度を改良してい る。また,照射試験データは米国FFTF照射等に よって,材料のスエリング特性が確認されてい る。これら照射データに基づき運転時のラッパ 管使用条件である温度510 でスエリング量を評 価した。その結果,最大高速中性子照射量3.0× 10²³n/cm² [E 0.1Mev] とした場合でも, ラッパ 管外対辺間距離の増加量は0.08%と僅かであっ た。これらの結果から、自身の健全性はもちろん のこと他の集合体への影響や燃料取扱設備での取 扱い上問題のないことを確認した。さらに強度評 価では,ラッパ管肉厚を従来同様19mmとし,地 震時も考慮した機械的強度について評価した。そ の結果、ラッパ管に生じる最大発生応力はパット 部で98.6N/mm²であり,許容応力に対し設計比で 0 43と十分許容応力を満足し,健全性上問題のな いことを確認した。これらの検討を踏まえて高強 度フェライト / マルテンサイト鋼をラッパ管材に 選定することにした。

(2)反射体要素

反射体要素には,炉心からの中性子を散乱反射 し漏洩中性子量を減ずる機能が要求される。その ため材料選定に当たっては,炉心の核特性への影 響も考慮した。候補材としては,ラッパ管材に選 定した高強度フェライト/マルテンサイト鋼と将 来の高速炉実用化のための被覆管候補材の一つと して開発が進められていた高Niオーステナイト 鋼を取り上げた。 炉心の核特性の影響について両者を比較した結 果,高Niオーステナイト鋼は,フェライト鋼に対 し格段に中性子の反射効果が優れていることが明 らかとなった。また,炉心の過剰反応度へも寄与 し,炉心燃料集合体の効率的な運用も可能との見 通しが得られた。これらのことから,高Ni鋼オー ステナイトを反射体要素に採用することとした。

高Niオーステナイト鋼⁷¹は,Ni濃度を35~45% に増加させ,耐スエリング特性の改善を図った材 料である。代表的な高Ni鋼であるPE16は,英国 の高速原型炉PFRでの使用実績により優れた耐ス エリング特性を有することが確認されている⁸¹。

今回反射体要素に用いる高Ni鋼は,高速炉用炉 心材料の一つとして開発が進められ,製造技術が 確立されている炭・窒化物析出強化型材料である。

反射体要素の実機材料の化学成分及び熱処理条件を表1に示す。これは,PE16と同様優れた耐ス エリング特性が期待される材料である。

PE 16の特性を基に最大高速中性子照射量3.0× 10²³n/cm²[E 0.1Mev]に対する反射体要素のス エリングとして、ラッパ管との干渉の有無を評価 した。評価条件は、炉心の基本設計で定められて いる反射体要素のステンレス鋼充填率を確保する ため、外径寸法は従来と同一とした。その結果、 スエリングによる外形増加率は、最大でも1% D/D以下であり、ラッパ管の干渉を防止するため の許容外径増加率4% D/Dを十分満足すること を確認した。なお、高Niオーステナイト鋼は、耐 スエリング性を高めるため、照射により生成され る点欠陥(原子空孔,格子間原子)を消滅させる ためのシンク(点欠陥消滅場所),すなわち結晶粒 内の析出物を十分に形成させることが重要であ る。これは,同一材料を用いた「常陽」での先行 照射結果からも確認されている。このため,本材 料の製造に当っては,析出物の生成を促進させる ための熱時効条件を選定し実機製作に反映した。

今後の反射体の使用に当たっては,計画的な照 射後試験を実施し,これらのスエリング特性を確 認しつつ,段階的な使用寿命の延長を行なってい く予定である。

3.3 反射体構造検討

反射体は,ステンレス鋼の丸棒を反射体要素に 用いた内側反射体と,六角ブロック状のステンレ ス鋼を反射体要素に用いた外側反射体がある。こ れらはともに,六角形状のラッパ管内に反射体要 素を収納し,その上部にハンドリングヘッドを, 下部にエントランスノズルを取付けた構造である。

反射体構造を図4に示す。

従来これらの材料はすべてSUS316ステンレス鋼 等オーステナイト系ステンレス鋼を使用していた。

しかし,今回ラッパ管にフェライト鋼を用いる ため,オーステナイト鋼とフェライト鋼の異材溶 接を行う必要がある。そこで構造検討では,ラッ パ管接合方法として,溶接接合及び機械的接合に ついて検討した。

(1) 溶接接合

高温,高中性子照射,Na中等の条件で使用され

			化	学	成	, 分	• (wt%)			
成分	С	Si	Mn	Р	S	Ni	Cr	Мо	W	Ti	Nb
規格値	0 .020 2 0 .060	0 50	0 .10 ` 0 .30	0 .010 ~ 0 .040	0 .01	35 .00 , 36 .50	14 .00 , 16 .00	2 .10 ² 2 .70	1 50 , 1 <i>8</i> 0	0 20	0 32 2 0 38
目標値	0 .050	-	0 20	0 .025	-	35 .50	15 .00	2 40	1 .60	-	0.35
成分	Та	V	В	0	N	AI	Cu	Co	Ca	Zr	Fe
規格値	0.05	0 .15 2 0 25	0 .002 ² 0 .006	0 .0040	0 .030 ² 0 .070	0.05	0 20	0.05	0 .10	0 .10	残
目標値	-	-	0 .004	-	0 .040	-	-	-	-	-	-

表1 高Niオーステナイト鋼の化学成分及び熱処理条件

	熱	処 理	条	件	
素材寸法	固 溶 化	熱処理		時	効
30棒材	1 ,150	30 min		650	3 .0h
80棒材	1 ,130	90 min		650	3 .0h



ハンドリングヘッド又は ェントランスノズル . かしめ固定ネジ 六角ブロック ラッパ管 - 1 ッパ管 , --、スポット溶振 カシメ型ボルト接合方式 ハンドリングヘッド又は エントランスノズル 止めまじ ラッパ管 スポット溶接 ð 中空ネジ止め方式 反射体ラッパ管機械接合構造概念 図 5

る高速炉用炉心構成要素についフェライト鋼と オーステナイト鋼の異材溶接に関する国内・外の 調査を実施した。その結果,実績例はないことが 分かった。以上から溶接接合は,技術開発に時間 を要し,量産性及び製造コスト面でも課題が予想 されたことから,今回の採用は見送ることにした。 (2)機械的接合

従来の反射体構造を基本に,上述の溶接接合の 課題を避けるため,フェライト鋼ラッパ管とハン ドリングヘッド及びエントランスノズルの機械的 接合構造を検討した。検討に当たっては,海外炉 での同類の使用実績調査を含め,反射体に適応可 能な複数の構造案について構造健全性及び製作性 の観点から比較検討を行った。また,その中で最 も成立性の高いと考えられた方式について,その後 試作,強度試験を行い最終構造の絞込みを行った。 試作・試験を行なった中空ネジ止め方式及びカシメ 型ボルト接合方式の構造概念を図5に示す。

中空ネジ止め方式は,ラッパ管にネジ穴加工 を施しておき、SUS316ステンレス鋼製の中空固定 ネジを用い,エントランスノズル又はハンドリン グヘッドと勘合し脱落防止を行なう構造とした。 その際,固定後ネジの回り止めは,中空穴を利用 しエントランスノズル等のSUS316鋼同士で点付 け溶接を行うものとした。 カシメ型ボルト接合方式は、より強固にラッ パ管を固定出来るようつば付きボルトを用い、ラ ッパ管を外側から直接構造材にボルトで固定する 方式である。この際、ボルト頂部がラッパ管の外 に出ない様、ラッパ管のボルト固定部に窪みを設 けたカシメ構造を特徴としている。さらにカシメ 部は加工性や反射体全体の組立て性を考慮し、長 さ約50mmのSUS316ステンレス鋼を加工した六 角ブロックとした。また、本ブロックとエントラ ンスノズル又はハンドリングヘッド間はそれぞれ 溶接で接合する構造とした。

強度試験では、それぞれの試作体を用い、次の 3つの試験を実施した。まず、熱サイクル試験で は、原子炉の運転・停止の温度差の繰り返しに対 する健全性確認として、250 - 550 の熱サイク ルを90サイクル実施した。次に、引張り試験とし て燃料交換機での最大引き荷重約1tonに対し最 大4tonまでの荷重を加えた耐久試験を実施した。 更に、曲げ試験では、地震時等の曲げモーメント を模擬した荷重を加え曲げ特性試験を実施した。 その結果、加工性、機械的強度ともに優れたカシ メ型ボルト接合方式を最終構造に選定した。

3.4 実機反射体製作

上記反射体設計に基づき,MK- 炉心の取替用 として,内側,外側合わせて98体の反射体の製作



写真1 反射体外観

を行った。反射体完成品外観を写真1に示す。この内,既に12体がMK- 炉心運転用として使用を 開始している。今後は,MK- 炉心の運転のもと, MK- 炉心から継続使用してきた反射体の交換寿 命に合せ,順次長寿命反射体との交換を行ってい く予定である。

4.制御棒

4.1 設計目標

「常陽」制御棒は,ステンレス鋼管内にB₄Cペレ ットを装てんした制御要素(ピン)7本を束ねた 構造を基本としており,炉心に6体装荷される。 「常陽」MK-制御棒の構造を図6に示す。

FBR 実用化に向け,後継炉ではサイクル運転日 数の増大が必須であり,制御棒も長期使用に耐え るよう高度化を図っていく必要がある。この観点 から,先行炉である「常陽」の制御棒には,高燃 焼度までの使用実績と照射データを蓄積していく 役割が期待されている。また,運転費削減の観点 でも長寿命化は重要な開発テーマであった。その ため,中性子束が増大するMK- 炉心への適用を 目指し,長寿命化の検討を進めてきた。

MK- 制御棒は,要素内部がHe雰囲気のHeボ ンド型である。このうち,116EFPD ~ 308EFPD まで使用されたピーク燃焼度22~57×10²⁰cap/ cm³の18体の制御棒について照射後試験を行って いる⁴⁾。その結果,比較的燃焼度の高い8体の制御 棒の被覆管(15本)に前述のACMIに起因した微 小なクラックが確認されている。

このACMI 挙動が確認されてから, MK- 制御 棒は, 被覆管の塑性歪が, 炉内の塑性歪限界に達



する燃焼度(約40×10²⁰cap/cm³)で使用を制限し ている⁹⁾。本評価燃焼度は、照射後試験におけるク ラック発生下限燃焼度(43×10²⁰cap/cm³)と良く 一致している。一方,核設計における制御能力を 担保するための燃焼度制限は、¹⁰B平均燃焼率10at %(ピーク燃焼度260×10²⁰cap/cm³に相当)であ る。すなわち,ACMIによって実際の使用燃焼度 は核的制限値の1/6程度に制限されている。

このような状況のもと,MK- 炉心に向けた制 御棒設計においては,可能な限り長寿命化を図る こととした。このため,ACMI対策構造の検討を 実施し,海外炉の設計,照射データ等も踏まえた 現状の知見を反映することとした。

4.2 構造検討

高度化に当たり,中性子吸収能力,高温,高照 射量での使用実績,照射データの充実度等から, 吸収材はB₄Cペレットを継続して用いることとし た。このため,ACMI対策として,リロケーショ ンを抑制しつつ,被覆管-ペレット間ギャップを 拡大する必要があった。

リロケーション抑制の観点では,MK-の6次 取替制御棒以降B₄Cペレットにシュラウド管を装 着し,試験的な使用を開始している⁵⁾。一方,被覆 管-ペレット間ギャップを拡げるためには,伝熱 性を改善し、ペレットやシュラウド管の過熱を抑 制する必要がある。Heに比べてはるかに高い熱 伝導特性を有するボンド材としては、高速炉冷却 材であり、Bacとの共存性に優れたNaが最良であ ると判断した。これにより、「常陽」MK-制御棒 構造として、シュラウド管を装着したNaボンド 型制御棒を選定した。この概念を図7に示す。

「常陽」のNaボンド型制御棒の要素構造の型式 候補としては下記3タイプを比較検討した。各構 造を図8に示す。

上下ポーラスプラグ型(炉内Na流入充てん)

ダイビングベルNa封入型(製造時Na充てん) ダイビングベルNa流入型(炉内Na流入充てん) は仏国フェニックス炉,スーパーフェニック ス炉の制御棒が採用している構造である¹⁰⁾。要素 上下にポーラスプラグを設置し,炉内で要素下部 からNaを充てんする。本構造は,ポーラスプラグ のメッシュ径等の設計等により,取り出し時のNa ドレンも期待できる。この場合,洗浄時に蒸気や 水が浸入しやすくなり,洗浄性を高められると思 われる。ただし,照射中のB4Cペレットの割れに 伴って発生が予想される,B4C粉末の保持性を確



35

認しておく必要がある。また,ポーラスプラグの 目詰まり等でNaドレンが充分でない場合,長期水 中保管中のNaと水の反応速度が過大にならない ことを確認しておく必要がある。更に,下部ポー ラスプラグは,高い照射量に達するため,信頼性 を示す上で,十分な照射データが必要と判断され た。製作コストは従来並みと予想される。

は過去にロシアで検討されていた構造である¹¹⁾。製作時にNaを封入するため,Na充てん性の確認は不要であり,B₄C粉末を要素内に確実に保持できる。しかし,Naベーパの発生による制御要素内Naの減少を防ぐため,冷却ブロックによりNaベーパを液化する必要があり,この機能を長期試験で確認する必要がある。さらに,使用後のNa洗浄は解体しなければ不可能である。製作方法の検討を要し,また製作時Na充てん設備の設置,保管管理等の観点から高価になるものと判断された。

は「常陽」が独自に考案したもので, MK-制御棒にNa充てん機能を付加した構造である。 Naドレン機能がない代わりに, B4C 粉末は確実に 保持できる。取り出し後の洗浄性を確認する必要 があるが,蒸気や水の浸入速度は遅いため,反応 速度は緩慢になると予想される。したがって, ポーラスプラグ型と同様に,長期水中保管中のNa と水の反応速度につき,確認が必要である。充て ん機構部の照射量は低いため,短期の炉外試験で 機能を確認できる。製作コストは従来並みである。 「常陽」では, MK- 炉心運転用として実機制御棒 の製作設計に反映するまでの開発時間が短い点を 考慮し, ダイビングベルNa流入充てん型を選 択した。

構造上重要なNa充てん機構は、実験によって主要寸法を設定した。Na充てんに必要な差圧を確保するダイビングベル部の上下ベント孔間距離については、炉内装荷時(250)のNa物性において、炉外Na中実験に基づく実測値のばらつきを考慮すると約170mmとなった。実機ではこれに更に余裕を見て260mmを確保することとした。

ペレット - 被覆管間ギャップへのNa充てん性 については,ギャップ幅をパラメータにNaの浸 入性を炉外実験により確認した。

以上の試験結果に基づき,実機制御要素のフル モックアップ試験体を用い,炉外Na中試験を実施 した。その結果、本制御要素構造が十分なNa充て ん性を有していることを確認した¹²⁾。 なお,本構造の洗浄性と長期水中貯蔵性については,45において述べる。

4.3 熱設計

MK- 炉心での制御棒チャンネルの冷却材流量 は最小1 98kg/sである。この冷却材流は制御棒保 護管内流路と周囲のバイパス流路に分配される。

保護管寸法やB₄Cペレット径は,従来と同等の 挿入性,制御能力を確保するため,変更しないこ ととした。そこで,その他の被覆管外径,肉厚, ワイヤ径,要素配列ピッチ等をパラメータに,保 護管内外の流量配分を計算し,被覆管温度を評価 した。

なお,保護管内の冷却材温度は,保護管外の低 温バイパス流,隣接燃料集合体からの熱流束等に よって影響を受ける。特に,低温のバイパス側流 量は,保護管内流量の約2倍であるため,この影 響によって温度が下がる効果が支配的である。し たがって,最高温度評価に当たっては,保守的に 保護管内サブチャンネルを断熱条件として被覆管 温度を計算した。

被覆管外径18 9mm,肉厚0 5mm,ワイヤ外径 1.1mmのとき,被覆管最高温度は上端部で約 630 となる。この条件で,Na環境下で加速され るB4C-被覆管化学的相互作用(以下ACCI;Absorber Cladding Chemical Interaction)を考慮して も使用末期に適切な被覆管肉厚を残すことができ ることを確認した。更にこのバンドル仕様におい て,シュラウド - 被覆管間ギャップで1 3mmを確 保できる。このため,これを実機バンドル仕様と した。

また,Naボンド環境でのBACペレットやシュラ ウド管の温度は,Heボンド環境に比べて大幅に低 下する。しかし,BACペレットは照射中Heを放出 するため,万一NaギャップにHe気泡が滞留した 場合,局所的にBACペレットやシュラウド管の温 度が上昇するおそれがある。このため,生成He の気泡がNaギャップに滞留したモデルで温度解 析を実施した。

B₄Cペレットは溶融防止の観点から2,350 を 制限温度としている。また,シュラウド管はペレ ット保持機能を維持する観点から温度を制限する 必要がある。本評価のHe滞留は,過渡的な事象 であり,温度上昇も気泡中心でスポット的に生じ る。このため,溶融防止の観点から1,100 を制限 とした。解析においては,燃焼に伴う,ギャップ 幅の変化,発熱量変化,照射ペレットの熱伝導率 の低下³等の経時変化を考慮した。これに過出力係 数を考慮し,B₄Cペレット及びシュラウド管の温 度履歴を評価した。

この結果,使用期間中の最高温度はペレット約 2,050 ,シュラウド管約1,060 であり,いずれ も溶融の恐れはないことを確認した。

4.4 機械設計

(1) ACMI評価

Naボンド型制御棒におけるACMI設計では,高 燃焼度領域での挙動の不確かさを考慮して従来の 塑性歪制限は適用しないこととした。その代わ り,B4Cペレットの単純スエリングによってギャ ップが閉塞する評価時期を寿命とした。すなわ ち,ペレットリロケーションはシュラウド管によ って充分抑制できるものと想定した。B4Cペレッ ト温度の低いNaボンド型制御要素では,スエリ ング速度の増加が予想される。低温でのスエリン グ挙動に関する報告は多くないが,「常陽」でも Heボンド環境で,90~95%T.D.のB4Cペレットに ついてスエリングデータを取得している。また, フランスは,84%T.D.及び96%T.D.の2種類のペ レットについてNaボンド環境での低温照射時の スエリングデータを報告している¹³。

「常陽」での低温照射データの取得範囲は低燃焼 度領域に限られ、データ点数も少ない。そこで、 高燃焼度領域までデータが取得されており、密度 も高く安全側の値を与えるフェニックス炉での 96%T.D.のスエリングデータをもとにACMI評価 を実施することとした。この結果、ACMI寿命は、 図9のとおり104×10°cap/cm³に延長できること を確認した。

なお,シュラウド管の効果については,「常陽」 制御棒,AMIR等で一部照射データが取得されつ つある。また,フェニックスの照射試験において も,シュラウド管を装着した制御棒ピンでは,前 述のACMI評価寿命の約2倍に相当する燃焼度 220×10[®]cap/cm³まで,被覆管の健全性が確認さ れている¹⁰。

(2) ACCI評価

Naボンド型制御棒では B₄C - Na - ステンレス 鋼の化学的共存性も確認する必要がある。サイク ル機構では,450~650のNa中浸せき試験⁽⁵⁾によ



図9 Na ボンド型制御棒における ACMI 評価線図

り,20,000時間(約830日)までNa中のB₄Cペレ ットが安定であることを確認した。また同時に316 ステンレス鋼に生じたACCI反応層の深さを測定 している。反応層深さは時間tの平方根に比例し, x = kt^{1/2}で表される。k = Aexp (Q/RT), A:頻度 定数,Q:活性化エネルギー,R:気体定数,T: 温度(K)である。

DUNNER ら¹⁴⁾は炉外試験データからk(cm/s^{1/2}) =0522exp(-97200/RT)(R=000831kJ/Kmol) を導いており,サイクル機構の炉外試験データ¹⁵⁾ もこれに近い。しかし,「常陽」のAMIR,フェニ ックスの照射試験データ¹⁶⁾から,炉内のkは, DUNNERの炉外実験式の約15~38倍と大きい ことが示唆されている。そこで,炉内ACCIは, 上式の4倍として評価することとした。

また,炉外試験により,表面へのクロム,チタ ン,ニオブ,ニッケルの被膜によるACCI抑制効 果についても確認している。特にクロム被膜は, 650 の条件で,10,000時間まで母材316ステンレ ス鋼にACCI反応層を生じさせず,最も優れた性 質を示した¹⁵⁾。これらの結果を受け,実機被覆管 内面には,クロム被膜を施すこととした。ただ し,設計上は照射環境下での不確かさを考慮し, 被膜なしの場合の反応層深さを被覆管の減肉分 (強度を期待しない層)として取り扱った。

内外圧力差のないベント型制御要素では,一次 応力は元々低い。制御棒の最大応力の発生要因 は,被覆管-下部端栓溶接部スエリング差に伴い 発生する応力である。しかし,この二次応力につ いては,被覆管肉厚にほとんど依存しない。

被覆管温度630 の条件において,寿命末期で の被覆管内面のクロム皮膜を考慮しない場合の 技術報告

38

ACCI反応層とNa外面腐食の合計は,約370µmと なる。この寸法条件において強度評価を実施し, その健全性が確保されることを確認した。

45 使用済制御棒の洗浄・貯蔵

使用済制御棒は,蒸気,水によって付着Naを 洗浄した後,水冷却池に缶詰缶に封入した状態で 貯蔵する。しかし,Naボンド型制御棒の場合,従 来の外部付着量に,要素内部の残留Naを加える と,1体当たりの残留Na量は約300gと評価される。 これは従来のHeボンド型制御棒の残留Na量(約 50g)の約6倍に相当するため,使用後の取り扱 いに関する検討が必要であった。具体的な使用後 の取扱方法としては,湿式洗浄貯蔵(従来の方 法),未洗浄乾式貯蔵,解体洗浄による廃棄 等が想定される。ただし,との方法では,制 御棒の貯蔵又は解体・洗浄のため,専用の設備が 必要になると考えられた。

したがって,既存設備を利用でき,また,最終 処分の観点でもNaを可能な限り減少できるの 湿式法が望ましい。このため,その実現性につい て試験を実施することとした。湿式法の課題は, Na - 水反応に伴う安全性確認であったため,モッ クアップ試験体による洗浄貯蔵試験を行った。

洗浄貯蔵試験は,図10のとおり,「常陽」のNa 洗浄設備,貯蔵設備において実施した^{12,17)}。供試 体として製作した洗浄模擬体は,炉内燃料貯蔵ラ ック中に約24時間保管しNa充てんを行った後、蒸 気洗浄,脱塩水洗浄の試験を行い,その後約75日 間の缶詰缶内で水中貯蔵の試験を行った。洗浄中 の水素濃度,水導電率及び圧力等は,通常の炉心 構成要素と比較して同程度であり,安全上問題なく 取り扱うことができた。また,本試験の結果,ピン 内の残留Na量は,1本当たり約20g程度であった。

引き続き実施した,水中貯蔵では残留Naの水 との緩やかな反応による缶詰缶の継続的な内圧上 昇が確認された。その値は,Na反応量換算で,平 均025g/日程度に相当し,大まかには2年程度 の水中貯蔵でNaを全て除去できる可能性を確認 した。本試験に基づき,Naボンド型制御棒水中貯 蔵用缶詰缶には,ガスベント機能を設けることと した。

以上,一連の試験の結果,湿式洗浄貯蔵の安全 性とNa除去の可能性を確認でき,使用後の処理方 法について見通しを得た。

4.6 今後の高度化計画

MK- 炉心での使用に向けて開発された,Naボ ンド型制御棒の寿命は,現状の知見に基づく設計 では104×10²⁰cap/cm³と評価される。これは,従 来のHeボンド型制御棒寿命の25倍以上に相当 し,フェニックス炉の制御棒の最高燃焼度約150 ×10²⁰cap/cm³に近いレベルに到達しつつある。

寿命を決定付ける ACMI 評価は B4C スエリング



図10 Na ボンド型制御棒洗浄貯蔵試験の概要

サイクル機構技報 No.21別冊 2003.12

また原子炉運転中,炉心の上方に引き抜いて使 用される制御棒のB₄Cペレットスタックでは,下 端に著しい燃焼ピークを生じる。例えば,スタッ ク下端部の燃焼度は,平均燃焼度の約3倍とな る。B₄Cスタックの全長としての制御能力を同等 に保ちつつ,下部の¹⁰B濃縮度またはペレット密度 を,上部に比べて低くすれば,下端に生じる燃焼 ピークを抑制することができる。現在の使用期間 は,スタック下端での局部的なACMIによって決 定されている。したがって,軸方向燃焼度分布の 平坦化によって,使用期間を延長できる可能性が ある。

今後は,最終的には,核的制御能力から決まる 燃焼度制限まで使用することを目標に,この軸非 均質化の検討も含め,制御棒開発に取り組んでい く計画である。

5.おわりに

「常陽」MK- 計画に対応し、炉心構成要素の高 性能化のため、遮蔽集合体、反射体、制御棒の設 計・製作を実施した。本設計ではMK- 炉心の要 求機能を満たすとともに、制御棒、反射体につい ては、炉心の高中性子束化に対応し設計目標を満 足する長寿命化を達成した。これにより、MK-炉心の運転経費及び廃棄物発生量の低減に寄与す ることができる。また、遮蔽集合体も、使用済燃 料のポット内発熱を充分低減できる見通しであ り、稼働率の向上に寄与することができる。

遮蔽集合体及びフェライト鋼反射体について は,既にMK- 炉心に装荷され,使用を開始して いる。また,Naボンド型制御棒についても,MK-

炉心第1サイクルより装荷され,使用を開始す る予定である。

これら炉心構成要素は、今後MK- 炉心の運転 に供しつつ、設計の妥当性、健全性評価を目的と した照射後試験を計画的に実施し、さらなる高性 能化に取組んでいく予定である。

<参考文献>

1) 吉田昌宏,青山卓史他: "照射性能向上のための MK- 炉心の設計",サイクル機構技報No.21別冊, (2003)

- 2) 大洗工学センター特集 "高速増殖炉 (FBR)の研究 開発,燃料材料開発",動燃技報No.73-5, PNC TN 1340 90-001 (1990).
- 3) Maruyama, T., Onose, S. et al. : "Effect of fast neutron irradiation on the properties of boron carbide pellet ", Journal of Nuclear Science Technology, Vol. 34, No. 10, P. 1006 ~ 1014 (1997)
- 4) 丸山忠司,小野瀬庄二他:"「常陽」MK-制御棒 の照射後試験 -吸収ピンの照射挙動評価 -", PNC TN 9410 97-077 (1997).
- 5)田中康介,菊池 晋 他:"「常陽」MK- 制御棒 (CRM 601)の照射後試験 - シュラウド型制御棒吸 収ピンの照射挙動評価 - ", JNC TN 9430 99-001 (1998).
- 6) 鹿倉 栄,野村茂雄,鵜飼重治 他"高速炉炉心材 料としての高強度フェライト/マルテンサイト鋼開 発"日本原子力学会vol.33,No.12,P.47~60(1991)
- 7)村田純教他"高速炉炉心材料としての高ニッケル オーステナイト鋼の開発(1)"日本原子力学会 vol.41, No.12, P.44~51(1999)
- 8) 鹿倉 栄, 鵜飼重治 他 "高速炉炉心材料用改良 オーステナイト鋼の開発"日本原子力学会vol.36, No.5, P.89~90 (1994)
- 9) 宮川俊一, 曽我知則 他:"「常陽」MK-制御棒の 開発と使用実績の評価", PNC TN 9410 97-068 (1997).
- 10) Kryger, B., Gosset, D. et al. : "Irradiation performance of the SUPERPHENIX type absorber element ". Proc. IAEA-IWGFR technical committee meeting, Obninsk, Russia (1995)
- 11) Matveev, V.I., Nbahob, A.P. et al. "BN型高速炉制御 の炉物理的概念の発展", IAEA-IWGFR specialist's meeting, Obninsk, USSR (1983)
- 12) 曽我知則,宮川俊一他:メ「常陽」制御棒の高度化 - Naボンド型制御棒の設計 - モ,JNC TN 9400 99 - 052 (1999).
- 13) Stoto, T., Housseau, N. et al. : "Swelling and micro cracking of boron carbide subjected to fast neutron irradiations "Journal of applied physics 68(7) P.3198 ~ 3206 (1990)
- 14) Düner, Ph., Heuvel, H.J. et al. :" Absorber materials for control rod systems of fast breeder reactors "Journal of nuclear materials 124, P. 185 ~ 194 (1984)
- 15)小野瀬庄二,木村好男 他:"ナトリウムボンド型制 御棒の開発 - B₄Cペレットと被覆管のナトリウム 中での両立性試験 - ",PNC ZN 9400 99-052(1992).
- 16) Kelly, B.T. Kryger, B. et al. :" Development of fast breeder reactor absorber elements for high endurance in Europe ", Proc. of international conference on fast reactors and related fuel cycles, Vol-3 P.1.10-1~10, Kyoto, Japan (1991)
- 17) 曽我知則,飛田公一他:"「常陽」Naボンド型制御 棒の開発",サイクル機構技報No.8-2, JNC TN 1340 2000-003 (2000).

資料番号:21別冊-2-3



MK- 初装荷燃料ペレット 製造実績と開発成果

茅野 雅志

東海事業所 プルトニウム燃料センター 製造加工部

Results of Current Fabrication Technology Developments and MOX Fuel Fabrication for "JOYO" MK- Initial Load Fuel

Masashi KAYANO

Plutonium Fuel Fabrication Division, Plutonium Fuel Center, Tokai Works

プルトニウム燃料第三開発室ペレット製造工程では燃料製造を通じてFBR燃料製造技術の開発を行っている。 1995年から2000年にかけては処理能力の向上を目的に、老朽化設備の大幅な更新、改造、補修作業等を実施した。

「常陽」MK-III初装荷炉心燃料ペレット製造はこれらの大幅な更新後,初めての燃料製造であり,本燃料製造 を通じて設備性能の評価を行った。

本燃料製造は計画期間内で終了できたこと,また前回燃料製造よりも高いペレット製造収率を得ることができ たことから,大幅な更新によるペレット製造工程の設備性能向上が確認できた。また,設備能力向上により,ペ レット製造工程の短縮も図ることができた。

更に、本燃料製造期間中にISO9001品質保証システムの認証を取得し、品質保証体制の強化を図った。

In the Plutonium Fuel Production Facility (PFPF), MOX fuel fabrication technologies have been developed and demonstrated through MOX fuels fabrication for Experimental Fast Reactor "JOYO" and Prototype FBR MONJU since 1988. From 1995 to 2000, replacement, modification and repair works for process equipment were conducted to improve performance of the MOX pellet fabrication process in PFPF as scheduled shut-down maintenance.

Because the MOX fuel fabrication for "JOYO" MK-III initial load fuels was the first fuel fabrication after these major maintenance works, the performance of the MOX pellet fabrication process in PFPF was evaluated though this fuel fabrication experience.

This MOX fuel fabrication was completed within the scheduled period and showed higher yield of product MOX pellets than before. Therefore, the performance of the MOX pellet fabrication process in PFPF was improved by this maintenance work.

Furthermore, the quality assurance system for MOX fuel fabrication was strengthened by acquisition of ISO9001 certificate in 2002.

キーワード

高速実験炉,常陽,MK-Ⅲ,MOX燃料製造,技術開発,製造設備,更新,ペレット,ISO9001

Experimental Fast Reactor, JOYO, MK-III, MOX Fuel Fabrication, Technology Development, Process Equipment, Replacement, Pellet, ISO9001





1.はじめに

プルトニウム燃料第三開発室においては1987年 施設完成後,高速実験炉「常陽」,高速増殖原型炉 「もんじゅ」に供給するMOX燃料の製造を行いつ つ,FBR燃料の製造技術の開発を行っている。「常 陽」MK-移行炉心燃料製造(以下「前回燃料製 造」)終了後の1995年から2000年にかけては,燃料 製造と並行しては実施できない保管搬送設備の更 技術報告

42

新や大規模なペレット製造工程設備の新設及び補 修(以下「新設等」)を行った。(表1参照)

「常陽」MK-初装荷燃料ペレット製造(以下「本 燃料製造」)は,これら工程設備の大幅な新設等実 施後,初めての燃料製造であり,本燃料製造を通 じて,これら新設等を行った設備の性能評価を行 った。

また,本燃料製造の開始時にISO 9001品質保証 システムの認証を取得し,品質保証体制のより一 層の強化を図った。

以下,本燃料製造の実績,設備新設等の開発成 果について述べる。

2.ペレット製造実績

2.1 ペレット製造方法

本燃料製造は,図1に示す製造フローで行っ た。また,製造した燃料ペレットの仕様は表2に 示す通りである。ペレット製造工程における処理 の概要を以下に記す。

(1) 秤量

本燃料製造で使用した原料粉末は,東海再処理 センターで再処理,回収された硝酸プルトニウム を硝酸ウラニル(²³⁵U濃縮度約18wt.%)とPu:U = 1:1の割合で混合転換した混合酸化物粉末 (MH-MOX 粉末), UO2粉末(²³⁵U 濃縮度約18wt.%) 及び製造工程で発生したスクラップ燃料ペレット を回収処理した乾式回収粉末であり,ペレット中 の核分裂性プルトニウムが所定の富化度になるよ

うに、これらの原料粉末を秤り取った。なお、乾 式回収粉末は製品ペレット中の割合として25wt. %となる量を混合した。

(2)均一化混合

焼結後のペレット中のプルトニウム濃度が高い 部分(以下「プルトニウムスポット」)の発生を抑



図1 第三開発室ペレット製造フローシート

			年		度		
項目	1995	1996	1997	1998	1999	2000	2001
「常陽」MK−Ⅲ移行炉心 燃料ペレット製造 (前回燃料製造)		⊠					
設備新設及び補修 (★導入時期,ロ試験調整期間)	*	*				*	
保管搬送設備の更新							
「常陽」MK-Ⅲ初装荷炉心 燃料ペレット製造 (本燃料製造)					先行 本格	」 試験 製造 ■	
S09001品質システム導入					認訂	☆運 取得☆	用開始

表1「常陽」燃料製造に関する経緯

表2 「常陽」燃料ペレット製造仕様

	項目	仕様	備考
1	分裂性Pu富化度 ・外側燃料 ・内側燃料	20 5±0.7wt.% 16 3±0.7wt.%	
2	ウラン濃縮度	18 4±0 8wt.%	
3	プルトニウムスポット径 ()内は濃度	100 µ m (100wt.%以下)	濃度については 100µmを超えた 場合に測定
4	O/M 比	1 .97 + 0 .02 , - 0 .03	
5	不純物(単位は ppm) Al B C Ca Cd Cl Cr F F F e Mg N N Ni V Cu+Si+Zn Ag+Mn+Mo+Pb+Sn 合計	700 20 300 80 20 25 500 25 1 ,600 150 200 500 500 1 ,400 4000ppm 以下	
6	蒸発性不純物	150 μ L/g (PuO₂+UO₂)以下	
7	水分含有率	30ppm 以下	
8	プルトニウム・ウラン含有率	86 .7wt.%以上	
9	密度	94±2 0%TD	TD:理論密度 (g/cm ³) 外側燃料 11_03g/cm ³ 内側燃料 11_00g/cm ³
10	寸法 / 形状 ペレット直径	4 .63±0 .05mm	

えるため,秤量後の粉末をボールミルで機械的に 粉砕・混合し,プルトニウムとウランの均一化を 図った。

(3)添加剤混合

添加剤混合は,造粒前に添加剤を混合する工程 (添加剤混合),成型前に添加剤を混合する工程 (添加剤混合)の二つに分かれる。添加剤混合 では,粉末の造粒性を高めるための結合剤(バイ ンダー)及び焼結後のペレットの密度を所定の密 度まで低下させるための密度降下剤(ポアフォー マ)を添加,混合した。また添加剤混合 では, 成型時の粉末と金型の摩擦をやわらげ,ペレット に割れや傷が発生するのを防止するための潤滑剤 を添加,混合した。

(4)造粒

成型金型への粉末の充填性を高めるために,均 一化混合後の流動性の悪い粉末をロータリープレ スを用いてタプレット状に成型し,これを砕くこ とで流動性の良い顆粒にした。

(5)成 型

成型では,造粒後の粉末をレシプロ式の成型機 で所定の大きさの円柱(グリーンペレット)に加 圧成型した。

(6)焼 結

焼結は,予備焼結,本焼結の二つに分かれる。 まず予備焼結でグリーンペレット中のバインダー 等の添加剤を800 で加熱分解し除去した。次に 本焼結において1,700 の高温で焼き固め,所定 のペレット密度とした。予備焼結及び本焼結雰囲 気にはアルゴンと水素の混合ガス(アルゴン95%, 水素5%)を使用した。

(7)外周研削,外径密度検查

焼結後のペレットは,外径を仕様寸法にするた めセンタレスグラインダを使用し,乾式研削し た。研削後のペレットについては寸法,密度,外 観を検査した。

22 ペレット製造実績

(1) 製造期間及び製造量

図2に製造実績を示す。本燃料製造は2000年11 月~2002年2月にかけて実施し,計画期間内で終 了した。本燃料製造期間に製造した燃料ペレット は約502,000個であり,集合体換算で約64体分で ある。このうち約39体分がプルトニウムフィッサ イル富化度の高い外側炉心用,約25体分がプルト ニウムフィッサイル富化度の低い内側炉心用であ る。なお,これらの富化度の異なる燃料製造の切 り替わり時期には設備内の清掃作業を行ない,富



化度の異なる粉末やペレットが次期の製品ペレットへ混入するのを防止した。

(2) 製造収率

44

図3に示すようにペレット製造収率(累積製品 重量 / 累積秤量重量)は,製造開始当初はペレッ トの焼結密度が仕様上限値(96%TD)を超えるな ど,不良品が多発したことにより低かった。ま た,製造後半には設備故障による不純物混入や規 格外のプルトニウムスポットによるロットアウト の発生により,5%程度の製造収率の低下が見ら れた。しかし,処理を行いつつ成型条件や焼結条 件等の製造条件を最適化することで次第にペレッ ト製造収率が上昇し,最終的には約83%と前回燃 料製造の約76%を上回ることができ,更新等を行 った設備により安定した燃料ペレット製造が可能 であることが確認できた。更に,不具合等により 不純物が製品に混入しない構造やプルトニウムス ポットの発生がより起こりにくい粉砕混合性を高 めた設備等を開発することで, ロットアウトの発 生を抑えることができ、ペレット製造収率を約 90%に高めることができると見込まれる。

(3)ペレットの品質

本燃料製造期間中に製造したペレット断面のア ルファオートラジオグラフ及び金相写真の代表例 を写真1,写真2に示す。アルファオートラジオ グラフはペレット中のプルトニウムスポットを観 察するものであり,写真中に黒く写る。プルトニ ウムスポットについては,本燃料製造期間に処理 した38ロット中1ロットが規格外となった以外は 規格(直径100µm以下)を超える大きなものは 観察されなかった。また,金相写真ではポアフォー マ添加により生じた空孔がほぼ均一に分布してお り,均質なペレットであることが確認できた。ま た,製造したペレットの物性値の測定結果につい ては,プルトニウムフィッサイル富化度はほぼ仕



図3 燃料ペレットの製造収率

様の中心値(外側炉心用ペレットは仕様205± 0.7wt.%に対して2043±0.04wt.%,内側炉心用ペ レットは仕様163±0.7wt.%に対して1625± 0.09wt.%)であり,また,不純物も仕様に対し十 分低い値を示すなど,すべて仕様を満足していた。 (4)ペレット製造工程処理能力

本燃料製造では約8 5ヶ月の製造期間で約64体 分の燃料ペレットを製造した。月ごとの処理能力 は平均約5 Aロット/月であり また最多の処理を 行った月では8 ロットであった。本燃料製造での 運転体制から考慮すると処理速度は7 ロット/月 であり,安定してこの処理速度を満足することは できなかった。原因としてはセンサー異常や粉末 噛み込みによる設備動作不良等により稼働率が悪 かったことが挙げられ,安定操業のためには,よ



写真1 ペレット断面のアルファオートラジオグラフ





り耐久性のある部品の使用や粉末噛み込みが起こ らない構造とするなど設備性能を高めていく必要 があるほか,設備故障時にバックアップ設備を速 やかに立ち上げる体制を整えておく必要がある。 現在,ペレット製造工程において律速となってい る造粒や検査,成型設備のバックアップ設備につ いては老朽化が進んでいることから,計画的に設 備更新を行っていく予定である。これらの設備の 整備を進めていくことで,ペレット製造工程の設 計能力を満足することができると考えている。

3. 運転実績

本燃料製造では新設した秤量設備,造粒設備, 予備焼結設備,仕上検査設備,粗粉砕・粉砕設備 や更新を行った保管搬送設備を用いてペレットの 製造を行った。これらの設備の新設等にあたって は,作業員の被ばく低減や保障措置上の観点か ら,設備内ホールドアップの抑制のための粉末回 収用の集塵機等,飛散したMOX粉末を容易に回収 できる機能を付加した。またペレット製造工程の 生産性向上のため, 機能改良及び複合化による 設備処理能力の向上,設備のコンパクト化等に よるメンテナンス性の向上(設備稼働率の向上), という観点に着目しつつ設備開発を行った。新設 等を行った設備の開発ポイントを表3に示す。こ の表に示すように,予備焼結設備では皿容器保管 棚を設け,次処理ロットを事前に受け入れるよう にすることで搬送に係る時間を短縮し,処理能力 の向上を図り,密度抜取測定設備では従来設備で 問題となっていた搬送中のペレット落下が起こら ないよう,搬送方式をペレットをベルトに載せ運 搬するコンベア方式から,ペレットがレールに載 られた溝内を移動する搬送レール方式とするな ど,設備ごとに処理能力を高めるための開発を行 っている。これらの設備開発の中で,本燃料製造 においてペレット製造工程の能力向上に特に大き な成果のあった仕上検査設備,粗粉砕・粉砕設備 の開発実績について以下に述べる。

3.1 仕上検査

燃料ペレット製造工程のペレット検査工程で は,従来 外周研削設備, 外径密度選別設備,

外観選別設備,の3設備を用いていた。本燃料 製造ではこれらの設備の機能を1つの設備に複合 化した仕上検査設備を開発し,導入した(図4参 照)。本設備の導入により,従来3設備で処理し ていた検査工程が1設備により処理でき,設備設 置面積当たりの処理能力が大幅に向上した。ま た,設備のコンパクト化により設備メンテナンス や運転管理が容易となった。図5に処理開始当時 の処理時間を1とした時の,各ロットごとの処理 時間の推移を示す。図5に示すように,処理開始

F
よる処理能力向上
変更することで処理能
去へ変更することで処
末飛散を防止
を受け入れておくこと が防止でき , 設備メン
責当りの処理能力向上
ィーダを用いたレール プ低減及び処理能力の
ることで粉砕能力の向
送能力向上

表3 新設等を行った設備の開発のポイント



図4 改良型仕上検査設備の概略図



*処理時間は1ロット目の処理時間を1とした

当初は設備初期故障等により処理時間は長くなっていたが,運転を重ねながら不具合箇所の調整を 図っていくことで次第に処理速度を高めることが でき,最終的には処理開始当初の約60%まで短縮 できた。

32 粗粉砕・粉砕設備

燃料ペレット製造の原料の一つである乾式回収 粉末は,前回燃料製造までは図6に示す従来のフ ローで製造していた。この中で焙焼還元工程は MOX中のUQ2が酸化されてU3O8に変化する際に 起こる結晶構造の変化を利用してペレットを破砕 し,微粉化する工程であり,軽水炉のようなUQ2 を原料としている燃料では焙焼還元によるペレッ





トの破砕は効果的である。一方, PuO2はUO2とは 異なり,酸化されないため,「常陽」燃料ペレット のようにPuO2が30wt.%程度含まれているMOXペ レットでは, PuO2の影響によりペレットの破砕が 進みにくい。

「常陽」燃料製造における粗粉砕工程,粉砕工 程は機械的にペレットを破砕する工程であり,粗 粉砕工程ではロールクラッシャを用いてペレット を粗く砕き,粉砕工程ではジェットミルを用いて 粗粉砕後のペレットを微粉砕する。本燃料製造か ら新規に導入した粗粉砕・粉砕設備は,従来ジェ ットミル内を1回通すのみだった粉砕処理を,粉 末が一定の大きさになるまで繰り返し粉砕処理を 行うことができ,従来設備に比べ,より粒径の小 さい粉末を製造できる。

以上のことから,新規に導入した粗粉砕・粉砕 設備の使用により,焙焼還元による破砕を行わな くても焼結性の良い乾式回収粉末が製造できると 考えた。そこで本燃料製造から,乾式回収粉末の 製造で焙焼還元工程を除き,粗粉砕/粉砕処理の みを行うことで工程の短縮を図った。

表4に本燃料製造と前回燃料製造で使用した乾 式回収粉末の比表面積,0/M,不純物含有率及び

表4 乾式回収粉末物性の比較

 項 目	今 回 (粗粉砕/粉砕処理 のみ)	前 回 (粗粉砕/焙焼還元/ 粉砕処理を実施)	
比表面積(m²/g)	1 2	0 32	
O/M	2 38	2 37	
不純物量合計 (ppm)	1996	1355	
乾式回収粉末25wt. %添加して製造し たペレットの密度 (%TD)	95 4	94 5	

技術報告

乾式回収粉末を25wt.%添加して製造したペレッ トの焼結密度の比較を示す。この結果を見ると, 本燃料製造で使用した乾式回収粉末の比表面積が 前回燃料製造に使用した乾式回収粉末に比べ大き く,焼結性が良いことが分かる。また,乾式回収 粉末を25wt.%添加し,同一条件で製造したペレッ トの焼結密度についても本燃料製造の方が高く, 焼結性が良いことが分かる。一方,不純物含有率 については本燃料製造で使用した乾式回収粉末に おいて増加が見られたが,燃料製造での使用上は 問題とならない程度であった。これらのことか ら,新設した粗粉砕・粉砕設備を使用することで 乾式回収粉末の製造工程の1つである焙焼還元工 程を省き,工程を短縮することに問題がないこと が確認できた。

4.品質保証体制の強化

プルトニウム燃料センターでは本燃料製造期間 に,ISO9001品質保証システムの認証を取得し た。本品質保証システムの導入により,品質管理 体制の強化や従業員の品質管理に関する意識の高 揚を図ることで,顧客に満足を与える高い品質の 燃料集合体を提供できるように努めている。

5.おわりに

本燃料製造では、燃料製造開始当初は設備調整 不足による装置取り合い箇所の不具合発生などに より計画通りに進捗しなかった。しかし、不具合 箇所の改修や設備制御ソフトの修正等,可能な限 り対策を打つことで課題の解決を図り,予定期間 に所定量の燃料ペレットを製造することができ た。ペレット製造工程の処理能力については,本 燃料製造でのデータにばらつきはあるものの、バ ックアップ設備等の整備,強化を図ることで,所 定の能力を十分満足できる見通しを得た。また、 この間に乾式回収粉末処理工程の中の焙焼還元工 程を省略し,工程の短縮が可能であることを確認 した。これらの経験を今後の燃料製造に反映させ ると共に,自動化燃料製造設備による燃料製造の 実績データとして蓄積し,今後の設備改開発等に 活用していきたい。

技術報告

49

資料番号:21別冊-3-1



プラント改造設計と冷却系機器の交換

礒崎	和則	市毛	聡	大嶋	淳 [*]	川原	啓孝
芦田	貴志	斎藤	隆一	住野	公造	上田豸	多生豊
	大洗工学 * 三菱重工	センター 業株式会社	照射施語 生 神戸道	设運転管理t き船所	ュンター	実験炉部	

"JOYO" MK- III Renovation Design and Work on Heat Transport Systems

Kazunori ISOZAKI Satoshi ICHIGE Jun OSHIMA* Hirotaka KAWAHARA Takashi ASHIDA Takakazu SAITO Kozo SUMINO Takiho UEDA

Experimental Reactor Division, Irradiation Center, Oarai Engineering Center *Kobe Shipyard & Machinery Works, Mitsubishi Heavy Industries,Ltd.

高速実験炉「常陽」では、冷却系除熱能力を高めるため、大型ナトリウム機器である主中間熱交換器、主冷却 器をはじめとした冷却系機器を設計・製作し交換する冷却系の改造を実施した。既存プラントの限られたスペー スでの大型機器の交換、原子炉に燃料を装荷しナトリウムを充てんした状態での改造、1次冷却系では高放射線 環境での放射性ナトリウム取扱作業等、世界でもほとんど経験のない我が国で初めての高速炉冷却系の改造であ った。改造では、ナトリウム配管の切断、ナトリウム除去、溶接作業等、1次冷却材バウンダリの開放を伴うこ とから、その管理ポイントとなる放射線管理、ナトリウム純度管理をはじめとした6つのポイントについて検討 し、最適な改造手法を定め、作業管理及びプラント管理を実施し、計画通り終了した。この結果、ナトリウム配 管の切断、ナトリウム除去及び溶接作業における手法の有効性を立証することができ、今後のナトリウム冷却型 高速炉における設備改造手法として十分に活用できることが確認できた。

The main components in the heat transport system such as intermediate heat exchangers (IHXs) and dump heat exchangers (DHXs) were designed, manufactured and replaced in MK-III modification in order to increase the heat removal capability of the experimental fast reactor "JOYO". Replacement of these large components was conducted under the following difficult work conditions. 1) Limitation of work space, 2) Fuel subassemblies and molten sodium in the reactor vessel, 3) High radiation environment for primary cooling system, 4) Treatment of radioactive sodium (radioactive sodium and corrosion products such as 60 Co, 54 Mn). There are few experiences of this kind of work in the world. In the renovation work, the cooling system boundary was opened during the sodium piping cutting, treatment of sodium and welding of piping enabling six major points such as radiation dose control and sodium impurity control to be carefully examined and an optimum working plan to be established for operation and work management. The effectiveness of this method for sodium system renovation work such as sodium pipe cutting and treatment of sodium was confirmed. This result will be used for the maintenance and system modification of a sodium-cooled fast reactor.

キーワード

ナトリウム冷却型高速炉,「常陽」,冷却系改造,ナトリウム配管,酸素混入防止,カバーガス圧力制御,シール バッグ,ナトリウム除去,溶接

Sodium-Cooled Fast Reactor, JOYO, MK-III Modification Work, Sodium Pipe, Prevent of Oxygen Ingress, Pressure Control of Cover Gas, Seal Bag, Treatment of Sodium, Welding



川原 啓孝 技術課プラント チーム所属 副主任技術員 「常陽」のプラント 特性試験,MK-III 冷却系機器設計・ 製作,改造業務, 保守業務に従事

上田多生豊 原子炉第二課保守 第一チーム所属 副主任技術員 「常陽」2次冷却系 等の保守業務, MK-III冷却系改造 業務に従事

サイクル機構技報 No.21別冊 2003.12

1.はじめに

MK- 計画は, 炉心の中性子束を高める, 照射 運転時間を増やす, 照射技術を向上させることで 照射能力を飛躍的に高めることを目的としている が, 炉心の中性子束を高めることで熱出力が MK-

炉心の100 MWtから140 MWt に増大する。冷却 系の改造は,熱出力の増大に伴う冷却系除熱能力 の向上を目的として設計,製作した大型ナトリウ ム(以下,Na)機器である主中間熱交換器(以下, 主IHX),主冷却機(主冷却器(以下,DHX)及 び主送風機設備)をはじめとした冷却系機器の交 換を実施するものである。

冷却系の改造設計は,改造範囲を極力少なくす る観点から,既設設備の配置,機器の据付開口部 等,建物の改造は行わない条件で実施した。 冷却系の改造は,

既存プラントにおける限られたスペースでの 大型Na機器の交換

原子炉内に燃料が装荷,崩壊熱除去の観点から冷却材であるNaが充てんされた状態での作業

主 IHX の交換では放射性腐食生成物(以下, CP)である[®]Co,⁵⁴Mn が内面に多量に付着した

高放射線環境での放射性Naの取扱作業

という世界でもほとんど経験のない我が国初めて のものである。改造着手前には、フルモックアッ プモデルを製作し、改造で最も重要となるNa配管 の切断、Na除去及び溶接作業に関する方法の検 討、作業員に対するトレーニング等を実施し、約 11ヶ月という長期間の改造作業を2001年9月21日 に終了した。

本報告では, MK- 冷却系の改造設計及び改造 における技術的ポイントについて紹介する。

2.プラント改造設計¹⁾

2.1 原子炉冷却系統設備

原子炉冷却系統設備の改造設計は,改造範囲と 規模を可能な限り小さくするため,プラントヒー トバランス,主要機器の改造方策,建物側の制約, 付帯作業量等の様々な視点に留意し実施した。

その結果,1次主冷却系については,炉心の冷 却材流量調節機構部のエロージョン防止と燃料被 覆管肉厚中心温度の制限を考慮し,原子炉出入口 Na温度差をMK-炉心の130から150,冷却材 流量をMK-炉心の122%(1,335t/h)とした。 2次主冷却系については,主IHX2次側出入口 Na 温度差を130 から170 ,冷却材流量を107% (1,186t/h)とした。なお,構造健全性に大きな影響を与える高温側の原子炉出口Na 温度は500 , 主IHX 2次側出口Na 温度は470 のままとして, 原子炉入口Na 温度を370 から350 ,主IHX 2次 側入口Na 温度を340 から300 に変更した。

主IHXは,交換の必要性検討において,旧主 IHXのMK· 条件での構造健全性や圧力損失増 加に伴う液面低下によるカバーガス巻き込み等 種々の評価を行った。この結果,旧主IHXは,製 作メーカーがA号機とB号機とで異なり,A号機 において熱交換に寄与しない流れが大きく伝熱管 の座屈が問題となった。また、A号機及びB号機 とも MK- 熱過渡解析において,特に上部管板で 構造健全性確保が厳しいこと,圧力損失増加に伴 う液面低下が大きくカバーガスを巻き込むことが 明らかとなった。このため,主IHX は交換するこ ととし、出力上昇及び流量増加に対応した伝熱性 能の確保と圧力損失の低減化を図ることを主眼と して設計を実施した。主要構造材料には,熱過渡 対策の一つとして、サイクル機構、日本原子力発 電㈱等により開発された高温におけるクリープ破 断及びクリープ疲労特性を向上させたオーステナ イト系ステンレス鋼である高速炉構造用316ステ ンレス鋼(以下,316FR)を先駆的に採用した。 詳細は,技術報告「高速炉構造用SUS316の開発 とMK- 主中間熱交換器への適用」を参照のこと。

1次主循環ポンプは,既設ポンプの運転可能範 囲内であり,電動機はMK-と同様の330kWとし, 流量調節設備のみ改造する設計とした。

主冷却機は,入口空気温度が高い場合,既に MK- 炉心の100 MWtにおいて冷却風量を制御す るインレットペーンが全開となっており,MK-炉心の除熱能力を満足させることができないこ とが明らかであった。このため,MK- では,除 熱能力を大幅に増加させた主冷却機に交換するこ ととした。

DHXの伝熱管は,建物寸法制限内(床開口部, 機器基礎部,部屋高さ)で可能な限り伝熱面積を 大きくとるため,旧DHXのU型から型(高さ方 向に伝熱管配列を増加)に変更して伝熱面積を MK-の約2倍とした。主送風機は,型伝熱管 への変更に伴う空気側圧力損失の増加,伝熱性能 上の必要風量の確保に対応するため,電動機を 400kWから710kW,定格回転数を585 rpmから 735 rpm に上昇させる設計とした。

2次主循環ポンプは、冷却材流量の増加及び DHXの型伝熱管への変更に伴うNa側圧力損失 の増加により、運転点が既設ポンプの運転範囲を 超えるため、電動機を180kWから220kWに増大さ せると共に、流量調節設備も同時に改造すること とした。

図1にMK- における冷却系の改造範囲を示 す。図2に主IHX及び主冷却機の鳥瞰図を示す。

22 計測制御系統設備

「常陽」の原子炉緊急停止方法には,制御棒を 制御棒駆動機構から切り離して急速に挿入する原 子炉スクラムと制御棒駆動機構と連結したままで 挿入する制御棒一斉挿入があった。

MK- 炉心までは,電源喪失と主循環ポンプ故 障を除いて,1次主循環ポンプ及び2次主循環ポ ンプとも原子炉スクラムあるいは制御棒一斉挿 入後も定格流量のまま運転を継続するインター ロックであった。このため,原子炉出口Na温度は 急激に降下するが,構造材である1次系機器配管 の温度降下は,原子炉出口Na温度の降下よりも 遅いため,構造材の板厚方向に温度勾配が生じ, 1次系機器配管に大きな熱過渡応力が生じていた。

MK- 炉心では, MK- 炉心よりも原子炉出入 口Na温度差と冷却材流量が大きくなり, 熱過渡 応力がMK- 炉心よりも厳しくなると予想された ため,原子炉緊急停止時の熱過渡応力を緩和する ための冷却系機器の動作等について検討した。こ の結果,MK-炉心では,これまでの運転経験を 反映してMK-炉心よりも熱過渡応力を小さくす るため,原子炉スクラムした場合には,1次系及 び2次系とも低流量に移行するインターロックを 採用する設計とした。これは,原子炉スクラム時 に1次主循環ポンプの主電動機を停止することな く,フリーコーストダウンに近い状態で回転数を 低下させ低流量で制御する(ランバック制御運転) と共に,2次主循環ポンプ及び主送風機を停止さ せることでMK-炉心での電源喪失と同様に2次 系は自然循環により除熱を行うものである。

なお,従来の制御棒一斉挿入事象については, 原子炉停止の迅速化を図ると共に,安全保護系及 び制御信号の簡素化を図る観点から,すべて原子 炉スクラムに統一するインターロックとした。

図3に安全保護系インターロックのMK-と MK- との比較を示す。

- 3.冷却系の改造
- 3.1 改造作業の概要³⁾

Na冷却型高速炉の場合,冷却材に用いている Naは化学的に活性が強く,空気中の酸素,湿分 と反応すると共に,Naに溶解し不純物として構 造材を腐食させるため,改造期間中における冷却 系統内への酸素混入を厳しく管理する必要があ



図1 MK- における冷却系の改造範囲

52



図2 主IHX 及び主冷却機の鳥瞰図



図3 安全保護系インターロックのMK- とMK- との比較

る。また,原子炉内に燃料が装荷された状態で Naを液体状態で保持し,その自由液面を不活性ガ スで覆い,崩壊熱を除去する必要がある。このた め,冷却系の改造は,原子炉容器以外はNaをド レンし,原子炉容器のみ予熱状態(約200)を維 持したプラント状態で冷却系統内への酸素混入防 止,自由液面のカバーガス圧力制御をしながら進 めた。特に,Na配管の切断,Na除去及び溶接作 業にあたっては,冷却材バウンダリを開放する作 業となることから,空気混入を防止するための最 適な手法を定め,作業管理及びプラント管理を実 施した。

改造作業は,大きく主IHXの交換,主冷却機の 交換に分類することができる。

(1) 主IHX の交換

 1)配管切断,旧主IHX撤去,Na除去 保温材,干渉機器・配管の一時撤去 外管切断,内管と外管との間隙仮閉止 Na配管切断と内管仮閉止(閉止キャップ及び テープ+固定治具(図8参照))

旧主IHX 1 次側出入口配管(ノズル部分)の 切断と閉止溶接

旧主IHX,旧主IHX接続配管の撤去

残存系統配管内のNa除去・洗浄(開先面から 約300mm)

図4に主IHXの切断位置と切断順序を示す。図 中で色塗りした番号部分が残存系統配管側との切 断部位である。冷却系統内への酸素混入を防止す る観点から,系統から分離後行える部位の切断作 業を後工程とし,最も残存系統配管側に近い部位 の切断作業,仮閉止作業から実施することでプラ ントに接続された状態での作業を極力少なくした。

2)新主IHX据付

仮閉止(閉止プラグ(図8参照)),開先加工 ダミー配管,新主IHXの搬入,仮据付設定 ダミー配管による開先合せ・寸法取り 新主IHX吊上げ・仮置き ダミー配管の搬出 新接続配管の開先加工(工場) 新接続配管の搬入,新主IHX本据付設定

3)溶接,復旧

内管溶接・検査(新接続配管と新主IHXの開 先合せ・仮付け溶接,開先合せ検査,なめ付け 溶接)

1/2層溶接と1/2層溶接の放射線透過試験(以下,RT),液体浸透探傷検査(以下,PT)



図4 主IHX の切断位置と切断順序

サイクル機構技報 No.21別冊 2003.12

最終層溶接,最終層溶接の RT , PT
外管長手・周継手溶接・検査(開先合せ・仮
付け溶接,開先検査,なめ付け溶接)
1/2層溶接,1/2層溶接のRT,PT
最終層溶接,最終層溶接のRT,PT
干渉機器・配管,保温材の復旧,片付け
(2)主冷却機の交換
1) 配管切断, Na 除去, DHX 撤去
保温材撤去,干渉機器・配管の一時撤去
主送風機の解体・撤去, Na 受樋の撤去,出口
ダンパ,出口ダクトの撤去
Na 配管の切断, Na 除去・洗浄,仮閉止(閉
止プラグ(図8参照))
DHX , DHX 接続配管の撤去
入口ダンパ,出口ダクトの撤去
2) DHX 据付,溶接
新接続配管 ,入口ダンパ ,入口ダクトの搬入 ,
新DHX の搬入・据付
配管溶接・検査(新接続配管と新DHXの開先
合せ・仮付け溶接,開先合せ検査)
1/2層溶接,1/2層溶接のRT,PT
最終層溶接,最終層溶接のRT,PT
出口ダンパ,出口ダクトの搬入・据付,主送

風機の搬入・組立,主送風機,入口ダンパ,ダ クトの据付

干渉機器・配管の復旧,保温材の設置,片付け

32 冷却系改造の全体工程

表1に冷却系改造の全体工程を示す。

冷却系の改造は,Na充てん中でなければ実施 できない干渉物撤去・復旧作業を除いて,2000年 10月30日に開始し,準備作業,配管の切断,Na除 去作業,旧機器撤去作業,新機器据付作業,新機 器と接続配管との溶接作業,復旧作業を行い,2001 年9月21日にすべての作業を完了した。

33 Na 配管の切断, Na 除去及び溶接作業の管 理^{4,)5)6),7)8)}

冷却系改造の中心である冷却系 Na 配管の切断, Na 除去及び溶接作業にあたっては,冷却材バウ ンダリを開放する作業となり,空気混入が最も懸 念され,これを防止する管理ポイントを検討し, 最適な手法を定めた。冷却系改造の管理ポイント は,放射線管理,Na 純度管理,カバーガス管理, 清浄度管理,配管の構造健全性維持,溶接施工管 理の6つに大きく分類した。具体的な管理内容を



表1 冷却系改造の全体工程

以下に示す。

(1)放射線管理

放射線管理上の重要なポイントは,作業員の被 ばく低減と体内及び体外汚染防止である。

旧主IHXの表面線量率は,定期検査ごとの測定 結果から最大数十mSv/hと高いことが明らかであ ったことから,主IHXの交換にあたってはALARA (As Low As Reasonably Achievable)の精神に基づ き,できるだけ作業員の被ばく線量を低減する必 要があった。しかし,作業場所は,狭隘部で,か つ,配管切断位置が表面線量率の高い場所で距離 をとることができない。このため、被ばく線量の 低減として、作業時間の短縮と雰囲気線量率を下 げる方策を採用した。作業時間の短縮のため,配 管切断,開先合せ,配管溶接作業等に関する要素 モデルとフルモックアップによる高線量率域での 作業時間を最短にする最適作業要領の選定,作業 員に対するトレーニング等による習熟度の向上を 図った。また,作業場所の雰囲気線量率を低減す るため,柔軟性のある仮設遮蔽体を表面線量率の 高い部位に設置した。

この結果,モックアップによる作業工法の検 討,トレーニング等による習熟度の向上で配管切 断作業全体(440時間(作業日数約75日))の約6 ~7%にあたる約29時間(約5日)の時間短縮が 可能となった。雰囲気線量率を低減させる仮設遮 蔽体として,鉛マット230枚,鉛板220枚,鉛袋80 袋を使用し,雰囲気線量率を約20%低減すること ができた。

図5に冷却系改造における被ばく線量を示す。 作業員の被ばく低減化対策を実施したことによ り,実績総被ばく線量は2235人・mSvであり,計 画値の約1/2以下に抑えることができた。

作業員の体内及び体外汚染防止のため,エアラ インマスク,靴の履き替え,ゴム手袋,汚染防護 用スーツ(使い捨て)を着用し作業を行った。

エアラインマスクは、「常陽」における汚染作業 で通常用いている全面マスクに比べ、呼吸がし易 く作業員に対する負担が軽減されること、不活性 ガスで覆われたNa配管を切断する際の酸欠防止 対策にもなることから採用した。

汚染防護用スーツは,通常,固体廃棄物低減の 観点から,可燃性のものを着用しているが,Naを 取り扱うこと及び溶接作業等で火気を使用するこ とを考慮して,一重目は可燃性,二重目(外面) は難燃性(自己消炎)の汚染防護用スーツを使用 した。

(2) Na 純度管理

Na**純度管理のポイントは,系統内への酸素混** 入防止である。



図5 冷却系改造における被ばく線量

酸素の混入経路は,大きく以下の3経路が考え られ,1次冷却系と2次冷却系それぞれについ て,各経路からの混入量を評価し,冷却系改造に 伴う酸素混入量を事前評価した。

1) 冷却系の新規機器(主IHX, DHX 及び接続配 管) 内面に付着した酸素

オーステナイト系ステンレス鋼

主IHXの構造材であるオーステナイト系ステ ンレス鋼については、大洗工学センターR&D 試験施設における配管、構造材の酸素付着量の 実測値(033g/m²)を単位面積当たりの酸素付 着量とした。

クロムモリブデン鋼(2¹/4Cr-1Mo鋼)

DHXの構造材であるクロムモリブデン鋼に ついては、「常陽」建設当時の2次系Na初期純 化に使用した仮設コールドトラップ解体検査結 果に基づく実測値を用いた。解体検査結果から 2次系構造材の接液面積2,876m²(オーステナ イト系ステンレス鋼:1,577m²,クロムモリブ デン鋼:1,299m²)に対して,酸素付着量は 5,945gであり,これから2次系オーステナイト 系ステンレス鋼部分の酸素付着量(1,577m² × 0,33g/m²=520g)を除き,残りをクロムモリブ デン鋼の接液面積で除して算出した値((5,945 -520)g/1,299m²=4,18g/m²)を構造材の単位 面積当たりの酸素付着量とした。

上記 、 に示す過去の実績データから、新規
 機器の内面付着酸素量は、1次系(オーステナイ
 ト系ステンレス鋼)で1 234m² × 0 33g/m² 408g、

2次系で主IHX 2次側部分(オーステナイト系ス テンレス鋼)988m²×0 33g/m² 326g,DHX部分 (クロムモリブデン鋼)1 020×4.18g/m² 4.264g の合計4.590gと評価した。

2) 冷却材パウンダリを開放する作業に伴い混入 する酸素

過去の冷却材パウンダリ作業として2次系サー ベイランス材取出し作業に伴うNa配管の切断及 び溶接作業があり,この作業の酸素混入量の実績 値(215g/開放箇所)を作業当たりの酸素混入量 とし,1次系作業,2次系作業による酸素混入量 をそれぞれ1,505g,4,730gと評価した。

3)カバーガスの給気に伴い供給されるアルゴン
 (以下, Ar)中の酸素

過去の運転実績から作業期間中に供給する不活 性ガスであるArガス量を予測し,この予測量 (3,600m³)にArガス供給系の酸素濃度分析最大値 (0 2ppm)を乗じ,1次系及び2次計とも2gの酸 素混入量と評価した。

この結果,作業期間中に系統内に混入する総酸素量は,1次系で1,915g,2次系で9,322gと評価した。

図6に系統内酸素混入防止対策を示す。

系統内への酸素混入防止のため,冷却材バウン ダリを開放する作業(配管の切断,Na除去,開先 合せ,溶接等)では,切断・溶接する箇所をシー ルバッグ又はグローブボックス(以下,シールバ ッグ等)で覆い,その内部をArガスで置換するこ とにより酸素濃度を下げた後に実施した。酸素



技術報告

濃度管理値は,1,000ppm以下とした。これは, シールバッグ等の容積が約1m³とNaドレン中 の系統内Arガス容積(1次系:72m³,2次系: 75m³)に比べて小さいこと,シールバッグ等の両 端を配管にバンド等で固定するため,シールバッ ク等からの漏えいをゼロにすることがモックアッ プの段階から困難であることが明らかであったこ とから,シールバッグ等内部のArガス置換時間 と作業員の被ばく線量低減を考慮し,数時間のAr ガス置換で達成できる酸素濃度であると共に,こ れまでに経験のある2次系サーベイランス取出し 作業における置換目標の酸素濃度でもある。

系統内カバーガス中の酸素濃度管理値は、「常 陽」建設時における管理値である300ppm以下と したが、カバーガス中に混入した空気のうち酸 素はNaに溶解するため、溶解した酸素量だけカ パーガス中の酸素濃度が下がり、あたかも混入し た酸素濃度が低いように見えることになる。した がって、空気中の酸素と窒素の割合から、窒素濃 度を管理することで酸素濃度を判断することがで きるため、Naに溶解しない窒素濃度も管理値に加 え、その管理値は1 200ppmとした。

カバーガス中の酸素,窒素濃度は,1次系及び 2次系にそれぞれ設置されているガスクロマトグ ラフの酸素及び窒素濃度データにより監視した。 なお,冷却材バウンダリ開放作業は,プラントの 安全を考慮して作業開始から仮閉止治具の取付ま で連続して作業を実施し,シールバッグ等のみで 夜間放置することのないように作業管理を行った。

以上のNa純度管理に対する対策を実施した結果,シールバッグ等の内部酸素濃度は,作業中においておおむね500ppm以下に管理することができた。また,系統内カバーガス中の酸素濃度及び窒素濃度は,管理値以下であった。

図7に配管の切断,溶接等の冷却材パウンダリ 開放作業において、濃度変化が明らかにガスクロ マトグラフで確認された代表例である1次系力 バーガス中の不純物濃度変化を示す。図7におい て酸素がほとんど見られないのは、上記で示した ようにNaに溶解してしまうためである。また水 素(H₂)が増加しているタイミングは、Na除去作 業で用いた変性アルコール水の水分とNa との反 応,開先合せや溶接作業の際に混入した空気中の 湿分とNaとが反応して一時的に上昇したもので ある。なお、冷却材バウンダリ開放で混入した酸 素量は、シールバッグ等の容積、作業時の内部酸 素濃度,内部圧力,作業時間及びAr ガス供給流 量から算出した結果,予測量に対して1次系で 約1/10(181g), 2次系で約1/65(72g)に抑制す ることができた。

(3) カバーガス管理

カバーガス管理のポイントは,系統内カバーガ ス圧力の低圧制御,切断部の仮閉止部の耐圧性で ある。



図7 1次系カバーガス中の不純物濃度変化(代表例)

冷却材バウンダリを開放する作業(配管の切断, Na除去,開先合せ,溶接等)においては,シール バッグ等を使用するため,カバーガス圧力を低圧 にしなければならないこと,配管切断部を仮閉止 して冷却材バウンダリを保持する必要があったこ とから,系統内カバーガス圧力を低圧で制御して いる。カバーガス系の低圧制御は,配管切断時に おけるシールバッグ等の破損防止,操作性向上を 図る観点から行い,その圧力は300Pa以下とした。 なお,シールバッグ等は,600Paまで加圧しても 破損しないことを事前に確認した。

配管切断部は,溶接までの長期間仮閉止治具に より保持することから,作業前に仮閉止治具の選 定とその耐圧性能を確認し,1次系改造で用いた 閉止キャップ及びテープ+固定治具は10kPa,1 次系及び2次系改造で用いた閉止プラグは35kPa まで耐圧性能を有していることを確認した。

以上のカバーガス管理に対する対策を実施した 結果,作業期間中,カバーガス系を常に300Pa以 下に制御すると共に,実際の冷却材バウンダリ開 放作業では,その配管切断や溶接等の作業内容に 応じて50~200Paの間で制御することができた。 また,1次系及び2次系改造期間中,仮閉止治具 からの漏えい,仮閉止治具の不具合等の発生はな かった。

(4)清浄度管理

清浄度管理のポイントは,系統内への切粉混入

防止,系統内への治工具落下防止,機械的Na 掻き 出し,洗浄治具の選定である。

1次系配管の場合は,二重管であること,雰囲 気放射線量率が高いこと及び作業場所が狭隘部で あることから,切断後,一旦仮閉止(閉止キャッ プ及びテープ+閉止治具)を行い,旧主IHX及び 接続配管を撤去した後に残存系統配管内面のNa 除去作業を実施した。

2次系配管の場合は、切断作業エリアが1次系 に比べて広く、グローブボックスを用いて切断す ることができるため、配管を長さ約500mmのリ ング状(グローブボックス架構部で仮吊りする) に2箇所切断し、配管をグローブボックス下部に 収納した後,残存系統配管のNa除去作業を実施し た。これにより、配管切断からNa除去まで連続 作業が可能となり、冷却材バウンダリ開放作業回 数を削減したことで酸素混入量を低く抑えること ができた。

配管切断位置には,垂直配管部(1次系)が含 まれており,切粉混入防止,配管内への治工具落 下防止を行った。

系統内への切粉混入防止のため,切断の作業性 を考慮して,配管板厚約2/3まではシールバッグ 等を装着せずにバイトによる切削を行い,その後 シールバッグ等を装着してローラカッターによる 押し切りを行う切断工法を採用した。また,垂直 配管部のNa除去作業では,治具の落下防止対策と して配管内面を覆う落下防止治具を取り付けて行



図8 配管切断部の仮閉止治具

技術報告

った。水平配管部については,切粉回収が可能で あることから,配管板厚約2/3まではシールバッ グ等を装着せずにバイトによる切削を行い,その 後シールバッグ等を装着して引き続きバイトによ る切削を行った。

配管内表面に付着したNaは,新配管と残存系 統配管(旧配管)を溶接する際の溶接欠陥の原因 となる。Naが多量に残留している場合は,ヘラ, ドリル等を用いて除去し,少量のNaはアルコー ル水(エチルアルコールを主成分とした変性アル コール50%~70%+水50%~30%)を用いて洗浄 した。なお,多量のNaは,ヘラ等でNaに筋を入 れ,徐々に除去する方法が有効であり,小口径 (1B)で配管内が閉塞するほどにNaが付着してい る場合は,ドリル刃を用いて除去する方法が有効 であった。また,少量のNaを除去する場合には, ウエス等にアルコール水を染み込ませて内面を拭 き取るが,ウエス等がほつれて糸屑等が系統内に 残る可能性があったことから,端部が織り込み処 理されたウエスを採用した。

配管内面のNa付着量を把握するため,最終洗 浄に用いたウエスは,Na付着量の分析を行った。 その結果,1×10⁻²mg/cm²以下まで配管内表面 のNaが除去できたことを確認した。なお,溶接 を行う開先部は,開先合せ面の食い違いを防止す るため,内面を切削するシンニング加工してお り,Naの付着がない状態となっている。

(5) 配管の構造健全性維持

配管の構造健全性維持のポイントは,新配管と 旧配管溶接部の構造健全性の確認である。

1次冷却系配管材であるオーステナイト系ステ ンレス鋼(SUS304)については、Na浸漬による 延性の低下及び強度増加は顕著ではないことか ら⁹⁾,新配管と旧配管溶接部の構造健全性に問題 はないと考えられるため、機械的強度特性を把握 する材料試験を実施しなかった。

一方,2次冷却系配管材である2^{1/4} Cr - 1Mo 鋼(STPA24)については,温度400 以上のNa 環境で熱時効,脱炭による材料の機械的強度特性 が変化すると言われており⁹⁹,これが新配管 - 旧 配管の溶接部健全性に影響を与える可能性があっ た。このため,新配管と旧配管の溶接を実施する 前に,撤去した高温側(470 で約57,000時間使 用)の旧配管を用いて新配管 - 旧配管の溶接を行 い,材料試験(外観観察,磁粉探傷試験,断面マ クロ・ミクロ観察,硬さ試験,引張試験(室温, 高温),衝撃試験,曲げ試験)を実施した。この結 果,旧配管と新配管の材料特性に顕著な違いは認 められなかった。

表2に新配管と旧配管溶接部の引張試験結果を 示す。

(6) 溶接施工管理

溶接施工管理のポイントは,溶接時のパック シールガスの圧力制御,溶接時の残存系統配管内 Na付着部の温度監視である。

改造における配管は、すべてTIG(Tungsten Inert Gas)溶接であり、TIG溶接時には、酸素、窒 素、水素等の不純物が溶融部に混入して溶接欠陥 を出さないようにするため、バックシールガスを わずかに流しながら実施する必要がある。この バックシールガスとして冷却系統内Arカバーガス を使用するため、そのバックシールガス圧力を適正 値に維持する必要がある。このため、作業準備段階 でバックシールガス圧力とシールバッグ等内圧力 との差圧をパラメータとした試験を実施した。

試験の結果、バックシールガス圧力は、差圧 100Pa以下であれば、溶接に悪影響を及ぼさない ことが確認でき、溶接時の差圧管理値を100Pa以 下とした。この差圧管理値は、仮にシールバッグ 等内圧力が100Paであれば、バックシールガスと なるカバーガス圧力は0Pa~200Paまでの範囲を 許容できるということである。なお、実際の溶接 作業では、シールバック等及びカバーガス圧力と もほぼ50~100Paの範囲内で管理した。

残存系統配管側は、溶接時に付着 Na が溶融して 溶接部に影響を与えないように約300mmの範囲 でNa 除去・洗浄を行ったが、更に、温度監視を行 い、Na 付着部配管温度を70 以下に管理した。

34 同種作業への反映事項

Na配管の切断, Na除去,溶接作業において, 今回の改造において得られた知見を基に,以下に 同種の作業を行う場合に反映すべき事項を示す。 (1) Na配管の切断, Na除去,溶接作業における シールパッグ等の使用

Na配管の切断, Na除去,溶接作業における シールバッグ等の使用は,系統内への酸素混入防 止,作業員への酸欠防止対策上,有効な手段であ る。シールバッグ等を装着しない場合は,開先合 せ検査のような冷却材パウンダリ養生を一時撤去



表2 新配管と旧配管溶接部の引張試験結果



P:平行部の長さ D:試験片の外径 L:標点距離(O₁-O₂) A:標点間の中心から標点距離の1/4以内

しなければできない検査時に開先面からカバーガ スが常に噴出した状態で検査することになり,安 全上の問題が生じる。また,シールバッグ等を使 用しない場合は,配管切断によって配管に生じて いた反力が開放され,切断開口部のギャップが拡 大した場合に,系統内カバーガス圧力制御,系統 への酸素混入量の制御が困難になることが考えら れる。

(2) カバーガス系の低圧制御

カバーガス系の圧力を単なる給・排気弁のみの 開閉で安定した低圧制御ができない場合は,給気 弁及び排気弁をダイヤフラム弁に変更して連続制 御を行う必要がある。特に,溶接作業においては, 溶接欠陥を出さない観点から,極低圧(100Pa以 下)の制御が必要である。

(3) 仮サポートの設置

配管切断によって配管に生じている反力が解放 され,切断と同時に配管系が移動する可能性があ ることから,配管切断前に拘束用の仮サポートの 設置が必要である。

(4) 溶接時の残存系統配管 Na 付着部の温度監視

溶接による入熱によって配管温度が上昇し,残 存系統配管に付着している Na が溶融して溶接部 に影響を及ぼす可能性があるため,付着Naが溶 融しないように温度監視しながら溶接を実施する 必要がある。溶接後の非破壊検査で欠陥が発見さ れ,補修する場合も同様である。

(5) 残存系統配管の偏平化対応

残存系統配管は,長期間使用しているため,偏 平化して真円が出ていない可能性がある。残存系 統配管の場合,新配管と異なり規格上外径差の許 容値が設けられていないため,真円が出ていない 状態で開先合せのためのシンニング加工等を行う と,周方向の一部肉厚が必要厚さを満足しなくな る可能性がある。よって,配管に偏平化が見られ る場合は,シンニング加工時における周方向の肉 厚管理,溶接時における真円補正に十分な注意が 必要である。

(6)その他

1次系及び2次系改造とも配管切断では,バ イトによる切削の際に,バイトが挟まれ,折損 する事象が何度か発生した。折損したバイトを 取るためのペンチ等の工具,十分な数量の予備 バイトのシールバック等内への準備が必要であ る。また,折損対策として,初期を幅広のバイ トで切削し,徐々に幅細のバイトにして切削し

ていく方法も折損対策に有効である。

シールバッグ等の取付の際には,配管との シール部からの漏えいが最も多く,取付後の携 帯型酸素濃度計による漏えいチェックで発見す る手法が有効である。なお,携帯型酸素濃度計 は,複数台準備しておき,故障に備えておく必 要がある。

小口径配管内が閉塞するほどNaが付着し ている場合は,木工用のドリル刃がNa除去に 有効である。なお,ドリル刃をねじ込んだ際に 抜けなくなることがあるため,前もってプライ ヤ,ペンチ等を準備しておく必要がある。また, 一度に掻き出そうとせず,少量ずつ掻き出す方 法が有効である。

4. おわりに

MK- 冷却系改造は,既存プラントにおける限 られた空間での大型Na機器の交換,原子炉に燃 料装荷とNaを充てんした状態での改造,高放射 線線量率環境での放射化されたNa取扱作業等, 世界でもほとんど経験のないものであった。この ため,実施前に綿密な検討を実施した上で,2000 年10月30日から着手した。改造は,約11ヶ月とい う長期間にわたったが,大きなトラブルもなく 2001年9月21日に完了した。

今回の改造工事では, Na配管の切断, Na除去, 溶接作業において,以下のような手法の有効性を 確認できた。

- (1) フルモックアップによる最適作業要領の選定 及び作業員に対する訓練による作業時間の短縮 化と高線量率域での作業の低減,仮設遮蔽体の 使用による作業場所の雰囲気線量率の低減によ り,被ばく線量を計画値から大幅に低減するこ とができた。また,シールバッグ等の使用によ り汚染拡大を防止することができた。
- (2)冷却材バウンダリを開放する作業における シールバッグ等内の酸素濃度管理,系統内力 バーガス中の窒素濃度管理,極低圧でのカバー ガス圧力制御により,系統への酸素混入量を抑 制することができた。
- (3) 系統内への切粉混入防止のためのバイトによ る切削及びシールバッグ等内でのローラカッ ターによる押切り,系統内への治工具落下防止

対策により,異物混入を防止することができた。また 機械的 Na 掻き出しとアルコール水による Na の除去により, Na 付着量を低減することができた。

- (4)構造解析による配管切断時のコールドスプリングの解放評価,仮設サポートによる配管切断後の残存系統配管強制移動評価,材料試験による数十年使用した旧配管と新配管溶接部の構造健全性の確認により,配管の構造健全性を確保することができた。
- (5) 配管溶接時におけるバックシールガスの圧力 制御としての系統内カバーガスの低圧化,配管 に付着したNaの除去とNa付着部の温度監視に より,作業を安全に実施することができたと共 に,溶接部の構造健全性に影響を与えない品質 の高い溶接施工管理ができた。

これらの手法は、「常陽」での運転・保守への活 用は勿論のこと、今後のナトリウム冷却高速炉の 改造や設計にも有効に活用できる。

参考文献

- 1)実験炉部:"特集「常陽」20周年 「常陽」の高度 化と利用計画",動燃技報 No.104,(1997)
- 2)和田雄作:"高温ナトリウム中の熱過渡強度に優れた 構造材料の開発 - 高速炉構造用 SUS 316の開発の現 状 - ",動燃技報 No. 80 (1991年)
- 3) 坂場秀男, 礒崎和則,他:"着々と進む高速実験炉 「常陽」の冷却系改造",原子力eye, vol.47, No.7, p.74~77 (2001)
- 4) 三次岳志,大戸敏弘,他:"「常陽」の輝かしい成 果-「常陽」から「もんじゅ」へ-",原子力eye, vol.49, No.9, p.66~73 (2003)
- 5) 礒崎和則,市毛 聡,他:"「常陽」MK- 冷却系改 造工事(1)工事の概要と管理ポイント",原子力学会 2003年春の年会要旨集第 分冊,K38(2003)
- 6) 芦田貴志,礒崎和則,他:"「常陽」MK- 冷却系改造工事(2) 主中間熱交換器の交換",原子力学会2003年春の年会要旨集第 分冊,K39(2003)
- 7)市毛 聡,礒崎和則,他:"「常陽」MK- 冷却系改 造工事(3)冷却系統内の不純物管理",原子力学会 2003年春の年会要旨集第 分冊,K40(2003)
- 8) 叶野豊, 干場英明,他:"「常陽」MK-冷却系改造工事(4)主IHX に係る放射線管理",原子力学会 2003年春の年会要旨集第分冊,K41 (2003)
- 9)動力炉・核燃料開発事業団:解説 高速原型炉高温 構造設計方針 材料強度基準等, PNC TN 241 84-10 (1984)

資料番号:21別冊-3-2



高速炉構造用SUS316の開発とMK-主中間熱交換器への適用

青砥 紀身

大洗工学センター 要素技術開発部

Remodeling of Coolant System: Development of SUS316 FBR Grade and Its Application to "JOYO" MK- Intermediate Heat Exchanger

Kazumi AOTO

Advanced Technology Division, Oarai Engineering Center

低炭素窒素添加により従来SUS316に比して高温強度特性を格段に改善した,高速炉構造用SUS316 (316FR) は国産初の高速増殖炉用構造材料として1982年に開発に着手,約20年のうちに,仕様の決定,設計評価に必要 な材料強度基準等,及びクリープ疲労評価法や環境効果評価手法などを整備し,実際に「常陽」MK-III主中間熱 交換器(主IHX)材料として適用されるに至った。新規構造材料がこのような短期間で開発目標を達成し,かつ 実機プラントの1種機器に適用された例は海外を含めてもほとんど見当たらない。この成果は,材料を開発した 研究開発分野と実際にプラントを運転管理する分野が密接に連携したことで得られた。316FR適用により,MK-IIIの主IHXは耐熱過渡性が向上し、従来1次系入口ノズル等に採用していた熱遮蔽板が不要になるなど複数の簡 素化を実現することができた。

A development project for FBR grade type316 stainless steel (316FR) with superior high temperature strength than that of usual JIS SUS316 was started in 1982. This newly developed material realized better performance on high temperature strength due to extremely lower carbon and appropriate nitrogen contents compared to those of the usual steel. Over the past 20 years, the specification of 316FR, the development of its material strength standard, creepfatigue evaluation method, assessment approach for environmental effects and others to design the FBR plants were completely finished and this steel was adopted as the main structural material for the primary intermediate heat exchanger (IHX) of "JOYO" MK-III. There is no similar instance both in Japan and foreign countries of newly developed steel being applied to the primary components in the actual plant within such a short period of its development. This great result was realized through close and careful cooperation between R&D, which developed the steel, and the plant operation management. The application of 316FR to IHX improved the resistivity of MK-III for thermal transients and realized the simplification of some parts of this component such as removing the thermal liner applied to the entrance nozzle of the primary circuit.

キーワード

新材料開発,高速炉構造用SUS316,高温構造設計基準,材料強度基準,「常陽」MK-Ⅲ,中間熱交換器,耐熱 過渡性,機器合理化,クリープ疲労評価法,溶接部評価,環境効果評価法

Development of New Steel, FBR Grade Type 316 Stainless Steel, Elevated Temperature Structural Design Code, Material Strength Standard, "JOYO" MK-III, Intermediate Heat Exchanger, Resistivity for Thermal Transient, Simplification of Components, Creep-Fatigue Evaluation Method, Evaluation Method for Welded Joint, Assessment Approach for Environmental Effects



青砥 紀身 新材料研究グループ所属 グループリーダ 高速炉構造用材料開発。 高温材料の強度・挙動評 価手法及環境効果評価 手法開発、損傷精優反び 検知技術開発に従事

1.はじめに

高速炉構造用SUS316(316FR)は国産初の高速 炉構造用鋼として開発したオーステナイト系ステ ンレス鋼である。原型炉「もんじゅ」の設計経験 を踏まえ,高速炉構造材に必須のクリープ疲労強 度を格段に向上させた次世代1次系構造材料の開 発は,「もんじゅ」の安全審査が行なわれていた

一般に,鉄鋼材料のクリープ疲労強度の向上に は,材料の機械的特性のうちクリープ強度と延性 の両方を改善することが有効であるが、一方で、 高合金の強度と延性を同時に改善することは熱処 理条件や添加元素などによる組織強化機構が両特 性で相反することから非常に困難となる。しかし, 原型炉材料評価経験を踏まえた炭素(C)や窒素 (N)がクリープ特性に及ぼす効果に関する知見, 先行した欧州や軽水炉分野の新材料開発内容に対 する仔細な分析結果に基づき当初目標をほぼ達成 した。なかでも、初期にCとNにのみ絞っていた 評価対象元素を、両元素の添加量が限定された領 域では,高温強度や延性がリン(P)に依存すると の分析結果を得て,3元素の最適組成範囲を求め るよう変更したこと,最終的には,3元素個々の 組成ばかりでなく,元素同士の相関も考慮してC + Nの組成範囲を定めた(0.07 - 0.11[mass%])こ とが目標達成の鍵となった²⁾。開発した316FRの 組成を原材であるJIS SUS316 (SUS316) と併せ て表1に示す。留意すべきは,新規開発材料の化 学成分範囲がNに特に規程のない既存のSUS316 の成分範囲に含まれることである。にも関わら ず,316FRのクリープ強度は先行した欧州開発材 を凌ぎ,高速増殖炉(FBR)プラント使用温度で ある823Kにおける10万時間クリープ強度につい て, SUS316の約1 5倍に達し, 延性についても大 幅な改善が認められている²⁾。

こうして期待通りの性状を有する1次系構造材 料を開発したが、FBR に限らず健全性要求の厳し い原子炉に適用する構造材料は、原子力用材料と して客観的に評価を受け規格化されていることが 前提となる。そのためには、開発材料が実験室レ ベルではなく、商用段階にある鉄鋼材料である ことを示す必要がある。例えば米国機械学会 (ASME)などでは、新規規格要請のあった材料 に実機使用を目的とした工業生産の実績を要求し ている。開発関係者は次のステップである、この FBR構造物に特化したステンレス鋼の適用実績を 積むための方策を考えることになった。

同じ頃,1987年に開始した高速実験炉「常陽」の 照射能力向上を目的としたプロジェクト(MK-) は,設計評価をほぼ終え,熱出力が増大すること に対応するために主中間熱交換器(主IHX)性能 を高温側へシフトすることを決定していた。しか し,従来のSUS304では上部管板の構造健全性が厳 しいことなどが明らかとなっており,新たに高温 強度に優れる材料に関する調査を進めていた。

本報告では,開発された新規材料,316FRの実 機使用実績を積む目的から,「常陽」MK-主中間 熱交換器への適用をめざし,設計評価に必須な材 料強度基準や多数の健全性評価手法を整備した成 果を報告するとともに,同鋼の適用により得られ た効果について報告する。

2. 材料強度基準等策定

新規材料を実際のFBR プラントに適用する場 合,設計評価を行うために材料強度基準等(強度 基準)の他,後述するクリープ疲労強度,溶接継 手及び環境効果に関する評価手法の整備が必要と なる。本章では,そのうち強度基準の策定³経過 の概要を報告する。通常,強度基準策定には一定 以上に蓄積・整備された材料特性データベースに 基づき定式化した特性表現式(材料特性式)が必 要となる。表2に主な材料強度基準値(許容値) と策定に必要となる材料特性を示す。表中の強度と は、例えば、引張試験から得られる降伏応力や引張 強さなどを示し,挙動とは,応力とひずみの関係を 表す弾塑性応力ひずみ関係式などを示している。 316FR 及び従来 SUS 316の材料特性式は既報1)-5%に 詳述されている。後述するように取得したデータ評 価の結果、従来鋼と同等であると判断した特性につ

	С	Si	Mn	Р	S	Ni	Cr	Мо	N
316 FR	0 .02	1 .00	2 .00	0 .015 ~ 0 .045	0.03	10 .00 ~ 14 .00	16 .00 ~ 18 .00	2 .00 ~ 3 .00	0 .06 ~ 0 .12
SUS316	0 .08	1 .00	2 .00	0 .045	0 .03	10 .00 ~ 14 .00	16 .00 ~ 18 .00	2 .00 ~ 3 .00	

表1 化学成分表(mass%)

技術報告

	引	張	クリ	ープ	疲	労	環境効果
	強度	挙動	強度	挙動	強度	挙動	強度
最大許容 応力強さ :S₀							
設計応力 強さ:Sm							
設計応力 強さ:St							
設計 降伏点 :Sy							
設計 クリープ 破断応力 強さ:SR							
設計引張 強さ : Su							
設計緩和 強さ : Sr							
許容 ひずみ 範囲							
緩和 クリープ 損傷係数 :D [*] , D ^{**}							
付) 環境効果							

表2 主要な材料強度基準値(許容値)と材料特性との関係(: :特性式が必要)

いてはSUS316の材料特性式を適用している。

なお,材料強度基準等には材料強度に関わる許容値の他,実分析結果に基づく,縦弾性係数(ヤング率),ポアンソン比,及び熱膨張係数などの一般物理特性についても記載しているが,本論では 言及しない。

2.1 大気中材料特性データベース

核燃料サイクル開発機構(サイクル機構,以下 では旧動力炉・核燃料開発事業団を含めこう略称 する)で取得した材料試験結果のみならず,国内 ファブリケータや鉄鋼メーカからの提供データを 含め316FR基本材料特性に関するデータベースを 構築した。収集データは材料評価に必要な材料特 性式及び種々の評価手法開発の基盤となった。表 3に蓄積した各試験データ点数を示す。ヒート採 用に対する基準(試験点数や温度など試験条件に 対するパリエーション等)に満たないデータ棄却 による増減はあるが,各特性について,約20ヒー ト,圧延板,鋼管,薄肉管及び鍛鋼品のほぼ全製

表3 316FRの大気中試験データ点数

	引 張	クリープ	疲労	クリープ 疲労	応力緩和
RT-400	41	0	9	0	0
450	8	0	4	0	0
500	18 6		19	2	0
550	19	19 77 35		10	3
600	15	61	20	7	3
650	9	36	5	0	0
700 ~	12	32	6	0	0
合計	122 212		98	19	6

注)Na浸漬後試験,熱時効後試験及び照射後試験を含まない。

造種類にわたって取得した試験データに基づき評価した。また,全ての材料試験は,データの信頼性を保ち相互に手法による誤差が生じ難いよう,サイクル機構が別途定めた「FBR 用金属材料試験実施要領書」⁹に従って実施した。

22 許容値の策定

材料特性式及び特性式に基づく許容値の策定に ついては,開発材料の特長であるクリープ特性以 外については,316FRの要求組成が基本的に従来 SUS316の成分範囲に入ること,新規材料適用につ いての説明の容易さなどを考慮した工学的な判断 から,可能な限り原型炉に対する強度基準を適用 することとした。

(1) 引張特性

引張試験結果に基づく特性式は,降伏応力のト レンド曲線及び弾塑性応力ひずみ関係式である。 前者は,材料強度基準に含まれる設計降伏応力 (Sy)算定及び後者の材料物性値として用いられ, 後者は等時応力ひずみ線図及び1次及び2次応力 に伴う緩和クリープ損傷係数 (D^*) を定める際の 初期応力算出に適用される。また,引張強さを含 めたこれらの特性は,最大許容応力強さ(S。),設 **計応力強さ(Sm, St), 設計引張強さ(Su), 設計** 緩和強さ(Sr)などほとんどの許容値に直接,間 接に関係する。先述したように316FRの組成は基 本的に従来SUS316の成分範囲に含まれると言っ てよく,引張試験から得られる短時間材料特性に 関しては,組成差の影響は現れ難い。取得データ とSUS 316について定めた材料特性式との比較 の結果,773K~823Kにおける引張強さが従来 SUS316に比してやや低い以外は,従来鋼特性式

の適用が可能であることを確認した。図1(1)に 引張強度特性とSy及びSuとの比較を示す。Syは SUS316のトレンド⁵⁾を採用しており,Suについて は,取得データに基づく99%信頼性下限値に従い 定めた値である。図1(2)に弾塑性応力ひずみ関 係の比較を例示した。図はFBR使用温度である 823Kの結果であるが,316FRの応力ひずみ挙動 は,実機で問題となる低ひずみ範囲を中心に SUS316の平均曲線^{1),3)}より低い応力となる。結果 として同式に基づき定められる基準値は保守的な 値となることが分かる。

(2) クリープ特性

316FRの特長の1つはFBR使用温度域における 優れたクリープ強度にある。そのため,データ間 の比較によって同等であると判断した 3=0 563 (3期クリープ開始時間/クリープ破断時間)以外 の特性、クリープ破断強度及びクリープひずみ曲 線については、収集データに基づき独自に定式化 した。クリープ特性に基づく許容値は, St, 設計 クリープ破断応力強さ(SR), Sr,等時応力ひず み線図,両緩和クリープ損傷係数(D*,D**)で ある。クリープ破断強度は, Larson-Miller パラ メータを用いた応力の2次式で求めており,定常 クリープ速度は従来鋼同様 Monkman-Grant の式 によって定式化した^{1),3)}。また,クリープひずみ式 については,316FRの定常クリープ速度式を指数 項を2つ持つ関数式で表したSUS316の特性式⁵⁾に 反映することで得ている。これらの特性式につい ては,係数の値及び従来鋼に比した改善程度の定 量評価を含め既報いに詳述した。

SR は従来の定め方⁵⁾に従い,クリープ破断強度 式の時間係数 Rを10として求めた破断強度とSu のいずれか小さい値として定めた。図2に示すよ うに R=10とした設計許容値は,収集全試験デー タを十分に包含しており,また,試験データと計 算値が示す直線的な相関性から316FR 破断式が良 好な予測性を有していることも分かる。

(3)疲労特性

低サイクル疲労試験データに基づいて,疲労破 損寿命並びに動的応力ひずみ関係が定式化され る。関係する許容値は,許容ひずみ範囲(A)~(C) (、)及び後者によって初期応力が算定されるピー ク応力に伴う緩和クリープ損傷係数(D^{**})である。

疲労破損式については,原型炉高温構造設計 方針材料基準等⁵⁰ではオーステナイト系3鋼種



図 1(1) 引張強度特性と設計許容値(Sy, Su)の 比較





(SUS 304, SUS 316及び SUS 321) について727点の低サイクル疲労データ評価に基づき,共通な式を与えている⁶⁾。このことを踏まえれば,化学組成がSUS 316に包含される316FR についても同式



図 2 316FR のクリープ破断強度における許容値の 妥当性

を適用することが妥当である。図3(1)にオース テナイト系鋼を対象とした平均疲労破損式に基づ く予測疲労寿命と316FRの低サイクル疲労試験結 果を比較した。図から明らかなように,同式は比 較的短寿命側では良好な寿命予測性を示すが,高 サイクル域ではかなり保守的な予測値を与えるこ とが分かる。実機においては,ほとんどの場合高 サイクル域,低ひずみ範囲の寿命予測が問題とな ることから,316FRに原型炉オーステナイト鋼共 通の低サイクル疲労破損式を適用することはかな



316FR 疲労寿命に対する予測性

りな保守性を保つことになると判断できる。図3 (2)に定めた許容値に基づく疲労寿命と実験結果 を比較した。同図から明らかなように,設計寿命 は316FRの実際に予測される平均的な低サイクル 疲労寿命に対しほぼ20倍以上の裕度を有している。

316FR は他のオーステナイト系鋼同様,繰返し 負荷に対して加工硬化する。そのため、クリープ 疲労寿命評価では,ひずみ保持中のクリープ損傷 を計算する際の初期応力を動的応力ひずみ関係式 を用いて計算する。動的応力ひずみ関係式は一定 ひずみ範囲で実施する疲労試験中の寿命中期(0 5Nf:Nfは破損寿命)におけるピーク応力とひ ずみの関係から求められる。316FRのデータは, 同ひずみで比較した場合,SUS316よりも低い応 力値となり, SUS 304よりもやや高い値となるこ とが明らかにされている1).3)。この傾向は,実機で 重要となる低ひずみ領域でよりSUS 304 側となる ことから, SUS 316の動的応力関係式ジを適用する ことで十分な保守性が保たれることが分かる。動 的応力ひずみ関係式についても既述した方針に従 い, SUS316の特性式を適用することした。

23 クリープ疲労評価

緒言で述べたように本材料は,FBR適用におい て最も重要となるクリープ疲労強度向上を目的と して開発された。改善程度は破損繰り返し数(引 張ピークひずみを保持する負荷条件下における負 荷繰返し数)にして,原型炉用材料SUS304の約



関係する許容値はD*及びD**であるが,他の許 容値がほぼ直接材料試験データに基づいて定めら れるのに対し,モデル化された解析結果に基づい て定められる点で異質である。

評価の基盤となるクリープ疲労損傷評価手法に は,保持中の応力緩和挙動の記述性や,クリープ 疲労試験結果による予測性の確認などに基づき, 原型炉設計で採用した疲労損傷と時間消費則に基 づくクリープ損傷との線形和で全体損傷を求める 評価法を採用している。その評価手法に従い、設 計評価上のひずみ保持中のクリープ損傷算定に用 いられる値を、強度基準ではD*及びD**として与 えている。疲労損傷は前項で示した設計許容値に 基づき計算される。時間消費則に基づく評価手法 の物理的背景や寿命予測性などに対する評価は参 考文献(8)に詳しい。先述したように, D*及び D**は, それぞれ, 1次及び2次応力に関する応 力緩和中のクリープ損傷,並びにピーク応力に関 する緩和状態におけるクリープ損傷を時間消費則 に基づき与えるものであるが,両者の関係は図4 に示す通りである。

(1) 1次及び2次応力に関する緩和クリープ損傷 係数:D*

実際の高温機器・構造物に発生する荷重制御型 応力(1次応力)と変位制御型応力(2次応力) の応力緩和中のクリープ損傷累積を近似した係数 で,以下の式で定義される。

$$D^{*} = 2 \left\{ \int_{0}^{t_{1}} \frac{dt}{t_{R}(\sigma(t), \alpha_{R}=10)} - \frac{t_{1}}{t_{R}(Sg, \alpha_{R}=10)} \right\}$$
(1)



図4 緩和クリープ損傷係数D*とD**の評価対象

ここで,t₁は緩和応力がSgに到達するまでの時間[h]であり,t_R(, _R=10)は,時間係数 _R = 10としたときのクリープ破断式から求まる破断 時間[h], Sgは別途定める長期1次応力が低い場 合の規定を上回る一定応力[MPa]である。Sgに 対応して定まる保持時間中のクリープ損傷係数は Dc₁として与えられる(図4参照)。なお,強度基準 では,評価が容易になるよう(1)式の簡易式を以下 の形で示し,定まる係数を線図の形で与えている。

$$D^* = \begin{cases} 0 & T \leq Tn \\ D_0(T-Tn) & T > Tn \end{cases}$$
(2)

ここで,

$$D_0 = D_{n0}(2t^*/D_{c1})^n$$

$$Tn = \frac{1}{C_{n1}\log(2t^*/D_{c1}) + C_{n2}} - 273.15$$

$$\begin{split} D_{n0} &= 1.4 \times 10^{.5} \\ D_{c1} &= 0.3 \\ m &= 9.8 \times 10^{.2} \\ C_{n1} &= 3.3 \times 10^{.5} \\ C_{n2} &= 1.01 \times 10^{.3} \end{split}$$

式中のt*はクリープ時間[h]である。図5に t*=1.0×10{[h]に対する詳細解析結果と簡易式 によって定めた係数を比較した結果を示す。簡易 式は十分保守性を有していることが分かる。 (2)ピーク応力に関する緩和クリープ損傷係数: D**

D**は図4が示すように,ピーク応力の緩和に 伴うクリープ損傷から,Sgに対応するクリープ損 傷分Dciを除いたクリープ損傷係数であり,以下 の式で求めることができる。

$$D^{**} = \int_{0}^{t_{1}} \frac{dt}{t_{R}(\sigma(t), \alpha_{R}=10)} - \frac{t_{1}}{t_{R}(Sg, \alpha_{R}=10)}$$
(3)

D*との解析上の大きな差は,緩和初期応力を動 的応力ひずみ関係式から求めること,応力緩和算 定時に弾性追従を考慮しないことにある。D**の 簡易式は以下の式で与えられる。




$$D^{*} = \begin{cases} 10^{-4} & D^{**} \leq 10^{-4} \\ D_{p0}(Si-Sg)^{np} & D^{**} > 10^{-4} \end{cases}$$
(4)

ここで,

$$D_{p0} = 1.05 \times 10^{-4}$$

 $n_p = (2450/T_k) - 1.09$

式中Siは緩和開始応力[MPa], Tkは温度[K] を示す。図6に823Kにおける詳細解析結果と簡 易式による評価結果を示す。簡易式の評価結果は いずれの高温使用時間においても詳細解析結果を 保守的に包含していることが分かる。

表4に,以上をまとめた316FRの材料基準等に 含まれる許容値等の策定内容³³を示した。

3.環境効果評価手法開発

(1)ナトリウム環境効果

冷却材との共存性評価は構造材料について重要 である。特に、Cをほぼ限界に近く低減し、代替 高温強度確保添加元素としてNを多く含む316FR にあっては、冷却材としてのナトリウム(Na)の 特徴である腐食質量移行現象に起因して浸炭及び 脱窒が起きる。そのため、質量移行による表面変 質層の成長が材料強度に与える影響を正確に把握 することが重要となる。設計評価の観点からは、 分析結果に基づき、取替えを想定しない部分の健



図6 D^{**}の詳細解析結果と簡易式に基づき定めた 値の比較

項目	316FRの材料強度 基準等策定内容
 (1)基礎物理化学特性 比重 比熱 C_{P1} 熱伝導率 熱膨張係数 ポアソン比 	SUS316の値を適用 SUS316の値を適用 SUS316の値を適用 SUS316の値を適用 SUS316の値を適用
 (2) クリープ特性に関連する 許容値等 設計クリーブ破断応力 強さ:S_R 最大許容応力強さ:S₀ 設計応力強さ:Sr 等時応力ひずみ線図 緩和クリープ損傷係数 :D[*],D^{**} 厚肉鍛鋼品480 MPa級の クリープ特性 	新規に策定 新規にに策定 新規規に定策定定 新規規にに策定 新規にに策定 新規に策定
 (3) その他の許容値等 計応力強さ:Sm 設計降伏点:Sy 設計引張強さ:Su 許容ひずみ範囲 (設計疲労線図): t 設計引張応力:S* 厚肉鍛鋼品480MPa級の 許容引張応力 ナトリウム環境効果 中性子照射効果 	SUS316の値を適用 SUS316の値を適用 新規に策定 SUS316の値を適用 SUS316の値を適用 新規に策定 SUS316の値を適用 SUS316の値を適用

表4 材料強度基準等に含まれる項目に関する策定 内容一覧

1:材料強度基準等には別表,別図の掲載はない。

全性評価に特別な係数を導入するか否かを判断す ることになる。同材では開発段階において,約 5,000時間までの流動Na中浸漬試験を実施し,脱 窒 浸炭により表層がSUS316化することを確かめ ている¹⁾。この結果に基づき,変質層の成長速度 及び変質層が高温強度特性に及ぼす影響について 詳しく分析することとした。実際,予備的な試験 を実施したところ,3,000時間程度までのクリー プ寿命が,従来鋼とは異なりNa中で低下する傾 向を示した^{1),2)}。しかし,実機における長時間低応 力領域では,一般にクリープ損傷は内部からの進 行が主となるため,そうした表面効果が持つ影響 は小さくなると予想できる。その後の1万時間ま での試験結果により,この予想が裏付けられたこ とを受け,クリープに関しては低減係数等を適用 しないことを決定した^{3,99})。

問題は、表面効果が顕著となる低サイクル疲労 やクリープ疲労強度である。図7に大気中及び Na中で行った疲労試験結果を示す^い。同図から明 らかなように,低ひずみ域になると,Na中疲労寿 命が大気中の寿命に近接し、やがてさらに低下す る傾向が認められる。この傾向は, SUS 304等で 認められたNa中の疲労寿命が低ひずみ域でも大 気中の破損寿命に比して長寿命となる傾向¹⁰⁾とは 明らかに異なる。これは,表面からのき裂発生が 浸炭 脱窒による表面変質により促進されること, さらにき裂進展に従いき裂先端部で同様の変質が 生じることに起因するものと考えられる。)。図8 に大気中及びNa中で実施したクリープ疲労試験 結果を示す。同図にはクリープ損傷の割合が有意 となると推定した,873K,ひずみ範囲0 54%,引 張最大ひずみ位置で1.0時間ひずみを保持した試 験片の破断後の組織観察結果も例示した。組織観









察位置は破面より数mm以上離れた試験片平行部 であり,既に内部き裂の発達が確認できる。実機 ではさらに低ひずみ長寿命域におけるクリープ疲 労が問題となることから、クリープ損傷の割合が 増大するに従い疲労損傷に対するNa環境効果が, 最終的なクリープ疲労寿命に及ぼす影響は小さく なるものと予想できる。以上のようなクリープ及 びクリープ疲労試験結果から得た知見に基づき, 基本的に内部からの損傷進行が支配的となる実機 プラント条件ではナトリウム環境効果は小さくな るものと結論した。また,低サイクル疲労寿命へ の影響については,図7に認められるように高サ イクル域における平均破損寿命と設計寿命との差 (裕度)のなかに収まるものと判断し, Na環境効 果については従来SUS316への取扱いと同等とし ている。

(2) 照射環境効果

高速原型炉に対する材料強度基準⁵では構造材 料に関して短時間延性の低下値に基づく限界照射 量を与えている。また,照射効果が顕著に現れる クリープ特性についてはSUS 304に関する試験結 果に基づき低減係数を与えている。照射後材料試 験結果に基づき,こうした評価概念は316FRにも 有効であることを確認している。しかし,図9に 示されるように,強度特性の低下割合はSUS 304に 比して小さい。仔細な組織観察の結果に基づき, 316FRにおける照射効果の抑制は,照射によって 発生するHe空孔が粒内の微細な析出物(窒化物や リン化物)に捕われ容易に粒界へ移動できないこ とで説明できることを明らにしている¹¹⁾。



図 9 316FR 及び SUS 304の クリープ 強度 及ぼす中 性子照射効果

4. 溶接部評価手法開発

溶接部評価は経済性の追及やプラントの大型化 に伴い多用される継手の健全性を確実に維持する ためにいっそう重要性を増している。母材が繰返 し硬化を示し、溶接金属部が軟化を呈し、境界に ある熱影響部(HAZ)が入熱のため本来の母材特 性を持ち得ないオーステナイト鋼の継手評価につ いては、SUS 304を対象に開発した溶接部評価法 の適用が有効であることを確認している¹²⁾。継手 部分を3要素(溶接金属、HAZ、母材)に区分し て評価する手法の妥当性については、材料試験と ともに大型の構造要素試験も実施し、有限要素法 を使用した詳細非弾性解析によって評価した。材 料試験には、一般的に用いられる小型丸棒型材料 試験片(10 ×評点間25[mm])の他、入熱影響

を受けない母材の存在効果を含めることが可能な 大型材料試験片 (30 × 評点間100 [mm]) を用 いている。構造要素試験には,内半径228mm,板 **厚20mmの胴部継手を有する構造物試験体溶接部** を用いた。継手はいずれも実機で採用する狭開先 TIG により製作した。溶接部評価法は,継手を構 成する3要素の材料特性の違いを考慮したもの で,基本的に 3要素の非弾性挙動の違いに起因 する継手局部へのひずみ / 応力集中 , 溶接金属 部に多く存在する フェライトの脆い 相への変 化, 余盛止端部などの幾何学的不連続性に起因 するひずみ集中、を記述することで精度の高い強 度評価を可能としている。クリープ疲労寿命評価 概念は母材に適用している時間消費則である。表 5 に構成各部分の特性を既知とした詳細非弾性解 析に基づく低サイクル疲労及びクリープ疲労強度 の予測結果を示す。表5(1)には材料試験片に関 する評価結果を,表5(2)には構造物試験体溶接 部について解析した結果を示した。材料試験片レ ベルにおける予測結果は寿命について試験結果と ファクタ3程度のばらつきで一致しており,破損 位置についても両者は一致した。したがって,提 案手法は妥当であると判断できる。一方,構造物 を対象とした評価結果では,表5(2)に示したよ うに,溶接金属部の寿命を962サイクルと予想し ており,同部で1055サイクル試験後にき裂が認め られていることと矛盾しない。一方,母材及び HAZ においては予測寿命は2 000サイクルを越え ており,1055サイクルではき裂が発生していない

表5

表5 記	殳計評価法によ	る溶接継手	部の疲労及び	マリ-	- ブ疲労寿命	おの予測	則結果
------	---------	-------	--------	-----	---------	------	-----

(1) 材料試験

試験	片	ひずみ範囲 %	ひずみ速度 %/S	保持時間 h	実測寿命 cycle	予測寿命 cycle	実測 / 予測
۱Jv	型	0 3 0 5 1 0 1 0 0 5	0 .1 0 .1 0 .1 0 .1 0 .1 0 .1	0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 .1	144 ,800 4 ,026 1 ,493 905 3 ,728	384 ,172 11 ,909 1 ,216 1 ,216 6 ,689	0 <i>A</i> 0 3 1 2 0 <i>7</i> 0 <i>6</i>
大	型	0 5 0 5	0 .1 0 .1	0.0 0.1	8 ,985 3 ,992	12 ,645 11 ,590	0 <i>.</i> 7 0 3

(2) 溶接容器モデル中子リング部外面

位置	ひずみ範囲	高温保持時間	低温保持時間	1055cycle.時の	予測寿命
	%	h	h	き裂有無	cycle
母材	1 .06	2	1	き裂なし	2 ,801
HAZ	0 .96	2	1	き裂なし	2 ,182
溶接金属	1 .03	2	1	微小き裂	962

試験結果とは整合するものの寿命予測の妥当性を 判断するまでには到っていない。こうした結果を 踏まえ,今後さらに構造要素に関する破壊試験 データの蓄積による評価法細部の改良を行う必要 は残されているが,同手法の適用により実機溶接 部の健全性について妥当な結果を得ることができ ることが示された。

5.適用の効果

MK- 計画と呼称する,1987年より開始した高 速実験炉「常陽」の照射能力向上のためのプロジ ェクトは,具体的に 炉心の高速中性子束を高め る, 照射運転時間を増やす及び 照射技術を向 上させること,を目標とした。

このうち、炉心の中性子束を高めることについては、ソフトのみならず機器の交換などハード面からの対応も必要となった。この炉心の変更により、熱出力が従来炉心(MK-)の100 MWtから140 MWtに増大し、原子炉出入口温度差(T)が130 Kから150 Kになる。そこで、原子炉入口温度を643 Kから623 Kに変更するとともに、流量をMK-の122%とすることで除熱能力を確保する冷却系改造設計を行った。その結果、既設主中間熱交換器(主IHX)上部管板の構造健全性が厳しいことなどが明らかとなったため、主IHXの交換が必要となった。

TがMK- より大きくなっていることを考慮 し、MK- 用主IHXの主要材料には、クリープ強 度及びクリープ疲労特性を格段に向上させた 316FRを採用した。その背景には、規制当局を含 む関係機関に316FRを新規材料であると認知して もらったうえで、実機原子炉プラントに採用し、 同鋼の商用ヒート製造及び実機使用実績を積ませ るという材料開発側の強い要望があった。また、 従来のSUS304では厳しい主IHXに、316FRを適 用することで余裕のある設計(設計自由度の拡大) を成立させ、かつ高速炉実用化に向け期待される 機器構造合理化例を示す目的もあった。

課題は,設置変更許可申請において,316FRが 新規材料であるとの認識の下で,なおかつこれを 第1種容器となる主IHXに適用する正当かつ整合 した論理を構築し,規制当局の理解を得ることに あった。まず,組成が従来SUS316に含まれるに も係らず316FRがSUS316とは異なる材料であり, 高温材料特性が後者に比して格段に優れているこ とを説明し、新規材料としての認知を得た。次に, 設計評価において,クリープ温度以下では既存の 告示501⁴⁾を適用し,クリープ温度域では,高速原 型炉第1種機器の高温構造設計方針(BDS)³⁾に含 まれる従来鋼についての許容値と特性により 316FR専用の許容値を使い分けるといった,基準 類の適用に関する基本的考え方を整理し,理解を 得た。さらに,新規材料の検査項目の妥当性や, 溶接施行の適切性を示し,最終的に1994年6年1 月27日の申請から約1年8ヶ月という期間を経て 1995年7年9月28日にMK- 計画に関する設置変 更許可を得た。

その後 設計及び工事の認可申請にあたっては, 添付資料として316FRの取扱いを記載すること で,BDSへ必要な316FRの許容値の追加を実施 し,MK- 用主IHXの強度評価を完遂した。

MK- 用主IHXに316FRを採用したことで,既 設主IHXから構造を合理化できるという大きなメ リットがあった。特に,熱過渡応力が厳しい以下の ような部分において,構造の合理化を実現できた。

- (1)1次側入口ノズルに採用していた熱遮へい板 を削除することが可能となった。
- (2)下部管板に採用していた熱遮へい板を削除す ることが可能となった。
- (3)上部管板及び下部管板と管板支持部の応力緩 和対策構造を採用する必要なくなった。

図10(1)にMK-用主IHXの構造及び316FR採用 部位を示す。また、図10(2)に316FR採用による主 IHXの構造合理化概略図を示す。

6.おわりに

1982年に着手した高速炉構造用SUS316(316FR) の開発は1993年までには一応開発を終えた。この 第1段階の開発後期には仕様を固めるとともに, 並行して改良特性を確認しつつ設計評価に必須な 材料強度基準等の整備を行った。

さらに、実高速炉プラントでの使用実績を積む という観点から、同材を「常陽」MK- 主中間熱 交換器(主IHX)へ適用するために、監督官庁を はじめとする関係各所の理解を得るとともに、環 境効果評価など必要なデータ追加を行い、新材料 としての認知を受けた上で主IHXへの使用を実現 し、2001年度末に本体工事を終了した。「常陽」へ の適用の動きと並行して第2段階(~2001年度) では、環境効果及び溶接部評価など長時間健全性

技術報告

73



図10(1) MK- 主中間熱交換器における316FR 適用部位概要

に関わる研究を遂行した。FBRを対象に,約20年 をかけて構造材料設計,開発,評価手法整備及び 実機適用を達成した例は国内にはなく,海外でも 仏国における316L(N)の例があるだけである。 316FRの高温特性はこの316L(N)を凌ぐものであ ることが明らかにされており,国際核熱融合炉 (ITER)への適用も検討されている。

具体的な業績は以下のようにまとめられる。

- (1) 一般的に両立が困難とされる FBR 使用温度域 (773~873K) における高温強度と延性の改善 を,過去の材料開発経験や冶金学的強化機構知 識に裏付けられた添加元素,炭素+窒素(C+N) 及びリン(P)の最適組成評価に基づき達成した。
- (2)提案仕様材料について最高数万時間に及ぶ材 料特性試験を実施しデータベース化するととも に,各種材料基礎特性式,評価手法及び材料強



図10(2) 316FR 適用による合理化例

度基準を策定整備した。

- (3)また,材料強度に影響を与えるナトリウム環 境効果及び中性子照射効果に関する評価手法, 並びに溶接部評価手法についても整備し,現実 の機器及び構造物への適用を可能とした。特に, 低炭素窒素添加という特徴から課題となったナ トリウム環境における浸炭・脱窒に起因する表 層変質については1万時間を超える試験データ 分析から実機条件である低応力長時間域では問 題とならないことを確認した。
- (4) 一方,1987年より着手した「常陽」の照射能 力高度化計画(MK-)では,厳しくなった原 子炉出入口温度差(T:130K 150K)に対 応して交換する主IHXに高温強度が従来使用の SUS 304より格段に向上した316FRを適用する ことを決めた。この決定は,研究開発側や当時 の実証炉設計を進める関係者からの新規材料の 将来炉への適用に向けた実機使用実績を積みた いという要望にも応えたものであった。
- (5)実験炉とはいえ、原子炉における第1種容器 に新規材料を適用する国内初の試みであったこ とから、関係個所への説明は、適用の必然性、 蓄積材料データの信頼性などから材料検査項目

の適格性や設計評価方法の妥当性など多岐にわたった。最終的には,関係者の努力により,申請から約1年8ヶ月という期間を経た1995年9月28日に設置変更許可を得ている。

(6)本件の特筆すべき業績は、国内外でも類例の ない短期に新規開発材料を実機適用可能とした ことにあり、そこには、材料データの取得内容 から実機適用時の評価手法、設計基準の取扱い に到る各段階において、研究開発側とプラント 運転管理側との綿密な連携があった。

参考文献

- 1)和田雄作, "高温機器設計の現状と将来,5設計の 実例FBR",材料, Vol.36, No.411, p.1423~1428 (1987)
- 2) Y.Wada, E.Yoshida et al., "Development of New Materials for LMFBR Components," Proc. Int. Conf. on Fast Reactor and Related Fuel Cycles, Vol. 1, Kyoto, P. 7.21-1 ~ 10 (1991).
- 3) 渡士克己,青砥紀身,他,"高速炉構造用316の材料 強度基準等(案)",動燃事業団, PNC TN 9410 93-142 (1993).
- 4)"発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(告示 第501号)"(1994)
- 5)"解說 高速原型炉高温構造設計方針 材料強度基

技術報告

準等",動燃事業団, PNC TN 241 85-08 (1985).

- 6)「FBR金属材料試験要領書」, PNC TN 241 77-03 (1977).
- 7) Y.Wada, K.Kawakami et al., "A Statistical Approach to Fatigue Life Prediction for SUS 304, 316 and 321 Austenitic Stainless Steels, "ASME PVP-Vol. 123, 37-42 (1987)
- 8)和田雄作,青砥紀身,他,"SUS304の破損機構を考 慮した新概念延性消耗則",材料,第44巻,第496号, 29-34(1995)..
- 9) 古川智弘,吉田英一,他,"高速炉構造用SUS316の クリープ及び疲労強度特性に及ぼすナトリウム環境

の影響",材料,第48巻,第12号,1373-1378(1999).

- 10) M.Hirano, I.Nihei at al., "Low-Cycle Fatigue Properties of SUS 304 Stainless Steel in High-Temperature Sodium," IAEA-IWGFR, Chester (1983).
- 11)宮地紀子,阿部康弘,他,"ステンレス鋼の引張り及びクリープ特性に及ぼす中性子照射効果",材料,第 46巻,第5号,500-505(1997).
- 12) 浅山 泰,長谷部慎一,他,"316FR 溶接継手強度評 価法の開発",サイクル機構技報,No.6,69-80(2000).
- 13) "解説 高速原型炉第1種機器の高温構造設計方 針",動燃事業団, PNC TN 241 82-08 (1982).

資料番号:21別冊-4

技術報告



運転技術の高度化

伊東秀明 鈴木寿章 大川敏克

大洗工学センター 照射施設運転管理センター 実験炉部

Upgrade of Reactor Operation Technology

Hideaki ITOH Toshiaki SUZUKI Toshikatsu O-KAWA

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

「常陽」では,高速炉プラントの運転信頼性,稼働率の向上を目指した運転技術開発を進めている。本稿では, MK-III運転に向けた運転技術の高度化として,運転訓練シミュレータ,運転管理システム,燃料取扱設備につい て紹介する。

運転訓練用シミュレータは、プラント改造と並行してMK-Ⅲ運転を模擬できる仕様に改造し、運転マニュアル の事前検討に用いると共に、総合機能試験、性能試験の事前操作訓練に活用した。

運転管理システムは、運用経験を反映してシステムを更新し、運転・保守にかかるプラント管理業務の信頼性 及び効率化を高めた。

燃料取扱設備は、燃料交換期間の短縮を図ることを目的として、遠隔自動化した。

To improve operational reliability and availability, the operation technology for a fast reactor was developed in the "JOYO". This report describes the upgrading of the simulator, plant operation management tools and fuel handling system for the MK-III core operation.

The simulator was modified to the MK-III version to verify operation manuals, and to train operators in MK-III operation.

The plant operation management tool was replaced based on the operation experience to increase the reliability and efficiency of plant management works relating to plant operation and maintenance.

To shorten the refueling period, the fuel handling system was upgraded to full automatic remote control.

キーワード

ナトリウム冷却型高速炉,「常陽」, MK-Ⅲ, シミュレータ, 教育訓練, 運転管理システム, 燃料取扱設備, 蒸着, 自動化, 燃料

Sodium-Cooled Fast Reactor, JOYO, MK-III, Simulator, Education and Training, Plant Operation Management Tool, Fuel Handling System, Deposition, Automation, Nuclear Fuel



伊東 秀明 原子炉第一課所属 技術主幹 常 陽」MK-Ⅲ 燃 料取扱設備の自動 化、燃料取扱設備 の運転保守に従事



鈴木 寿章 原子炉第一課所属 燃料取扱チームリーダ 調主任技術員 「常陽」MK-匹燃料取扱 設備の運転保守に従事 第 植放射線取扱主任



大川 敏克 原子炉第一課 運 転管理チーム所属 副主任技術員 「常陽」の運転管 理,運転管理シス テムの開発に従事

1.はじめに

「常陽」は,混合酸化物燃料ナトリウム冷却型の 高速実験炉である。その運転に当たっては,核的 な特性に加えて,ナトリウムの固化防止(融点約 98)や高い運転温度に対しての熱過渡緩和等に 留意する必要がある。そのため,これらの特徴を 考慮した運転経験のまとめ,運転マニュアルの改 善及び運転手法の確立も「常陽」の果たすべき重 要な役割のひとつである。

また,これらの成果を後続炉に反映することも 使命の一つとして,運転員を中心に運転技術の資 料化に精力的に取り組んでいる¹⁾。

MK- 計画においては,改造工事と並行して運 転マニュアルの見直しを行った。その有効性につ いてMK- 用に改造したフルスコープ運転訓練用 シミュレータを用いて検証した。このマニュアル を,2001年度から2002年度にかけて実施した総合 機能試験に使用した。ここで得られた試験結果を 反映して,更に改定を加え,2003年6月から開始 した性能試験の運転操作に適用した。

運転支援技術の高度化としては、高速炉プラントの運転信頼性、稼働率の向上と共に、これらを支える管理業務の信頼性、効率化を高めるためのシステムの開発を進めている。このなかのひとつのツールである運転管理システム²(JOYPET: JOYO Plant Operation Management Expert Tool)は、運転管理業務のうち、設備の点検・補修等の作業を安全に行ううえで重要な「停止依頼書作成」のほか、「文書作成支援」、「機器運転時間管理」の各機能を備えている。このJOYPET について、MK-

の運転開始に向け2003年4月にシステムを更新し、「常陽」の運転・保守部門の個人用パソコンからのアクセスを可能として、業務の効率化を図った。

一方,MK-計画の一環として,燃料取扱設備の改造を実施した。その目標は,運転操作を遠隔自動化して,燃料交換期間を短縮することである。 その自動化のためには,ナトリウムの蒸着や付着による機器の作動への悪影響を取除き,安定性・ 信頼性の向上を図る必要があった。このため,1991 年以降計画的に対策及び改造を実施し,最終段階 である遠隔自動化改造を2002年5月に完成した。

本報では,MK- 運転に向けた運転技術の高度 化として,運転訓練シミュレータ,JOYPET,燃 料取扱設備について紹介する。 2.運転訓練シミュレータの高度化

原子炉プラントの安全運転を確保するうえで, 運転員の技術力を養うことは重要な課題の一つで ある。その最も効果的な手法は,シミュレータを 用いた訓練である。「常陽」では,1983年に主要制 御盤5面(原子炉制御盤,1次冷却系制御盤,2 次冷却系制御盤,電源監視盤,格納容器雰囲気調 整系制御盤)について模擬したフルスコープの運 転訓練シミュレータをサイト内に設置した。それ 以来,年間70%以上の高い稼働率で運用し,質の 高い運転員の育成を通して「常陽」の安全運転に 貢献してきた。更に,東京工業大学大学院生の実 習や見学者への説明ツール等として幅広く活用し ている。

MK- 移行に伴い制御系を大幅に変更すること 及び経年化対応として,1998年度にシミュレータ 計算機システムの全面更新を行った³⁾。更新に当 たっては,MK- 炉心モデルと併せてMK- 炉心 のモデルも整備すると共に,訓練機能や模擬計算精 度の向上を図った。「常陽」運転訓練シミュレータ のハードウエア構成図(新旧比較)を図1に示す。

2.1 訓練機能の向上

訓練機能の向上策として,運用経験を踏まえ現 場盤操作模擬機能等,以下に示す改善を図った。 (1)中央制御室裏盤・現場盤の模擬機能追加

シミュレータ計算機とリンクさせた専用ワーク ステーション(WS)のCRT画面上で,現場盤等 に係る操作訓練を行うことができる「中央制御室 裏盤・現場盤操作模擬機能」を開発・整備した。 追加した模擬現場盤の画面例として,廃ガス系操 作盤を図2に示す。

(2) 訓練機能の向上

訓練機能の向上の一環として,約40のマルファ ンクション項目を新たに作成した。それらをイン ストラクタ機能に追加・整備して,訓練をより充 実させた。

(3) 運転データ表示機能の追加

運転データ表示専用パソコンを新規導入し,燃料中心温度や燃料被覆管温度,炉心内流量配分等の計器に表示されないデータも運転員に提示できるよう,データ表示機能を改善した。

(4) インストラクタ機能の向上

インストラクタ機能を処理する専用のWSを新 設し,マルファンクション項目数やスケジューリ

技術報生



図1 シミュレータシステムハードウェア構成新旧比較図



図2 Ar 廃ガス系機器操作盤(盤全体画面)

ングファイル数を大幅に増加する等,インストラ クタ機能の能力を格段に向上させた。

22 模擬計算精度の向上

プラントシミュレータとしての活用を可能にす ること及び異常時訓練の高度化に係る準備の一 環として,シミュレータの模擬計算精度を向上さ せるため,「原子炉モデル」と「主中間熱交換器 (IHX)モデル」を改良した。また,格納容器雰囲 気調整系に係る模擬精度を向上させるため,「格 納容器雰囲気調整系モデル」を併せて改良した。 (1)原子炉モデルの改良

固有反応度に基づいた核計算の実施

原子炉内の核的なふるまいは、エネルギー1群, 遅発中性子6群の1点炉近似動特性方程式により 求めている。旧モデルでは,制御棒全数(6本) 同一値として反応度を算定していたが,新モデル では実機に則して制御棒ごとに個々の反応度価値 を持たせた計算モデルに改良した。MK- 炉心モ デルについては,第32サイクル定格運転(1997年 12月)において得られた実測値を,MK- 炉心モ デルにおいては各制御棒価値の予測解析値を採用 した。

炉心燃料部の多チャンネル,多ノード化に対応した熱出力計算

旧モデルでは,原子炉の熱出力は核分裂による 出力と核分裂生成物(FP)による崩壊熱を考慮し, すべての熱は全炉心を1チャンネルに平均化した 炉心部分で発生すると仮定した。これに対し新モ デルでは,炉心部の熱流動計算モデルが多チャン ネル化されたことを受け,核分裂による出力を最 大15チャンネル及び軸方向17ノードに分割した線 出力分布で入力できるように改良した。

崩壊熱については、旧モデルと同様にFPによ る崩壊熱と潜熱を考慮している。ただし、新モデ ルでは、FP崩壊熱を計算式から求める方法のほ か、実機運転の記録計算に基づいて作成した出力 テーブルから求める方法を新たに付加し、どちら かをオプションにより選択できるようにした。

(2) 主中間熱交換器 (IHX) モデルの改良

交換熱量に応じた熱貫流率の補正

主中間熱交換器の熱貫流率は,交換熱量の増大 に伴い過大評価となる傾向にあることが実機デー タから明らかとなっていた。そのため,新モデル では実機データに基づいて,交換熱量に応じて熱 貫流率を補正するように改良した。

IHX内温度分布に基づいたバイパス無効流の 算定

旧モデルでは,IHX(A)において生じているバ イパス無効流(熱交換に寄与しなNIHX外胴~外 シュラウド間,もしくは外シュラウド~伝熱管バ ンドル間をバイパスする流れ)を一定流量(定格 流量の10%)としてエネルギーバランス式を解き, 1次側出口プレナム部温度を求めていた。バイパ ス無効流は、強制循環時においては圧損特性の関 係から伝熱部とバイパス部の流量配分比の比率と ほぼ同じに維持される。しかし,自然循環等の低 流量時にはIHX出入口両端部の差圧が僅かとなる ため、IHX内では自然循環ヘッドが卓越すること によりバイパス流量は減少,もしくは逆流状態と なる。したがって,旧モデルでは低流量時の伝熱 部流量を正しく評価することができない。この点 を是正するため、新モデルではポンプトリップ時 のバイパス無効流についてIHX内温度分布に基づ いて求めた自然循環ヘッドを考慮して算定するよ

う改良した。

ノード分割の追加

低流量時においては、IHX内部の温度分布の歪 みが著しくなる。特に2次系の流量が1次系に比 べて低い場合は、伝熱が1次側出口即ち2次側入 口部に集中するため、通常のノード分割では解析 上精度が保てなくなる。そのため、1次側出口、 2次側入口に対応するノード2個分について、そ れぞれ3ノード追加分割して解を求めるよう、計 算モデルを多ノード化した。

(3) 格納容器雰囲気調整系モデルの改良

空気雰囲気系と窒素雰囲気系モデルの連携 旧モデルでは,計算機容量の限界から空気雰囲 気系モデルと窒素雰囲気系モデルは,独立した個 別モデルとして取り扱っていた。しかしながら, 実機プラントでは窒素雰囲気系の通常排気は空気 雰囲気系を介して行われる。このため,空気雰囲 気系の排気ができなくなった場合,窒素雰囲気系に もその影響が生じる。よって,新モデルではこの点 を踏まえ,実機と同様に両モデルを連携させた。

熱交換器モデルの追加

旧計算機の容量不足の影響は,上述の床上空気 雰囲気系と床下窒素雰囲気系のモデル個別化とい う点だけでなく,遮蔽コンクリート冷却系の「窒 素ガス冷却器」と窒素雰囲気系の「回転プラグ冷 却器」の省略という形にも表われていた。この点 を踏まえ,新モデルでは両冷却器を新たにモデル 化して追加した。

実測データに基づいた初期値の修正

定格出力運転時における初期値について,旧格 納容器雰囲気調整系モデルにおける計算温度は実 機データとかなり差異を生じていた。新モデルで は上述のモデルの改良を行う一方,第32サイクル 定格100MW運転時の実測データを基に格納容器 雰囲気調整系モデルの初期値を修正し模擬精度の 向上を図った。

実測データによる床下温度上昇特性模擬

第21サイクル定格出力運転中の1990年10月14日 にフレオン冷凍機(B)がトリップした。約20分 後に予備機であるA号機による冷却運転を再開し たが,この間フレオン冷凍機トリップに伴う床下 温度の上昇が観測された。新モデルでは,この運 転データをモデルに反映しマルファンクション時 における床下温度挙動の模擬精度を向上した。 23 シミュレータのMK- 対応及び訓練の実施 前述のように1998年にMK- 炉心モデル(動特 性モデル及びロジックモデル)を整備し, MK-移行時にMK- 炉心モデルから切り換えることと した。

「常陽」は2000年6月にMK- 炉心の運転を終了 し,MK- 改造工事に移行した。シミュレータは 早期にMK- 運転に対応した訓練に移行するた め,実機に先行してMK- 改造で変更される1次 主循環ポンプ制御系等の模擬制御盤上のハードウ エアの改造を2000年中に実施し,2001年度から MK- 対応の基本的な運転訓練を開始した。また, 2001年度にはMK- に対応する詳細なハードウエ アの変更を実施し,2002年度からMK- 運転に向 けた本格的訓練を実施した。

更に,性能試験における主送風機起動特性確認 等試験班の事前確認等にも活用した。

今後は,総合機能試験及び性能試験の結果に基 づくプラント特性の調整等を実施し,より精度の 高いシミュレータとすべく改良を行う計画である。

3. 運転管理システム (JOYPET) の開発

「常陽」運転管理システム(JOYPET)は、「常 陽」におけるプラント管理の信頼性の向上と省力 化を図ると共に、「常陽」で蓄積されたプラント管 理技術の資料化と将来炉への反映を目的に開発し ている。

JOYPETは,主に保守作業等に伴うプラント状態の管理業務支援に用いることを目的とするものである。1988年度から段階的に開発を行うと共に,開発を完了した機能については順次運用に加え,1996年4月から当初に計画した機能の開発を終えて,正式に運用を開始した。

2002年度には,計算機の老朽化対応を契機として,MK- 運転に向けこれまでの運用経験に基づく 改善を反映し,システムの全面的な更新を行った。

その成果の一つとして,システムはサーバ計算 機上にデータベースを構築し,「常陽」の運転・保 守に関係する部署の個人用パソコンで所内LAN からのアクセスを可能として,業務の効率化を図 った。図3にシステム構成図を示す。

本システムは,3つの支援機能と補助機能で構 成されており,各支援機能は「常陽」のこれまで の作業管理方法を変更することなく支援できるよ うになっている。また,各支援機能間ではデータ



図3 運転管理支援システム(JOYPET)の構成図

所内 L A N

の共有化並びに必要な処理へリンクできるように なっている。

各支援機能の概要を次に述べる。

・データ蓄積

書類確認

運転管理支援シスラ (原一課サーバ)

文書管理支援機能

原子炉第一課(運管チーム)

本機能の一つの役割は,設備の点検・補修等の 作業を安全に行うために必要な「停止依頼書」の 作成である。このほか,プラント管理のための11 種類の帳票類の受付,作成,管理を一元的に行い, 作業管理を支援する。

操作禁止札取り付け管理支援機能

本機能は,操作禁止札の取り付け管理票の作 成,操作禁止札の発行,アイソレーション状態の 重複審査等の管理を支援する。

機器運転時間管理機能

本機能は、「常陽」に設置されている動的機器 (約80種類)の定例切替の予定から実績,運転履 歴・運転時間を管理し,各機器の運転データを蓄 積する。

開発した各支援機能の「常陽」への適用により, 運転・保守部門間の情報の一元化が図られ,本シ ステムの開発目的であるプラント管理の信頼性の 向上と大幅なマンパワーの省力化を図ることがで きた。

今後,本システムの機器属性データベースの拡 充を図りつつ、運用を継続していくことで「常陽」 のより高度な運転管理の支援が可能なる。

4.燃料取扱システムの高度化

MK- 計画では原子炉の稼働率向上のために, 燃料交換期間の短縮に取り組んだ。その方策とし て,従来,各機器が設置された現場に分散してい た燃料取扱の運転操作を遠隔自動化して集約する ことにより,必要な運転員の数を半減し,同一の

81

・書類作成・リスト閲覧等

-ザ(照射課、技術 課、放管等)

·作業受付、管理 ·修理依頼発行

中央制御室

人数で2交替勤務を可能として燃料交換期間の短 縮を図ることとした。

自動化のためには,手動運転となっていた機器 を遠隔操作化するのみならず,ナトリウム環境下 で作動する機器特有の課題であるナトリウムの蒸 着や付着による機器の作動への悪影響を取除き, 安定性・信頼性の向上を図る必要があった。

本項では,燃料取扱設備の自動化を達成するために,1991年以降計画的に実施してきたナトリウム蒸着・付着対策,自動化に向けた機械系改造,制御系改造,制御計算機システムの構築等^{4,55}の燃料取扱システムの高度化について述べる。

4.1 ナトリウム蒸着対策

ナトリウムを冷却材とする高速炉においては, ナトリウムベーパの蒸着が原子炉容器上部の可動 機器に影響を与えることが知られている。

「常陽」の原子炉容器上部においては,図4に示 すように回転プラグと原子炉容器の隙間に生じる 自然対流によってナトリウムベーパが上方の低温 部に蒸着する。この影響として回転プラグの回転 抵抗が増加する事象や,燃料交換機孔の遮蔽プラ グ下面やホールドダウン軸の周囲に蒸着して作動 抵抗が増加する事象が生じた。

これらの事象に対して,運転データと経験を整 理すると共に事象の究明を進め,以下の主要な対 策を実施して改善を図ってきた。

(1) 回転プラグナトリウム蒸着対策

「常陽」の原子炉容器ナトリウム液面上部に位置 する回転プラグでは,原子炉運転に伴いナトリウ ムベーパが図5に示す回転部の隙間に蒸着し,回 転抵抗の増大や基準位置に下降(ジャッキダウン) する際に所定の高さに到達しにくい現象が発生し



このため,当初は回転プラグの回転とジャッキ ダウンを繰り返し行い,自重によりナトリウムを 押し出す運転手法で対処してきた。しかし,これ には多大な時間を要し,また油圧ジャッキシリン ダの摩耗が増加する傾向を示した。

この課題を解決するため,運転データ等を整理 すると共に,ファイバスコープによる内部観察を 実施して,蒸着ナトリウムの挙動を調査した。そ の結果,回転プラグ固定側支持フランジの既設点 検孔内に蒸着ナトリウムの一部が侵入していた。 このことから,ナトリウムを回収して回転プラグ の回転時の抵抗となる蒸着ナトリウムに逃げ場を 与えることで上記現象の緩和を図った。

具体的には,図6に示すように点検孔内にナト リウムの収容空間が設けられたナトリウム回収筒 を設けた。その上で,回転プラグを回転して,押 し出されるナトリウムを回収するものである。



図5 回転プラグナトリウム蒸着部



図4 ナトリウム蒸着場所と発生事象



図6 ナトリウム回収筒の概要

83

この方法によるナトリウムの回収は,これまで に11回行い,その都度収容空間部をほぼ満たすナ トリウム(約80g/回)が除去できた。

この結果,回転プラグの回転抵抗の増加が抑制 された。更に基準レベルまでの下降対策として実施してきたジャッキダウン,ジャッキアップの繰 返し回数も従来の約1/3に低減することができ た。これらにより,燃料交換時間の短縮及び油圧 ジャッキの摩耗量の低減が図られた。

(2) 燃料交換機設備ナトリウム付着対策

燃料交換機は,原子炉容器上部の回転プラグ上 に据え付けられ,原子炉容器内の炉心燃料,制御 棒,反射体等の炉心構成要素(以下,この章では 炉心構成要素を総称する場合「燃料等」と略す) を交換する設備である。また,燃料交換機のグリ ッパ軸を挿入する燃料交換機孔には,ホールドダ ウン軸が据付けられている。ホールドダウン軸は, 燃料交換機による燃料等の引抜時に,周囲の燃料 等が浮き上がらないよう押える役目を果たすもの であり,上下に動作する。

旧燃料交換機による原子炉容器内燃料取扱いに おいては,原子炉運転によってナトリウムペーパ が燃料交換機孔とホールドダウン軸の間隙部に蒸 着し,ホールドダウン軸の摺動抵抗が増加して動 作不良を生じる場合があった。また,燃料交換機 グリッパ軸をシールする軸封装置では,ナトリウ ム中に浸漬したグリッパ軸の表面に付着するナト リウムを拭取るパッキンに,ナトリウムが固着す る等の事象が頻発し頻繁な保守が必要であった。 これらの課題を解決するため,MK- 計画に合わ せて燃料交換機を更新した。

既設ホールドダウン機構は,原子炉運転中も炉 心上部に常設することから,ナトリウムの蒸着が 避けられない。そこで,新型燃料交換機には,グ リッパ昇降部とホールドダウン機構を一体とする 構造とし,原子炉運転時には燃料交換機と共に取 外すことによりナトリウムの蒸着を防止した。

また,軸封装置を三重円筒構造の伸縮式とし, ナトリウムの付着部がグリッパ軸昇降時において もシール部に接触しない構造とした。この結果, 軸封部へのナトリウム固着によるグリッパ昇降動 作不良の問題が解消され,燃料交換作業の円滑化 が図れた。また,ナトリウムの付着量で軸封装置 の部品交換頻度が決められていたが,磨耗による 交換だけとなり,保守性が大幅に改善された。 図7に新型燃料交換機の構造概要を示す。

4.2 燃料取扱設備の機械系改造

燃料取扱設備全般の集中制御による遠隔自動化 を図るため,機器の更新,電動化を1993年度から 段階的に実施し,2002年度に完成した。 (1)燃料交換機の更新

MK- 炉心は,中性子束の平坦化を図った2領 域炉心である。そのため,燃料交換機に対して内 側・外側炉心燃料の判別機能が必要となった。ま た,稼働率向上のために,定期検査期間を短縮す る必要があった。

具体的には2領域炉心に対応した燃料誤装荷防 止機能及び長期の原子炉上部作業となる制御棒下 部案内管(以下,「LGT」と略す)の交換機能を新 型燃料交換機に付加することとした。

写真1に新型燃料交換機を示す。

1) 誤装荷防止機能の追加

2 領域炉心(内側,外側炉心燃料領域)の誤装 荷防止対策を目的として,内側炉心燃料のハンド リングヘッド内に突起を設け,これを燃料交換機 グリッパのセンシング機能により判別する機構を 設けた。

2) LGT 取扱機能の追加

LGTは原子炉の炉心内で制御棒を収容する案内 管であり、炉心構造物への固定はLGTを回転させ て、下部にあるピンを炉心構造物の連結管の横溝



84



写真1 新型燃料交換機

に固定する構造である。従来,LGTの取付け・取 外しは専用の取扱キャスクと燃料交換機を交互に 使用して行うため,回転プラグ上の機器の据付に 時間を費やし,定期点検期間の増加要因となって いた。そこで,定期点検期間の短縮を目的とし て,図8に示すようにLGT用アダプタを用いて燃 料交換機でのLGTの取付け・取外しを行えるよう にした。

(2) 装填燃料移送機の更新

装填燃料移送機は,原子炉付属建家1階の新燃料検査貯蔵室に設置されており,収納管に貯蔵された新燃料等を地下台車へ装荷する設備である。 従来の装填燃料移送機の基本構造は,グリッパを 装着したホイストクレーンであった。そのため, 2~3名の作業員が現場で直接運転操作を行っていた。

この装填燃料移送機を自動化するため,走行・ 横行台車,グリッパ昇降装置,取扱対象物を把持 するためのグリッパ等,既設天井レールを除きす べて更新した。

更新に際して,自動運転のため必要となる走行,横行位置情報についてはレーザ式光スケール を採用した。また,走行レールについては,左右 の歪み,片側車輪での滑り等があっても正確に位 置決めできるよう,走行台車位置と横行台車の位 置から移送機の座標を補正した。

また,燃料等を炉心に装荷した場合の方位角は あらかじめ正確に設定する必要がある。このため, 新燃料等を新燃料移送台車へ装荷する際に,支持 装置でグリッパをガイドすることとした。この支 持装置には,新燃料等の角度原点を検出するため のレーザ式スリット検出器及び装荷状況,新燃料 等の番号確認,装荷角度確認を行うITVカメラが 設置された。



図8 燃料交換機によるLGT 取扱

図9に構造図を,写真2に新燃料等装荷中の状 況を示す。

(3) 燃料取扱用キャスクカーの改造

燃料取扱用キャスクカーは,新燃料等を新燃料 貯蔵設備からトランスファロータへ,使用済燃料



写真2 新燃料装荷中の状況

をトランスファロータから燃料洗浄設備または照 射後燃料試験施設へ払い出す設備である。約43m のレールを走行する台車上には,燃料等を取り扱 う機器が搭載されている。

従来の燃料取扱用キャスクカーの運転操作は, 運転操作員2名が台車上の操作盤で行っていた。 また,信号ケーブル,ガス系コネクタ等の多くは, 手動のハンドル操作が必要となっていた。

これらの操作をキャスクカー運転の自動化に対応させるため,信号ケーブルはカーテン式ケーブリングを採用した。また,ガス系コネクタには, 気密維持機構や芯ズレを吸収する機構及び電動駆動機構を具備した特別な大口径クイックコネクタを開発して設置し,遠隔操作を可能とした。 (4) 燃料缶詰装置の自動化

燃料缶詰装置は,使用済燃料を缶詰缶に装荷 後,注水・密封する装置である。運転員は,遮蔽 セル窓の外から装置を目視しながら,手動ハンド ルにより缶詰缶の蓋を止めている6本のボルトの 取外し,取付を行っていた。また,缶内水の水位 をセル外からテレスコープで監視しながら注水用 の手動弁を開閉して水位調整していた。これらは, 熟練を要する操作であった。

これらの熟練性の排除,運転時間の短縮と自動 化を図るために,図10に示すようにハンドル駆動 装置は,高精度の位置決め制御と駆動トルク制御 をACサーボモータにより行う電動機構とした。 また,注水操作については,セル内の缶詰装置の 駆動部に缶内水位測定用の超音波水位計を設置し て,注水用電磁弁の開閉制御を自動化し,遠隔で



の水位調整を可能とした。

4.3 燃料取扱設備の制御系改造

交替勤務を導入するため,制御計算機と連携した高度な遠隔自動運転機能を設け,運転員数を従 来の半分以下に削減することとした。

このため現場側の機器等では,位置検出器(エ ンコーダ等)の追加,現場監視用ITV等の追加, 現場制御盤の更新とプログラマブルコントローラ (以下,「PLC」と略す)の導入により,遠隔運転 を可能とした。また,遠隔自動運転を制御するた め,燃料取扱設備主制御監視計算機システム(以 下,「主制御監視システム」と略す)と,燃料交換 作業工程の計画立案と工程管理を自動化する,燃 料交換計画管理システム(以下,「計画管理システ ム」と略す)を設置した。図11にシステム構成を 示す。

これにより1直6名の運転員(責任者1名,操 作員4名,現場巡視員1名)で,現場作業(クレー ン操作等)を除く遠隔自動運転を可能とした。 (1)燃料取扱設備制御計算機の新設

遠隔自動運転を実現するため,燃料取扱設備中央 操作室に,以下に示す主制御監視盤5面,制御計算 機6台からなる制御計算機システムを新設した。

- 1)主制御監視盤は、写真3に示すように液晶デ ィスプレイとITVモニタ各5台を設け、ディス プレイ上のグラフィック画面により各設備の運 転状態を集約監視でき、約200の小工程に分割 した自動運転を画面上のボタン操作により行う ことができる。
- 2)制御計算機は,主制御監視盤の自動運転機能 を持つ。現場制御盤とは産業制御用LAN にて 接続され,自動運転制御情報,監視情報をリア ルタイムに送受信している。さらに,(3)で述 べる計画管理システムから送信される燃料交換 工程にしたがって全自動運転を行うことができ る。
- 3)原子炉容器内の燃料等の誤装荷防止対策とし て,制御計算機に所在管理機能と誤装荷防止機



写真3 燃料取扱設備主制御監視盤



図11 燃料取扱設備制御系システム構成図

サイクル機構技報 No.21別冊 2003.12

能を設けた。

- 4)自動運転を行う操作場所として,作業時間に 制限がない放射線管理区域外に燃料取扱設備中 央操作室を整備し,主制御監視盤や計算機を設 置した。
- 5) ITV信号処理盤は,現場操作盤に表示してい る機器の位置決めターゲット画像等のすべての ITV映像を取り込み,主制御監視盤のモニタに 表示する機能とした。更に,燃料取扱設備周辺 の現場状況を監視するためにITVを追加した。
- 6)燃料取扱用キャスクカーでは、作業員、障害物との接触を避けるため、異物感知センサを取り付けると共に、キャスクカー走行エリアの入域扉には電気鍵を取り付けて、関係者以外の入室規制を実施した。更に、主要な機器には集音器を設置し、燃料取扱設備中央操作室における機器のモニタ機能を充実させた。
- (2)現場制御盤の更新・改造 設備毎に現場に分散配置された操作盤,補助 盤,電源盤等について,以下の更新・改造を行った。
- 1)自動化運転に係る設備の現場制御盤は,制御 計算機と連携する自動運転機能を持たせたPLC を収納するために全数更新した。この際,現場 の盤配置スペースは増やせないため,従来ハー ドリレーのみで構成していた制御回路を,PLC で構成して構成部品を削減した。
- 2) PLC 故障時の対策として,機器保護や燃料等 の過熱防止に関わる重要な制御回路について は、従来通りのハードリレー構成とした。更に, 原子炉上部機器となる燃料交換機・出入機の PLC については二重化した。
- 3)自動化運転に係る設備の現場操作盤には、保 守時及び異常時の操作性改善を目的として、当 該盤から自動運転と同等の操作ができる半自動 運転機能を追加した。本操作には、原則的にタ ッチパネルを採用して操作スイッチの画面割付 スペースを確保し、機能の追加・変更を容易に した。
- (3) 燃料交換計画管理システムの開発

燃料取扱設備の自動運転を制御するための主制 御監視システムに対し,計画管理システムは制御 計算機の上流に位置する燃料交換作業工程の計画 立案と工程管理を自動化するものである。この計 画管理システムと主制御監視システムを連携して 機能させることによって,燃料交換業務の計画立 案から実行管理,実績管理まで,広範囲にわたる 作業について合理化,効率化を図った。

1)システムの構成

計画管理システムは,図12のシステム構成概要 に示す3種類の計算機で構成した。

燃料交換作業での作業工程の計画立案及び計 画変更を行うための「工程計画計算機」

工程計画計算機から作業工程を受信し,制御 計算機へ作業工程の指示の送信及び作業実績の 受信を行い燃料交換作業の実施及び工程管理を 行う「工程管理計算機」

燃料等が施設内で移動した履歴情報を蓄積 し,燃料所在管理を行う際に利用する「移動履 歴データペースサーバ計算機」

2)システムの機能

移動履歴管理サブシステム

「常陽」施設内で燃料等が,いつ,どのような経路で移動したかの履歴情報を管理するサブシステムである。管理対象物の移動経路上の中継及び貯蔵位置は14箇所あり,そのアドレスは合計で2,560点になる。本サブシステムの主な機能は,以下のとおりである。

- ・「移動履歴登録機能」:移動履歴情報をデータ ベースに登録・修正・削除を行う。
- ・「所在情報作成機能」:貯蔵設備の貯蔵アドレス ごとに過去の任意の時点での管理対象物の貯蔵 状況(以下,「所在情報」と呼ぶ)を移動履歴情 報から作成し確認する。
- ・「移動実績取込機能」:燃料取扱機器の運転実績 情報をもとに,管理対象物の移動履歴を抽出し, データベースへ自動登録する。



図12 燃料交換計画管理システムの構成概要

燃料交換の作業工程を立案するサプシステムで ある。本サプシテムは、1985年から1987年にかけ て知識工学の技術を用いて構築した「常陽」燃料 交換計画作成システムの機能を見直して、最新の ハードウェア及びソフトウェア技術を用いて一新 したものである。これにより1ヶ月以上の作業工 程でも数分間で作成することができる。図13に取 替手順作成画面例を示す。

上記によって作成された取替手順に従って,実際に燃料等を原子炉容器内外へ移送するために, どの燃料取扱機器を使用していつからいつまで, どのような作業が必要になるかを洗い出し,実行 可能な作業工程を作成する機能がある。

作成した作業工程は,全体工程表,詳細工程表, 燃料取替手順書,燃料移動管理表の4種類の業務 帳票として,画面及び帳票に出力することができ る。図14に詳細工程表の画面出力例を示す。

工程管理サブシステム

前項の作業工程に基づいて,10種類の燃料取扱 機器を制御する6台の計算機に対してネットワー ク経由で燃料交換作業を進行させ,実績の把握及 び進捗管理を行うサプシステムである。

燃料取扱機器の全自動運転全体を制御する機能 では、図15に示す工程管理機能の画面に当日実施 する自動運転工程を一覧表示する。さらに、自動 運転工程ごとに工程名称、燃料取扱機器名称、運 転開始・終了予定日時、運転開始・終了実績日時、 運転状況を表示する。

この工程管理画面から実行指示を行うと制御計 算機と相互通信状態となり,工程を進める条件が 整っていることを確認した上で,対応する制御計 算機に対して自動運転工程を送信する。

制御計算機は,受信した自動運転工程をもとに 燃料取扱機器の運転を行い,実績情報を返信す る。この返信情報から運転工程の状況を更新して 次の自動工程を送信する動作を繰り返す。

また,工程管理画面上では,運転状況に応じて 自動運転工程を色分け表示し,容易に状況判断が できるよう工夫している。なお,運転状況に応じ てあらかじめ許容された範囲内では,運転員から の指示で運転順序を変更する機能を設け,柔軟な



図13 取替手順作成画面例



図14 詳細工程表(画面出力例)

-				作業工程				
Na	自動対象	工程名称	設備名称	開始予定日時	終了予定日時	開始日時	終了日時	作棄抗況
_		王モート(切)ー・川戸外移動画)		01/10/08 06:05	01/10/08 08 36	01/10/09 09:35	01/10/09/06:40	HE T
2		1里転用り1世5日	D/D	01/10/09 08:35	01/10/08 16:25			宋仟基州
3	0		R/P	01/10/08 0838	01/10/09 15:38	01/10/08 08:42		-17-4-BT
4		LI CHANGE BITLE CON	EATRA.	147 10/00 CI628	Di techne carao	012103/00 08443	BAILS IN MANAGEMENT	A REAL PROPERTY.
8		B/P)会表现管理2分		01/10/09 09/78	01/10/09 09:08	CALCULATION OF THE OWNER		圣作津市
7	0	予約スリープトータON	FHM	01/10/08 0836	01/10/09 10:36	01/10/08 08:41		星堂祥生
R	~	出入室内筒取付	e e nor	01/10/08 08:08	01/10/09 09:36	01710700 00.11		Security CT
9	0	ジャッキアップ	R/P	01/10/08 18:25	01/10/09 16:55			
10	0	乳ブラグ引抜(R-16→R-32)	EXTRA	01/10/08 1655	01/10/08 1825			
11		出入军内简取外		01/10/09 1825	01/10/09 1855			
12	0	出入機駆動部と一名OFF	EXTRA	01/10/00 1855	01/10/09 1856			
13	0	出入機コフィンセータOFF	EXTRA	01/10/09 1955	01/10/08 1856			
14		主モ+*1(炉外移送→炉内移送)		01/10/09 1856	01/10/09 18:57			
15		交換機取付		01/10/08 1857	01/10/09 19:27			
16	0	交換機械機械パージ	FHM	01/10/08 19:27	01/10/09 19:31			
17	0	交接機DV開	FHM	01/10/09 19:27	01/10/09 19:28			
18	0	交換機グリッパ準備	FHM	01/10/08 2030	D1/10/08 20:50			
19	0	交換機グリッパ上昇(交換時上限)	FHM	01/10/08 2050	D1/10/09 2055			
20	0	ジャッキダウン対策	R/P	01/10/09 2055	01/10/08 21:55			
21	0	交換機グリッパ子熱	FHM	01/10/08 21 55	D1/10/09 22:01			
_								
_								
_								
_								

図15 工程管理画面

4.4 MK- 性能試験用炉心構成実績

本章で述べてきた燃料取扱設備の高度化を踏ま えて,MK- 性能試験用炉心構成のための燃料交 換作業を,2002年6月17日から2002年8月9日 (燃料交換(1))と,燃料取扱設備の中間点検をは さんで,2002年11月15日から2003年1月24日まで (燃料交換(2))の2期に分けて実施した。

この間の集合体の装荷実績は、炉心燃料55体、 反射体18体、遮蔽集合体96体、材料照射用反射体 4体の計173体である。これにより 継続して使用 する140体と合わせて313体のMK- 性能試験用の 炉心が完成した。

今回のMK- 性能試験用の炉心構成作業は、これまで実施してきた燃料取扱設備の高度化の実証の場であった。これを同じく2交替勤務体制で実施した,1982年のMK- 炉心構成作業と比較した。 図16に示すとおり、燃料交換1パッチの所要期間を7日から6日に短縮し、1日あたりの所要人工数も28名から13名に削減した。また、燃料等の1体当たりの交換に要する人工数はMK- 炉心構成 作業の42%まで低減できた。

5.おわりに

MK- 用に改造したフルスコープ運転訓練用シ ミュレータを用いた運転マニュアルの見直し,検 証を行うと共に,運転操作訓練を実施した。この マニュアルに基づく総合機能試験,さらには性能 試験の運転操作が確実に実施され安全な試験遂行 に貢献した。

運転管理システム (JOYPET)は, MK-の運 転開始に向け2003年4月にシステムの運用を開始 し,プラント管理業務の信頼性向上,効率化に寄 与している。

燃料取扱設備は,MK- 性能試験用炉心の構成 及び本格的な照射試験運転に向けて当該設備を自 動化すると共に,ナトリウムの蒸着や付着による 機器の作動阻害を改善した。この結果,安定性・ 信頼性の向上が図られ,MK- 性能試験炉心構成 は当初の予定通りに実施された。

参考文献

- 1)実験炉部:"特集「常陽」20周年,.高速炉の運転管 理及び保守技術の開発",動燃技報No.104,(1997)
- 2) 道野昌信,他:"「常陽」運転管理システム(JOYPET) の開発",動燃技報No.93,(1995)
- 3) 沢田 誠,他:"「常陽」シミュレータによる運転教 育訓練とその高度化",動燃技報No.97,(1996)
- 4)林 裕至,他:"高速炉関連技術,「常陽」燃料取扱 設備の自動化","「常陽」新型燃料交換機の開発", 富士時報 ∨ol.76 No.6 (2003)
- 5)伊東秀明,鈴木寿章,他:"高速実験炉「常陽」燃料 取扱設備の自動化","高速実験炉「常陽」における 装填燃料移送機の更新","高速実験炉「常陽」燃料交 換計画管理システムの開発",FAPIG,No.163(2003-3)

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目	8日目
	S/F_2	4	2	S/F 4	3	炉内	燃料移送	
МК-∏移行	N/F 1	4	2	N/F 4	4 3	<u></u> 來換機準備	ク・リッハ	洗净
(15体/バッチ)			グリッパ洗浄 □ D/P交 □	換	<u>ク*リッ</u>	<u>₩[°]洗浄</u> 		交換機片付 □ D/P交換 □
	S/F_3	4	4	3		炉内燃料移送		
мк-Ⅲ移行	N/F 2	4	4	4				
(14体/バッチ)					D/P交換	交	換機片付	
					交換機準備		D/P交換	
	MK-Ⅱ移	行│MK-Ⅲ移	行 比率		主要	要な効率向上	要因	
作業効率	0.52日/1	体 0.48日/1	本 92%	燃料交換機 燃料交換機	内の不活性雰 用案内管不使	囲気化による 用による出入	同グリッパ洗 機グリッパ洗	E浄の省略 E浄の省略
人工効率	14.58人/	/体 6.12人/	/体 42%	機器の遠隔	彙作化及び制	御系の自動化	、運転員の習	冒熟度向上

図16 燃料交換作業効率の比較

技術報告

資料番号:21別冊-5-1



Results of JOYO MK-III Function Tests

Hideaki ITOH Hiroaki NORITSUGI Manabu YAMAZAKI

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

「常陽」MK-III炉心では、炉内の高速中性子束を従来の1.3倍に増加させるため、燃料領域の拡大、制御棒の移 設及び遮蔽体の装荷等の炉心改造を実施した。これに伴い、原子炉熱出力が140MWに増加したことに対応して、 1次冷却材流量を増加させるとともに、原子炉入口温度を低下させ、さらに、主中間熱交換器2基、主冷却機4 基を交換した。

これらの改造が終了した2001年8月末から2003年3月までに,改造した各系統の設備や機器を組み合わせた 状態で総合機能試験を実施し,プラントとしての機能及び性能(空気冷却器の風量,主中間熱交換器の予熱性能, ナトリウムの純度,1次・2次冷却系の運転特性,炉内流量分布など)が設計条件を満足していることを確認した。

The fast neutron fluence is 1.3 times larger in the "JOYO" MK-III core than in the MK-II core. To achieve this, the fuel region was expanded, two of six control rods were shifted, and reflector subassemblies were replaced by shielding subassemblies in the outer two rows. To accommodate the resulting 40% power increase, the sodium coolant flow rate in the primary system was increased, and the two intermediate heat exchangers and four dump heat exchangers were replaced.

MK-III function tests were successfully conducted from August 2001 to March 2003 and the performance of the primary and secondary cooling system; flow rate of the dump heat exchangers, preheating of the intermediate heat exchangers, sodium purity, operability of cooling loops, core flow distribution, etc. was confirmed to be satisfied with the design criteria.

キーワード

ナトリウム冷却型高速炉,「常陽」, MK-Ⅲ計画, 機能試験, 主冷却機, 中間熱交換器, 炉内流量分布, ナトリウムの純化

Sodium-Cooled Fast Reactor, JOYO, MK-III Program, Function Test, dump heat exchanger, intermediate heat exchanger, core flow distribution, sodium purification



1.はじめに

「常陽」MK- 炉心では,炉内の高速中性子束を 従来の13倍に増加させるため,燃料領域の拡大, 制御棒の移設及び遮蔽体の装荷等の炉心改造を実施した。これに伴い,原子炉熱出力が140 MWに 増加したことに対応して,1次冷却材流量を増加 させるとともに,原子炉入口温度を低下させ,さ らに,主中間熱交換器2基,主冷却機4基を交換 した。

これらの改造工事が終了した2001年8月末から 2003年3月までに,改造した各系統の設備や機器 を組み合わせた状態で総合機能試験を実施し,プ ラントとしての機能を確認した。

2.総合機能試験の概要¹⁾

総合機能試験は,MK- 改造工事において,更 新あるいは改造された各系統の設備や機器の据 付・調整後,プラントを構成する設備,機器とし ての機能及び性能が設計条件を満足していること を確認するために行った。これにより,原子炉を 運転した状態で行うMK- 性能試験に移行できる 条件が整っていることを見きわめた。

試験の実績工程を図1に示す。試験は,大きく 5つの段階に分けられ,各々の段階で以下に示す 諸機能及び性能を確認した。 常温での試験(系統温度:常温)

原子炉容器内を除く冷却系統に冷却材ナトリウム(以下,Naと略す)がない常温状態で,主送風機4基を起動し,主冷却器出口の風速分布を熱線風速計で測定して4基で140MWの除熱に必要な風量が確保できていることを,また,所定の制御動作ができることを確認した。

昇温試験(系統温度:常温~200)

Naの充てんに先立ち,予熱状態における系統の 気密性,熱変位及び更新した主中間熱交換器と主 冷却器の昇温特性等を確認し,Naの充てんに支 障のないことを確認した。

Na 純度測定試験(系統温度:200~250)

冷却系改造工事後初めてNaを冷却系に充てんし,工事中に系統内に混入した不純物(主に酸素) をNa純化系のコールドトラップにより捕獲し Na 純度を基準値以下にできることを確認した。

Na充てん状態での試験「MK- 炉心構成前」 (系統温度:200~250)

冷却系統へNaを充てんした状態で,改造ある いは更新した機器の所期の機能及び性能を,1次 主冷却系統は定格流量の約80%まで,2次主冷却 系統は定格流量で確認した。

Na 充てん状態での試験「MK- 炉心構成後」 (系統温度:200~250)

2001	8月		9	月			10)月			2002	2年4月	
	【系統温	度】	常温	系統昇減	200°C	_		ポンプ	250°C	200 ℃	250%		
冷却糸 状態	【1次系N	la流量】		ドレン	売てん	ドレン	充てん マ	起動 2	52m ³ /h	^充 ドレン	せん 起動	2	52m ³ /h
0.000	【2次系N	a流量】		ドレン	充てん ▼	チレン・チ	てん 市 ▼ 1 ^直	ンプ 動		デレン	v	A 系100% B 系 0%	
「その1」 試験項目 概要		送風機 試験	│ 主冷却暑 風量測5 試験 │ \\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\	系統 計算 算 二 二 二 二 二 二 二	、IHX 記試験 Na純度	測定記	t験	1次、23 冷却系 機能試験 ^{売てん状態}			2次冷却系机 起到 能試動	観史	燃設 機 機 試 験
ţ	然料交	換作	業		2003	1月		2	月			3月	1
(мк-	- 亚性能	試験炉心	〉構成)		冷却系		200°C	250°C	3 3 1920		75%	100%	
2002年6	6月	2002	年11月		状態	252	m ³ /h D%	بىللىر	սե	ш			
~ 2002	年8月	~ 20	03年1	月						U			
(85体3	交換)	(88	8体交換	L)	「その2」 試験項目 概要	补 去 忆	期冷 和系特 生試験	1次主循 速度制	環ポンプ 御試験	保護 作動 試験 等	炉心内 流量分 測定	9 布	
							I	」 Ia充てん状態	 試験(MK-)	II炉心構成	χ)		

図1 MK- 総合機能試験概略工程

MK- 炉心構成後,炉心圧損を含むすべての MK- のプラント条件が揃った状態で,1次冷却 系統の機能及び性能を確認したほか,インターロ ック動作などの総合的なプラント機能及び炉内の 流量配分を確認した。

3.主な試験の内容と結果

本章では,総合機能試験のうち,冷却系改造工 事に伴い更新した主中間熱交換器の昇温特性試験 及び冷却系改造工事によって1次,2次冷却系統 内に混入した不純物の除去を目的とした1次,2 次系Na純度測定試験の結果と,1次及び2次主 冷却系統の運転特性に係る試験の内容と結果を紹 介する。

3.1 主中間熱交換器昇温特性試験

1次冷却系統の主配管及び主要機器(原子炉容器,主中間熱交換器,主循環ポンプ等)は,Na漏 えい防止の観点から内管と外管または内容器と外 容器からなる二重構造を採用しているため,1次 冷却系統の主配管及び主要機器の予熱には,二重 構造のアニュラス部に加熱した窒素ガスを循環さ せる予熱窒素ガス循環方式を採用している。

予熱窒素ガス循環方式では,昇温対象物の外部 から熱を伝えるため,中間熱交換器等の機器類は 内部まで均一の温度になるには保持時間が必要で ある。「常陽」MK-,MK-で使用した主中間熱 交換器には,内容器の表面温度計のみで,内部温 度を直接確認する温度計がなかったため,コール ド施設の大型機器の昇温試験データを基にした昇 温特性から,加熱窒素ガスの通気開始から14日間 の通気状態保持をもって昇温完了と判断していた。

そこで,昇温工程短縮を目的として,更新した 主中間熱交換器では新たに中心部に位置する2次 冷却系Naのドレン配管の3ヵ所に温度検出器を 設置し,これにより主中間熱交換器の昇温時にお ける内部温度の推移を確認できるようにした。

1次冷却系統の昇温操作は、予熱窒素ガス系統 の出入口弁を開として、加熱した窒素ガスを通気 して系統を常温から200 まで昇温するものであ る。加熱窒素ガス通気操作によるMK-までの主 中間熱交換器の昇温率は約20 /hであったが、今 回は更新した主中間熱交換器の最初の昇温操作で あるため、昇温率は従来の1/2の10 /hを目標と した。

図2に主中間熱交換器昇温率特性を示す。加熱 窒素ガスの通気開始と共に,主中間熱交換器の壁 面温度が応答良く上昇を始め,内部温度は遅れて 上昇したものの,通気を開始してから約5日で内 部温度の上昇は飽和し,壁面との温度差も10以



図 2 主中間熱交換器予熱試験結果

内で安定した。

この結果から,主中間熱交換器の昇温時に内外 温度差により生じる応力及びNa充てん時に生じ る熱過渡応力を抑制することにより構造健全性を 担保した上で,昇温工程の短縮化を図ることが可 能となった。すなわち,定期検査時の1次冷却系 統の予熱開始から,Naを充てんするまでの昇温期 間を従来の2週間から5日間に短縮できることが 確認できた。

32 1次, 2次系Na 純度測定試験

Naによるステンレス鋼の腐食は,Na中の不純物濃度,特に酸素濃度を低く保つことにより抑制することができる。「常陽」では,燃料被覆管及び1次冷却系の配管・機器にステンレス鋼が使用されているため,Na中の酸素濃度の維持基準値を酸素濃度10ppmに相当するプラギング温度200以下としている。

1次系Na純度測定試験は、主中間熱交換器の更新に伴い、系統内に混入した不純物(主に空気中の酸素)をNa純化系統に設置しているコールドトラップにより捕獲し、Naの純度を維持基準値以下にできることを確認するために実施するものである。

ここで, コールドトラップは, Na中の不純物 (主に酸化物)の溶解度が温度低下と共に減少する ことを利用して, Naを冷却することによりコー ルドトラップ内のステンレス鋼製の金網に不純物 を析出させて捕獲し,取り除く装置である。プラ ギング計は, コールドトラップの原理と同様に, 不純物の析出によるオリフィス部の流量の低下を 検出し,その時の温度(プラギング温度)を測定 する装置である。

純化運転期間中の工程とNa純度データを図3 に示すが,Naの純度を十分維持基準値以下,更に は目標値であるプラギング温度150 以下にでき ることを確認した。

この中で、「常陽」の1次冷却系統には、Naを 保有するタンクが3基(ダンプタンクA/B,オー パフロータンク)あり、冷却系改造工事中に不純 物が混入したNaを効率良く純化するため、まず、 各タンクの純化と1次冷却系統への充てん・ドレ ンによる機器及び配管表面に付着した不純物のフ ラッシングを組み合わせてNaの純化運転を実施 した。



次に,1次主循環ポンプは不純物の析出が懸念 されたことから,主循環ポンプ停止状態で主循環 ポンプ出口側のドレン弁よりNaをオーバフロー タンクにドレンし,オーバフロータンクから原子 炉容器にNaを汲み上げることにより1次主冷却 系Naを循環させるドレン循環操作を行いながら 1次冷却系統の純化運転を行った。その後,1次 主循環ポンプの運転によるNaの強制循環にて冷 却系統内のフラッシングを実施した。

各純化運転過程において, コールドトラップ温 度を調整することによりプラギング温度は低下し ており,また,1次主循環ポンプの起動によるプ ラギング温度の上昇傾向はみられなかったことか ら,Naの充てん・ドレン及びドレン循環によって 十分な系統のフラッシングが行われたものと考え られる。

2次冷却系の配管・機器の材料はクロモリ鋼(2 1/4Cr-1Mo鋼)であり,Na中の酸素濃度の維持基 準値を酸素濃度20ppmに相当するプラギング温 度225 以下としており、1次系と同様の考え方, 方法で2次系Na純度測定試験を実施した。純化 運転期間中の工程とNa純度データを図3に示す が、1次系と同様にNaの純度を十分維持基準値 以下,更には目標値であるプラギング温度150 以下にできることを確認した。

また,プラギング温度データから推定した純化 運転期間中にコールドトラップが捕獲した不純物 酸素量は1次冷却系で約0 Akg,2次冷却系で約 1.1kgと少量であった。

33 2次主冷却系統運転特性試験

MK- 改造工事では,冷却系流量を増加するため,2次主循環ポンプ速度制御系,2次主循環ポ

ンプモータの更新を実施しており,本試験では, これらの運転特性を確認した。

まず,2次主循環ポンプ速度制御装置の制御性 を確認するため,最低回転数から段階的に昇速し て,定格流量が得られる運転点を確認した。2次 主循環ポンプのQH特性を図4に示すが,更新し た主中間熱交換器及び主冷却器を含めた2次主冷 却系の圧力損失が設計値の範囲内であることを確 認した。

次に,2次主循環ポンプを定格流量運転からト リップさせた後のフリーフローコーストダウン時 の流量半減時間を測定し,Aループ:656秒,B ループ:6.18秒と,設置変更許可申請書の事故解 析条件4.3秒以上を満足する結果を得た。これら は,MK-改造工事前(MK-の総合機能試験結 果,Aループ:5.3秒,Bループ:5.4秒)と比較 し約1秒長くなっており,ポンプモータの重量が 増えたことによる慣性モーメントの増加等が流量 半減時間の増加に寄与したものである。

3.4 1次主冷却系統運転特性試験

1次主循環ポンプは,原子炉スクラム時(外部 電源喪失及び1次主循環ポンプ故障の場合を除 く)に,約10秒の時定数で慣性降下して原子炉停 止後の崩壊熱除去に必要な流量で一定に制御され るランバック制御に移行する。また,ポンプ駆動 電源喪失時には,非常用直流電源で運転できるポ ニーモータ運転に引継がれる。

MK- 改造工事では,冷却系流量の増加と原子 炉スクラム時の熱過渡緩和を目的としたランパッ ク制御の追加のため,1次主循環ポンプ速度制御 系,1次主循環ポンプモータ及び主中間熱交換器 の更新を実施しており,本試験では,これらの運 転特性を確認した。

まず,更新された1次主循環ポンプモータ及び 速度制御設備によって定格流量(1538m³/h)が 得られること、最低流量から定格流量までの昇速, 定格流量から最低流量までの降速時に安定した制 御性が得られること,原子炉スクラム時及びポン プ駆動電源喪失時にそれぞれランバック運転,ポ ニーモータ運転に引継がれることを確認した。同 時に,系統の圧力損失,炉容器,1次主循環ポン プ,オーバフローカラムのNa液面を測定し,配 管の圧力損失より推定した各更新設備の圧力損失 値を求め,設計値との比較を行った。1次主循環 ポンプのQ-H特性を図5に示すが,系統圧力損失 は各流量段階で 1次主循環ポンプの運転制限値内 にあることを確認した。各部液面に関しては,定 格流量(1538m³/h)運転で, 炉容器 Na 液面, 1 次主循環ポンプNa液面,オーバフローカラムNa 液面とも設計の範囲内であった。

本試験では、系統温度が約250 であったこと及 び燃料集合体数75体の性能試験用炉心であり同 85体のMK- 標準炉心より炉心部の圧力損失が 高いことから,1次主冷却系で定格流量を得ら れるポンプ回転数がA側で設計上の最高回転数 (930 rpm)に近いものであった。MK- 運転時の 炉心部の圧力損失は、炉心領域の拡大により本試 験より低くなっていくこと及び低温側の系統温度 も350 となることから、流量一定制御で運転さ れるポンプ回転数はこれよりも低くなる。すなわ ち,性能試験以降の本格的な原子炉運転時には余 裕のある運転となる。

次に,1次主循環ポンプを定格流量運転からト リップさせた後のフリーフローコーストダウン時 の時定数(1/eまでの時間)を測定し,Aループ:



11.6秒, Bループ: 11.7秒と, 設置変更許可申請 書の事故解析条件10秒以上を満足する結果を得 た。今後の原子炉出力運転時には炉心部圧力損失 が低下し,また,冷却材温度の上昇によりポンプ 回転数が本試験条件よりも低下するため時定数は さらに長くなると考えられる。

35 炉心内流量分布測定試験

MK- 性能試験炉心体系における炉心内の冷却 材流量が適切に配分されて,各集合体の必要流量 が確保されていることを確認することを目的とし て実施した。

試験は,流量検出ポールを燃料交換機孔より炉 内に挿入し,回転プラグを操作して被測定集合体 位置に移動させ,集合体頂部に着座させて各集合 体を通過する冷却材の流量を測定した(図6)。こ の試験の開始時には流量計を炉心燃料集合体位置 に固定し1次主冷却系流量0~94%の範囲で連続 的に測定して電磁流量計出力に直線性があるこ と,測定結果に再現性があることを確認した。

流量分布測定は1次主冷却系流量75%にて実施 し,測定結果を試験装置着座による圧損増の影響 の補正と100%流量への外挿を行った。その結果, 全燃料集合体(75体)の流量は解析値とおおむね 一致(解析値/測定値 1.05)し,判定基準の最 低必要流量(燃料被覆管最高温度が熱的制限値と なる最低必要流量)を満足していることを確認し た(図6)。また,反射体(22体),遮蔽体(9体) についても,必要流量を満足していることを確認 した。

4.おわりに

MK- 冷却系改造工事の終了後に実施した総合 機能試験により,常温状態から冷却材Na充てん 状態に至るまでの機器の機能及び健全性並びに性 能について,設計値を満足していることを確認す ることができた。これにより,原子炉を起動して 行うMK- 性能試験に移行できる条件が整ってい ることを見きわめた。

総合機能試験により,得られた主な成果は以下 のとおりである。

従来の主中間熱交換器には内部温度計がな く、大型機器の昇温試験結果により予熱時間を 決めていたが、更新した主中間熱交換器では中 心部3ヵ所に温度計を設置し各部の温度上昇を 確認しながら予熱が可能となり、昇温期間を従 来の2週間から5日間に短縮できた。

工事中に系統内に混入し,ナトリウム中に溶 出した酸素等の不純物は,コールドトラップに より捕獲し純度を維持した。捕獲した酸素は1 次冷却系で約0 Akg,2次冷却系で約1.1kgと 少量であった。

更新した1次,2次冷却系循環ポンプモータ と制御設備によって最低流量から定格までの流



量調節の安定性を確認した。また,1次冷却系 については,原子炉スクラム後の温度変化を緩 やかにするために,崩壊熱除去に必要な低流量 で一定に制御するランバック制御や,電源喪失 時にポニーモータ運転に引継がれることを確認 した。

炉心燃料集合体や反射体などの炉心構成要素

を通過するナトリウムの流量を測定し,炉内流 量配分の適切性を確認した。

参考文献

1)則次明広,他:"MK-総合機能試験",「研究炉等の 運転・管理及び改良に関する研究会」発表要約集 10-1~10-11 (2002.3)

技術報告

資料番号:21別冊-5-2



MK- 性能試験計画と試験結果

前田茂貴 横山賢治*千葉 勇 関根 隆 青山卓史

大洗工学センター 照射施設運転管理センター 実験炉部 *大洗工学センター システム技術開発部

"JOYO" MK- Core Performance Tests and Results

Shigetaka MAEDA Kenji YOKOYAMA* Go CHIBA* Takashi SEKINE Takafumi AOYAMA Yukimoto MAEDA

Experimental Fast Reactor Division, Irradiation Center, O-arai Engineering Center * System Engineering Technology Division, O-arai Engineering Center

「常陽」MK-Ⅲ炉心では、炉内の高速中性子束を従来の1.3倍に増加させるため、燃料領域の拡大、制御棒の移 設及びB₄Cペレットを装填した遮蔽体の装荷等の炉心改造を実施した。また、これに伴い、原子炉熱出力が 100MWから140MWに増加したことに対応して、1次冷却材流量をMK-Ⅲ炉心時の1,100t/hから1,350t/hに 増加させるとともに、原子炉入口温度を370℃から350℃へ低下させ、さらに、主中間熱交換器2基、主冷却機 4基を交換した。

これらの改造に伴う炉心及びプラントの特性を把握するため,2003年6月末よりMK-III性能試験を開始した。 2003年9月上旬までに実施した過剰反応度,制御棒校正等の低出力での炉物理試験の測定及び炉心管理コード システム等の予測解析の結果,両者が誤差範囲内で一致することを確認し,計算精度を検証した。また,MK-III 炉心の核設計計算の妥当性についても併せて確認した。

The fast neutron fluence is 1.3 times larger in the "JOYO" MK-III core than in the MK-III core. To achieve this, the fuel region was expanded and subdivided into two enrichment zones, two of six control rods were shifted from 3rd row to 5th row, and reflector subassemblies were replaced by shielding subassemblies in the outer two rows. To accommodate the resulting 40 % power increase, the sodium coolant flow rate in the primary system was increased from 1,100 t/h to 1,350 t/h, and the two intermediate heat exchangers and four dump heat exchangers were replaced. MK-III performance tests began in July 2003 to characterize the upgraded core and heat transfer system.

As a result of the reactor physics tests at low power, which were completed by early September, it was confirmed that calculation results agreed with the measurements within uncertainties. Thus, the validity of the nuclear design calculation was confirmed.

キーワード

「常陽」,MK-III計画,性能試験,炉物理試験,過剰反応度,制御棒価値,干渉効果,等温温度係数

JOYO, MK-III Program, Performance Test, Reactor Physics Test, Excess Reactivity, Control Rod Worth, Shadow Effect, Isothermal Coefficient



サイクル機構技報 No.21別冊 2003.12

1.緒 言

「常陽」MK- 炉心では,炉内の高速中性子束を 従来の13倍に増加させるための炉心改造として, 炉心を2領域化して径方向に拡大し,軸方向には 燃料スタック長さを55cmから50cmへ短くした。 制御棒配置については,炉心第3列に装荷された 6本の制御棒のうち,2本を燃料領域と反射体領 域の境界である炉心第5列に移設した。また,炉 心の最外周には透過中性子量を減少させるため, B₄Cペレットを装填した遮蔽体をステンレス鋼製 の反射体と交換して装荷した。

この炉心改造の結果,原子炉熱出力が100MW から140MWに増加したことに対応して除熱性能 を確保するため,1次冷却材流量をMK- 炉心時 の1100t/hから1350t/hに増加させるとともに,原 子炉入口温度を370 から350 へ低下させた。こ れに伴い,主中間熱交換器2基,主冷却機4基を 交換した。

これらの改造に伴う炉心及びプラントの特性を 把握するため,2003年6月末から原子炉を起動し てMK- 性能試験を開始した。図1に示す性能試 験項目を大別すると炉心特性試験として8項目, プラント特性試験として15項目,遮蔽特性試験と して1項目及び運転監視に係る項目として3項目 の計27項目である。性能試験の主要工程を図2に 示す。



図1 MK- 性能試験項目



図2 MK- 性能試験工程

本稿では,性能試験項目のうち,2003年9月上 旬までに低出力での炉物理試験として実施された 過剰反応度,制御棒校正,等温温度係数等の測定 及び予測解析結果について述べる。また,測定値 との比較によるMK- 炉心の核設計計算の妥当性 について述べる。

2. 炉心構成

MK- 性能試験用炉心の構成を図3に,また, 内側及び外側炉心燃料集合体の仕様を比較して表 1に示す。ここで,外側炉心燃料集合体54体のう ち20体については,MK- への移行段階である MK- 炉心第32~35運転サイクルにおいて,燃料 領域を段階的に拡大するために先行して炉心第 4,5列に装荷した。この20体のMK- 外側炉心 燃料の集合体平均燃焼度は,最大で31,000MWd/t であり,平均は16,000MWd/tである。

また,炉心燃料集合体の燃料組成は,燃焼が進 んだ平衡炉心での反応度バランスに基づいて設定 されているため,新燃料が大半を占める性能試験 用炉心では,過剰反応度を抑制するため,炉心中 心(第0列)及び第1列に核物質を含まない4体 の材料照射用反射体を装荷した。



図3 MK- 性能試験用炉心構成

表1	MK-	炉心燃料集合体の仕様
1		

			内側燃料集合体	外側燃料集合体			
種	类	<u></u>	プルトニウム・ウラン混合酸化物燃				
²³⁵ U 濃	縮	度	約18 wt%				
核分裂性 P u 富化度 (²³⁹ Pu + ²⁴¹ Pu)/(Pu + U) 約16wt% 約21wt%							
理論密	度	比	約94%T.D.				
燃料ペレ	ット重	〔径	4 .63	ßmm			
炉心燃料令	頁域高	高さ	50 cm				
集合体内t	ピンオ	\$数	127	7本			

3. 過剰反応度

3.1 試験方法

臨界到達を判断する起動系核計装の中性子計数 率は、計数率と制御棒位置の関係を測定し、出力 レベルを変えても操作後の制御棒位置が変わらな い、すなわち、中性子源強度に依存せずに臨界を 維持できる計数率より決定される。MK- 炉心で は、臨界試験により、この計数率を5×10^ccpsと 定めていた。MK- 炉心では、MK- からの炉心 変更により、遮蔽集合体の装荷に伴って炉心を透 過して原子炉容器外の黒鉛遮蔽体内に設置されて いる起動系核計装に到達する中性子は減少する。 輸送計算によりこの効果を評価した結果、同一出 力ではMK- 炉心の約1/3に計数率が減少するこ とから、臨界到達を判断する計数率を暫定的に2 ×10^ccpsとした。

MK- 性能試験では,2003年6月30日に原子炉 を起動し,ナトリウム温度250 の状態で,制御棒 を徐々に引抜いていき,7月2日午後2時03分, 起動系核計装の中性子計数率が2×10⁴cpsに到達 し,初臨界を達成した。

この臨界試験において,制御棒の引抜き量と起 動系核計装の計数率の相関を測定した結果を図4 に示す。MK-性能試験開始時は,新燃料装荷と 改造工事に伴う長期炉停止の影響により,内部中 性子源(燃焼した燃料集合体中に生成したマイ ナーアクチニドによる自発核分裂及び酸素の(a, n)反応による発生中性子)及び外部中性子源(炉 心第7列に装荷されたアンチモン・ベリリウム線 源)がともに弱いため,200 cps以上の計数率にお いて,制御棒位置は一定となり,中性子源強度に 依存せずに,臨界を維持できている。

MK- 炉心における臨界到達を判断する計数率



ナトリウム温度250 での過剰反応度は,上記計 数率での臨界到達時の制御棒位置と,第4節で述 べる制御棒校正曲線から投入反応度を求め,これ を測定時の原子炉出入口冷却材温度と第5節で述 べる等温温度係数の測定結果で補正することによ り求めた。

MK- 初臨界時の制御棒均等引抜位置は
 412 8mmであり,250 での過剰反応度として
 2 99% k/kk'を得た。また,実測の等温温度係数
 を用いて評価した100 での過剰反応度は3 57%
 k/kk'であり,原子炉設置許可に定める核的制限
 値4 5% k/kk'以下であることを確認した。

32 計算手法

MK- 炉心においては,各運転サイクルのナト リウム温度250 におけるゼロ出力臨界状態での 過剰反応度を,「常陽」炉心管理コードシステム "MAGI"により計算し,これを直近の運転サイク ルの測定値と計算値の差(E-C:パイアス値) で補正してきた。

MK- 炉心においては, MK- の炉心管理用に 新たに開発したコードシステム"HESTIA"を用 いて過剰反応度等の核特性を評価する。HESTIA は"MAGI"と同様にバイアス補正法を適用する。 また,最新の解析手法であるJUPITER標準解析手 法,統合炉定数ADJ2000R,及びモンテカルロ法 等による過剰反応度の評価も併せて実施し,HES-TIAの予測精度を検証するとともに,実測値との 比較によりこれらの解析手法の計算精度を検証し た。以下に各計算コードの概要を示す。

(1) MK- 炉心管理コードシステム" HESTIA"

HESTIA¹はMK- 炉心管理及び運転計画策定の ために開発したコードで,炉心構成や運転履歴を 模擬して核熱流力カップリング計算を行う総合炉 心特性評価システムであり,過剰反応度,中性子 束等の炉心特性,燃料交換計画の策定等の炉心管 理に用いる。

核計算は,各運転サイクルの炉心構成と運転履 歴に基づいた3次元Tri-Z体系の拡散計算であり, JENDL-3 2に基づくJFS-3-J3 2R炉定数セット²³を 用いて70群の実効断面積を作成し,これを2次元 RZ体系で中性子18群,線7群に縮約して使用 する。HESTIA 及び後述する MK- 炉心管理コー ドシステム"MAGI"の解析フローを図5に示す。 拡散計算のモデルは,径方向については,8.15 cm ピッチで配列されている各集合体を三角格子 (集合体あたり24メッシュ)に分割し 軸方向には, 炉心部とその上下部の反射体部及び上部ガスプレ ナムを含む160 cm の計算範囲を,46メッシュに分 割(燃料部は2.5 cm/メッシュ)している。

燃焼計算はORIGEN2と同様の行列指数法を用 いており,運転サイクル終了後に,当該運転期間 中の出力履歴,制御棒挿入位置等の運転記録に基 づいてHex-Z体系(集合体径方向あたり1メッシ ュ)で燃焼計算を行う。

(2) MK- 炉心管理コードシステム "MAGI"

MAGI³は, MK- 炉心特性評価コードシステム である。核特性解析では各集合体を六角格子(集 合体あたり1メッシュ)に,軸方向については上 下部の反射体を含む140cmの領域を20メッシュに 分割した3次元Hex-Z体系でモデル化し,中性子 7群,線3群の拡散計算を実施している。燃焼計 算はHESTIAと同様に行列指数法を用いている。 (3) JUPITER標準解析手法⁴⁾

本手法は,JUPITER実験解析で確立した大型高 速炉心の核特性の標準解析手法である。図6に解 析手法の概略を示す。核特性解析は,3次元Tri-Z 体系(集合体あたり6メッシュ),エネルギー群数 70群の拡散計算を基準計算とし,計算コードには CITATION-FBR コードを用いる。断面積は,炉心 燃料集合体の燃料ピンと集合体の非均質性を考慮 するため,図7に示す直接法リングモデルを用い





図6 JUPITER 標準解析手法の解析フロー

て作成する。制御棒についてもリング化モデルを 用い,実効断面積を均質化する際には,周囲の炉 心燃料集合体における反応率との割合を保存する 反応率割合保存法を採用している。

炉定数には、JFS-3-J3 2R及びこれをZPPR、 FCA、MASURCA、「常陽」等の233種類の積分実 験データを用いて炉定数調整した統合炉定数 ADJ2000Rを使用する。基準計算値にメッシュ補 正、輸送補正、2次元セル補正、体系膨張補正等 を行う。また、JFS-3-J3 2Rを使用した場合は、第 35サイクルでの実測値と予測値の差(E-C)を 加えることによりバイアス補正を実施した。なお、 ADJ2000Rについては既に核特性の誤差を断面積 調整で取り込んでいるため,バイアス補正は適用 しなかった。

(4) モンテカルロ法

モンテカルロ法は、中性子エネルギーを連続で 取扱え、複雑な幾何形状を忠実に模擬できるた め、解析モデル化による誤差を含まない手法であ る。図8にモデル化した体系を示す。構造及び組 成をモデル化する際には、温度膨張及び燃焼組成 の分布を考慮し、各集合体についてピン構造レベ ルまで詳細にモデル化した。計算コードには MCNP-4Bを用い、断面積にはJENDL-32に基づ くFSXLIB-J3R2を用いた。本手法では、メッシュ 補正や縮約補正は考慮する必要がないため、バイ アス補正のみを考慮した。

(5) 炉心構成の違いに起因する計算誤差

バイアス補正を行う場合,MK- 炉心第35サイ クルにおけるE - Cを用いるが,MK- 性能試験用 炉心との炉心構成の相違,特に遮蔽体設置と材料 照射用反射体4体の装荷については,その置換反 応度に関する計算誤差がバイアス補正法では反映 されない。

この計算誤差については,モンテカルロコード と決定論的手法の比較により評価し,補正するこ ととした。評価手法を以下に示す。(1)連続エネ ルギーモンテカルロコードMVP,炉心管理コー ド及びJUPITER標準解析手法により,MK- 性能 試験炉心に装荷した材料照射用反射体を炉心燃料



図7 リング化モデルによる実効断面積作成方法



図8 モンテカルロコードにおける炉心のモデル化

集合体に置換した場合,遮蔽集合体を反射体に置換した場合等の仮想的な体系で置換反応度を計算する。(2) 炉心管理コード及びJUPITER標準解析 手法とMVPによる結果の差を決定論的手法が持つ計算誤差として補正する。評価の結果,補正量はJUPITER標準解析手法で約+0.16% k/kk², HESTIAで約+0.34% k/kk²,MAGIで約+0.08% k/kk²となった。

33 計算結果と測定値との比較

MK- 性能試験炉心の過剰反応度の予測結果を 表2に示す。各コードによる計算結果は概ね一致 しているが,統合炉定数を用いたJUPITER標準 解析手法がやや小さい結果となっている。この要 因として,統合炉定数の調整に反映された積分実

表2 MK- 性能試験炉心における過剰反応度の解 析結果

	解	析	手	法	過剰反) (%	芯度解析値 k/kk')
MK-	炉心管	管理コート + バイァ	[×] システ マス補正	<u></u> " HESTIA "	3 .13	±0.16
MK-	炉心	管理コー + バイァ	ドシスラ 7ス補正	- Д" MAGI "	3 .04	±0.16
JUF	PITER	標準解析 + バイア	手法(JFS 7ス補正	S-3-J3 2R)	3.36	±0.17
	JU (統	PITER標 合炉定数	準解析手 ADJ200	≦法 DR)	2 .79	±0.34
	٤	ィテカルロ + バイァ	1法(MC マス補正	NP)	3 .16	±0.13

誤差は1

験が主としてJUPITER等の大型炉データであり, 小型高速炉はFCAや「常陽」MK-データのみで あるため、「常陽」特有の系統誤差が十分補正され ていないことが考えられる。この傾向については, MK- 炉心の解析でも確認されている。

予測値と実測値の差(C-E)は-02~+037% k/kk²であり,予測値と実測値はおおむね一致 し,HESTIAは今後のMK- 運転における炉心管 理に十分な計算精度を有していることを確認した。

34 核設計計算法の評価

また, MK- の安全審査に用いた核設計計算手 法の妥当性を評価した。ここでは, 炉定数セット としてJFS-3-J2を用いて70群の実効断面積を作成 し,これを7群に縮約して基準計算に用いている。 この計算では, 2次元RZ体系7群拡散計算によ る中性子束を用いて燃焼計算(2DBURN)で得ら れた軸方向バックリングと原子数密度を求め2次 元三角メッシュ計算(TRIANGLE)により3次元 計算と等価な評価を行っている。この基準計算に 対する補正は, MK- 性能試験の実測値に対する バイアス補正法を採用した。

核設計計算手法による標準平衡炉心でのナトリ ウム温度250 における過剰反応度の評価結果は, 2 62% k/kk'である。一方,HESTIA 及びMAGI を用いて標準平衡炉心の運転初期における過剰反 応度を計算し,これをMK- 性能試験での測定値 を用いてバイアス補正した結果,HESTIAで 2 46% k/kk',MAGIで2 80% k/kk'となり,核

4.制御棒校正

「常陽」の制御棒は,図3に示すように内側及 び外側燃料領域の境界である炉心第3列及び燃料 領域とステンレス鋼製の反射体領域の境界である 炉心第5列に配置されている。中性子吸収材に は¹⁰Bを約90%濃縮した炭化ホウ素(B₄C)が使用 され,ストロークは650mmである。

性能試験における制御棒校正試験では,ペリオ ド法により全制御棒について,全ストロークの制 御棒価値を測定し,核的制限値を満足することを 確認するとともに,通常の運転サイクルで実施す る4本同時差換法による測定を行い,ペリオド法 との比較により,その測定精度を確認した。

4.1 試験方法

(1)ペリオド法

ペリオド法による測定時の原子炉出力及び反応 度の時間変化を図9に示す。測定では,対象とな る制御棒を下端位置(0mm),他の制御棒を均等 引抜き位置とした臨界状態(原子炉出力約20kW) から,測定対象の制御棒を反応度計の指示値で約 8セントに相当するストローク分引抜いて原子炉 出力を増加させ,線形出力系核計装信号により炉 周期(ペリオド:原子炉出力がe倍に増加するの に要する時間)を測定し,印加反応度を求める。 原子炉出力が約120kWに到達した時点で,他の制 御棒を挿入し,再度20kWで臨界とする。以上の 手順を,測定対象制御棒が上端位置(650mm)に 達するまで,炉心第3列の制御棒については約50 回,制御棒価値が約1/3となる第5列の制御棒に ついては約20回測定した。

なお、ドル単位(1セントは1/100ドル)で得 られた測定値を k/kk'単位に変換するための実 効遅発中性子割合 eff については、遅発中性子収 率はTuttleの評価値、遅発中性子割合はKeepinの 評価値、遅発中性子核分裂スペクトルはSaphierの 評価値に基づいて、HESTIAにより算出した。

(2) 4本同時差換法

各運転サイクルで実施する運転特性試験では, 4本同時差換法を用いて,炉心第3列に装荷され た制御棒の反応度価値の測定を実施する。本手法 では,逆動特性方程式をInverse Kinetics法(IK 法)により解いて制御棒の引抜・挿入に伴う反応 度価値を算出する。ペリオド法が,正の印加反応 度に対してのみ測定を行うのに対して,IK法では 負の印加反応度(すなわち,炉周期が負の場合) に対しても測定を行う。

4本同時差換法による出力及び反応度変化を図 10に示す。4本同時差換法は,測定終了のつど臨 界にする(反応度を0セントに調整する)ことな く,4本の制御棒を交互に引抜・挿入しながら測 定するため,短時間で測定できる等の利点があ る。制御棒操作により投入する反応度は約16セン トであり,各制御棒のストローク(295mm~ 650mm)を約17区間に分割して測定した。

(3) 干渉効果の評価

制御棒反応度価値は,制御棒挿入位置での中性 子束及び中性子インポータンスに比例する。この ため,制御棒価値の測定結果は,他の制御棒によ る中性子束の空間分布及びインポータンスの変化 による影響を受ける。この効果が制御棒干渉効果



図9 ペリオド法による制御棒校正試験時の原子炉 出力と反応度の推移



図10 4本同時差換法による制御棒校正試験時の原 子炉出力と反応度の推移

である。

ペリオド法及び4本同時差換法では,測定手法 上,制御棒の引抜位置は非均等となるが,原子炉 の運転は6本が均等になるよう操作される。この ため,過剰反応度,等温温度係数,出力係数の評 価においては,制御棒引抜位置から求める反応度 を干渉効果を補正して求めていた。この干渉効果 の計算精度を確認するため,制御棒位置をパラ メータとしたペリオド法による制御棒価値の測定 を行った。

一例として,制御棒No.1に対するNo.4の干渉効 果は,干渉効果を生じさせる制御棒(この場合は No.4)を全引抜とした場合と炉中心高さ位置とし た場合のNo.1の制御棒価値の比を下式により定 義する。この計算値を測定結果と比較することに より,干渉効果の計算精度を検証した。

制御棒No.4を炉心中心高さと した際のNo.1の制御棒価値 干渉効果 =

制御棒No.4を全引抜とした際 のNo.1の制御棒価値

干渉効果測定時の制御棒パターンの例を図11に 示す。評価対象制御棒No.1の反応度価値を,No.1 と対称な位置にある制御棒No.4及び隣接する制 御棒No.6の引抜き位置を変えてそれぞれ測定し た。ここで,干渉効果を生じさせる制御棒No.4,6 の引抜き位置は325mm(炉心中心高さ)と650mm (全引抜)の2ケースとし,制御棒No.4,6の引抜 位置を変えた際の臨界調整は,干渉効果の影響が 少ない炉心第5列に装荷した制御棒により行っ た。炉心第5列に装荷した制御棒の干渉効果についても同様に対称位置及び隣接位置の制御棒位置 をパラメータとして測定を行った。

42 解析手法

過剰反応度解析と同様に,JUPITER標準解析に 基づく手法により制御棒価値を解析した。基準計 算にはTRITACコードによるXYZ体系の7群輸送 計算(径方向には集合体あたり4メッシュ,軸方 向は過剰反応度測定と同様)を用い,ペリオド法 及び4本同時差換法のそれぞれについて,測定時 の制御棒引抜位置を模擬した計算を行った。実効 断面積は,過剰反応度解析と同様に直接法リング モデルを用いて作成した。また,直近のMK- 第 35運転サイクルの結果から,計算値と実測値の比 (C/E)値を求め,これを計算値に乗ずることによ リバイアス補正を行った。

- 4.3 測定結果
- (1)ペリオド法

ペリオド法による制御棒価値の測定結果と解析 評価の結果を表3に示す。炉心第3列での制御棒 価値の実測値は198~200% k/kk',第5列は 0.76,0.74% k/kk'であった。解析値と実測値と の比(C/E)は,第3列で096~097,第5列に ついては098,099であり,両者がよく一致する ことを確認した。

ペリオド法による制御棒価値の測定結果に基づき, 炉心核特性を確認した結果を表4に示す。MK-性能試験の制御棒価値に関する核特性は,全ての 項目について核的制限値を満足することを確認した。



図11 干渉効果測定時の制御棒パターンの例
表3 制御棒反応度価値評価結果

	制御棒 制御棒反応度価値			埴	0/5
番号	装荷位置	解析值	実測値	誤差(1)	U/E
1	第3列	1.91	2 .00	0.07	0.96
2	第5列	0.75	0.76	0.03	0.98
3	第3列	1.92	1 .98	0.07	0.97
4	第3列	1.92	1.99	0.07	0.96
5	第5列	0.74	0.74	0.03	0.99
6	第3列	1 92	2 .00	0.07	0.96

表4 MK- 性能試験時の炉心特性と核的制限値

項 目	測定結果	核的制限值
反 応 度 制御能力	9 5% k/kk'	7.6% k/kk'以上
反 応 度 付 加 率 最 大	0 011% k/kk'/s (制御棒引抜速度: 2 07mm/s 最大微分反応度: 0 0052% k/kk'/mm	0.019% k/kk'/s以下
原 子 炉 停止余裕	3.9% k/kk'	1 .1% k/kk'以上

(2) 4本同時差換法

ペリオド法と4本同時差換法による制御棒価値 を比較した。制御棒引抜き位置約295~650mm(上 端位置)の制御棒価値の測定結果を比較して表5 に示す。全ての制御棒について,両者は2%以内 で一致することを確認した。今後,定格運転サイ クルごとに実施する運転特性試験では,炉心第3 列の制御棒の反応度価値は4本同時差換法により 測定する。

(3)干涉効果

炉心第3列に装荷した制御棒No.1及び炉心第 5列に装荷した制御棒No.5の干渉効果の測定値 及び計算値の比較を表6に示す。評価対象の制御 棒(No.1及びNo.5)に対して,対称位置にある制 御棒(No.4及びNo.3)を挿入した場合は,評価対

表5 ペリオド法と4本同時差換法による制御棒価 値の比較

制御棒番号	制御棒価値の測定値(295~650mm) (% k/kk')			
	ペリオド法	4本同時差換法		
1	1 .13	1 .14		
3	1 .11	1 .12		
4	1 .13	1 .14		
6	1 .14	1 .15		

表6 制御棒価値の干渉効果

評価対象の 制御棒番号		干渉効果を与える	干涉効果			
		制御棒番号	計算値	測定値		
	1	4(対称位置)	1.04	1.06		
	I	6(隣接位置)	0.93	0.93		
	_	3(対称位置)	1.06	1.06		
	5	6(隣接位置)	0.86	0.86		
		干渉用制御棒位置を325mmとした場合の				
		評価対象制御棒価値				
	〒炒엤未=					
		場合の評価対象制御棒価値				

象制御棒の中性子束が増加して制御棒価値が大き くなるため,干渉効果は1よりも大きくなる。一 方,制御棒No.1及び制御棒No.5に対して,その 隣接する制御棒(No.6)を挿入した場合は,評価 対象制御棒の中性子束が低下し,制御棒価値が低 下するため,干渉効果は1よりも小さくなる。

全ての計算ケースについて,干渉効果の計算結 果は測定結果と3%以内で一致し,非均等な引抜 状態で測定した制御棒価値から,均等な引抜状態 での制御棒価値を評価する補正計算手法の妥当性 を確認できた。

5.等温温度係数測定

5.1 概要

等温温度係数は,(a)温度上昇による核反応断 面積の変化(以下,ドップラー反応度)と,(b) 熱膨張による炉心体系寸法及び原子数密度の変化 (以下,膨張反応度)の2つの反応度効果に大別で きる。解析では,実効断面積計算時の温度変化に よる反応度と,炉心計算時の体系変化による反応 度から,それぞれ,ドップラー反応度の効果と膨 張反応度の効果を分離して求めた。

測定は,核加熱及び主冷却器の自然通風により 1次冷却材温度を約250から約350の間で昇 温・降温させ,約20毎に原子炉を臨界にし,そ の時の制御棒位置から過剰反応度を算出し,その 差と冷却材出入口平均温度の差から炉心の温度変 化に伴う反応度変化,すなわち等温温度係数を算 出した。

- 52 解析
- (1) 解析手法

過剰反応度の解析と同様に,JUPITER標準解析 に基づく解析手法を採用した。

ドップラー反応度の解析には,3次元Tri-Z体 系による70群厳密摂動計算(PERKYコード)を使 用した。炉心膨張反応度については,Tri-Z体系に よる70群直接計算(CITATION-FBR コード)を基 準計算とし,補正については,過剰反応度評価と 同様に輸送補正,メッシュ補正等を考慮した。ド ップラー反応度は,原子数密度や炉心体系及び寸 法を一定とし,実効断面積作成時の温度だけを変 化させて計算した。また,炉心膨張反応度は,実 効断面積作成時の温度を一定とし,原子数密度と 炉心体系及び寸法を変化させて計算した。炉心の 膨張量の算出には設計計算に用いた膨張係数を用 い,径方向は1.6875×10⁻⁶/ ,軸方向について は,燃料部分を0.8713×10⁻⁵/ ,反射体部分を 1.6875×10⁻⁵/を使用した。

(2) 解析結果

MK· 性能試験用炉心の解析結果を, MK-性能試験用炉心及び第35運転サイクルの解析結 果と併せて表7に示す。等温温度係数の大部分は 膨張反応度によるものである。この結果,MK-移行炉心としてMK- 用の外側炉心燃料集合体 20体を含む炉心燃料集合体を74体装荷し,燃料領 域を径方向に拡大した第35運転サイクルでは, MK- 炉心(炉心燃料集合体と照射試験用燃料集 合体を合せて約67体を装荷)における測定での平 均值(-4.0×10⁻³% k/kk²/)に比べて膨張反 応度の効果が減少するため、等温温度係数の絶対 値が小さくなっている。一方, MK- 性能試験 用炉心では,燃料スタック長が短くなり,軸方向 の熱膨張の効果が増大するため, 径方向の炉心 サイズがほぼ等しい第35運転サイクルに比べて, 等温温度係数の絶対値が大きくなる結果となっ ている。

(単位:×10 ⁻³ % k/kk'/)					
	計	算	値		
	ドップラ - 反応度	膨 張 反応度	合 計	実測値	
MK- 性能試験炉心	- 0 534	- 3 .15	- 3 .68	昇温時 -3.75 降温時 -3.86	
MK- 第35サイクル	- 0 516	- 2 89	- 3 ,41	昇温時 - 3.49	
MK- 性能試験炉心	- 0 .626	- 3 .13	- 3 .76	昇温時 - 3 96 降温時 - 4 .12	

表7 等温温度係数の解析結果

53 測定結果

測定は、系統昇温時、降温時の測定をそれぞれ 2回実施した。等温温度係数の測定結果を図12に 示す。昇温時,降温時ともに再現性のよい測定結 果が得られており,予測解析値との比(C/E)も 0 95から0 98とであり,よく一致する結果が得ら れた。なお,降温時の測定結果の絶対値が,昇温 時に比べて約3%大きい結果となる傾向について は, MK- 炉心でも確認されており, これは昇温 時に制御棒を引抜いた際の制御棒駆動機構延長管 の熱収縮の時間遅れによる影響が要因と評価され ている。この熱収縮による影響については,性能 試験期間中の過剰反応度測定において、その影響 を測定しており,制御棒引抜後3時間で約1mm 収縮することを確認している。この効果を考慮し た場合,昇温時・降温時の等温温度係数の測定結 果はほぼ一致する。

6.結 言

MK- 性能試験項目のうち,低出力での炉物理 試験として過剰反応度測定,制御棒校正試験,等 温温度係数測定等を実施し、測定結果が核的制限 値を満足することを確認するとともに、測定結果 に基づいて炉心管理計算及びJUPIETR等の最新 の解析手法並びに安全審査に用いた核設計計算手 法を検証した。この結果,改造した炉心が設計性 能を有し,解析により核特性を精度よく評価でき ることを確認した。

なお,性能試験の実施及び解析にあたっては, 大洗工学センターシステム技術開発部中性子工学 Gr., 敦賀本部高速増殖原型炉もんじゅ建設所技術 課及び敦賀本部国際技術センター炉心技術開発



Gr. からの参画を得て,試験計画立案,実施,解 析等を実験炉部と合同で行った。

今回は,性能試験のうち,低出力での炉物理試 験結果を紹介したが,高出力試験及びプラント特性,遮蔽特性,運転監視に係る試験結果等につい ては,別途報告する。

参考文献

1) 大川内靖,前田茂貴他:"「常陽」MK-炉心管理

コードシステム "HESTIA "の開発", JNC TN 9400 2002-070 (2002).

- 2)千葉 豪 他: "JENDL-3 2に基づく高速炉用炉定数 JFS-3-J3 2Rの作成", JNC TN 9400 2001-124(2001).
- 3)関根 隆,青山卓史 他:"高速中性子照射場として の高速実験炉「常陽」のキャラクタリゼーション", サイクル機構技報No.6, p.19 (2000).
- 4)横山賢治,他:「核特性解析コードシステムの開発と 理由」,サイクル機構技報No.17, p.19(2002).

資料番号:21別冊-6-1



照射試験技術の開発

揃 政敏 北村 了一 三次 岳志 関根 隆^{*} 青山 卓史^{*}

- 大洗工学センター 照射施設運転管理センター *大洗工学センター 照射施設運転管理センター 実験炉部

Development of Irradiation Technology for MK-III

Masatoshi SOROI Ryouichi KITAMURA Takeshi MITSUGI Takashi SEKINE* Takafumi AOYAMA*

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

「常陽」MK-III炉心での照射装置としては、MK-II炉心で使用実績のある6種類のオフライン照射装置(A型, B型,C型等の照射燃料集合体,及びCMIR,SMIR,AMIR等の材料照射用反射体)と4種類のオンライン照 射装置(計測線付照射装置(INTA)や温度制御型材料照射装置(MARICO),炉上部照射プラグリグ(UPR), 炉外材料照射装置(EXIR))に加えて,各種の燃料,材料の照射試験を実施するためのキャプセル型照射装置の 開発,MARICOの高度化,D型照射燃料集合体の開発が行われた。また,照射条件解析評価技術として,照射 量,照射温度等の照射条件を高精度で把握するため,評価コードの開発,ドシメータの開発,温度モニターの開 発を進めてきた。

ここでは、MK-III炉心での照射試験に備えた照射装置開発と照射条件評価技術開発の現状について述べる。

In addition to 6 types of off-line rigs (UNIS-A, -B, -C and CMIR, SMIR, AMIR) and 4 types of on-line rigs (Instrumented Test Assembly : INTA, Material Test Rig with Temperature Contral : MARICO, Upper Core Structure Irradiation Plug Rig : UPR, EX-Vessel Irradiation Rig : EXIR) used in the "JOYO" MK-II core, a capsule type irradiation rig, the upgrading of MARICO and D-type irradiation fuel assembly were newly developed in order to conduct irradiation tests of various fuels and materials.

In addition, the development of an evaluation code, dosimeter and temperature monitor has been advanced in order to grasp irradiation conditions such as irradiation temperature and fluence accurately.

Here, the present state of the irradiation technology development is described.

キーワード

常陽,照射技術,MK-Ⅲ炉心,照射装置,ドシメトリー,温度モニター,照射試験,中性子照射量,炉心管理

JOYO, Irradiation Technology, MK-III Core, Irradiation Rig, Dosimetry, Temperature Monitor, Irradiation Test, Neutron Dose, Core Management



サイクル機構技報 No.21別冊 2003.12

1.はじめに

「常陽」の役割の一つは「FBR燃料・材料の照 射試験」を行うことである。しかしながら,実験 炉としての「常陽」は,専用の照射孔や試験ルー プ等の照射用設備をほとんど持たない。このた め,運転用炉心燃料や反射体を改造したオフライ ン照射装置や制御棒予備孔を利用したオンライン 計測線付き照射装置を実用化するなど,FBR燃料 材料の開発に必要な照射試験が実施できるよう, 照射装置の開発を進めてきた。

また,照射試験結果の解析においては,照射量, 照射温度等の照射条件を高精度で把握することが 重要であり,このため,評価コードシステムの整 備,ドシメータの開発,温度モニタの開発を進め てきた。

本章では,これらの照射技術について,MK-に向けた開発の現状を述べる。

2.MK- に向けた照射装置の開発

「常陽」では「もんじゅ」燃料の性能確認やより 高性能な燃料・材料の開発に資するため、オフラ イン照射装置としてA型,B型,C型等の照射燃 料集合体,及びCMIR (Core Materials Irradiation Rig), SMIR (Structure Materials Irradiation Rig), AMIR(Absorber Materials Irradiation Rig)等の材 料照射用反射体,オンライン計測線付き照射装置 として計測線付集合体 (INTA: Instrumented Test Assembly) や温度制御型材料照射装置(MARICO: Material Testing Rig with Temperature Control), **炉上部照射プラグリグ (UPR: Upper Core Struc**ture Plug Rig), 炉外材料照射装置 (EXIR: Ex-vessel Irradiation Rig) 等を開発してきた。MK- 炉 心では,1983年の運転開始以降,65体のオフライ ン照射装置及び10体のオンライン計測線付き照射 装置を用いた照射試験を行ってきた1)~4)。

続いて、「常陽」MK- 炉心での照射装置として は、高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究の一 環として進められている各種燃料、材料の照射試 験を実施するためのキャプセル型照射装置の開 発、MARICOの高性能化、D型照射燃料集合体の 開発を行ってきた^{53,69}。

実用化戦略調査研究においては,燃料の化学形 態や被覆管の材質,燃料製造方法,再処理方法に 関し,さまざまな組合せが検討されており,これ に伴い照射試験も計画されている。このため, MK- 炉心に向けた照射装置の性能としては,多 種多様な燃料に対応できること,また,照射条件 評価精度をさらに向上させることが求められてい る。以下に主な照射装置開発について記述する。

2.1 キャプセル型照射装置

実用化戦略調査研究では,低除染燃料,金属燃料,窒化物燃料,振動充てん燃料を燃料材に用いた燃料要素や,酸化物分散強化型フェライト系ステンレス鋼を被覆材に用いた燃料要素等を対象に、多種多様な照射試験が検討されている。「常陽」においては,これらの多種多様な新しい燃料・材料について,限られた期間で効率的かつ高精度な照射試験を行い,これらの燃料・材料の照射挙動を把握する計画である。

通常 燃料要素の照射試験を実施する場合には, 事前解析を行い照射中の試験体(燃料要素)の健 全性や周囲の燃料体への悪影響のないことを評価 する必要がある。しかし,実用化戦略調査研究に おいて検討されている新型の燃料・材料は,基本 的な物性値や照射挙動が必ずしも良く知られてお らず 精度の高い評価が困難なものが少なくない。 このため,これらの燃料・材料をこれまでの燃料 照射装置で照射する場合には,かなり保守的な制 限が課されたり,基本的な物性値や照射挙動を把 握するのに長期の準備期間を要したりする可能性 がある。

キャプセル型照射装置は,これらの課題を解決 するために開発したもので,燃料材または被覆材 の基本的な物性値や照射挙動の不確かさが大き く,設計上の健全性が損なわれる可能性のある 様々な燃料要素の照射が行えるようにしたもので ある。キャプセル型照射装置の構造は図1に示す ように,集合体内に配置される6本のコンパート メントに照射する燃料要素を収納したキャプセル を装填したものである。このキャプセルには,開 放型と密封型の2種類があり,照射する燃料材と 被覆材の組合せによって使い分けるようにしてお リ,燃料要素の健全性が損なわれた場合に生じる 応力に耐えうる強度を有し、また、被覆管破損開 口部から放出される燃料粒子を捕捉または閉じ込 める機能を有している。このように,事故時を含 め安全上,従来は燃料要素の被覆管が担保してい た機能をキャプセルに持たせることにより,実用 化戦略調査研究で検討している燃料要素だけでな



図1 キャプセル型照射燃料集合体

く,設計上の健全性が損なわれる可能性のある 様々な燃料要素の照射が行えることとなり,従来 の照射試験範囲に対し大幅な拡大となった。

22 温度制御型材料照射装置 (MARICO) の高 性能化

MARICO 1 号機はMK- 炉心において被覆管材 料を±4 の精度で照射すると共に,炉内破断の 検出に見通しを得る等の成果²⁾³⁾を挙げたが,2005 年度から照射を開始する計画である2 号機につい て,いくつかの点についてMARICOの高性能化 を進めた。

その1つは,加熱機能を有するヒータ付キャプ セルの開発である。1号機では照射試料の加熱を 試料やキャプセルの線発熱に頼っていたことか ら,原子炉起動操作時や停止操作時など原子炉出 力が低い場合には,試料温度を所期の条件に設定 することは困難であった。近年,材料の基礎研究 分野において,このような原子炉出力が低い場合 での照射により生成した格子欠陥が材料の照射特 性に少なからぬ影響を与える可能性が指摘されて いる^{7),8)}。このため,原子炉起動前から照射温度を 所期の温度に維持できる照射装置の要望があっ た。ヒータ付きキャプセルの構造を通常のガス置 換式のキャプセルと比較して図2に示す。

2点目は、照射試料の再装荷機能である。 MARICO1号機は、未照射試料を対象としていた ことから、再装荷機能を有していなかった。しか し、2号機では1号機やFFTF/MOTAで照射され た試料を継続して照射することから、これらの試 料を再装荷する機能が必要である。このため、照 射後試験施設(照射燃料集合体試験施設:FMF) において、遠隔操作により照射済み試料の再装荷 が行えるよう、キャプセル構造の改良を行った。 また、照射済み試料を再装荷した後のMARICO本 体の組立も照射後試験施設で行う必要があること から、ホットセル内での大型照射装置組立技術の 開発を進めている。

113



上述のほかに,照射温度範囲の拡大や計測制御 系の改良も行った。照射温度範囲については,最 高温度を750 まで高めて被覆管の内圧クリープ 破断試験データ取得領域を拡大させた。また,計 測制御系については,照射キャプセル温度制御時 の温度変動を押さえるためのガス置換動作の改 良,クリープ破断時のガス放出に伴う温度のゆら ぎをより確実に検出するために照射キャプセル内 に熱電対を2対配置するなどの改良を行った。

23 D型照射燃料集合体

D型照射燃料集合体は,B型と同様に照射済み 燃料要素の再装荷機能を備えているが,B型と比 べて冷却材流量設定が容易となり,さらに,設定 可能な条件を最大6種類から最大18種類に増し, 多種多様な照射条件に対応できるよう開発されて いる。このため,燃料要素は1本ずつコンパート メントに収納され,冷却材流量をコントロールす ることができる構造をとっている。D型照射燃料 集合体の構造を図3に示す。本集合体の開発は既 に完了しており,今後,多様なパラメータを要求 する試験に適用できるものとして,幅広く使用さ れていくと考えられる。

2.4 照射試験の効率化

「常陽」で行う照射試験の課題として,照射装置 製作コストの低減及び照射試験期間の短縮が挙げ られる。

コストについては、特にMARICOなどのオン ライン照射装置は炉心領域から炉心上部機構まで 貫通した構造を採らざるを得ず、このためかなり 高価な装置となることからオフライン型への移行 を目指したリグ開発を実施している。また、オフ ラインの照射装置であっても、高速炉用燃料・材 料の開発では、目標とする燃焼度や照射量のレベ ルが高いため、そこに到達するまで何体も継続照 射を行う必要があることから、照射装置用部材仕 様の共通化等の改良を進めるとともに、低スエリ ング材の使用による照射装置の耐放射線性の向上 に向けた開発、寿命に達していない照射装置を再 利用する計画を進めている。

オフライン照射装置の耐放射線性の向上のため の低スエリング材としては、フェライト系ステン レス鋼が有力である。照射装置は主に溶接により 組み立てられることから、フェライト系ステンレ ス鋼を照射装置の材料として使用するためには、 溶接部の熱処理が必要となるが、照射装置の規模



での熱処理はその大きさから困難である。そこ で、図4に示すように照射量のレベルが高くない ハンドリングヘッドやエントランスノズルは従来 のオーステナイト系ステンレス鋼のままとし、照 射量のレベルが高いラッパ管のみフェライト系ス テンレス鋼とした。これにより、素材の段階でラ ッパ管の上下端にオーステナイト系ステンレス鋼 を溶接し熱処理を施すことで、照射装置組立時に は熱処理が不要なオーステナイト系ステンレス鋼のみの溶接となる構造とした³⁰。フェライト系ステンレス鋼とオーステナイト系ステンレス鋼の溶接部は異材溶接となるため,この異材溶接部の照射中の健全性を確認するための照射試験をMK-第1サイクルから実施する計画である。

オフライン照射装置の再利用は,照射によって 放射化した装置を解体し,照射試料を交換して再 度組み立て炉心に装荷する,再組立・再装荷技術 が重要である。既に,これらの技術は完成してい るが,これまでは照射装置の解体がFMFの セル に限られていたため,照射装置の表面汚染の観点 から,照射装置の再利用は不可能であった。現在, FMFの増設により ・ セルでの照射装置の解体 が可能となり,再利用に向けた環境を整えること ができ,装置のほとんどを再利用することとなる C型照射燃料集合体のラッパ管交換作業にて,再 利用技術の確認を行っている。

また,オフライン照射装置の耐放射線性の向上 と再利用技術を組み合わせることで,照射装置の 照射試験片収納部のみを交換して装置本体部を設 計限界まで繰り返し利用する,シャトル型リグの 計画も並行して進めている。このシャトル型リグ は,従来定期検査ごとに製作していたものを,耐 放射線性の向上により装置本体部を従来の3倍程 度使用可能な設計とし,この間照射試験片収納部 のみを交換して照射試験を行うようにして,コス トの低減と照射試験の準備に要する期間の短縮を 図るものである。

照射試験期間については,高い照射目標を達成 するためには,再組立・再装荷に必要な期間を含 め,長期の照射試験が必要であることに加え,許 認可や装置製作,照射後試験等にかかる期間も試 験を長期間化させる要因であった。MK- 炉心の



図4 耐放射線性を向上させた照射装置の開発⁹⁾

高い中性子束や運転稼働率は照射期間の短縮に有 効であるが,それだけでは不十分であり,これら の課題に対応するため,オフライン照射装置のコ スト低減に記載した照射装置の改良も加えること によって期間の短縮を図っていく。

- 3.照射条件評価技術の開発
- 3.1 照射条件評価精度の向上 試験支援のための 技術開発

「常陽」では,FBR実用化のための燃料・材料 開発を目的とした広範な照射試験を実施している ほか,近年は高速中性子照射場としての特徴を活 かして核融合炉材料の照射や,²³⁷Np,²⁴¹Am等の長 半減期マイナーアクチニドの消滅処理研究なども 実施している。これら照射試験では,中性子照射場 としての「常陽」の特性を正確に把握することが不 可欠であり,炉物理理論に基づく核計算と多重放射 化箔法による中性子照射量評価を実施している。

また,照射技術や照射後試験技術の進展に伴っ て高まりつつある照射条件評価の精度向上への期 待に応えるため,照射条件評価技術の高度化に関 する研究開発も進めている。

(1) 炉心管理法の高度化

小型高速炉心である「常陽」は,中性子スペク トルが硬く,燃料領域内では核分裂性物質が燃焼 により消費される割合に比べて親物質の転換が少 ない(内部転換比が小さい)特徴を持つ。「常陽」 の炉心管理計算では,上記の特徴を踏まえ,中性 子束の詳細分布や微細なエネルギースペクトルの 計算よりも,むしろ過剰反応度や炉心全体の出力 分布及び燃焼度分布といったバルクの炉心特性の 把握に重点を置いた計算法を採用している。 (i)炉心管理コードシステムの精度向上

「常陽」MK- 炉心の炉心管理コードシステム MAGI¹⁰は、図5にその概略を示すように各運転サ イクルの炉心構成や運転履歴を模擬して核熱流力 カップリング計算を行う総合炉心特性評価システ ムである。MAGIによる計算結果は,運転開始時 に実施した出力分布測定試験,各運転サイクルの 運転特性試験,炉心構成要素の照射後試験等の結 果に基づいて適宜補正している。過剰反応度及び 制御棒価値については,各運転サイクルの測定値 との比較により,MAGIを用いて,それぞれ± 0.1% k/kk²,±5%で予測可能である。

「常陽」MK- 計画の一環として,高精度化した

炉心管理コードシステム (HESTIA)¹¹を開発して いる。ここでは, 炉心構成の変化や燃焼履歴の模 擬等の炉心管理計算としての機能に加えて、炉心 全体、とりわけ炉心燃料の核特性評価の精度向上 に必要な改良を行っている。すなわち,計算点で ある空間メッシュ及びエネルギー群数の増加及び 精度の高い断面積セットの導入により、核計算法 の高精度化を図る。前者については,計算体系及 びエネルギー群数を従来のHex-Z体系,中性子7 群, 線3群から, Tri-Z体系, 中性子18群, 線 7群へ詳細化する。また,集合体当たりの分割数 を24メッシュに詳細化することにより,制御棒や 反射体に隣接した集合体内の出力分布の評価精度 後者については 最新のJFS-3-J3 2セットをMK-炉心の標準核定数に採用する予定である。

(ii) **線発熱計算法の高精度化**

材料照射試験においては,試料の照射温度が重要なパラメータの一つであるため,線発熱量を 精度良く評価することが求められる。「常陽」で は,既存の線発熱定数に遅発線を追加した新 たなライブラリー(修正New-POPOP4)を作成し, 炉内照射時の試料温度の精度向上を図っている。 これにより,炉心内の線発熱量の計算値が最大 約15倍に増加するため,中性子の発熱割合が相 対的に低下し,燃料領域の出力分担は98%から 96%に低下した。これに核分裂当たりの放出エネ ルギーの見直しを加えることにより,従来過大評 価であったMAGIの中性子束は約5%低下し,炉心 燃料の燃焼率のC/Eが104±008から099±008に 改善され,炉心管理の計算精度を向上できた。 (iii) 照射後試験等による炉心管理法の検証

「常陽」の炉心管理計算法の信頼性を確認するため,照射後試験(PIE)データによる妥当性評価を行っている。PIEは非破壊試験と破壊試験に大別され,前者では燃焼度分布測定や崩壊熱測定が,後者では照射燃料中のFP(Nd)含有量を同位体稀釈法で測定する方法が代表として挙げられる。

使用済燃料の燃焼度分布は、「常陽」の使用済燃 料貯蔵プールにおいて測定している。「常陽」の使 用済燃料集合体は、Naを除去した後、水とともに ステンレス鋼製の容器(缶詰缶)に封入された状 態で冷却プールの貯蔵ラック内に貯蔵している。 この使用済燃料を缶詰缶ごと測定架台に設置して 上下・回転駆動させ、水中に固定した高純度Ge 半導体検出器により 線プロファイルを測定す る。得られた 線スペクトルを解析し, FP核種 (¹⁴⁴Pr,¹⁴⁰La等)の軸方向分布から燃焼度分布を評 価する。測定した軸方向燃焼度分布とMAGIの計 算値は比較的良く一致し(図5参照),軸方向出力 分布の計算精度が確認できた。

Ndは,酸化物として燃料ペレット中に固溶し, 温度勾配等による移動がない。Ndの安定同位体 の生成量は燃料の核分裂数に比例し,軽水炉等で も燃焼率の指標に使われており,核分裂収率の精 度が高い¹⁴⁸Ndが用いられている。照射燃料試験施 設(AGF)でのPIEでは,同位体希釈質量分析法 により¹⁴⁸Nd生成量を測定し,燃焼率が求められて いる。これまでに約11体分のMK- 炉心燃料の データ(燃焼率で約03~8.7atom%)が取得され, MAGI計算値はこれらの測定結果と5%以内の良 好な一致を示した。

使用済燃料の崩壊熱は,燃焼に伴う核種生成量 によって評価精度が左右されるため,炉心管理計 算の検証に用いることができる。「常陽」では,オ ンサイトで非破壊のまま使用済燃料の崩壊熱を測 定できる装置を開発し,実測データを蓄積してき



図5 「常陽」炉心管理コードシステムと燃焼度測定結果

技術報告

た¹²⁾。測定方法は,使用済燃料貯蔵プールで断熱 二重管の測定容器内に缶詰缶に封入した使用済燃 料を装荷し,冷却水を強制的に循環させ,その流 量と出入口温度差から発熱量を求めるものである (図6参照)。

崩壊熱評価精度を検討するため,集合体平均燃 焼度約60GWd/tのMK- 炉心燃料について,燃 焼終了後40日から385日間の崩壊熱の減衰曲線を 詳細に測定した。計算では,JNDC崩壊熱計算ラ イブラリーとJENDL-3 2ペースの断面積データを 用いてORIGEN2により崩壊熱を評価した。その 結果,図6に示すように崩壊熱の計算値と測定値 の比は0 94~0 89であった。

(2) 照射条件評価技術の開発

「常陽」では,1983年のMK- 炉心の運転開始以 来,約20年間にわたり,炉心核特性計算に加えて ドシメータを用いた測定により中性子照射場を評 価してきた。さらに,近年高まりつつある照射試験 の精度向上の要求に応えるため,核計算では炉心管



図6 使用済燃料集合体の崩壊熱測定

理コードシステムの高度化に加えてモンテカルロ
 計算法の導入を,実測ドシメトリーではヘリウム蓄
 積型フルーエンスモニタの開発を進めている。
 (i)放射化箔法による中性子照射量測定

「常陽」における実測ペースの中性子ドシメト リーでは、多重放射化箔で測定した反応率から中 性子照射量を評価している。「常陽」における照射 試験では、多重放射化箔ドシメータセットを標準 的に用いており、これらは、適用する照射場の中 性子スペクトルにもよるが、約20MeVから100eV の範囲をカバーするように選定されている。

「常陽」のドシメトリーでは,試験片とともに照 射したドシメータの放射化量を測定し,JOYDAS で採取した原子炉運転履歴を基に反応率を算出す る。求めた反応率と断面積セットから,別途計算 で求めたスペクトルを初期推定値として,中性子 スペクトル解析コードパッケージ"NEUPAC-Jlog" を用いて最適解を求める(アジャストメント)。得 られたスペクトルから,中性子フルーエンス,原 子はじき出し損傷率(dpa/s),He生成率等を算出 する。これら一連のスペクトル解析の流れと解析 結果の例を図7に示す。

(ii) モンテカルロ法による局所的な中性子照射 量評価

照射リグ内の中性子照射量評価においては、

コンパートメント等の内部構造により非均質性が 強い. 制御棒の隣接位置あるいは燃料と反射体 の境界に装荷される等の理由により,局所的な中 性子束勾配やスペクトル変化が大きいため,炉心 管理コードシステムでは個々の試験用燃料ピンや 照射試料の照射条件を精度良く評価できない。こ のため、中性子エネルギーを連続で取り扱え、複 雑な幾何学形状を正確に模擬できるモンテカルロ 法を導入し,中性子照射量の評価精度向上を図っ ている。モンテカルロ計算コードは,十分な統計 精度を確保するためには計算時間を要すること と, 炉心全体での燃焼計算が実用化に至らないた め, 炉心管理コードシステムの燃焼計算で得た組 成を入力条件とした照射リグ内部の中性子照射量 の評価に限定して使用している。

(iii) ヘリウム蓄積型フルーエンスモニタ(HAFM)
 の開発

測定手法の高度化の一環として, HAFM (Helium Accumulation Fluence Monitor)³の開発を進 めている。HAFM 法は, ボロン, ベリリウム等の



図7 中性子スペクトルの解析フローと解析例

(n,)反応等で生成するヘリウム(He)原子数 を測定することにより中性子照射量を求める手法 である。HAFMを高速炉ドシメトリーに適用する ことにより,多重放射化箔法との併用による中性 子照射量の評価精度と信頼性の向上とともに,原 子炉構造材や核融合材料のHe 脆化を評価する上 で重要なHe生成量を直接測定することが可能と なる。測定装置(図8参照)は,HAFM素子をバ ナジウムキャプセルとともに溶融し,蓄積したHe ガスを放出させる溶融用電気炉とHe 原子数を測 定する四重極型質量分析計を主要部とする。

本手法の適用にあたって 標準He含有試料を用 いて質量分析計の感度較正を行い, He原子数を 誤差5%で測定できることを明らかにした。次 に,東京大学の「弥生」炉の標準照射場における HAFMの較正照射により,中性子照射量を誤差 7%で測定できることを確認した。HAFM法の検 証の最終段階として,図8に示すように「常陽」 の反射体領域でボロン素子のHAFMを照射し,中 性子照射量を評価した結果,放射化箔法と誤差範 囲内で良い一致を示し,高速炉ドシメトリーにお けるHAFMの信頼性が実証できた。





図8 ヘリウム蓄積型フルーエンスモニタ(HAFM) の開発

32 照射試料の温度評価

CMIR等の材料試料片の温度評価では、3次元 拡散計算や2次元輸送計算により中性子束分布と カップリングした線発熱分布計算を行い、汎用 温度計算コード"HEATING-5"を用いて集合体内 冷却材温度を2次元RZモデルで計算している。ま た、MARICO等のような複雑なキャプセル形状に 対しては、汎用非線形解析コード"FINAS"を用 いキャプセル内温度を3次元モデルで計算してい る。これらの計算結果は、熱電対での温度計測値 や試料とともに照射した熱膨張型温度モニタ (TED: Thermal Expansion Difference Monitor) の結果を用いて補正される。

「常陽」で用いているTEDは,直径4 Amm,長 さ約30mmのインコネル製円柱状容器にNaを充 填したもので,400 ~750 の範囲を±10 程度 の精度で測定できる。TEDは,これまで米国のア ルゴンヌ国立研究所から購入していたが,大洗工学 センターにおいても技術開発を行って製造が可能 となり,供給の安定化とコスト低減を図っている。

4.おわりに

高性能化した「常陽」は,MK- 炉心への改造 を行い炉心性能が大きく向上した。これを十分に 活用するとともに,FBR サイクル実用化戦略調査 研究や外部の照射ニーズに応えるため,照射装置 や照射条件評価技術の高度化を進めてきた。

照射装置については,キャプセル型照射装置に よる照射対象範囲の大幅な拡大や,MARICOの改 良による照射温度の高精度化,再装荷化,低スエ リング材の適用による照射リグの長寿命化,低コ スト化,シャトルリグによる照射期間の短縮化な どを進めた。これらにより,「常陽」の照射能力を 飛躍的に高めることができた。既に,これらにつ いて必要な設置変更許可を取得済であり,現在, 2005年度の照射開始に向け,照射装置の製作を進 めている。

照射条件評価に関しては、MK- 炉心での照射 試験実施に向け、評価コードの整備、新たな評価 手法の開発を進めてきており、今後、MK- 炉心 での性能試験および運転特性試験によるデータ、 照射後試験データ等により精度確認、精度向上を 図る。また、出力分布、ドシメータデータ、TED データ等により照射場の評価精度確認、精度向上 を図る計画である。

さらに,将来的には,「常陽」が照射試験要求に 応じた柔軟な運転が可能であることを利用し,低 速出力過渡過出力試験や出力過渡条件下の各種燃 料の照射試験等,高速炉燃料の安全性及び信頼性 向上のための照射試験が実施できるよう,照射技 術の開発を進めていく計画である。

参考文献

1) 宮川俊一,北村了一他:"特集「常陽」20周年

照射実績と照射技術 "動燃技報 No. 104.(1997.12)

- 2) 揃 政敏, 片岡 一 他: "高速実験炉「常陽」にお けるオンライン計装技術開発"日本原子力学会誌 Vol.40, No.2, pp 124~pp 134 (1998)
- 3) 片岡 一, 揃 政敏 他:"「常陽」 温度制御型材料 照射装置の性能評価" サイクル機構技報 No.11 (2001.6)
- 4) "照射センター利用ガイド" JNC TN 9450 2002-005
- 5)前田幸基,長沖吉弘 他:"特集「常陽」20周年 「常陽」の高度化と利用計画"動燃技報No.104. (1997.12)
- 6) H.Kataoka, T.Yasu, et al. " Development of material irradiation rig with precision temperature control in experimental fast reactor JOYO " Journal of Nuclear Materials 258-263 (1998) 677-681.
- 7) M.Kiritani: "The need for improved temperature control during reactor irradiation " Journal of Nuclear Materials 160 (1988) 135-141.
- 8) M.Kiritani, T.Yoshiie, et al. "Fission-fusion correlation by fission reactor irradiation with improved control "Journal of Nuclear Materials 174(1990)327-351.
- 9) 畠山耕一, 鵜飼重治 他:" PNC-FMS 鋼ラッパ管と SUS 316鋼の異材溶接技術開発", サイクル機構技報 No. 13, (2001.12)
- 10) 関根 隆,青山卓史 他:"高速中性子照射場として の高速実験炉「常陽」のキャラクタリゼーション", サイクル機構技報 No.6,(2000.3).
- 11) 大川内靖,前田茂貴 他:"「常陽」MK- 炉心管 理コードシステム" HESTIA"の開発", JNC TN 9400 2002-070 (2002).
- 12) 青山卓史 他:"使用済高速炉燃料の崩壊熱",日本 原子力学会誌 Vol.41, No.9, p.946-953 (1999).
- 13) 伊藤主税 他:"高速炉ドシメトリー用 He 蓄積型中 性子フルーエンスモニタの開発",日本原子力学会 和文論文誌 Vol.1 No.1 p.48-58 (2002).

資料番号:21別冊-6-2



照射後試験技術の開発

永峯 剛 吉持 宏 阿部 康弘

大洗工学センター 照射施設運転管理センター 燃料材料試験部

Development of Post-Irradiation Examination Technique for MK-III

Tsuyoshi NAGAMINE Hiroshi YOSHIMOCHI Yasuhiro ABE

Fuels and Materials Division, Irradiation Center, O-arai Engineering Center

照射性能を大幅に向上させた高速実験炉「常陽」のMK-Ⅲ炉心では、MA含有MOX燃料,酸化物分散強化型 フェライト鋼被覆管燃料,金属燃料などの新たな照射試験が計画されている。

大洗工学センターの照射センターでは、1971年以降、「常陽」で照射されたものを主に、様々なタイプのMOX 燃料や燃料被覆管材料などの照射後試験を実施してきた。また近年は、MK- IIIでの照射試験に対応して、照射後 試験の技術開発や施設設備の整備を進めている。

本報では、照射センターに属するホットラボ3施設の概要とその試験実績に加え、照射リグの再組立、MA含 有MOX燃料製造試験などを含め、MK-IIIに向けた最近の照射後試験技術について設備の整備、試験手順を確立 した実証による試験結果などを紹介し、多様な照射試験に対応できる照射後試験技術開発の状況を報告する。

In the MK-III core of the fast experimental reactor "JOYO", which raised the irradiation performance sharply, new irradiation tests are planned for MA-MOX fuel, long life fuel with oxide dispersion strengthened ferrite steel cladding, metal fuel and so forth.

In the Irradiation Center of O-arai Engineering Center, many post-irradiation examinations (PIE) have been conducted since 1971 for various types of MOX fuel, fuel cladding material, etc. irradiated mainly by JOYO. And recently, for the irradiation tests in the MK-III core, the technical development of PIE and the arrangement of facility equipment have been advanced.

This report describes the latest technical development of PIE including the re-assembling of irradiation rigs and the fabrication test of MA-MOX fuel, in addition to the outline of three hot laboratories belonging to the Irradiation Center and the achievements of PIE.

キーワード

「常陽」, MK - Ⅲ炉心, MA含有 MOX燃料, 照射試験, 燃料被覆管材料, 照射後試験, ホットラボ, 照射リグ, 再組立, 燃料製造試験

JOYO, MK-III Core, MA-MOX Fuel, Irradiation Test, Fuel Cladding Material, Post-Irradiation Examination, Hot Laboratory, Irradiation Rig, Re-Assembling, Fabrication Test



永峯 剛
照射燃料集合体試験室所属
技術主幹
高速炉燃料集合体及び燃料要素の照
射後試験の実施・
評価に従事



吉持 宏 照射燃料試験室所 属 副主任技術員 MA燃料製造及び 照射済MOX燃料 の照射後試験の実 施・評価に従事



□副主任技術員 照射後材料試験の 実施・評価及びホ ットラボ用試験機 器の開発・整備に 従事

1.はじめに

高速炉で使用する燃料集合体や制御棒などの炉 心構成要素は,高燃焼度化など実用化に向けてよ リー層の高性能化が求められている。高性能化に あたっては,高速中性子束下及び高温液体ナトリ ウム中という高速炉特有の照射環境下での燃料・材 料の性能を確認しつつ進めることが不可欠である。

大洗工学センターには,そのためのホットラボ 3施設が稼動している。そこでは,同じサイトに ある高速実験炉「常陽」をはじめとして国内外で 照射された数多くの燃料・材料の照射後試験を実 施してきた。得られたデータは,「常陽」の燃料設 計,高速増殖原型炉「もんじゅ」の設工認や実用 化に向けての設計研究に反映されてきた。

「常陽」MK- 炉心では,マイナーアクチニド (MA) 含有燃料や酸化物分散強化型(ODS)フェ ライト鋼**被覆管燃料など,これまでにない燃料・ 材料の実用化に向けたさまざまな照射試験が計画 されている。

ホットラボ3施設においてはこれまで,測定精 度を高めるといったことに加え,多様な試験条件 に対応できる照射後試験技術の開発を進めてき た。「常陽」MK- 炉心を利用した新たな照射試験 についても,それに対応可能なように各種取組み を進めている。

本報では,ホットラボ3施設の概要とこれまで の照射後試験実績を述べるとともに最近の照射後 試験技術の開発について紹介する。

2.照射後試験施設の概要¹⁾

大洗工学センター照射施設運転管理センター (照射センター)のホットラボは,3施設で構成さ れる。照射燃料集合体試験施設(Fuels Monitoring Facility:FMF)では,燃料集合体,燃料要素の非 破壊試験,燃料や材料の機器分析などを行う。照 射燃料試験施設(Alpha-Gamma Facility:AGF) では,燃料の物性測定試験やMA燃料製造及びそ の分析などを行う。照射材料試験施設(Materials Monitoring Facility:MMF)では,材料の物性測 定試験,高温強度試験などを行う。FMFを中心と した施設間の試験試料の流れを図1に示す。





^{*}マイナーアクチニド(MA):使用済燃料の再処理から生じる高レベル放射性廃棄物などに含まれるネプツニウム(Np),アメリシウム(Am),キュリウム(Cm)など。

^{**}酸化物分散強化型(ODS)フェライト鋼:イットリウム(Y2O3)などの酸化物粒子をメカニカルアロイング法にて微細分散させ,スエリング(中性子照射による体積増加)抵抗性に優れ,高温強度の改善を図った材料。

2.1 照射燃料集合体試験施設(FMF)

FMFは、「常陽」を対象としたFMF既設と「も んじゅ」などの大型集合体も扱えるFMF増設で構 成され、「常陽」の西側に隣接している。本施設で は、照射後試験用集合体の受入れ・解体、関連施 設における照射後試験実施のための試料調製を行 っている。また、継続照射用集合体の中間検査及 び再組立を実施し、多様性のある照射試験にも貢 献している。

「常陽」からの集合体搬入には,使用済燃料プー ルにおいて冷却を行った後キャスクで搬入する方 法,キャスクカーにより金属ナトリウムが付着し た状態で直接原子炉から窒素ガス雰囲気の試験セ ルへ搬入する方法がある。なおFMF増設施設に は,キャスクで搬入することになる。

照射済の試料を扱うホットセルは,全部で8セ ルある。この内,試験セル,除染セル,金相セル 及び増設施設の第2試験セル,第2除染セルは, プルトニウムを含む燃料を扱うため密封型(--

セル)である。また,試験セル,第2試験セル 及び金相セルは,金属ナトリウムの安全取扱や試 験試料の酸化を防ぐため窒素ガス雰囲気に保たれ ている。

FMF既設のセル仕様と照射後試験項目を表1 に示す。主な照射後試験の内容は,集合体単位の 非破壊試験(外観検査,寸法測定,X線ラジオグ ラフィーなど),燃料要素単位の非破壊試験(重量 測定,外観検査,寸法測定,スキャニングなど) 及び破壊試験(燃料の組織観察,表面微小分析な どの金相試験を含む)であり,さらにより詳細な 試験を他施設で実施するための試料調製を行う。 また,B型照射燃料集合体など計測線を持たず照 射情報はオフライン型モニタを用いるオフライン 照射燃料集合体の再組立のための設備は,クリー ンセルに設置している。

FMF 増設のセル仕様と照射後試験項目を表 2 に示す。照射後試験の内容は,集合体単位の非破 壊試験(外観検査,寸法測定,×線CT検査など) と燃料要素単位の非破壊試験(外観検査,寸法測 定,渦電流探傷試験,スキャニングなど)であ り,パンクチャ試験などは試料を既設試験セルに 施設内移送して行う。また,温度制御型材料照射 装置(Material Testing Rig With Temperature Control:MARICO)の遠隔組立のための設備は,増 設第2除染セルにその都度設置する。

2.2 照射燃料試験施設(AGF)

AGFは、日本原子力研究所材料試験炉JMTRの 隣に位置しており、プルトニウムを含む照射済燃 料を扱える国内最初の - 型のホットラボとし て建設された。建家内には、ホットセルが22基、 グローブボックスが16基設置され、その取扱いは 空気雰囲気となっている。これまで「常陽」をは じめ海外の高速炉であるDFR、Rapsodie、Phenix などで照射されたウラン及びプルトニウム混合酸 化物燃料(MOX燃料)の照射後試験を行ってきた。

ここでは,照射済MOX燃料などの物理的,化 学的性質を把握するための試験研究が中心であ る。FMFなどの施設において解体・切断した照射

表1	FMF	既設の	主な試験装置-	一覧
----	-----	-----	---------	----

セル名称 (雰囲気)	試験項目	試験装置名
	集合体外観検査	・ペリスコープ ・トランシット ・蛇腹式大型カメラ
	集合体Na洗浄	・集合体ナトリウム洗浄装置
	集合体寸法検査	・集合体寸法測定装置
	集合体解体	・集合体解体機
	集合体部材切断	・部材切断機
試験セル	燃 料 要 素 重 量 測 定	・ピン重量測定装置
(窒素カス)	燃 料 要 素 寸 法 測 定	・ピン寸法測定装置
	燃 料 要 素 詳細外観検査	・ピン外観検査用 特殊観察装置
	燃 料 要 素 パンクチャ試験	・燃料ピンパンクチャ装置
	燃 料 要 素 スキャニング	・燃料ピン スキャニング システム
	燃料要素の切断	・長尺燃料ピン切断機
除染セル	試 料・機 器 等 除 染	-
	燃料要素の封入	・封入缶溶接装置
クリーンセ	封 入 缶 リーク試験	・Heリーク試験
// (空 気)	特殊燃料集合体 再 組 立	・特燃再組立装置
	光 学 顕 微 鏡 写 真 撮 影	・金属顕微鏡
金相セル	微 小 領 域 元 素 分 析	・遮蔽型X線マイクロ アナライザ(SXMA)
(窒素ガス・空気)	二次電子像 写 真 撮 影	・遮蔽型 走査型電子顕微鏡(SEM)
	微 小 領 域 質 量 分 析	・遮蔽型イオンマイクロ アナライザ(IMA)
ラ ジ オ グラフィセル (空 気)	X 線 ラ ジ オ グ ラ フ ィ	・X線ラジオグラフィ装置

セル名称 (雰囲気)	試験項目	試験装置名
	集合体外観検査	・集合体縦型試験装置 (ハイビジョン ITV) ・蛇腹式大型カメラ
	集合体解体	・集合体縦型試験装置 (解体部)
	集合体寸法検査	・集合体縦型試験装置 (寸法測定部)
	集合体部材切断	・集合体横型試験装置
第 2 試験	燃 料 要 素 重 量 測 定	・ピン試験装置 (1) (重量測定装置)
セ ル (窒素ガス)	燃料要素形状 (寸法) 測定	・ピン試験装置(1) (レーザ寸法測定装置)
	燃 料 要 素 スキャニング	・ピン試験装置(2) (スキャニングシステム)
	燃 料 要 素 寸 法 測 定	・ピン試験装置(2) (レーザ寸法測定装置)
	燃 料 要 素 詳細外観検査	・ピン試験装置(3) (詳細外観検査装置)
	燃 料 要 素 渦 電 流 探 傷	・ピン試験装置(3) (渦電流探傷装置)
第2除染	MARICO [*] の 再組立	・MARICO再組立装置
セル (空気)	缶詰缶等の開缶	 ・缶取扱装置
	缶詰缶等の洗浄	・洗浄装置
CT 検査室 (空 気)	X線CT検査	・X線CT検査装置

表2 FMF 増設の主な試験装置一覧

MARICO*: Material Testing Rig with Temperature Control 温度制御型材料照射装置をいう

済燃料ピンの切断片を試料として, セル内で試料 調製後,燃料の金相観察,元素分析,物性測定 (X線回折, 融点, 熱伝導度), FP放出挙動, 燃焼 率測定,放射線計測などの試験を行い,高速炉燃 料の照射挙動評価を行っている。

AGFではサイクル機構で進めている実用化戦 略調査研究(FS)の一環として,環境負荷低減な どに係る研究開発のため, MA核種のうちAmを 混合酸化物燃料に含有させた燃料試料を、セル内 で遠隔操作により製造する小規模設備を設置し, 遠隔燃料製造技術の開発を進めている。また、 MAが照射挙動に与える影響を評価するため照射 済燃料中のMA核種分析技術の開発も進めている。

AGF における主な試験装置一覧を表3に示す。

2.3 照射材料試験施設(MMF)

MMFは, MMFとMMF-2で構成され,「常陽」 の南側に位置しており,通路で連結され一つの ホットラボとして運転している。ここでは,主に

表3 AGF の主な試験装置一覧

セル名称	試験項目	試験装置名
		被覆管・端栓溶接装置 (Tig 溶接)
No.1-1セル*	ピン加工検査 	X線透過装置
		Heリーク検査装置
No 1-2711/**	ペレット検査	寸法・密度検査装置
	ペレット充填	ペレット充てん・除染装置
		粉末供給装置
No.3-1セル**	(粉末調製)	粉砕混合機,振動機
		ペレット成形機
		予備焼結炉
No.3-2セル**	(焼 結)	本焼結炉
		ペレット研削機
No.L-1セル**	燃料組織観察	光学顕微鏡
No.4セル**		電子ビーム溶封装置
	;北、北、市、北、	イオン腐食装置
No.5セル**	HEV IT HIS OC	切断機,研磨装置
No.6セル**		ペレット溶解
No.11セル**	微小元素分析	電子線マイクロ アナライザー
No.12セル**	燃料組織観察	光学顕微鏡
No.14セル**	FP ガス 放出 挙 動 試 験	FP放出挙動試験装置
No.15セル**	X 線回折測定	X線回折装置
No.16セル**	融点測定	融点測定装置
No.18セル**	熱伝導率測定	レーザーフラシュ 熱伝導度測定装置
	試 料 調 製	イオン交換分離装置
化学安	ペレットQ分析	蒸発性不純物分析装置
	(烝発性不純物 , フッ素 , 塩素 ,	イオンクロマトグラフィ
	水分)	水分分析装置
	M A 分 析	 放射線計測装置
恒温室	ペレットQA分析 (金属不純物)	高周波プラズマ 発光分光分析装置
測定室	Pu U同位体測定	質量分析装置
	O / M 比 測 定	示差熱重量計(TG-DTA)
実験室	弹性率測定	超音波弾性定数測定装置
	試料調製	切断機,研磨装置
* • 台口刑		

**:気密型セル(- セル)

「常陽」及び海外の高速炉で照射された高速炉用 の炉心材料 (燃料被覆管,ラッパ管),構造材料, 制御棒吸収材料やJMTR で照射された構造材料の 照射後試験を行っている。

照射済試料を取扱うホットセルは, MMF, MMF-2, 合わせて14基あり, この内, 主に核燃料 物質を扱う密封型セル(- セル)は3基,主 に放射性同位元素(RI)を扱う負圧型セル(-

セル)は11基となっている。なお,MMF-2の No.1セルとNo.2-1セルは,窒素雰囲気での運転が 可能となっている。

MMFの主な照射後試験装置を表4に示す。燃料被覆管関係の試験装置は主に - セルに設置 しており,高圧ガス製造設備で製造した高圧アル ゴンガスを加圧媒体として,被覆管試料に内圧負 荷を与え,破断時の圧力,温度,時間及び外径変 化などを測定している。

「常陽」や「もんじゅ」のサーベイランス試験な ど構造材料やラッパ管,ワイヤー関係の試験装置 は, - セルに設置しており高温強度特性やス エリング特性などの評価を行っている。

制御棒吸収材料関係の試験装置は主に実験室に 設置しており,熱伝導率や熱膨張率などを測定し ている。また,原子炉材料の照射損傷をミクロレ ベルで解明するために,透過型電子顕微鏡(TEM) や電界放射型透過電子顕微鏡(FE-TEM)を用い ている。

「常陽」MK- に向けた新たな装置として,ラッ パ管や被覆管から直接材料試験片を製作できる放 電加工装置(EDM)やインパイル用内圧封入型ク リープ試験片にタグガスを封入するためのタグガ ス封入装置を新設した。

3.照射後試験の実績

照射センターのホットラボでは,高速炉用燃料 及び材料の開発のための照射後試験を実施する役 割を担っており,AGFが1971年に,MMFが1973 年(MMF-2は1984年)に,そしてFMFが1978年 (FMF増設は1999年)に操業を開始した。それぞ れ32年,30年,25年が経過し,これまでに214体の 「常陽」照射燃料集合体などの炉心構成要素,2000 試料以上の照射燃料の試験・解析,さらに7000試 料以上の材料などの試験を実施している(図2)

照射センターのホットラボにおける照射後試験 は,以下の4期に分けることができる。

海外炉で照射された燃料と材料の照射後試験 を主体とする段階(第1期)

「常陽」増殖炉心(MK-)の炉心構成要素の 照射後試験を主体とする段階(第2期)

「常陽」MK- で照射された燃料と材料の照射 後試験主体とする段階(第3期)

「常陽」MK- で照射された燃料と材料及び

表4 MMFの主な試験装置一覧

セル名称	試験項目	主 な 試 験 装 置 名
	外観検査	ステレオ式L型ペリスコープ
被覆答	寸 法 検 査	レーザー外径測定装置
	急速加熱バース ト 試 験	高温強度試験機
試験セル*	バースト試験	バースト試験機
	内圧クリープ試験	内圧クリープ試験機(3台)
	引張試験	引張試験機
	スエリング測定	密度測定装置
ローディング セール **	外観検査	ステレオ式L型ペリスコープ
工作セル**	材料試験片加工	精密試験片加工装置(EDM)
研磨セル**	組織観察試料の調整	研磨装置(8台), 切断機
光顕セル**	微細組織観察, 硬 さ 測 定	光学顕微鏡 , ビッカース硬さ計
	疲労試験	疲労試験機
	破壊靭性試験	破壊靱性試験機
試験セル**	引張試験	引張試験機
	衝撃試験	計装化シャルピー衝撃試験機
	寸 法 測 定	レーザー外径測定装置
単軸クリープ セール **	クリープ試験	単軸クリープ試験機(10台)
貯蔵セル**	照射試料の保管	貯蔵ピット
No.1セル*	被覆管からの 燃 料 除 去	脱ミート装置
No.2-1セル*	外観検査	ステレオ式 L 型ペリスコープ
No.2-2セル**	照射試料の受払い	
No.3セル**	クリープ疲労試験	クリープ疲労試験機(2台)
	外観検査	P型ペリスコープ
	寸 法 検 杳	レーザー外径測定装置
No.4セル**	73 /4 作天 且	長さ測定器
	スエリング測定	密度測定装置
	重量測定	電子天秤
No.5セル**	クリープ試験	単軸クリーブ試験機(5台)
試験室	電子顕微鏡観察	電界放射型透過型電子顕微鏡 (FE-TEM)
ガニス	ガス分析試験	四重極質量分析計
分析室	TEM試験片加工	収束イオンビーム装置
物性室	熱伝導率測定試験	レーザーフラッシュ熱定数測定装置
	熱膨張測定試験	熱膨張測定装置
電顕室	電子顕微鏡観察	透過型電子顕微鏡(TEM)
分析室	組成分析	高周波ブラズマ 発光分光分析装置(ICP)
コールド	ガス封入	内圧封入装置
山 駛 至		タグガス封入装置

*: 気密型セル(- セル) **: 負圧型セル(- セル)

「もんじゅ」炉心構成要素の照射後試験を主体 とする段階(第4期)

第1期では、東海事業所プルトニウム燃料セン ターで製造した MOX 燃料を仏国 Rapsodie 炉など 海外で照射した試料を取扱った。これらの試料は 技術報告

サイクル機構技報 No.21別冊 2003.12



図2 照射センターにおける「常陽」照射後試験実績

日本に持ち帰り,燃料要素の外観検査,寸法測定, 重量測定などの基礎的な照射後試験と燃料ペレットの金相写真,燃焼度の分析,材料の強度試験な どを実施し,国内で初めてMOX燃料の炉内挙動 の情報を取得した。

第2期では、「常陽」における炉心構成要素の健 全性確認及び増殖特性把握のため燃焼度をパラ メータとして炉心燃料集合体を段階的に取出し、 集合体の寸法測定、燃料要素の各種非破壊検査、 オーステナイト系ステンレス鋼(SUS316)製被覆 管の組織観察、硬度変化、機械的強度試験及び燃 料の燃焼度分布の測定などを実施した。特に1980 年頃、スペーサワイヤによる被覆管の擦り痕が確 認された際は、擦り痕抑制対策検討のため改造型 燃料集合体の照射後試験を行い、抑制対策の効果 を確認し、その成果は「常陽」及び「もんじゅ」 に反映した。

第3期では、「常陽」がMK- 照射用炉心に移行 し、特殊燃料集合体や材料照射リグによる照射試 料及び製造キャンペーンごとの炉心構成要素を主 な試験対象とした。高度な照射後試験と照射挙動 評価が要求され、照射済MOX燃料ペレットの融 点などの物性試験、燃料ペレット中のボイドの移 動・分布、核分裂生成物やプルトニウムの分布測 定、さらには被覆管のスエリング測定、急速加熱 バースト試験などが可能となり照射後試験技術は ー層進展した。また照射途中において中間検査の 後,再び集合体に組み立て,「常陽」にて継続して 照射する継続照射技術も確立し,同一試料による 照射量をパラメータとしたデータ取得が可能とな った。

このような照射後試験結果は燃料挙動解析コー ドCEDAR (Code for Thermal and Deformation Analysis of Reactor Fuel Pin)にも反映され,過渡 時を含む燃料照射挙動を評価できるようになって いる²⁾。また、「もんじゅ」の使用条件に相当する 高燃焼度に到る燃料の熱的挙動,材料の照射挙動 を明らかにし、スエリング、照射クリープ、被覆 管内面腐食、ナトリウム腐食特性等のデータを蓄 積した。それらの成果は、「常陽」や「もんじゅ」 の設計基準の合理化などに反映されている。

現在は第4期に入った段階にあり,照射性能を 向上させた「常陽」MK-では,高速炉の燃料材 料開発に限らず受託照射として外部利用者への照 射場の提供を積極的に進め,それに対応した照射 試験を行う計画である。

4.照射後試験技術の開発

照射センターのホットラボでは,これまで測定 精度を高めるといった各種照射後試験技術の高性 能化に加え,多様な試験条件に対応できる照射後 試験技術の開発を進めてきた。「常陽」MK 炉 心を利用した新たな照射試験への対応についても 継続的に取組んでいる。本章では,最近の代表的 な照射後試験技術開発について紹介する。

(1) 照射後試験用X線CT装置

照射済の燃料集合体は,強い 線放射体であ る。そのためX線CT (Computed Tomography) 検査技術の適用は不可能と考えられていた。しか し,パルス状高エネルギーX線を利用してそのX 線と同期するようにX線を検出することによって 鮮明な断層画像を得ることに成功した³⁾。集合体を 挟んで向かい合うように配置したX線発生源とX 線検出部は,集合体を中心にして並進運動と回転 運動を交互に繰り返しながらX線透過を行い, 180度回転させて1断面の撮像が終了する。撮像 時間は,1断面あたり通常スキャンモードで20分 である。

X線CTデータの活用は,燃料要素束とそれを収 納するラッパ管との機械的相互作用(Bundle-Duct Interaction: BDI)^{*)}の発生状況の確認が主た る目的である。CT画像の目視による観察では,ラ ッパ管内での燃料要素の変位量など定量的な評価 はできない。そこでCT画像がデジタルデータ(CT 値)で構成されていることに着目し,定量化する 手法を確立した⁵⁾。

燃料要素の位置の定量化は,まず被覆管外面の 境界座標を求め,この座標を楕円方程式にて最小 二乗法で最適化し,その楕円の重心を燃料要素の 中心座標とした。この測定精度は,寸法が既知の 模擬試料の測定結果から±0.05mm以下である ことを確認した。また,ラッパ管の位置も,± 0.1mm以内の精度で定量化できることを確認し た。このように燃料要素中心座標及びラッパ管位 置を定量化することにより,燃料要素-要素間距 離や,燃料要素-ラッパ管間距離,冷却材流路断 面積などを求めることが可能となった。

炉心燃料部について軸方向20断面のCT検査を 実施し,定量化によって求めた最外周燃料要素と ラッパ管内面の距離の軸方向分布を図3に示す。 燃料要素とラッパ管の間にワイヤスペーサが存在 する軸位置では,その距離は0.7mm以上確保さ れているが,ワイヤスペーサの存在しない軸位置 では,最小0.15mmまで燃料要素とラッパ管が接 近していることがわかる。

最外周燃料要素においては,ラッパ管側ではその反対側である燃料要素束側に比べ照射中の被覆



図3 CT検査によるラッパ管と燃料ピンとの距離 の軸方向分布

管温度が低くなる。このため照射中は,ラッパ管 側よりも燃料要素束側の方が,熱膨張量が大きく なり,熱湾曲が発生する。この熱湾曲が最外周燃 料要素の曲がり挙動に影響を及ぼしている。

今後,燃料要素の曲がり挙動について,熱湾曲 やスエリング,照射クリープなどを考慮した一次 元梁モデルによる解析及びスペーサワイヤによる 局所的な曲がり挙動解析を進める計画である。

(2) 融点測定装置

高速炉燃料の設計においては,燃料の溶融を防 止する観点から,燃料の最高使用温度の制限値が 融点の照射挙動評価結果を考慮し設定されてい る。融点測定装置は,最高加熱温度3,000 の高 周波誘導加熱炉,到達真空度~0.3Paの真空排気 系及び温度制御記録系より構成されている。主な 特徴として,加熱時での加熱炉内構成部品(タン グステン製)からの蒸発による温度計光軸の汚れ に対しては,光軸ガラスの遠隔交換が可能となっ ている。

燃料融点の測定手法は,フィラメント法とカプ セル法があるが,AGFでは燃料加熱中のO/M(酸 素/重元素重量比)の変化や燃料蒸気などによる 測温系への影響を避けるため,カプセル封入式の サーマルアレスト法を採用している。カプセルは タングステン製であり,外径 14mm,高さ40mm の円筒形状でこの中に燃料試料を入れ,電子ビーム溶接により密封する。装置本体,真空排気系は セル内に設置されており,操作は全て遠隔で行わ れる。燃料試料入りカプセルは真空雰囲気中で高 周波加熱により,一定速度で加熱され,カプセル 底部に設けてある測温孔を赤外線放射温度計で連 続測温し,得られた温度履歴曲線から燃料溶融時 の潜熱による屈曲点を読取り,融点を求める。こ れまでに取得した照射済 MOX 燃料の融点を図4 に示す⁶⁾。フィラメント法に比べて,キャプセル法 の測定精度ははるかに良好であること及び MOX 燃料の融点は燃焼伸長とともにゆるやかに低下す ることが認められた。

今後,MA含有MOX燃料をはじめ新型燃料の測 定データを取得していく予定である。なお,現融 点測定装置は,これまでの装置に比べ加熱炉の小 型化,高線量化防止フィルタの設置,ファイパー 式赤外線放射温度計の採用など,保守性及び温度 計測系に高度化を図った装置となっている。

(3) FP 放出 拳動試験 装置

原子炉事故時に燃料から放出される放射性核種 の種類,化学形,量などソースターム評価を行う ことは,原子炉のシビアアクシデントに関する安 全研究として重要である。

本装置は,高速炉燃料からのFP放出現象に関 する実験的データを取得することを目的に設置し たものであり,事故時を模擬するため燃料溶融領 域まで昇温可能な加熱部,操作盤,FP核種分析 部,ガス分析部などより構成される。装置の概要 を図5示す。燃料試料の加熱速度は最大25 /sec で,最高3,000 まで加熱することができる。加 熱方式として高周波誘導加熱を採用している。昇 温により放出されるFPは分別捕集の温度勾配管, 焼結金属フィルタ要素等で捕集され,線スペク トル測定により同定される。また,希ガスについ ては遮蔽壁外に設置されたガスクロマトグラフや 質量分析装置によって分析される。

2000年以降「常陽」照射済 MOX 燃料を用いた 試験を実施し,最高加熱温度3,000 における 線分析及びガス分析によるFP放出挙動データを 取得した。試験結果の一例を図5に示す。 スペ クトル分析では,揮発性FPであるCs-137,Cs-134 の放出は,加熱初期に放出速度が急激に上昇し, その後緩やかに低下していくことがわかった。一 方,ガス分析では,FPガスは加熱開始後バースト 状に放出されることが明らかとなり,Kr,Xe各々 単独で評価することができ、ソースターム評価上 重要なデータを得ることができた。なお、図5に 示した試験結果でXeの放出特性がKrと比較して 遅れが生じているが,これは放出ガスを質量分析 装置まで導く配管の途中に設置したヨウ素トラッ プ(銀ゼオライト)の影響であり,実際にはKrと 同じ放出特性であることを確認している。

(4) 電界放射型透過電子顕微鏡 (FE-TEM)

高速炉材料は,高いエネルギーを有する中性子 が照射されることにより機械強度特性の低下や寸 法変化などが生じる。

これらの材料特性変化は材料内部の組織変化に 起因しており,MMFではこの組織変化挙動をミ クロの視点から調べるために,透過型電子顕微鏡



図4 高速炉MOX 燃料の融点の燃焼度依存性



セル



(Transmission Electron Microscope: TEM)によ る微細組織観察を行っている。これまで主に照射 材料中にある直径数10~100nm程度の析出物や ボイドについて観察・解析を行ってきた。しかし これらの挙動解明のためには,ボイドの前駆体で ある直径数ナノメーター(nm)程度のバブルの形 成挙動や合金元素の偏析状況など,より照射組織 発達素過程に近い挙動を詳しく調査する必要があ る。また,昨今精力的に開発を進めているODS フェライト鋼ではnmオーダーの分散粒子の形成・ 分散状態が材料特性に直結しており,照射前後で の分散粒子の変化を把握することが重要な課題の ーつとなっている。 これらの課題に対しては既存のTEMでは不可 能である原子レベルでの組織観察及び数nm程度 の領域の組成分析が要求されることから,新た に電界放射型透過型電子顕微鏡(Field Emission Transmission Electron Microscope: FE-TEM)を MMFに導入した。装置はFE-TEM本体と元素分 析装置であるエネルギー分散型×線分光分析装置 (EDS)から構成されている。FE-TEMは高輝度か つ安定した電子ビームを発生することができ,ま たその電子ビームを直径1nm程度まで絞り込む ことができるため,100万倍以上の高倍率で高分 解組織観察や直径数nmといった微小領域の元素 分析が可能である。 130

図6にODSフェライト鋼分散粒子の高分解能 像及び組成分析結果を示す。高分解能像から,分 散粒子は面間隔が0275nmと0278nmの2つ結晶 面が72°の角度関係にあることがわかる。また EDSによる分析結果から,分散粒子はイットリウ ム(Y)-チタン(Ti)-酸素系の複合酸化物であ り,YとTiの組成比は約07であることがわかっ た。これらの結果を総合的に検討することにより, この分散粒子は立方晶系のY2Ti2O2と推察された。 このようにFE-TEMによって,析出物及び析出物 と母相の界面の構造や元素の分布状態を調べるこ とができるようになり,材料の中性子照射挙動解 明においてこれまでにない新しい知見を得ること が期待できる。

(5) 遠隔操作型精密試験片加工装置

MMFでは,照射後材料試験の評価技術の進展 に対応した多様な形状の試験片製作が求められて いる。しかし,これまでのホットセル内設備で は,照射したラッパ管や燃料被覆管から様々な形 状の試験片を加工することができなかった。その ため,形彫り式放電加工を利用した遠隔操作型精 密試験片加工装置を開発し,セル内に設置した。

放電加工は絶縁性をもった液体中において工具 となる電極と素材との間で直接放電を発生させ, 放電による熱で素材を溶融し,その時の衝撃圧力 によって加工を行うものである。



ナノ複合酸化物粒子 Ti-Y-Q(レプリカ膜)の高分解能像(a), FFT (b), 及び典型的粒子からの EDS スペクトル(c). 粒子形態は 球状であり, Cu ピークは支持グリッドからの影響.

図6 ODSフェライト鋼分散粒子のFE-TEM高分解 能像及び組成分析結果 本装置は,加工装置本体,加工液循環装置,制 御装置で構成され,銅合金製の試験片型電極によ り試験片を加工する。本装置で加工した試験片を 写真1に示す。

この装置の特徴は, FMFで約150mm 長さに切 断したラッパ管を本体加工槽に装着して,六角形 ラッパ管の各面から直接材料試験片を加工採取す ることができることである。また,マニプレータ による遠隔操作性に加えて保守性を考慮した構造 となっており,本体はユニット毎に遠隔交換が可 能となっている。加工液には可燃性のケロシン油 に代え,水を精製したイオン交換水を用いてお り,試験片加工中の安全性を確保している。ま た、加工層によるホットセル内の汚染拡大防止の ため,加工液循環系にろ過フィルタに加え加工屑 の磁化特性を利用した磁石フィルタを併設し,加 工屑回収の効率化を図った。加工電極の加工位置 制御は,パソコンによる制御システムを採用して おり,ラッパ管などの素材に対して無駄なく試験 片が採取できるようになっている。

本装置の導入により,従来は対応できなかった 燃料被覆管からの平行部付き試験片やラッパ管か らの小型試験片などを精度良く加工することが可 能となり,今後の照射後材料試験のデータベース 拡充に反映していく。

5. 再組立技術の開発

照射試験では,高照射量における燃料要素や材料の挙動を明らかにする際,照射途中での照射試料の状態を調べる中間検査が重要なポイントの一つである。これまで燃材施設では,オフライン型でコンパートメントタイプの集合体であるB型燃



写真1 遠隔操作型精密試験片加工装置による試験 片加工例 料集合体,炉心材料照射リグ(Core Materials Irradiation Rig: CMIR)などで照射した燃料要素, 炉心材料などを中間検査の後,再び集合体に装荷 する再組立技術を確立し,照射試料の「常陽」で の継続照射を可能にしてきた⁷⁾。

「常陽」MK- では、従来の照射試験に加え新た な照射試験として照射しながら試料の温度制御が できるオンライン型照射装置による材料照射試験 や試験用燃料要素をバンドルの状態で照射するC 型照射燃料集合体の継続照射試験などを計画して いる。これら集合体の遠隔再組立技術は、コンパー トメントタイプと異なり、遠隔操作による溶接技 術や新たな試料取扱技術などが必要となる高度な 開発テーマである。これら燃材施設における再組 立技術開発について以下に述べる。

(1) MARICO 再組立技術

温度制御型材料照射装置(Material Testing Rig with Temperature Control:MARICO)は,高速炉 における高性能な燃料被覆管材料として着目され ているODSフェライト鋼などの材料試験体を「常 陽」炉心での照射下における内圧クリープ破断試 験や照射後のシャルピー試験などのための材料照 射を行う目的に開発されたオンライン型の照射装 置である。装置本体は,外径約15cm,全長約11m の長尺の装置であり,炉心部に位置し照射試験を 行う試料部集合体内には,照射キャプセルを3個×

5段の計15個が配置する特殊な構造を有している。

MARICOの2号機には,既に1号機で照射した 材料試験体など継続照射試料を組み込む予定であ り,放射線を遮蔽し,かつ長尺の装置本体が扱え る大型セルを有するFMF増設での再組立が必須 となる。MARICO再組立は,組立途中の試料部集 合体に,遠隔操作で継続照射試料を組込み,エン トランスノズル付き六角管を被せ溶接する作業で ある。MARICO再組立設備は,上記目的のため設 計製作したもので,セル外でのモックアップ試験 を積重ね整備した(図7)。

六角管の溶接については,プルトニウム燃料セ ンターにおける手順・条件を調査・検討し,溶接 時の電流値・速度などをパラメータに試行を繰り 返し,溶け込み性能や外観検査を満足する溶接条 件を確定した。また溶接による六角管の曲がりの 発生状況を実測し,許容曲がり量以下となる六角 管の溶接手順を確立した。

継続照射試料の組込作業など遠隔操作性の向上 については、これまで培ってきた遠隔操作技術を 反映し、セル内を模擬したマニプレータの操作に よって照射試料の遠隔操作性や再組立設備の遠隔 保守性を確認しながら改造を加え整備した。また 本設備は、セル内に常設せずMARICO再組立や後 に述べる外側ラッパ管遠隔交換時のような溶接機 能を必要とする際にその都度セル内に搬入し据付



図7 MARICO再組立概略図

高性能炉心材料の開発においては,使用中の燃料被覆管の内部圧力上昇によるクリープ破損に対する健全性を評価し,使用中の信頼性を確保する必要がある。照射中の内圧クリープ強度の評価は,内圧をパラメータとした内圧封入型クリープ 試験片(以下,クリープ試験片という)を原子炉内に装荷し,照射中の破断時間を測定する方法で行われる。同一の照射リグには,内圧の異なるクリープ試験片を多数装荷するため,照射中に破断した試験片を同定することが困難であった。「常陽」MK-では,クリープ試験片にタグガス(Xe ガスやKrガスの同位体組成を調整した指標ガス)を封入し,破断によって炉内に放出されたタグガスをレーザ共鳴イオン化質量分析法(RIMS)で分析し,破断試験片を同定する計画である。

これまで,このような試験片の製作は海外に頼 リコストの面や供給安定性に課題があったが,タ グガスを内封できる技術を開発し,装置の整備を 行った。

本装置の概念を図8に示す。封入容器内に細孔 付き内圧クリープ試験片をセットし,その周囲に



図8 インパイルクリープ試験片用内圧封入装置概 念図

内封気体(タグガスとHeガスの混合ガス)を満 たし,所定の圧力まで加圧した状態で細孔にレー ザを当て試験片を溶封する。

タグガスは高価であり,可能な限りロスを無く すことが重要である。クリープ試験片に封入する タグガスの量はRIMSでの分析要求条件として常 温常圧で約5ccを必要とする。高価なタグガスを 有効に使用する観点から,クリープ試験片への封 入は一定量のタグガスにHeガスを加圧媒体とし て用いて混合する攪拌混合及び押し込み機能を考 案設置したことにより,タグガス消費量の抑制と 混合精度の向上を図った。また,封入容器内への 試験片ホルダーの採用や高圧ガス配管の細径化を 図った。さらに,高圧ガス用バルプも封入容器と 一体型とする等の工夫を凝らし,タグガス封入の 際に生じるロスを極限まで減らした構造とした。

タグガス封入装置にて製作したクリープ試験片 は、FMFのピンパンクチャー測定装置を用いて 破裂させ、内封したガス圧力、混合割合を測定し た結果、所定のガスが封入されており装置の機 能・性能が確保されていることを確認した。

(3) 外側ラッパ管遠隔交換技術

C型照射燃料集合体C6Dの継続照射試験は,要 素本数37本(太径・高密度・軸方向非均質)バン ドルに高強度フェライト/マルテンサイト鋼を内 側ラッパ管とした二重ラッパ管構造の燃料集合体 で,高速炉燃料の高性能化を達成するための改良 技術の高燃焼度炉心への適用性を実証することを 目的に,目標燃焼度160GWd/tまで照射する計画 である。この照射試験では,照射途中でSUS316 相当鋼の外側ラッパ管の膨れが大きくなり,炉内 での燃料集合体の取扱ができなくなるおそれがあ り,照射途中で炉外に取り出し,外側ラッパ管を 交換する作業が生じる。このためC型照射燃料集 合体の外側ラッパ管を遠隔で交換する再組立技術 を確立した。

外側ラッパ管の遠隔交換技術では,ラッパ管固 定ネジの遠隔着脱とその廻り止めを目的とした遠 隔スポット溶接技術の確立が必要である。また, ホットセル内での取扱に伴う集合体への放射能汚 染防止にも留意が必要である。

現状のFMF増設第2試験セルは - 雰囲気 であり, 放射能汚染の可能性がない。また,溶 接機能は,MARICO再組立設備にて整備が計画さ れている。これらの諸条件を踏まえ,C型照射燃

133

料集合体の外側ラッパ管交換は、FMF増設にて実施することとした。

ラッパ管固定ネジの遠隔着脱は,既存設備であ る集合体縦型試験装置を使用し,専用治具を用い て行う。先ずラッパ管固定ネジの廻り止め溶接部 をエンドミルで切削し,六角穴付き皿ビス(M10 ×7mm)を専用治具にて取り外す。次にラッパ 管を引抜き,寸法測定など中間検査後新しいラッ パ管を取り付ける。この際,ラッパ管の勘合部の 詳細な寸法測定データを取得する。これらの手順 は,集合体の炉外ナトリウム流動試験に用いた試 験体を用いフルモックアップ試験にて確認した。

2003年9月現在,C型照射燃料集合体C6Dは, 新しいラッパ管を実機試験体に取り付け,ネジ止 め固定が終了している。今後,固定ネジの廻り止 め点付け溶接を行い,「常陽」MK- 炉心での継続 照射のため払い出す予定である(写真2)。

6.MA 燃料製造及び分析技術の開発

AGFでは,環境負荷低減,資源有効利用などに対してその効果が有望視されている低除染TRU

燃料*製造の要素技術として,MA核種であるア メリシウム(Am)を対象に,セル内においてAm を含有したMOX燃料の遠隔製造技術開発を進め ている⁸⁾。

また,照射済燃料中のMA核種の分析技術開発 を実施している。この研究開発は,照射済燃料中 のMA核種の定量分析技術を確立することによ り,MAの核変換特性,MA含有燃料の基礎物性 及び照射挙動評価に反映させることを目的として いる。

6.1 遠隔燃料製造設備の概要

セル内に設けられている遠隔燃料製造設備は, 1メートル厚のコンクリート遮へい壁で囲まれ気 密性を有する3つのインナーボックス内(各,約 2^w × 2^o × 2^Hm)及び1つの セル内に設置され ている。当該設備の構成は,燃料ペレットを製造 するためのペレット製造設備(粉末供給装置,粉 砕混合機,油圧プレス成形機・焼結炉,センタレ ス研削装置など)及び製造したペレットなどをス テンレス鋼製被覆管に充填・溶接密封をし,常陽」



ラッパ管固定ネジ取り付け状態



ラッパ管引き抜き状態

22 35

固定ネジ廻り止め溶接切削



ラッパ管引き抜き後

写真2 外側ラッパ管遠隔交換状況

*低除染TRU燃料:FPの除染係数の低い再処理製品を原料として製造される燃料。燃料にはPu,Uの他にAm,Np,Cm,FPなどが含まれる。

照射用の燃料要素(約1m長さ)に組上げるため のピン加工検査設備(ペレット充填装置,溶接装 置,非破壊検査装置など)となっている。これら 試験装置の運転は,マニプレータを用いてオペ レータが遠隔により実施するが,操作性に対する 工夫が各所に施されており,高線量のTRU核種, 核分裂生成物などを含む燃料を全遠隔操作により 製造することができ,世界でも類を見ない試験設 備である。また製造したペレットの品質を確認す るための分析設備も有しており,ここで得られた 結果は,迅速にペレット製造条件に反映すること が可能となっている。

(1)ペレット製造設備の機能及び構成

原料粉末を秤量した後,Amを含有したMOX粉 末を機械混合法にて粉末調製し,ペレット成形体 を高温にて焼き固め,焼結後のペレット寸法,密 度検査までを行う。一連の設備は,原料粉末を扱 うセル及びペレット焼結を行うセル並びにペレッ ト検査を行うセルで構成される。これらの製造能 力は,1バッチ当たり35~70g(ペレット数約15~ 30個)であり,小規模な燃料取扱い設備となって いる。

(2) 燃料ピン加工検査設備の機能及び構成

製造した燃料ペレット及びスプリングなどの燃料要素構成部材を被覆管内に装填し,被覆管と端栓をTIG溶接にて溶封の後,最長1,000mmまでの燃料要素の溶接加工を遠隔操作にて行うことができる。また燃料要素の健全性を確認するための非破壊検査として,ITVカメラを使用しての溶接部の外観検査を行うとともに,溶接欠陥などの有無を確認するためのX線透過検査並びにヘリウムリーク検査が行える機能を有している。

62 遠隔燃料製造技術開発の現状

遠隔燃料製造設備に係る設備対応は,1995年頃 から本格的に許認可,設備整備を進め,平成11年 からはセル内に設置したペレット製造設備の各試 験機器の性能を確認するためのUO2取扱い試験 を開始し,平成13年からはMOX及びAm含有 MOX製造試験を順次進めている。これまでの試験 から,ペレット製造設備の遠隔操作性に問題な く,小規模ながらセル内での遠隔燃料製造が技術 的に可能であることを確認するとともに,約3% のAmが含有するMOXペレットを製造した。

現在,引き続き約5%Am含有MOXペレットの

製造技術成立性の確認などを目的に試験を行って いる。

(1) Am 含有 MOX ペレット遠隔製造試験

シュウ酸沈殿法にて製造されたPuO2粉末及び ADU法(硝酸ウラニウム溶液にアンモニアを加え 沈殿物を生成させ,焙焼還元を行う方法)で製造 された天然UO2粉末を使用してAmを約3%含有 するPu富化度30%のMOXペレットを製造した。 試験に供したPuO2粉末は,約30年前海外より購 入したもので,Pu-241の崩壊によってAm-241が 約9wt%蓄積されている。Am含有MOXペレット の製造フローは,UO2ペレットの製造と基本的に は同じであるが,粉末入手から期間が経過してい るため,原料粉末中に含有する水分などを脱離す るための熱処理の工程を追加している。

Am含有MOXペレット製造基本フローを図9に 示す。熱処理は、600 × 2hrの加熱処理をAr-5% H2ガスの還元雰囲気下で行った。またUO2試験の 結果から造粒工程削除の見通しが得られたため、 工程簡略法として造粒粉は作製せず、粉砕混合後 の微粉末のまま直接ペレット成形した。粉砕混合、



図9 遠隔ペレット製造基本フロー

技術報告

成形,焼結などの条件はUO2ペレットの製造結果 を参考に設定した。

(2) 試験結果

Am含有MOXペレット遠隔製造試験に供した原料粉末の特性及び不純物を表5に,粉末のSEM像を写真3示す。UQ2粉末とPuQ2粉末とでは粒子形態に違いが見られる。MOX粉末の母材となるUQ2粉末の粒子形態は丸みを帯びた粒子で構成され,またPuQ2粉末は,シュウ酸沈殿粉特有な板状の粒子形状を呈していた。

粉砕効果の違いによる成形体密度及び焼結体密 度を表6に示す。これは粉砕混合時間に対するペレ ット密度の効果を確認するため,成形条件を全て一 定にしてペレット成形体を作製したものである。粉 砕混合時間の違いによって成形体密度に差が見ら れ,最も粉砕効果の低い条件である粉砕時間15min が6 07g/cc (54 7%T.D)であるのに対し,最も粉 砕効果の高い粉砕時間720min (12hr)は6 40g/cc (57 7% T.D)であった。粉砕エネルギーの上昇に 伴い成形体密度が上昇する結果が得られた。

このように成形条件一定でも成形体密度に変化 が現れることから,明らかに粉砕効果によって粉 末が微細化されていることを成形密度から確認で きた。また,Ar-5%H2ガス雰囲気下1,700 × 2hr で焼結したペレットは,成形体密度と同様に粉砕 効果が高まるにつれ焼結密度も94% T.Dまで上昇 し,粉砕混合8時間以上ではその上昇率は緩やか



UO₂粉末(ADU粉末)



PuO2粉末(シュウ酸沈殿粉末)

写真3 原料粉末のSEM像

供試材	粉末の種類	平均粒径 (μ m)	比表面積 (m²/g)	金属不純物量 (ppm)	その他不純物量 (ppm)
UO₂粉末	ADU 粉末 (天然ウラン)	0 5	3 .6	< 64 2	40
PuO₂粉末	シュウ酸沈殿粉末	2 .83	6 22	< 810	73

表5 原料粉末の特性及び不純物量

ADU 粉末:硝酸ウラニウム溶液にアンモニアを加え沈殿物を生成させ,焙焼還元により得た粉末シュウ酸沈殿粉末:硝酸プルトニウム溶液に蓚酸を加え沈殿物を生成させ,焙焼して得た粉末

表6	粉砕効果の運し	1によるペレット密度	

粉砕時間	15 min	240 min	480 min	720 min
粉砕エネルギー	2 .08J/g	33 2J/g	66 .5J/g	99 .7J/g
成形体密度	6 .07g/cc	6 25g/cc	6 31g/cc	6 40g/cc
	(54 .7%T.D)	(56 3%T.D)	(56 8%T.D)	(57 .7%T.D)
焼結体密度	8 .7g/cc	9 .8g/cc	10 3g/cc	10 .4g/cc
	(78%T.D)	(88%T.D)	(93%T.D)	(94%T.D)

× 5 ,000

技術報告

であることを確認した。約3%Am含有MOXペレットの外観及び横断面金相写真を写真4に示す。 ペレット外表面には,カケ,割れ等はなく,また 燃料組織は高密度であることを確認した。

63 照射済燃料中のMA分析技術の開発

本研究開発は,ネプツニウム(Np),アメリシ ウム(Am),キュリウム(Cm)について,標準 試料を用いた基礎試験を行った後,照射済燃料へ 適用する方針で実施した。

(1) 試験方法

セル内にて照射済 MOX 燃料を 5 mm 長に切断 し,専用フラスコに入れ,30mlの8 モル硝酸中で 約100 × 6 時間加熱することにより溶解した。 不溶解残さの残留をなくすため,フッ酸を加えて いる。放冷後,溶解液をフィルタでろ過,分取後, グローブボックス内で希釈した試料を基礎試験に て確認した手法にて各 Np,Am,Cmの分析サン プルを作製した。測定は,マルチチャンネル波高 分析システムを用い 線,線スペクトル分析を, また表面電離型質量分析装置を用いて同位体組成 比の分析を行った。

(2)分析結果及び成果

1) Np分析

²⁴³Amから分離した²³⁹NpをNpの化学収率を評価 するための内部標準試料(トレーサ法)として, イオン交換分離法を用いた²³⁷Npの分析技術を確 立した。照射初期にNpを含まない照射済燃料及 び照射済²³⁷Npサンプルを分析し,それぞれ燃料中 に生成する²³⁷Npの含有率,²³⁷Np含有率の燃焼度依 存性を明らかにした。⁹⁾

2) Am 分析

イオン交換分離法,沈殿法及び両者の組み合わ せにより,照射済燃料中からAmを単独で抽出す る条件を確立した。Amについては、243Amを標準 試料とする同位体希釈法により、定量技術を確立 して照射済燃料中のAm同位体の定量、燃焼に伴 う組成変化割合を明らかにすることを可能とし た。また、分析結果から243Amの組成比が242mAmよ り大きいことから、未照射MOX燃料中に含まれて いる242Puから至る243Amの生成が、242mAmの(n、) 反応よりも優位であることが明らかとなった。9) 3)Cm分析

Am とCm の分離手法として硝酸 - メタノール 系陰イオン交換法をベースとした試料調製プロセ スを考案し,照射済燃料中のCm 同位体分析技術 を確立した。図10に示すように燃焼度約60 GWd/t 以上において²⁴⁷Cm が極微量生成することを確認 し,また燃焼度が約60~120 GWd/tの範囲では, Cm 同位体組成比はほぼ一定となることが分かっ た。本技術により,照射済燃料中のCm 同位体分 析,燃焼に伴う組成変化割合を明らかにすること



図10 Cm 同位体組成分析結果とその燃焼による組 成変化



写真4 3%Am含有MOXペレットの外観及び金相写真

技術報告

137

を可能とした。

7.おわりに

照射センターのホットラボでは,1971年からプ ルトニウムを含む燃料や燃料被覆管材料などの照 射後試験を実施してきた。これまで遠隔操作技術, 非破壊試験技術,物性測定技術などの照射後試験 技術の開発に取組んできた。さらに,「常陽」MK-

での照射試験に向けてMA燃料製造・分析などの技術開発及び施設設備の整備を進めている。

今後,照射性能が大幅に向上した「常陽」MK-

は,主に高速中性子照射場として提供され, MA-MOX燃料,酸化物分散強化型(ODS)フェラ イト鋼,金属燃料などの照射試験が具体的に計画 されている。これらの「常陽」を用いた照射後試 験データは,高速炉実用化の研究開発課題である 経済性のさらなる向上を図るための燃料概念や新 材料の実証データとなり,原子力材料や高性能燃 料及び長寿命放射性元素の核変換技術開発などに 役立てられる。

照射センターでは,これからも多様な試験条件 に対応できる照射後試験技術の開発を継続的に進 め,施設の安全運転を第一に照射後試験データの 取得,照射試料の調製・供給を実施して行く予定 である。

参考文献

- 1) 飛田公一,染谷博之,他:"照射センター利用ガイド 「常陽」,FMF,AGF,MMF等の利用者のために ",核燃料サイクル開発機構 大洗工学センター 照射施設運転管理センター,JNC TN 9450 2002-005, p.5-1~5-80 (2003)
- 2)水野朋保, 鹿倉 栄: "燃料挙動解析コード CEDAR の開発", 動燃技報, No.76, p.37 (1990.12)
- 3)永峯 剛,勝山幸三,他:"高エネルギーX線CTを 利用した非破壊照射後試験技術の開発",原子力学 会和文論文誌, Vol.1, No.2, p.209~219 (2002)
- 4) 瀬下一郎, 鵜飼重治, 他:"高速炉大型集合体のピン 束変形挙動評価", 動燃技報, No.79, p.75 (1991)
- 5) K . Katsuyama, T.Nagamine et al.: "Application of X-Ray Computer Tomography for Observing the Deflection and Displacement of Fuel Pins in an Assembly Irradiated in FBR ", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 40, No. 4, pp. 220 ~ 226 (2003)
- 6) K.Yamamoto, T.Hirosawa et al. : "Melting Temperature and Thermal Conductivity of Irradiated Mixed Oxide Fuel ", Journal of Nuclear Materials, Vol. 204, p85-92 (1993)
- 7) 西野入賢治,永峯 剛,他:"照射後試験施設におけ る「常陽」照射リグの継続照射技術の確立",動燃技 報, No.74, p.80 (1990.6)
- 8)核燃料サイクル開発機構,日本原子力発電株式会社: "高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フ ェーズ"2001年度成果報告書,JNC TN 1400 2002-001,p227~252 (2002.8)
- 9)小山真一:"照射済 MOX 燃料中の Np, Am 分析技術 の確立",サイクル機構技報,No.3,p45~52(1999.6)

技術報告

資料番号:21別冊-7



MK- 利用計画と将来展望

三次 岳志 根岸 仁* 前田 幸基*1 奥田 英一*2

大洗工学センター 照射施設運転管理センター *本社 FBRサイクル開発推進部 *1大洗工学センター 照射施設運転管理センター 実験炉部 *2敦賀本部 技術企画部

Utilization Program of MK-III and Its Prospects

Takeshi MITSUGI Hitoshi NEGISHI* Yukimoto MAEDA*1 Eiichi OKUDA*2

Irradiation Center, O-arai Engineering Center, *FBR Cycle System Development Office, Head Office, *1Experimental Reactor Division, Irradiation Center, O-arai Engineering Center *2Planning Division, Tsuruga Head Office

高速実験炉「常陽」は照射性能が向上した MK-Ⅲへの改造が完了し,2004年春からは,本格運転を開始する。 これに伴い,FBRシステム実用化戦略調査研究や「もんじゅ」等を反映先として,MK-Ⅲの照射性能を活用した 利用が計画されている。具体的には,経済性の観点から高燃焼度(目標取出平均燃焼度150GWd/t)を目指した 照射試験,資源有効利用及び環境負荷低減の観点からマイナーアクチニド添加燃料の照射試験,金属燃料やバイ パック燃料等新型燃料の照射試験,自己作動型炉停止機構開発のための炉内試験,等を実施する計画である。

他方,高速中性子の照射施設は、国内はもとより、国際的に見ても貴重となっていることから、「常陽」は単に 従来の日本における高速炉開発の拠点にはとどまらず、基礎基盤的な科学技術の発展に貢献する国際的な重要施 設として活用していく。

JOYO is now in the final stage of the MK-III modification program. It will start MK-III core operation in the spring 2004. Various programs have been made to utilize the MK-III core, which will be reflected in the "Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems, "MONJU" and so forth. The programs include irradiation tests for high burnup fuel up to 150 GWd/t, minor actinide containing fuel, advanced fuels such as metal fuel, Vipac fuel, and a self-actuated reactor shut-down system.

In other aspect, JOYO has become valuable as a fast neutron irradiation facility world wide, it should be utilized not only in the development of Japanese fast reactor cycle systems, but also in international study on basic science and technology.

キーワード

「常陽」,MK-III,高速增殖炉,実用化戦略調査研究,照射施設,照射試験,安全性試験,利用計画,展望

JOYO, MK-III, Fast Breeder Reactor, Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems, Irradiation Facility, Irradiation Test, Safety Examination, Utilization Program, Prospect







根岸 企画・調整グルー プ所属 副主任研究員 プロジェクトの基 本計画の策定・調 整,研究開発計画 の取りまとめに従 事



前田 幸基 技術課 課長 「常陽」の炉心・ブラント 管理」MK-田性能試験。 技術開発等に関する業務 に従事 原子伊主任技術者 核燃料取扱主任者 一価放射線取扱主任者



奥田 英一

企画グループ所属 サブグループリーダ 「もんじゅ」研究開発 計画の策定・調整に 従事

核燃料取扱主任者 第一種放射線取扱主 任者

1.はじめに

「常陽」は照射性能の向上を目指したMK- 炉心 への改造を進め,2003年11月には性能試験を終了 し,2004年度から本格運転を開始する。本格運転 開始後の「常陽」は、「高速増殖炉サイクル実用 化戦略調査研究」(以下,「高速増殖炉サイクル実用 化戦略調査研究」(以下,「もんじゅ」と略す) 等への反映を中心とした高速増殖炉システムの開 発を目的とした照射試験を中心に利用していくこ ととなるが,これに加えて,サイクル機構以外の 研究者にも,また,高速増殖炉システム開発以外の 分野の研究者にも,高性能化された高速中性子照射 施設の利用の機会を提供していく計画である。

本章では,最終章として,MK-以降の「常陽」 の役割について検討すると共に,MK-の利用計画 を概説することにより,「常陽」の将来を展望する。

2.今後の役割

「常陽」の設置目的は、(1)「常陽」の設計,建 設,運転を通じて高速増殖炉の技術的経験を蓄積 し、「もんじゅ」以降の高速炉に反映すること、及 び、(2)高速中性子の照射炉として高速増殖炉用 燃料材料の開発を支援することである。前者に ついては「常陽」の建設、及びその後のMK-, MK-炉心の運転・保守経験の積み重ねにより、 その目的を達成したと言える。また、MK-への 改造もこれに加える重要な成果であるといえよ う。後者については、MK-炉心の運転開始以降, 前章に述べたように、多くの照射試験を実施して きた。今後は、MK-炉心の本格運転開始により 照射能力が大きく向上することから、これまで以 上に照射試験の効率が向上し、今後の「常陽」の 中心的な役割となる。

一方,「常陽」の利用分野については,上述の目 的から明らかなように,これまではほぼ高速増殖 炉開発に限定されていた。しかし,近年,内外の 情勢の変化に伴い,このような状況を再検討する 必要が生じてきた。

まず、国際的には、米国EBR-II, FFTFや仏国 SuperPHENIXが運転を停止し、また、仏国PHENIX が運転停止時期を明示するなど、高速中性子照射 炉の減少が顕著であり、「常陽」の照射能力が国 際的にも重要性を増している。また、国内的には 2005年度以降、サイクル機構と日本原子力研究所 は統合され、国内で唯一の原子力研究の機関とし て整備される。新法人の設立にあたっては,その 準備として「常陽」の利活用に関する検討が進め られており,「常陽」及び隣接する照射後試験施設 について,世界的に貴重な高速中性子照射場とし て,その施設を有効に活用し,外部利用等適切な 対応,体制を図ることが必要との意見があがって いる。このような状況の変化により,「常陽」は, サイクル機構以外の研究者,研究機関による高速 増殖炉開発以外の研究用途についても門戸を広 げ,基礎,基盤的な科学技術にも貢献していくこ とを第3番目の役割に追加することとし,今後, このような外部利用の促進を進めることを計画し ている。

3.「常陽」MK- の利用計画

3.1 FS における「常陽」の利活用計画

FSは,サイクル機構,電気事業者,電力中央研 究所(以下「電中研」という。)及び日本原子力研 究所などから成るオールジャパン体制で1999年7 月から研究開発を開始し,安全性の確保を前提と した競争力のあるFBRサイクル技術を2015年頃ま でに提示することを目標としている。

FSでは,高速増殖炉サイクル実用化に向けた研 究開発計画に基づき,「常陽」を,炉心・燃料に関 する革新技術の研究開発の場(照射場)として活 用する。

以下に,FSで計画している「常陽」での照射試 験について概説する。(図1)

(1) FBR サイクル実用化に向けた燃料開発

FSでは,FBR実用炉にふさわしい燃料として, 以下を満足する燃料の開発を目指している。

経済性の観点から,高燃焼度(目標取出平 均燃焼度150GWd/t)の実現

燃料サイクルコストの低減の観点から,低除 染燃料を前提にした,十分な炉心性能の実現

資源有効利用及び環境負荷低減の観点から,TRUリサイクルの実現

このため、高燃焼度を実現するための被覆管、 ラッパ管として、それぞれ、ODSフェライト鋼 (フェライト系組織を母材とした酸化物分散強化 型合金)、PNC-FMS鋼(高強度フェライト/マル テンサイト鋼)を、また、燃料としては、TRUを 含有する低除染燃料を対象とした研究開発を進め ている。「常陽」を用いた照射試験により段階的 にデータを蓄積し、2015年頃までには、FBR実用

年度 2005 2010 2015 備考 高燃焼度燃料材料 ODS 鋼被覆管材料照射 スエリング特性 ODS 御燃料ピンカプセル開射 高燃焼度健全性確認 燃料ビン破損裕度確認 ODS 鋼燃料限界試験 バンドル照射 高燃焼度下のBDI等 TRU含有低除染酸化物燃料 Am-MOX,Am-Np-MOX 燃料カプセル照射 先行的照射 の開発 低除染TRU含有燃料ピン加速照射 高燃焼度健全性確認 燃料限界試験 燃料ビン破損裕度確認 金属燃料の開発 カプセル照射 健全性確認 高性能炉心構成要素の開発 ラッパ管材集合体照射 FMS**銅スエリング特性等** 高性能達蔽体·減速材照射 照射挙動確認 長寿命放射性核種(LLFP) サンプル照射 試料照射 核変換 模擬物質での照射 構築パンドル照射 受動的炉停止機構の開発 制御棒保持/再結合特性 単体照射 要素照射 磁気特性 磁性材健全性

図1 FBR サイクル実用化のための主な照射試験ニーズ

化燃料の技術的成立性を示すこととしている。

高燃焼度燃料材料の開発

ODSフェライト鋼被覆管の開発については,現 在「常陽」での照射に先行して,ロシアBOR-60で 燃料ピン照射試験を実施しており,計画が順調に 進めば,FSのフェーズ 終了時点の2005年までに 50GWd/tまでの健全性確認・挙動評価が可能とな る。「常陽」におけるODSフェライト鋼被覆管の 照射試験については,2007年度から開始すべく 準備を進めている。目標とする平均燃焼度 150GWd/tを達成するには,ペレットピーク燃焼 度250GWd/t程度までの健全性を示す必要がある が,2015年頃までには必要なデータが得られる見 通しである。並行して,燃料の溶融限界線出力を 調べる照射試験も実施する計画である。

また,燃焼度が進み高燃焼度となっても,ODS フェライト鋼の燃料ピンバンドル(束)とPNC-FMS鋼ラッパ管との機械的相互作用により燃料 の冷却不足とならないことを確認するため,燃料 ピンバンドル照射試験を実施する計画である。

TRU 含有低除染酸化物燃料の開発

現時点では,高除染混合酸化物(MOX)ペレット燃料の照射実績は多数あるものの,TRUを含有した低除染燃料の照射実績は多くない。このため,許認可のために不可欠な照射データを得る試験計

画を策定し,それに基づいて合理的な照射試験を 進めることとしている。

TRU含有燃料の開発については、単体で抽出し たAmをMOXに混ぜた形態ではあるが、昨年度国 内で初めてAm含有MOXペレットの遠隔製造に成 功したところであり、その性能評価のため、Am (5%)MOX燃料の短期照射試験(カプセル型リ グ)を、別途製造したAm(24%)Np(24%)MOX 燃料の照射試験とともに、2005年度から実施すべ く準備を進めている。また、FSで開発している再 処理法を適用し、実際の使用済燃料を低除染プロ セスで再処理し、ある程度の核分裂生成物(FP) の混入を許容して(上限2%程度)製造した低除 染TRU含有酸化物燃料の照射については2012年 から照射を行う予定であり、加速照射により2015 年頃には250GWd/tまでの照射を達成することを 目指す。

金属燃料の開発

金属燃料は,中性子経済性に優れ,高増殖性, 長寿命炉心などを始め,資源有効利用性や環境負 荷低減性をより高いレベルで達成できる可能性を 有しているため,その開発を進めている。

これまで、「小型射出成型装置」を用いて、模擬 合金(Cu-Zr)の鋳造試験を行い、U-Pu-Zr3元合金 の製造試験に向けてのノウハウを蓄積してきた。 金属燃料の成立性評価に対しては、「常陽」におけるカプセル型リグを用いた金属燃料ピン照射試験を2007年度頃から実施するため、電中研と検討を進めている。

(2) 高性能炉心構成要素の開発

炉心のコンパクト化が期待できる高性能水素化 ジルコニウム反射体の開発を進めており,その健 全性確認のための照射試験を2008年度から開始す る計画を検討している。

(3) 長寿命放射性核種 (LLFP) 核変換

TRUをリサイクルして使い切ることができる と、次はLLFPが長期の期間(1万年以降)にお いて放射性廃棄物中の放射能の支配核種となる。 このうち、炉内で核変換可能な核種については、 これを分離抽出して変換すれば、放射性廃棄物の 量及び環境影響のより一層の低下を図るため、 LLFPを対象とした分離・回収・核変換に関する技 術開発を進めている。

核変換については,LLFP(1及びTc)を炉心に 装荷する際の適切な化学形態を検討するための試 料照射を,2005年度から開始すべく準備を進めて いる。また,炉心性能への影響を検討するため, 模擬物質でバンドルを組んだ集合体照射試験を 2008年度から開始する計画である。さらに,実形 態でバンドルを組んで核変換特性を把握するため の照射試験についても検討している。

(4) 受動的炉停止機構の開発

安全設計方針(受動安全機能による炉心損傷の 防止)に適合する自己作動型炉停止機構(SASS)の 開発を進めている。

炉外試験においては、電磁石材料の選定(電磁 軟鋼,2-1/4Cr-Mo鋼)を行うとともに、高温ナト リウム中での耐熱・耐熱過渡試験を実施し、600 ×12,000時間の制御棒保持安定性と、過渡試験後 の保持力に有意な変動がないことを確認している。

「常陽」による炉内試験については,制御棒を模擬した落下体を保持できるSASS照射試験体の製作を2002年度で終了し,作動性や制御システムの確認を行う単体照射試験を2004年度から開始する予定である。また,SASS電磁石を構成する各材料の電磁特性や健全性に対する中性子照射の影響を把握するための要素照射試験については,2003年度に照射試験体の製作を終了した。2005年度から照射を開始し,2006年度に終了する予定である。その後,2007年度に照射後試験を行ない,磁

気特性や磁性材健全性について確認することとし ている。

32「もんじゅ」から「常陽」への期待

「もんじゅ」は、実験炉「常陽」の成果と経験に 基づいて設計されたMOX燃料とナトリウム冷却 を基本とする原子炉で、電気出力28万kWの発電 設備を有する我が国唯一のFBRプラントである。 「もんじゅ」は、競争力のあるFBRサイクル技術 を構築する研究開発に必要な中核施設として、運 転・保守を通じてそれらのナトリウム取扱技術を 確立するとともに、中型の炉心とナトリウムルー プを持つ施設として、技術データを蓄積し発電プ ラントとしての信頼性を実証していく。さらに将 来の使命としては、実際の原子炉と同等の高速中 性子を提供する場として、TRU 含有燃料の照射試 験などに有効に活用していくこととしている。

これら「もんじゅ」に要求されている使命を円 滑かつ確実に遂行する上で、「常陽」が長年にわた り蓄積したFBR技術と豊富な運転・保守経験は、 今後の「もんじゅ」の運営に不可欠なものである。 「常陽」に寄せる主な期待(要望)は次のとおりで ある。

(1)「もんじゅ」 炉心高燃焼度化へ向けた許認可取 得のための照射データの取得

運転・保守コストの低減化に大きく寄与する課 題として,現行炉心の取出平均燃焼度約55GWd/t から約80GWd/t,さらには将来の高度化炉心での 100GWd/tから150GWd/tへの高燃焼度化,及び シュラウド管付ナトリウムボンド型制御棒の適用 による高燃焼度4サイクル運転期間(2年間)の 使用を実現することによって,燃料費及び制御棒 費の低減化を図る計画としている。「もんじゅ」で のドライバー燃料の高燃焼度化を実現するために は、「常陽」を用いた照射試験による燃料,被覆管 などの照射データを蓄積することによって、「もん じゅ」燃料の技術的成立性を示し、許認可を得る 必要がある。

(2) TRU 含有低除染酸化物燃料の集合体規模照射 試験に向けた照射データの取得

「もんじゅ」では,前述の「常陽」におけるTRU 含有低除染酸化物燃料の照射試験を受けて,工学 規模での集合体照射試験を実施し,燃料製造や再 処理まで含めて,その実用性を実証する計画であ る。そのためには,それに先行するピンレベルでの 照射試験データの取得・蓄積が必要であり、「常陽」 MK- における照射データの取得は重要である。 (3) ナトリウム冷却型 FBR プラント運転・保守技

術の継承と反映

FBRサイクルシステムが社会的に受容されうる 技術となるためには、「もんじゅ」の安全・安定運 転の達成が強く求められている。「もんじゅ」にお ける運転、保守、補修及びトラブル経験等を通じ、 機器設備の安全・安定運転の実証、運転の習熟及 び必要な改善改良を行い、FBR発電プラントとし ての信頼性を実証することが重要である。実験炉 「常陽」の運転経験から得られたFBRプラント運 転・保守技術を「もんじゅ」実機の運転・保守に 適切に反映することによって、次の研究開発に資 する。

運転・保守マニュアル,各種基準類の整備, 及び実用化に向けた基準・体系化

定常運転及び過渡運転特性に基づく安全性評 価技術の妥当性及び裕度評価

運転 ,保守 ,補修及びトラブルデータの蓄積 , 及びFBR 信頼性データベースの構築

(4) FSにおける役割分担と協力

サイクル機構は,2030年~2050年頃にはFBRの 実用化(本格導入開始)ができるよう,2015年頃 までには技術体系を確立すべく技術開発を進める 計画である。それには,発電プラントとしての技 術の確立が不可欠であり,現在,実用化されてい る軽水炉プラントの歴史からも明らかなとおり, 長期にわたる運転経験の蓄積と技術改良の積み重 ねが必要となる。また,実用化には,軽水炉と比 肩できる経済性を持つことが必要であり,MOX燃 料ナトリウム冷却炉を最も有力な技術として開発 を進める中で,技術の多様化及び経済性を一層向 上させる革新技術の発掘を目的にFSを「もんじ ゅ」での研究開発と合わせて進める。

「常陽」及び「もんじゅ」で得られた運転・保 守データを基に,基盤となる燃料・炉心技術,ナ トリウム技術,プラント設計技術等の実証と高度 化を図るとともに,この高度化された設計基盤は, FSや革新技術・新概念の技術評価に活用される。 「もんじゅ」では,「常陽」で実施されたODSフェ ライト鋼被覆管による平均燃焼度150GWd/tを目 標とする燃料ピン照射試験や低除染TRU含有燃 料のピン照射試験で得られた試験データに基づ き,ODSフェライト鋼被覆管によるバンドル照射 の実現を目指す計画としている。

(5)「もんじゅ」の改造と運転再開後の試運転に対 する技術協力と支援

「常陽」のプラント経験と運転を通して得られた 研究開発成果やMK- への改造経験などが,今後 「もんじゅ」で計画されているプラント改造とその 後の機能試験,運転再開後の性能試験に対して適 切に反映されることによって,FBRサイクル技術 の実用化に向け必要なデータの蓄積が可能とな る。今回のMK- 性能試験には,その一環として, 「もんじゅ」性能試験に向けた経験を積むため, 「もんじゅ」から若手職員が多数参加している。今 後,「もんじゅ」の運転再開に向け,「常陽」から の更なる技術協力と支援に期待したい。

33 プラント利用及び安全性試験

高速増殖炉の安全性向上等に関する試験につい ては、「常陽」が照射試験要求に応じた柔軟な運転 が可能であることを利用し、高燃焼度燃料を破損 するまで継続照射するRTCB試験や燃料を部分的 に溶かす燃料溶融試験を行い、燃料の限界寿命や 熱的設計裕度を把握する。また、燃料の安全設計 及び事故評価に資するため、低速出力過渡過出力 試験や出力過渡条件下の各種燃料の照射試験を行 い、高速炉燃料の安全性及び信頼性向上のための 照射試験を実施していく。

実用化においては,供用期間中の炉内検査技術 が重要と考えられ,超音波による画像処理技術等 のナトリウム可視化技術を用いた炉内の供用期間 中検査技術やナトリウム中溶接技術等の炉内補修 技術に関する開発を行い,これら新しいプラント 技術の実証試験を「常陽」を用いて実施する。

FBRの経済性,信頼性,安全性の向上を図るた めには,破損燃料を確実に検知して炉外に取出 し,プラントを迅速に通常運転に復帰させること が不可欠である。このため,燃料破損発生時のこ れら一連のプラント操作の最適化に関する研究を 「常陽」実機を用いて行う。

また、「常陽」のEnd of Life 試験の一つとして、 高速炉の固有安全性を実証するための安全特性試 験の実施に向けた研究を進めており、設計基準 外事象であるATWS(Anticipated transient without scram)条件を模擬した試験を段階的に行う計画 である。具体的には、部分出力から制御棒を引抜 く試験や運転状態で一次冷却材流量を変更する試 験等の予備試験を踏まえ,過渡過出力時スクラ ム失敗事象(Unprotected transient over power: UTOP)及び流量低下時スクラム失敗事象(Unprotected loss of coolant flow:ULOF)を模擬した安 全特性試験を実施し,高速炉の固有安全性の実証 や炉心の安全設計及び事故評価に資するデータを 取得する。現在,過渡時の炉心及びプラントの核 熱流動挙動を精度良く評価できるよう,「常陽」の 核熱特性,動特性に関するデータを分析評価して おり,特にフィードバック反応度の予測精度を向 上させる等,安全特性試験の検討のために使用す るプラント動特性解析コードの整備を進めている。

3 4 大学等による利用

「常陽」の照射場を大学の研究者に提供する試み は1984年から開始されている。全国の大学の研究 者から集まる照射ニーズを,窓口となった東北大 学金属材料研究所が取りまとめ,サイクル機構と の受託契約として行ってきたものであり,現在ま でに3万試料を超える試験片を「常陽」で照射し てきた実績がある。このような大学の研究者によ る利用を一段と進めるべく,利用者のニーズをい くつかのアンケート等により調査した。

その結果,回答者の約3/4が核融合材料研究等 の目的で今後も「常陽」の利用を望んでいること がわかった(図2)。また,今後の利用を前提とし た「常陽」への要望として,照射温度範囲の拡 大(低温化及び高温化),照射対象範囲(許認可 枠)の拡大,照射期間の短縮,照射試験コス トの低減,照射条件評価の高精度化などがあげ られた。

照射温度範囲の拡大のうち,低温化について は核融合材料研究や軽水炉材料研究等のニーズが 考えられる。これについては,「常陽」の冷却材入 口温度を現状の350 から300 程度まで下げるこ



とが有効であり,これらのフィージビリティを検 討する計画である。一方,高温化についてはガス 冷却高速炉用セラミックス材を高温で照射する等 のニーズがあるが,安価に照射を行うためには高 温用照射装置や高温用温度モニターの開発が課題 であり,仏国CEAとの協力も含め,技術開発を進 めていく。

照射対象範囲については,前章で述べたよう にキャプセル型照射装置を開発し,従来に比較し, マイナーアクチニド添加燃料等の照射について許 可範囲が飛躍的に拡大した。キャプセル型照射装 置の開発の考え方を応用すれば,他の対象物につ いても同様の許可枠拡大が期待できることから, 順次,枠の拡大を図る計画である。また,照射対 象として,原子炉燃料体以外の核燃料物質や放射 性同位元素の照射についてもニーズがあることか ら,これらに関する許可についても積極的に取得 していく計画である。

照射期間の短縮については,許認可や予算シ ステム上の制約から,従来は照射計画を立案して から照射が完了するまで,早いものでも3年程度 の期間が必要であった。この期間は容易に短縮で きるものではないが,大学の研究者からの要望が 多いこともあり,一定の条件を満たす場合は,照 射装置を再利用すること(シャトルリグ)により, 必要な許認可期間や製作期間を短縮することを可 能とした。

照射コストのうち,比率の高いものは中性子 料金と照射装置製作費である。中性子料金につい てはMK-化によって照射能力が増加したことか ら,従来のおよそ1/3まで低減されている。また, 照射装置製作費については,前述の照射装置の再 利用(シャトルリグ)や長寿命化によって,実質 的なコストの低減を狙っている。

照射条件評価の高精度化については,「常陽」 は構造上,熱電対等の計装ケーブルを炉外に取り 出すことが容易でなく,このことがオンライン照 射装置の価格に大きく影響している。このため, 安価なオフライン照射を行うことが多くなるが, この場合,照射温度の評価精度をいかに確保する かが大きな課題であり,第6章で述べたように,

発熱評価手法の高度化及び温度モニターの開発 を進めてきた。また,高温用温度モニターについ ては,海外機関とも協力して開発を進めていく。 以上のような取り組みにより,今後,順次,課
145

題の解決あるいは改善を図り,海外も含めた外部 利用ニーズに応え,基礎,基盤的な科学技術への 貢献を図る。

35 国際的な動向

国際的な動きとして、米国エネルギー省(DOE) の提案により、10カ国(アルゼンチン、ブラジル、 カナダ、フランス、日本、韓国、南アフリカ、ス イス、英国、米国)が参加した第4世代国際フォー ラム(GIF)で、2030年までの実用化を目指した 炉(GEN-IV:第4世代原子炉発電システム)の開 発が検討されている。また、DOEは、使用済燃料 中のPuの核不拡散並びに地層処分の物量削減へ の取組みとして、先進的核燃料サイクルイニシア チブ(Advanced Fuel Cycle Initiative:AFCI)を開 始している。

GEN-IVでは,FSで検討しているナトリウム冷 却炉(SFR),ガス冷却炉(GFR),鉛(ビスマス) 冷却炉(LFR)の3つの高速炉を含む6つの有望 概念が選定されている。サイクル機構は,SFR, GFR,LFRなどに参画しており,特にSFRについ ては議長国として「常陽」の利活用方策を含め, 精報交換,共同開発の枠組み策定などを積極的に働 きかけている。 前節で述べてきたように,今後,「常陽」MK-炉心を用いて,様々な研究開発が実施される計 画である。これらをまとめて図3に示す。このよ うに現状では2015年までFS関連の照射試験及び 安全性試験が計画のほとんどを占めている。外部 利用については2004年から材料照射用反射体で3 体,2005年からはMARICO-2及び材料照射用反射 体で照射を行うこととしており,その後も継続的 に照射試験を行うことが計画されている。

4.おわりに

高速実験炉「常陽」は照射性能が向上した MK-への改造が完了し,2004年春からは,本格運転 を開始し,高性能化された照射性能を十分発揮し て効率的な高速増殖炉システムの開発を進める計 画である。

他方,高速中性子の照射施設は,国内はもとよ り,国際的に見ても貴重となっている。これらの 点から,「常陽」は単に従来の日本における高速炉 開発の拠点にはとどまらず,基礎基盤的な科学技 術の発展に貢献する国際的な重要施設として活用 すべきであり,このような認識のもと,必要な技術 開発や体制整備を進め,海外を含めた外部機関の 様々な要請にも応えられるよう努力していきたい。

	年度	2000	2005	2010	2015
	運転工程	МК		լուս	nnn
1. FBRサイクルの経済	性向上				
(1) 高燃焼度化(ODS被	夏管等)		材料照	射	
			捻	**************************************	
(2) 新型燃料(振動充てん)	ッ・ショートフ [®] ロセス				
	***/				
(3) 長寿命制御棒試験 (Naボンド型制御棒等)				
2			MA 燃料	照射(仏 CEAとの	(共研含む)
(MA添加燃料,長寿命FP)			長	寿命FP照射	
3. 安全性向上等に関す	る試験				
(1) 自己作動型炉停止機	ŧ構(SASS)				
(2) 燃料過渡試験					
(3) 新技術実証試験(破損	員燃料検出	破損炸	燃料検出技術の開発		ISI&R
技術の開発, ISI&R寺)				
(4) ATWS模擬全炉心試	験				
4. 金属燃料サイクル実	証試験				
5. 外部利用		1			1

図3 「常陽」MK-利用計画

3.6 「常陽」MK- 利用計画

用

語

集



ADU**法**

ADUはAmmonium Diuranateの略を表す。 ADU法とは,核燃料製造のため六フッ化ウラン から二酸化ウランへ再転換する湿式法の一つで あり,硝酸ウラニウム溶液にアンモニアを加え 沈殿物を生成させ,焙焼転換する。

AGF

大洗工学センターの照射燃料試験施設Alpha-Gamma Facilityの略。燃料の物性測定試験,化学 分析試験などの照射後試験やマイナーアクチニ ド燃料製造及びその分析などを行う施設である。

Am

超ウラン元素の一つであるアメリシウムの元 素記号。マイナーアクチニドの一つで原子番号 95,質量数241,242,243の同位体などが知ら れている。

A型照射燃料集合体

試験用燃料要素を燃料ピンバンドル中央部の ダクトに配置した構造の照射装置。

B₄Cペレット

炭化硼素(B₄C)の粉末を圧縮焼結したもの。 硼素の同位体である硼素 - 10は,(n,)反応 により中性子を吸収する性質を持つため,原子炉 の制御や遮蔽のための材料として用いられる。高 速中性子領域に対しても吸収断面積が高く,炭化 物では高融点(約2,450)であるため,高速炉 の制御棒材料として広く用いられている。

BDI

燃料要素束とそれを収納するラッパ管との機 械的相互作用 <u>B</u>undle-<u>D</u>uct <u>Interaction</u>の略。

B 型照射燃料集合体

試験用燃料要素をコンパートメントに装荷し た照射装置。照射試験途中に中間検査を行い,

再組立後,原子炉に再装荷できる。

CMIR

炉心材料照射リグ<u>C</u>ore <u>M</u>aterials <u>I</u>rradiation <u>R</u>ig**の略。**

C型照射燃料集合体

試験用燃料要素をパンドル(要素束)の状態 で照射するための照射装置。

DFR

英国の高速炉 Dounreay Fast Reactor の略。

FE-TEM

電界放射型透過型電子顕微鏡<u>F</u>ield <u>E</u>mission <u>T</u>ransmission <u>Electron Microscope</u>の略。

FMF

大洗工学センターの照射燃料集合体試験施設 <u>F</u>uels <u>M</u>onitoring <u>F</u>acility の略。燃料集合体,燃 料要素の非破壊試験,燃料や材料の機器分析な どの照射後試験を行う施設である。

FP

核分裂生成物<u>Fission</u>Productsの略。核分裂 によって生じた核種及びその放射性崩壊により 生じる核種の総称をいう。

ISO9001品質保証システム

ISO9001は品質管理及び品質保証のための国際標準モデルとしてISO(国際標準化機構)に よって1987年に制定された。日本では1991年に JISとして制定された。

JMTR

日本原子力研究所材料試験炉 Japan <u>M</u>aterial <u>Test</u> <u>Reactor</u> の略。

温度制御型材料照射装置<u>Material Testing</u> <u>Rig</u> With Temperature <u>Control</u> の略。照射装置の 一つで「常陽」で被覆管材料の照射下における クリープ破断試験などを行うことを目的に開発 した。

MK- 炉心

増殖炉心。高速増殖炉に関する技術的経験の 取得を目的とし,プルトニウムの増殖性等を確 認した。1977年4月24日に増殖炉心(熱出力 50 MW)で初臨界を達成した。その後,1979年 7月に75 MWtを達成し,1981年末までに計5 サイクルの運転を行った。

MK- 炉心

照射用炉心。燃料・材料の照射試験を目的 とし,1982年11月22日に照射用炉心(熱出力 100MWt)で初臨界を達成し,その後,2000年 6月までに計35サイクルの運転を行った。

MK- 炉心

燃料・材料の照射試験を目的とし,MK-炉心の約4倍の照射性能を有する高度化した炉心。 2004年5月に本格運転を開始する予定である。

MMF

大洗工学センターの照射材料試験施設<u>Mate</u>rials <u>Monitoring Facility</u>の略。材料の物性測定試 験,高温強度試験などの照射後試験を行う施設 である。

MOX 燃料

二酸化ウラン (UO₂) と二酸化プルトニウム (PuO₂)の混合物からなる核燃料で,混合酸化 物燃料(Mixed Oxide Fuel)の略から MOX燃 料という。

Phenix

仏国の高速増殖原型炉の名称。

PNC316

JNCが開発した「もんじゅ」炉心材料オース テナイト鋼。SUS316ステンレス鋼のJIS規格範 囲内で炉外での試作・評価と海外炉を用いた照 射試験結果を基に耐スエリング性等の改良を施 した材料である。

PNC-FMS

JNCが開発した炉心材料用フェライト鋼。 オーステナイト鋼に比べ耐スエリング性が格段 に優れたフェライト系材料の特性を生かしつ つ,W,Moによる固溶強化さらにNb,Vによ る析出強化による高温強度の改善を図った材料 である。主としてラッパ管に適用するが,使用 温度が低くできる設計条件であれば被覆管とし て適用することも可能である。

Rapsodie

仏国の高速増殖実験炉の名称。

RIMS

レーザ共鳴イオン化質量分析法(Laser <u>Resonance</u> <u>Ionization</u> <u>Mass</u> <u>Spectrometry</u>)の略。測 定対象の元素を,レーザにより共鳴励起させて イオン化し,質量分析する手法である。測定対 象の元素又は分子のみが選択的にイオン化され るため,検出感度が飛躍的に向上する。

SEM

走査型電子顕微鏡<u>S</u>canning <u>E</u>lectron <u>M</u>icroscope の略。

TEM

透過型電子顕微鏡<u>T</u>ransmission <u>E</u>lectron <u>M</u>icroscope の略。

用

語

集

TIG は<u>T</u>ungsten <u>Inert Gas</u>の略。TIG 溶接とは,タングステン電極によるアークを用い,へリウムなどの不活性ガス雰囲気で行う溶接のことをいう。

X線CT検査

複数方向の透過×線データを計算機で処理す ることにより断層画像を得るコンピュータ断層 撮影方法。非破壊検査として主に集合体内部状 況調査に用いられる。

X **線ラジオグラフィー**

物質を透過してきた放射線 (X線) に対する 吸収の大きさの差があることを利用した供試体 の写真撮像方法。非破壊検査として内部状況調 査に用いられる。

アルファオートラジオグラフ

MOX 燃料ペレット中のプルトニウムから放 出される 線が,固体飛跡検出器であるニトロ セルロースフィルムに衝突した際に生ずるエッ チピットを,エッチング処理(アルカリ腐食) によりプルトニウムスポットとして検出させる 方法。 線の濃度に応じ黒化度が異なる。

安全審査

原子力施設の設置あるいは変更を行う場合, 法に定める主務大臣による施設や設備の基本設 計など安全性に関わる審査(行政庁審査,ある いは一次審査)を受け,その結果についてさら に原子力委員会及び原子力安全委員会の審査 (二次審査)を受ける。これを安全審査という。

インパイル試験

研究炉などの炉内に試料や試作品を装荷し, その試料の物理的,化学的性質や耐久性などの 試験を行うこと。

渦電流探傷試験

交流電流を流したコイルで被検査体(ここで は主に燃料要素)を走査し,コイルに誘起され る電圧,電流の変化を検出することにより被検 査体の欠陥,材質変化,形状変化などを検査す る方法。

エロージョン

流体が材料に繰り返し衝突することにより面 が機械的に損傷を受け,その一部が剥離してい く現象をいう。

エントランスノズル

高速炉の炉心構成要素である燃料集合体の下 部に設けているもので,燃料要素を除熱する冷 却材ナトリウムの流入孔をいう。

温度モニタ(TED)

ステンレス鋼製等のピン内に密封したナトリ ウムの熱膨脹によるピンの塑性変形率から最高 温度を測定する,熱膨脹差型温度モニタ(TED: Thermal Expansion Difference Temperature Monitor)で,測定精度は±10。

核定数(群定数)

炉物理や核設計の計算に用いられるパラメー タ。エネルギー変化についてグループ化した核 反応断面積をいい,原子炉設計上,最も重要な 定数である。原子炉の設計に用いられる核反応 断面積には,核分裂断面積,中性子捕獲断面積, 中性子散乱断面積等がある。

過剰反応度

炉心から全部制御棒を引抜いた時に,その原 子炉が有する反応度。

ガンマスキャニング 線分布を検出すること。例えば,燃料要素 について, 線測定により,その軸方向の核分



逆倍増倍曲線

制御棒の引抜き位置に対する中性子計数率の 逆数をプロットし,どれだけ引抜けば臨界に達 するかを予想するためのカープをいう。

キュリー点電磁石型SASS

SASS はSelf-Actuated Shutdown Systemの略。 炉内の異常な温度上昇時に,自動的に制御棒を 切り離す受動的安全装置。高温になると磁性を 失う温度感知合金を制御棒の頂部に設置し,こ れを電磁石により保持する構造を有する。

金相観察(金相写真)

MOX 燃料ペレットの任意断面(横又は縦断 面)を鏡面研磨し,空孔の存在やペレット中の 介在物を金属顕微鏡により観察する。更にペレ ット表面をエッチング処理(酸又はイオン腐食 処理)により結晶粒界を現出させ,所定の倍率 で結晶粒径を測定後,顕微鏡写真として記録す る。金相写真は燃料ペレットの焼結状態を示す 結晶粒径の測定に用いている。

クリープ

材料が高温で使用されると,一定応力下で物体の塑性変形が時間とともに次第に増加する現象をいう。

クリープ疲労

材料の高温における代表的な損傷形態の1つ で,温度効果を無視し得ない温度域で発生する 低応力にも係らず一定負荷に対し変形が進行す るクリープ損傷と機械的もしくは熱変動により 生じる繰返し負荷による損傷が重畳した形態を いう。

グローブボックス 放射性物質を安全に取扱うため気密性能を有

した箱で,内部は負圧に維持される。放射性物質 はこの箱の中でグロープを介して取り扱われる。

原型炉

原子炉の技術的性能の見通しを得ること,大 型化に係る技術的課題ならびに経済性に関する 目安を得ること等を目的として作られた原子炉。

原子炉設置変更許可

原子炉を設置する場合、「核原料物質、核燃料 物質及び原子炉の規制に関する法律」(炉規法) 第23条に主務大臣の許可が必要と定められてい る。事業者は、主務大臣宛に申請を行い、安全 審査で妥当と判断された場合、許可を取得でき る。また、設置許可を取得した原子炉の改造、 設備の追加・変更等により、申請書本文を変更 する場合、炉規法第26条に従い、主務大臣の許 可が必要である。

高強度フェライト / マルテンサイト鋼

炭化物析出強化により高温強度を改善したフ ェライト / マルテンサイト鋼の炉心材料で,主 にラッパ管に用いられる。

構造材料

原子炉の原子炉容器,支持構造,配管などに 用いられる金属材料,コンクリートなどの原子 炉用構造材料を示す。

高速中性子

0.1MeV以上のエネルギーをもつ中性子。

高速炉構造用 SUS316

クリープ疲労強度の向上を目差して,既存の JIS SUS 316の化学成分をベースに開発した国 産初の高速炉用構造材料。通常,316FRと略記 される。

151

ナトリウム中の不純物の溶解度が温度低下す るとともに減少することを利用して,ナトリウ ムを純化する装置。コールドトラップ内に流れ 込むナトリウムを冷却することで,不純物を析 出させ,コールドトラップ内のステンレス鋼製 の金網に捕獲し取り除く。

コンパートメント

ここでは,試験用燃料要素又は材料試験片キャプセルの照射試験のため炉心構成要素として 収納するための容器をいう。

材料強度基準等

プラント設計時に当該材料を用いた機器・構 造物の健全性評価を行うのに必要な強度基準値 (設計許容値)や損傷評価に必要な係数等を定め たもの。

座屈

長尺の構造物が軸方向の圧縮荷重を受けると 材料の比例限度以下の荷重でも横に曲がり始め る現象をいう。

サーベイランス試験

原子炉の安全性を確保する供用期間中検査の 一つで、炉内構造物、原子炉容器、冷却系の機器、配管などの材料の中性子照射やナトリウム などに対する健全性を確認する試験をいう。あ らかじめ装荷した試験片を計画的に取り出し材 料の強度を確認する。

酸化物分散強化型 (ODS) フェライト鋼

スエリング(中性子照射による体積増加)抵 抗性に優れたフェライト鋼の高温強度を改善す るために,イットリア(Y₂O₃)等の酸化物粒子 をメカニカルアロイング法にて微細に分散させ た材料をいう。

ジェットミル

ノズルから高圧ガスなどを噴出させることで 粉砕する粉末を加速し,粉末自体の衝突や摩擦 を利用してミクロン(1,000分の1ミリ)のレベ ルまで微粉化する装置。燃料ペレット製造工程 では,回収ペレットを粉砕することにより原料 粉末(乾式回収粉末)としてリサイクルしてい るが,乾式回収粉末の焼結性を高めるため,ジ ェットミルを用いて微粉砕している。

施設定期検査

「核原料物質 核燃料物質及び原子炉の規制に 関する法律」(炉規法)第29条により原子炉設置 者に義務づけられた検査。施設定期検査合格 後,1年間運転を行うことができ,その後,次 の施設定期検査を開始する。

実験炉

原子炉開発において,設計,建設,運転及び 各種実験を通じ,原子炉の実用化に必要な各種 データを得るための原子炉。

実証炉

実用規模プラントの技術の実証と経済性の見 通しを確立するために建設する原子炉。

日本の高速増殖炉開発では,過去,日本原子 力発電(原電),サイクル機構,電力中央研究所 及び日本原子力研究所を中心に実証炉の研究開 発が進められ,電気事業者である原電が主体と なって建設準備を進めていた。

実用化炉

研究開発期を経て実用段階に達したと考えられる原子炉。

シビアアクシデント

設計基準事象を大幅に超える事象であって, 安全設計の評価上想定された手段では適切な炉 心の冷却または反応度の制御ができない状態で あり,その結果,炉心の重大な損傷に至る事象 をいう。

遮蔽集合体

原子炉や放射線源等から出る各種放射線を吸 収して,人体や機器等への影響を減じる目的 で,放射線を防ぐために設けられる障壁を遮蔽 という。「常陽」MK- 炉心においては,反射体 の外側に配置され,炉心から漏えいしてくる中 性子を吸収し,透過中性子を減ずる役割を果た す集合体として,B4Cペレットを使用した遮蔽 集合体を新たに設置した。

シャルピー試験

金属材料の衝撃的な負荷などの動的負荷に対する強さを評価する試験方法をいう。

しゅう酸沈殿法

核燃料リサイクルの中で再処理工場から生産 された硝酸プルトニウム溶液にしゅう酸を加え て生成する沈殿物をろ過焙焼し,燃料加工に利 用する酸化物粉末である二酸化プルトニウムに 転換する方法をいう。単体転換法であり核不拡 散上課題がある。

主中間熱交換器(IHX:Intermediate Heat Exchanger)

1次冷却系と2次冷却系の間に設置される熱 交換器で、「常陽」用のIHX は堅型自由液面シェ ルアンドチューブ型であり、1次系のナトリウ ムは胴側、2次系のナトリウムはチューブ側を 流れる。1次側ナトリウムに対し2次側ナトリ ウムの圧力を高くしておくことによりチューブ 破損が起こった場合でも、1次側の放射性ナト リウムが2次側に漏洩することを防止できる。

出力係数

炉心の反応度特性を示す係数。原子炉の単位 出力当りの反応度変化率であり,通常,負の値

を持つ。単位は k/k/MW等が用いられる。

焼結密度(%TD)

焼結密度は燃料ペレットの焼結後の密度であ り,通常,理論密度に対する割合で示す。単位 は%TDである。

照射装置(照射リグ)

照射試験に用いる装置であり,試験対象を組 み込んで炉内に装荷する。その対象物や照射条 件,目的等によって構造や性能が異なり,A型 ~D型照射用燃料集合体,キャプセル型燃料照 射装置,CMIR,SMIR,AMIR等の材料照射用 反射体,計測線付照射装置(INTA),温度制御 型材料照射装置(MARICO)等が開発された。

照射損傷

中性子線などの放射線で照射された物質が損 傷を受け,その諸特性に好ましくない変化の起 こる現象をいう。

振動充てん燃料

球状または不定形状の燃料粒子を被覆管内に 充てんするもの。被覆管内の燃料密度を高める ため,被覆管に燃料粒子を充填した後に被覆管 を振動させる方法や,被覆管内への燃料粒子充 填時にも被覆管を振動させる方法が用いられ る。燃料粒子には,2から5種程度の大きさの異 なるものを混合して用いる。酸化物燃料,窒化物 燃料の燃料形態の一つとして考えられている。

シンニング加工

溶接を行う部を溶接ができるように加工する ことをいう。

スエリング

照射された核燃料または材料において核分裂生 成物や核反応生成物または点欠陥集合体の形成に よりその見かけの体積が増加することをいう。

用

語

集

高速炉の制御棒は,一般に[®]Bを濃縮したB₄C ペレットを中性子吸収体であり,被覆管内部を ヘリウムガス雰囲気としたHeボンド型とナト リウム雰囲気としたNaボンド型に大別される。 Heボンド型は,さらに[®]B(n,)¹Li反応によ り発生したHeガスを被覆管内に封入する密封 型とそれを冷却材中へ放出させるベント型に分 かれる。「常陽」では,MK- 炉心で密封型を, 使用寿命延長を目的に,MK- 炉心でベント型 を採用した。MK- では,さらなる使用寿命の 延長を目的とし,Naボンド型を採用する。

制御棒吸収材料

原子炉出力を制御するために,炉心内で生成 される中性子数を調整する棒(制御棒)に用い る中性子を吸収する材料をいう。中性子吸収断 面積の大きい炭化ホウ素などが使用されている。

線出力密度

燃料要素の単位長さ当たりの出力。単位は kW/m,W/cm等が用いられる。

タグガス

Kr,Xeの同位体組成を調整した多種類の指標 ガス。炉内に装荷した試料などに破損が起こっ た場合に放出されたタグガスを分析すること で,破損した試料を特定できる。

窒化物燃料

窒化物燃料は酸化物燃料に比較して重金属密 度が高く,熱伝導特性に優れ,ナトリウムとの 共存性が良いので被覆管と燃料ペレットの間に ナトリウムを充填しギャップ熱伝達率を高くで きるなどの特長がある。そのため,増殖性能の 向上,燃料要素太径化による燃料加工費の低減 などが期待できる。

遅発中性子

核分裂直後に放出される中性子を即発中性 子,核分裂生成物のベータ崩壊により放出され る中性子を遅発中性子という。遅発中性子の存 在により,原子炉は即発中性子だけでは臨界に ならないように制御することができ,反応度の 投入に対処して急激な出力の変化を防ぐ時間的 余裕が得られる。

遅発中性子割合

核分裂で発生する平均中性子数のうちの遅発 中性子の占める割合をいう。遅発中性子は核分 裂の際,即発中性子より遅れて発生する中性子 であり,この割合が大きいほど原子炉の急激な 出力変化を防ぐための制御を行う時間的余裕が 大きくなる。

中性子源

原子炉において初期の中性子束を作り出し, 核分裂を開始するための火種となるもので,「常 陽」ではSb-Beの中性子源を使用している。中性 子の発生はSbからの線による[®]Be(,n)[#]He 反応によって行われる。

中性子照射量

ある時間の間に単位体積内を通過した中性子の総数。燃料被覆管などの材料特性に及ぼす中 性子照射の影響を評価する場合には,特に 0.1MeV以上のエネルギーの中性子に着目する。

低除染TRU燃料

FP, TRUの除染係数の低い再処理製品(U, Pu)を原料として製造される燃料をいう。燃料 にはPu,Uの他に数パーセントのAm,Np,Cm, FPなどが含まれる。

等温温度係数

炉心体係(炉心,構造材,冷却材)が均一な 温度条件で単位温度当りの反応度変化率。通常

k/k/ で表わし負の値を持つ。

ドシメータ

照射試験やサーベイランス試験において中性 子照射量の測定に用いる放射化箔などの中性子 検出器。エネルギー感度の異なる種々のドシ メータの反応率から中性子エネルギースペクト ルを解析し,これに照射時間や核反応断面積を 考慮することにより高速中性子フルーエンスや 原子弾き出し損傷量(dpa)などを評価する。

ドップラー効果

核燃料の温度が上昇すると、例えば238Uの中 性子に対する共鳴吸収割合が増し,中性子吸収 が増加して反応度が小さくなる現象で運転制御 および安全性上重要なファクタである。

ドル(\$)

原子炉において即発臨界と遅発臨界の状態の 間の反応度差を1 \$ とした反応度の単位。つま り遅発中性子割合と等価の反応度量。即発中性 子だけで臨界になっている原子炉は1 \$ の超過 反応度をもっているという。

なめ付け溶接

溶接棒を使用せずに開先合せ部の材料同士の 溶かし込みを行うことをいう。

熱影響部 (HAZ: Heat Affected Zone) 溶接の熱で、組織、冶金的性質、及び機械的性 質などが変化を生じた、溶融していない母材部。

熱時効

材料を高温で長時間使用することで材料の機 械的強度特性が変化することをいう。

燃焼度

原子炉に装荷された燃料が取り出されるまで に消費し割合。通常,単位燃料重量当たりに発

生した熱出力の総量であるMWd/tが使用される。

燃料破損

原子炉運転中に燃料被覆管が破損すること。 燃料破損検知をFFD(Failed fuel detection),破 損燃料の同定をFFDL(Failed fuel detection and location)という。

燃料ペレット

ペレット(Pellet)は一般的には,球状又は円 柱状の物体を指す。「常陽」用燃料はMOX粉末 を円柱状に成型,焼結したものであり,燃料ペ レットという。

パンクチャ試験

燃料要素内に蓄積する核分裂生成ガスの量, 圧力,組成などを測定,分析する試験。一般に 燃料要素を真空容器内に収納し,燃料被覆管を 穿孔し,その前後の圧力などを測定する。

反射体

反射体は,炉心からの漏洩中性子を炉心へ反 射させて炉心の中性子束を高めるとともに,原 子炉容器などの構造物の照射損傷を防止する遮 蔽体としての機能を持つ。「常陽」の反射体は, 内側反射体と外側反射体の2種類があり,炉心 燃料集合体の外周に約130体装荷する。

反応度係数

炉心の温度や出力の変化,気泡(ボイド)の発 生などによって加えられる反応度の量。例えば, 原子炉の単位出力当りの反応度変化率は出力係 数といい,単位は k/k/MW等が用いられる。

プラギング計

ナトリウム中不純物計測器であり,原理はナ トリウムを徐々に冷却し,オリフィス部に過飽 和になった不純物の酸素や水素をプラグさせ, 圧損増大により生じる流量低下時点の温度を測



定して溶解度曲線により,そのナトリウム中濃 度を推定する。

フルーエンスモニタ

中性子スペクトルを解析し,それをベースに 中性子照射量を解析評価するドシメータに対 し,中性子スペクトルが既知の照射場において, 直接,中性子照射量を監視する検出器で,He 蓄 積型フルーエンスモニタ(HAFM)等がある。

プルトニウムスポット

プルトニウム原料粉末とウラン原料粉末の混 合条件が不適切である場合に発生する燃料ペレ ット中のプルトニウム濃度の高い部分を表す。 ペレット中にプルトニウムスポットがあると, 炉の運転時に局所発熱を起こし,燃料温度の上 昇や,軽水炉の場合はFP放出量の上昇を,また プルトニウムスポットがペレット表面にある場 合には部分的な被覆管温度上昇などの悪影響を 及ぼすため,厳重に管理する必要がある。

プルトニウムフィッサイル富化度

MOX 燃料中の核分裂性プルトニウム (²³⁹Pu, ²⁴¹Pu)の濃度。

プルトニウム富化度 燃料におけるウランに対するプルトニウムの 混合割合 (Pu/Pu + U)。

プログラマブルコントローラ (PC又はPLC)

リレー,タイマ,カウンタを組み合わせて構 成する論理回路(ハードワイヤードロジック) の信号処理部(論理演算部・制御部)をマイク ロコンピュータに代行させるのがPCであり,こ のPCは押釦スイッチ,センサ入力などによって 動作し,モータ,パイロットランプなどの出力 負荷を制御する。

フローコーストダウン 主循環ポンプ等の動力源が断たれ,モータ駆 動が停止した状態での流量減衰特性である。

ホットセル

照射済燃料など 線の強い放射性物質を取扱 えるよう十分遮蔽をほどこした部屋をいう。遮 蔽壁からマニプレータなど遠隔操作器具を用い て試験を行えるようになっている。

ホットラボ

高放射性物質を安全に取扱うための施設で, ホットラボラトリ(Hot Laboratory)の略を表 す。一般にホットセルやグローブボックスを備 えている。

ポニーモータ

高速炉の主循環ポンプの主モータに併され、ポ ンプを微少流量で運転する時に用いる馬力の小 さいモータ(ポニーは英語で、小型なもの"の意)。 「常陽」では1次主循環ポンプでは主モータの 同軸上に無停電電源で駆動する直流電動機を設 置している。

ボールミル

ボールミルは,円筒型胴内に粉砕媒体と被粉 砕物を入れ,胴体を回転させることで被粉砕物 を粉砕する装置で,構造が簡単かつ取扱いが容 易で大能力のものが製作できることから,一般 的に広範囲で使用されている。

マイナーアクチニド (MA)

使用済燃料中でウラン(U), プルトニウム (Pu)に比べ存在量の少ない元素でネプツニウ ム(Np), アメリシウム(Am)及びキュリウム (Cm)をMAと称する。

マニプレータ

放射線による被ばくを避けるために使用済燃

料などの遠隔操作に使う装置で,人間の手と同じ働きをする精巧な機械をいう。

「もんじゅ」

日本における高速増殖原型炉。福井県敦賀に 設置され,熱出力714 MW,電気出力280 MW。 1983年5月設置許可,1991年5月18日完成, 1994年4月臨界を達成し,1995年8月29日に初 送電を行った。1995年12月8日2次冷却系ナト リウムの漏えい事故が発生し,現在停止中。

モンテカルロ法

中性子の挙動など実際に起きている偶然現象 を乱数により模擬し,核特性等の近似解を得る 方法。一般に,解析モデルの近似を最も少なく できる解析手法といわれる。

溶接金属

溶融母材 + 溶着金属(溶接材料から溶接部移 行した金属)の総称。

余盛

開先(溶接する母材間に設ける溝)またはす み肉溶接で必要以上に表面から盛り上げた溶着 金属。

余盛止端部

母材と余盛部溶接金属の表面が交わる部分。

ラッパ管

高速炉の燃料集合体では,炉心内の燃料の体 積割合を高めるため燃料要素の配列を三角格子 とし,外形が六角形となる。この集合体の強度 を保持するための六角形の外套管をラッパ管と いう。

臨界

核分裂連鎖反応が一定の割合で継続する状態 をいう。すなわち,実効増倍率(k_{ef})が1であ る。実効増倍率が1未満の時を未臨界,1超えた場合を超臨界という。

炉心管理システム

燃料交換や照射試験集合体の装荷のために 運転サイクル毎に構成される炉心に対して,各 種反応度,燃焼特性,集合体出口温度等の炉心 特性や照射試験条件を事前及び事後に解析評 価する一連の核熱流力解析プログラムからな る計算機システム。MK- 炉心では"MAGI" が用いられ,MK- 炉心ではさらなる精度向上 のため,新たに"HESTIA"が開発整備された。

炉心材料

原子炉において核燃料が存在し,核分裂連鎖 反応が起こりうる領域(炉心)に用いられる材 料を表す。ここでは主に,燃料被覆管,ラッパ 管及び制御棒吸収材料などを表す。

炉心湾曲

原子炉運転中,炉心を構成する炉心燃料集合 体集合体や反射体は,熱膨張や中性子照射の影 響等に起因する変形が生じ,隣接集合体や炉内 構造物と干渉して炉心全体が湾曲する。これが 炉心湾曲であり,過渡過出力時の炉心の機械的 挙動や反応度特性を把握する上での重要な因子 の一つである。

炉停止余裕

制御棒により原子炉を停止させた時の未臨界 度。原子炉の設計では,最大の反応度価値を有 する制御棒を引き抜いた状態(ワンロッドスタ ック)でも,炉停止余裕が確保される,すなわ ち,他の制御棒により,原子炉を未臨界とでき ることが求められる。

炉内燃料貯蔵ラック

「常陽」では,炉心燃料集合体及びその他の炉 心構成要素を一時的に収納・貯蔵するためのラ

用

語

集



ックを炉心の周囲に設置している。各運転サイ クルの間に実施される燃料交換作業において, 取り出される古い炉心構成要素,および装荷さ れる新しい炉心構成要素は,一度この炉内貯蔵 ラックを経由して,原子炉容器の内外に出し入 れされる。使用済燃料の場合,崩壊熱の低下を 待って炉外に取り出す必要があるため,「常陽」 の場合は,この炉内貯蔵ラックにて,冷却に必 要な期間貯蔵される。

集

157

サイクル機構技報 No.21 別冊特集号 結言



大洗工学センター 照射施設運転管理センター 実験炉部長 鈴木 惣十

高速実験炉「常陽」の照射炉としての機能の高度化は,昭和から平成に変わる頃に 大洗工学センター全体で検討されていた「常陽」の総合利用計画であるPROFIT計画 にその萌芽を見いだすことができ,それが現在の「常陽」MK-計画として結実しま した。

MK- 計画の検討が開始された頃は、コンペンショナルな高速増殖実証炉(俗に言うMOX 燃料のナトリウム冷却型大型高速増殖炉)の着工が21世紀早々と想定され、 そのために燃料の確証照射を始めとする多くの照射試験を早期に実施する必要があっ たことから、「常陽」の高度化が急がれていました。その後、高速炉開発を取り巻く世 界情勢は大きく変化し基幹エネルギー源としての高速炉の出番は21世紀半ばに延び、 その代わりに従来の考え方にとらわれることなく幅広く高速炉概念を検討する実用化 戦略調査研究(通称FS)が始められました。このFSを進めるためには、これまで以 上に広範かつ多種多様な照射試験が必要となります。これは発電機能を持たない小型 高速炉であるが故に小回りの利く「常陽」の得意とするところであり、「常陽」MK-計画がこれまで以上に意義深いものとなりました。

本特集で詳述されているとおり,MK-計画の第1の目的は炉心の高中性子束化と 照射場の拡大です。新たな研究開発を行うことなくまた既存設備を大幅に改造するこ となく実現できる範囲でとの制約の下に,それまでの技術的蓄積を最大限活用して炉 心設計を行いました。仕上がった高性能炉心では,原子炉熱出力が40%増大すること となり,「常陽」プラント全体のヒートパランスを見直すとともに主中間熱交換器と空 気冷却機の交換を行い,高性能炉心に対する除熱性能を確保しました。

冷却系改造工事は,これまで4半世紀にも渉って供用してきた機器や配管を現場で 切断し,溶接し,そして検査すると言う未曾有の工事でしたが,それまで「常陽」で 培ってきた運転・保守補修経験を余すことなく活用し,約1年かけて2001年(平成13 年)10月にこの難工事を計画どおり完遂できました。引き続き,2次冷却系総合機能 試験,MK- 炉心の構成,1次冷却系総合機能試験そして性能試験と,MK- 計画は 第13回定期検査と並行して順調に進捗し,2003年(平成15年)11月には待望の使用前検 査に合格し,検討開始から約15年を要したMK- 計画を完了することができました。

2004年(平成16年)からは、いよいよ照射試験のための本格的な定格サイクル運転を 開始することとしており、高速増殖炉の実用化に係る燃料・材料の照射試験はもとよ り、核燃料サイクルにおける環境負荷低減や安全性及び経済性の一層の向上を目指し た様々な試験を実施することとしております。さらには、核融合炉開発を始めとする 国内外からの高速中性子利用の要求にも的確に応えるべく、「常陽」の利用開放を積極 的に進めることとしております。

最後になりましたが,MK- 計画を進めるに当たって永きにわたりサイクル機構内 外の方々から多大なご助言,ご支援を戴いたことに心から感謝するとともに,引き続 き「常陽」の運営に関してご指導,ご協力をお願い申し上げます。

核燃料サイクル開発機構

Japan Nuclear Cycle Development Institute

本 社	〒319 - 1184	茨 城 県 那 珂 郡 東 海 村 村 松 4 - 4 9	TEL(029)282-1122
敦 賀 本 部	〒914 - 8585	福井県敦賀市 <mark>木</mark> 崎65-20	TEL(0770)23-3021
新型転換炉ふげん発電所	〒914 - 8510	福井県敦賀市明神町3	TEL(0770)26-1221
高速増殖炉もんじゅ建設所	〒919 - 1279	福井県敦賀市白木2-1	TEL(0770)39-1031
東 海 事 業 所	〒319 - 1194	茨城県那珂郡東海村村松4-33	TEL(029)282-1111
大洗工学センター	〒311 - 1393	茨 城 県 東 茨 城 <mark>郡</mark> 大 洗 町 成 田 町 4 0 0 2	TEL(029)267-4141
人形峠環境技術センタ -	〒708 - 0698	岡山県苫田郡上斎原村1550	TEL(0868)44-2211
東濃地科学センタ -	〒509 - 5102	岐 阜 県 土 岐 <mark>市</mark> 泉 町 定 林 寺 9 5 9 - 3 1	TEL (0572) 53 - 0211
幌延深地層研 <mark>究</mark> センター	〒098 - 3207	北 海 道 天 <mark>塩</mark> 郡 幌 延 町 宮 園 町 1 - 8	TEL (01632)5-2022
東京事務所	〒100 - 8577	東京都千代田区内幸町2-1-8 新生銀行本店ビル11階	TEL (03) 5157 - 1911
東京インフォメ - ションル - ム	〒100 - 0006	東京都千代田区有楽町1 - 1 - 2 日比谷三井ビル1階	TEL (03) 3597 - 9497
福井事務所	〒910 - 0005	福井県福井市大手3 - 4 - 1 福井放送会館5階	TEL (0776) 25 - 3040
六ヶ所事務所	〒039 - 3212	青森県上北郡六ヶ所村尾駮字沖付	TEL (0175)71-2716
札 幌 事 務 所	〒060 - 0005	北海道札幌市中央区北五条西6丁目 北海道通信ビル5階	TEL(011)200-1681
水戸連絡事務所	〒310 - 08 52	茨城県水戸市笠原町978-25 茨城県開発公社ビル4階	TEL (029) 301 - 1020

海外事務所

WASHINGTON

PARIS

France

JNC Washington Office	
1825 K Street, N.W., Suite 508 Washington D.C. 20	006
U.S.A.	
JNC Paris Office	
4 - 8, Rue Sainte - Anne, 75001 PARIS	

TEL 202 - 338 - 3770 FAX 202 - 338 - 3771

TEL 1 - 4260 - 3101 FAX 1 - 4260 - 2413

サイクル機構技報

JNC Technical Review

No.21 別冊 2003.12

特集 高速実験炉「常陽」の高度化計画(MK-計画)と今後の展望

2003年12月20日発行

© 2003	核燃料サイクル開発機構
編 集 発 行	核燃料サイクル開発機構 技術展開部 技術協力課
	〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松4-49
	TEL:029(282)1122(代) FAX:029(282)7980
	E-Mail:gihoh@jnc.go.jp URL:http://www.jnc.go.jp/
製 作	いばらき印刷株式会社
	〒319-1112 茨城県那珂郡東海村村松字平原3115-3
	$TEL \cdot 0.29(282) 0.370$ $EAX \cdot 0.29(282) 0.524$

 TEL:029(282)0370
 FAX:029(282)0524

 E-Mail:info@i-printing.co.jp
 URL:http://www.i-printing.co.jp/

© 2003 Japan Nuclear Cycle Development Institute Published by Technical Cooperation Section, Technology Management Division, Japan Nuclear Cycle Development Institute 4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan



このマークは、「常陽」の初臨界を記念して原子炉 格納容器の床にラテン語で描かれたローマの詩人セネ カの詩の一節です。その意味は以下のとおりです。 「かくも明白な事実を我々が今やっと体験した、と いうことを子孫たちが驚くときがくるであろう。」





