NSRRによるステンレス鋼 被覆燃料棒の出力急昇時の 健全性確認試験

片西 昌司*, 京谷 正彦*,
井上 公夫*, 藤城 俊夫*, 落合 政昭*

(1990年 4月10日 受理)

NSRR Test on Stainless Steel Cladding Fuel Rod under Normal Operation Condition

By Shoji KATANISHI,
Masahiko KYOYA, Kimio INOUE,
Toshio FUJISHIRO and Masa-aki OCHIAI

KEYWORDS: *stainless steel cladding, NSRR reactor, fuel-cladding interaction, mechanical properties, fuel rods, fuel pellets, stainless steels, temperature dependence, heat transfer, fuel behavior, fuel safety*

日本原子力研究所のNSRR(Nuclear Safety Research Reactor)では、ステンレス鋼被覆燃料棒を用いて、出力上昇時の燃料健全性を調べるために炉内実験を行なった。

従来、NSRRでは反応度事故時の燃料挙動を中心に研究を行っており、ステンレス鋼被覆燃料棒についても反応度事故条件下での実験によって、様々な知見

を得ている¹⁾。しかし、通常運転における出力変動時の燃料挙動に関しては、炉内実験の報告例はない。そこで、ステンレス鋼被覆燃料棒を用いて、急激な出力変動の過程を模擬する炉内実験を行い、温度挙動とPCMI(Pellet/Cladding Mechanical Interaction)について検討し、燃料健全性を確認した。

1. 実験方法

実験では、試験燃料棒と冷却水を封入した実験カプセルをNSRRの炉心中央に装着して中性子照射を行い、所定の時間変化で試験燃料棒を発熱させた。

NSRRは、米国GA社製のTRIGA-ACPR(Annular Core Pulse Reactor)であり、炉心中央に実験物を装着するための円柱状の空間(実験孔)を有している。この原子炉は、出力の時間積分値が105 MW・s以下および出力が10 MW以下という条件内で、ほぼ任意の出力波形の運転を行うことができる。実験孔において中性子照射される試験燃料棒には、原子炉出力にほぼ比例した発熱が生じる。

実験では、試験燃料棒の線出力密度を55から299 W/cm²・30 s間で上昇させた。これは、通常運転で想定される最も厳しい条件として、定格の20%程度の部分負荷状態からほぼ定格出力へ30 s間で上昇する場合を想定したものである。使用した試験燃料棒はFig. 1に示す通り、SUS 304 ステンレス鋼被覆管に10%濃縮のUO₂ペレットを封入した未照射燃料である。燃料棒寸法は、ペレット外径9.60 mm、被覆管外径10.53 mm、肉厚0.4 mmであり、発熱部長さはNSRRの実験体系に合わせるため約135 mmにしている。

Fig. 1 Schematic of test fuel rod

この試験燃料棒をFig. 2に示す内径100 mmの実験カプセルの中心に配置し、室温、大気圧の水による自然対流を冷却条件として、実験に供した。過渡状態の計測としては、発熱部の上部・中央部・下部にそれぞれ2対のPt/Pt-Rh熱電対をスポット溶接して被覆管表

面温度を測定したほか、ペレットスタックと被覆管の伸び測定用センサ、水温測定用のクロメル/アルメル熱電対等を使用した。

* 日本原子力研究所 (Japan At. Energy Res. Inst.)

Fig. 2 Schematic of test capsule

2. 結果

Fig. 3 に、実験における試験燃料棒中央部の線出力密度と、その位置で測定された被覆管表面温度を示す。線出力密度は、実験後にFPの γ 線強度を測定することにより求めたものである。線出力密度が55 W/cmに達してから16 s 後には被覆管表面温度は約100℃で一定となり、出力が最大値に達しても変化は見られなかった。また、発熱部の他の位置で測定された被覆管表面温度も、すべてこれと同様な挙動を示していた。

Photo. 1 は、実験後の燃料棒の外観を示している。被覆管表面は実験前と同様に金属光沢を有しており、酸化は認められなかった。これらの結果から、燃料棒の発熱部全域において冷却材への伝熱が核沸騰領域で推移していることがわかる。

測定されたペレットスタックと被覆管の伸び量を Fig. 4 に示す。出力を55 W/cmへ立ち上げる際にどち

Fig. 3 Cladding surface temperature and linear heat rate of test fuel rod

らも被覆管表面温度と同様に増加し、温度が100℃となった時点ではペレットスタックが約0.8 mm、被覆管が約0.6 mmの伸びを示している。しかしその後、出力がさらに上昇する間にペレットスタックの伸び量は1.8 mmまで増加するのに対し、被覆管の伸び量は変化していない。このことから、被覆管はペレットの軸方向の熱膨張による機械的な影響を受けておらず、その伸びは被覆管自身の熱膨張によるものであることがわかる。

また、従来の知見から、ペレットが半径方向に熱膨

Fig. 4 Elongation of test fuel rod

Photo. 1 Post test appearance of test fuel rod

脹して被覆管との間に機械的な相互作用を及ぼす場合、被覆管の軸方向の伸び挙動にもペレットスタックの伸びの影響が及ぶ²⁾。ところが、実験では被覆管に対するこのような影響は認められないことから、半径

Photo. 2 Cross section of test fuel rod (51 mm from bottom of active region)

方向についてもペレットと被覆管の相互作用は起こっていないことがわかる。Photo. 2に示すように、実験後の燃料棒の断面の様子を見ても、ペレット外面と被覆管内面は健全な状態に保たれており、相互作用の痕跡は認められない。これらの結果から、ペレットと被覆管の機械的な相互作用は起こっていないことが確認された。

3. 結 論

NSRRを用いて、ステンレス鋼被覆燃料棒の出力急昇過程を模擬する炉内実験を実施した。その結果、線出力密度55 W/cmから30 sで299 W/cmまで上昇するような急激な出力変動の条件においても、核沸騰領域を超えることはなく、また供試の燃料棒にはPCMIも起こっておらず健全性の保たれることが確認された。

本研究の遂行に当っては、日本原子力研究所 NSRR 管理室にご協力頂いた。ここに深く感謝いたします。

— 参考文献 —

- (1) SHIOZAWA, S., SAITO, S.: *J. Nucl. Sci. Technol.*, 23(12), 1051 (1986).
- (2) 原研反応度安全研究室, 他: *JAERI-M* 84-046, (1984).

◇JSME/ASME・第1回原子力工学◇

合同国際会議

1st JSME/ASME Joint Int. Conf. on
Nuclear Engineering (ICONEI)

講演申込締切は10月1日

主催 日本機械学会(JSME), 米国機械学会(ASME)
共催 日本原子力学会(AESJ), 米国原子力学会(ANS)
協賛 日本原子力産業会議, 電気事業連合会, 日本電機工業会

会期 1991年11月4日(月)～7日(木)

会場 京王プラザホテル(東京・新宿)

○セッション○

対象は、次の機械工学関連の原子力工学分野

1. 基礎・基盤技術, 2. 熱交換器
3. 材料科学と構造工学, 4. 次世代炉
5. プラント技術の信頼性向上, 6. 安全性
7. 運転経験, 検査・保守技術, 8. 炉の長寿命化
9. 廃炉技術, 10. 燃料サイクル
11. 計測・制御技術, 12. 革新技術の応用

講演申込締切 (400語程度の講演要旨(英文)4部)

1990年10月1日

論文締切 Full-length paper 1991年2月1日

Camera ready paper 1991年8月15日

申込先 (〒980) 仙台市青葉区荒巻字青葉

東北大学工学部原子核工学科 戸田三朗

(022-222-1800, FAX 022-268-1539)

詳細については“Call for Papers”をご参照下さい。

Call for Papers の請求先 日本機械学会事業課(中島)

(〒151) 東京都渋谷区代々木2-4-9 三信北星ビル内

(TEL 03-379-6781; FAX 03-379-0934)

☆ご案内・JICST の翻訳サービス☆

日本科学技術情報センター(JICST)では、科学技術全分野を対象とする学術論文等の専門家による翻訳サービスを行なっています。本会「欧文誌」投稿者でご利用の方はお問合せ下さい。

本会事務局(03-508-1261)かJICST東京支所(03-230-1341)