

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：501-2 核燃料とその照射挙動

2024年9月13日(金) 9:30 ~ 11:10 N会場(講義棟B棟2F B203)

[3N01-06] 原子力材料・核燃料の照射挙動

座長:坂本 寛(NFD)

9:30 ~ 9:45

[3N01]

Nb添加ジルコニウム合金の微細組織と元素分布に及ぼす照射の影響

(8) Zrイオン照射MDA材の高損傷領域での(S)TEM-EDS分析

*澤部 孝史¹、中森 文博¹、園田 健¹ (1. 電中研)

9:45 ~ 10:00

[3N02]

Nb添加ジルコニウム合金の微細組織と元素分布に及ぼす照射の影響

(9) Zrイオン照射MDA材の高損傷領域でのアトムプローブ分析

*中森 文博¹、澤部 孝史¹、園田 健¹ (1. 電中研)

10:00 ~ 10:15

[3N03]

設計基準外事故時におけるクロム被覆ジルコニウム合金燃料棒の挙動

(2) 単層Crと二層Cr/CrNコーティングされたジルカロイ-4燃料バンドルの比較

*中村 勤也¹、稲垣 健太¹、Stuckert Juri²、ŠEVEČEK Martin³ (1. 電中研、2. KIT、3. CTU)

10:15 ~ 10:30

[3N04]

早期実用化に向けたPWR向け事故耐性燃料被覆管（コーティング被覆管）の開発

開発状況と通常運転時の腐食挙動

*岡田 裕史¹、佐藤 大樹¹、篠原 靖周²、小方 宏一²、長嶺 邦孝²、山下 真一郎³、村上 望¹ (1. MHI、2. NDC、3. JAEA)

10:30 ~ 10:45

[3N05]

高燃焼度における小型モジュール炉燃料の照射挙動評価（第2報）

*松浦 敬三¹ (1. 福井工大)

10:45 ~ 11:00

[3N06]

窒化物セラミックス中の高密度電子励起損傷

*高木 聖也¹、石川 法人¹、Rahman Mohammad Majidur²、安田 和弘³ (1. JAEA、2. Jagannath Univ.、3. 九大)

11:00 ~ 11:10

座長持ち時間

Nb 添加ジルコニウム合金の微細組織と元素分布に及ぼす照射の影響 (8) Zr イオン照射 MDA 材の高損傷領域での(S)TEM-EDS 分析

Evaluation of irradiation effects on microstructure and element distribution in Nb-doped Zr alloys

(8) (S)TEM-EDS analysis of MDA under high dose Zr ion irradiation

*澤部 孝史¹, 中森 文博¹, 園田 健¹

¹電力中央研究所

高照射損傷領域での Nb 添加 Zr 合金の照射挙動の理解を目的に、Zr イオンを 40 dpa まで照射した MDA 被覆管材の Nb 系析出物を(S)TEM-EDS 分析した。40 dpa 照射後においても、製造時に形成される析出物および照射誘起析出物が確認され、これら Nb 系析出物は照射に対して安定性が高いと考えられた。

キーワード：燃料被覆管、Zr-Nb 合金、イオン照射、析出物、(S)TEM-EDS 分析

1. 緒言

国内外の PWR 被覆管で使用されている Nb 添加 Zr 合金は、ジルカロイ-4 被覆管と比較して耐食性に優れ、水素吸収量が少ない。水素吸収量の低減には、母相に形成される Nb 系析出物が寄与すると考えられ、製造時に形成される第二相析出物 (SPP) と、照射により形成される照射誘起析出物がある。一方、使用済燃料発生量低減の観点から、燃料の高燃焼度化がこれまで段階的に実施されており、耐食性に優れる Nb 添加 Zr 合金被覆管は、より高い燃焼度までの使用が期待される。このため、現行の燃焼度の制限値よりも高い照射損傷領域での Nb 系析出物の照射挙動の知見も重要となるが、そのような燃焼度をターゲットとした炉内照射試験は限られており、適当な条件で照射された被覆管材の入手は難しい。そこで当所では、現行燃焼度の制限値相当よりも高い損傷量まで、Nb 添加 Zr 合金に Zr イオンを照射し、高照射領域での合金元素の照射挙動を調査している。本発表では、Zr イオン照射後の Nb 添加 Zr 合金を (S) TEM-EDS 分析により観察された Nb 系析出物の照射による変化を報告する。

2. 実験と結果

2-1. イオン照射、(S)TEM-EDS 分析

Nb 添加 PWR 被覆管として MDA (Zr-0.8Sn-0.5Nb-0.2Fe-0.1Cr) 被覆管を用いた。イオン照射は高崎量子応用研究所のイオン照射研究施設 (TIARA) にて実施し、3mm φ に加工した未照射 MDA に 12MeV の Zr イオンを照射温度 400°C にて、最大損傷量 40 dpa まで照射した。イオン照射後の試料表面から FIB 装置により薄片試料を採取し、最大損傷量領域を含む深さ 2-3 μm の最大照射量領域を含む範囲を (S)TEM-EDS 分析した。

2-2. Nb 系析出物の高照射量領域での照射挙動

20 dpa 照射後の MDA 母相では、SPP (粒径 0.2~0.3 μm 程度) と照射誘起析出物の一つである Nb リッチ相 (粒径~0.1 μm 程度) が確認されている^[1]。これらは 40 dpa 照射後の母相でも確認され、20 dpa 照射後と比べて SPP のサイズはやや小さくなり、構成元素の Nb, Fe, Cr は減少した。Nb リッチ相は、20 dpa 照射後には主に粒界で観察されたが、40 dpa 照射後には粒界三重点に形成されており、照射にともない形成位置が次第に変化したと考えられた。

参考文献 [1] 澤部孝史、中森文博、園田健、日本原子力学会 2022 年春の年会, I114, 2022 年 3 月。

謝辞 本研究で用いた MDA 被覆管は、三菱原子燃料株式会社 (現三菱重工工業株式会社) 殿よりご提供いただいた。イオン照射試験は、量子科学技術研究開発機構の施設共用制度を利用した。

*Takashi Sawabe¹, Fumihiko Nakamori¹ and Takeshi Sonoda¹

¹CRIEPI.

Nb 添加ジルコニウム合金の微細組織と元素分布に及ぼす照射の影響

(9) Zr イオン照射 MDA 材の高損傷領域でのアトムプローブ分析

Evaluation of irradiation effects on microstructure and element distribution in Nb-doped Zr alloys

(9) Atom probe analysis of MDA under high dose Zr ion irradiation

*中森 文博¹, 澤部 孝史¹, 園田 健¹

¹電力中央研究所

高照射損傷領域での Nb 添加 Zr 合金の照射挙動の理解を目的に、Zr イオンを 40 dpa まで照射した MDA 被覆管材の Zr 母相をアトムプローブ分析した。40 dpa 照射後においても、照射誘起析出物である Nb ナノクラスターが確認され、高照射損傷領域ではそのサイズは増加し、照射に対して成長することが示唆された。

キーワード：燃料被覆管，Nb 添加 Zr 合金，イオン照射，アトムプローブ

1. 緒言

国内外の PWR 被覆管で使用されている Nb 添加 Zr 合金は、ジルカロイ-4 被覆管と比較して耐食性に優れ、水素吸収量が少ない。水素吸収量の低減には、母相に形成される Nb 系析出物が寄与すると考えられ、製造時に形成される第二相析出物 (SPP) と照射により形成される照射誘起析出物がある。一方、使用済燃料発生量低減の観点から、燃料の高燃焼度化がこれまで段階的に実施されており、耐食性に優れる Nb 添加 Zr 合金被覆管は、より高い燃焼度までの使用が期待される。このため、現行の燃焼度の制限値よりも高い照射損傷領域での Nb 系析出物の照射挙動の知見は重要となるが、そのような燃焼度をターゲットとした炉内照射試験は限られており、適当な条件で照射された被覆管材の入手は難しい。そこで当所では、現行燃焼度の制限値相当よりも高い損傷量まで、Nb 添加 Zr 合金に Zr イオンを照射し、高照射領域での合金元素の照射挙動を調査している。本発表では、Zr イオン照射後の Nb 添加 Zr 合金のアトムプローブ (APT) 分析から明らかとなった照射誘起析出物 Nb ナノクラスターおよび Zr 母相の Nb の固溶濃度の照射による変化を報告する。

2. 実験と結果

2-1. イオン照射、アトムプローブ分析

Nb 添加 PWR 被覆管として MDA (Zr-0.8Sn-0.5Nb-0.2Fe-0.1Cr) 被覆管を用いた。イオン照射は高崎量子応用研究所のイオン照射研究施設 (TIARA) にて実施し、 $\phi 3$ mm に加工した MDA に 12 MeV の Zr イオンを照射温度 400 °C にて、最大損傷量 40 dpa まで照射した。APT 分析試料の作製には集束イオンビーム装置 NX2000 (日立ハイテク) また Ga イオンを用いて、最大損傷領域付近を APT 分析できるように試料片を採取また針状に加工した。APT 分析は LEAP5000XR (CAMECA) を用い、試料温度 50 K、レーザーエネルギー 50 pJ、レーザーパルス周波数 200 kHz および検出率 0.01 ion/pulse の測定条件で実施した。

2-2. Nb ナノクラスターおよび Nb 固溶濃度の高照射損傷領域での照射挙動

イオン照射後の Zr 母相では、照射誘起析出物の一つである Nb ナノクラスターが確認されている^[1]。この Nb ナノクラスターは 40 dpa 照射後の母相でも確認され、20 dpa 照射後と比較して数密度は減少し、Nb ナノクラスターの形状を球形と仮定すると平均直径が約 6–7 nm から約 9 nm に増加した。また、母相の Nb 固溶濃度は 20 dpa 照射後よりも減少した。照射量の増加とともに、Nb ナノクラスターは成長したと考えられた。

参考文献 [1] 中森文博, 澤部孝史, 園田健, 日本原子力学会 2022 年春の年会, 1115, 2022 年 3 月。

謝辞 本研究で用いた MDA 被覆管は、三菱原子燃料株式会社 (現三菱重工業株式会社) 殿よりご提供いただいた。イオン照射試験は、量子科学技術研究開発機構殿の施設共用制度を利用した。

*Fumihito Nakamori¹, Takashi Sawabe¹ and Takeshi Sonoda¹

¹CRIEPI

設計基準外事故時におけるクロム被覆ジルコニウム合金燃料棒の挙動

(2) 単層 Cr と二層 Cr/CrN コーティングされたジルカロイ-4 燃料バンドルの比較

Behavior of chromium-coated zirconium alloy fuel rods in simulated beyond design basis accident

(2) Comparison of single layer Cr and bi-layer Cr/CrN coated Zircaloy-4 fuel bundles

*中村 勤也¹, 稲垣 健太¹, Juri Stuckert², Martin Ševeček³¹ 電中研, ² カールスルーエ工科大学, ³ チェコ工科大学

単層 Cr および二層 Cr/CrN コーティングジルカロイ-4 燃料バンドルを用いて、冷却材喪失時に設計基準を超える事故模擬試験を実施した。本試験条件の範囲において、コーティング層内および基材との界面に形成される CrN 起因の窒素含有層が Cr や酸素、Zr の相互拡散を抑制すると推測された。

キーワード：軽水炉燃料、事故耐性燃料、設計基準外事故、ジルコニウム合金、燃料バンドル

1. 緒言

通常運転時の燃料性能の向上に加え事故時の燃料の安全裕度の拡大も期待される事故耐性燃料（ATF）の国内開発を推進し、現行炉および次期炉の安全性と経済性の向上に資することが望まれる。現行の設計基準を超える事故時のふるまいのモデル化と実装による燃料挙動解析コードの高度化に向けて、各国で試験データが取得されている。一方、早期実用化が期待される Cr コーティング Zr 合金燃料被覆管のコーティング層が高温で損傷し Zr 基材が露出すると、Zr-水反応に伴う化学反応熱が加速的な温度上昇をもたらし、従来材よりも早期に炉心損傷に至る可能性が否定されていない。このため、実機の燃料棒配置を模擬したバンドル試験による確認が必要である^[1]。電中研は、国際原子力機関の ATF-TS プロジェクトに参加し、事故模擬時のバンドル試験とその解析を実施している。前報^[2]では、単一棒およびバンドル試験の一部成果について報告した。本報では単層 Cr と二層 Cr/CrN コーティング燃料バンドル試験体の事故模擬試験の結果を報告する。

2. 試験方法

PVD 法による単層 20 μm Cr コーティングと二層 16 μm Cr/10 μm CrN コーティングの Zircaloy-4 燃料被覆管（外径 10.75mm、肉厚 0.725mm、長さ 235mm）を用いて、3×3 模擬燃料バンドル試験体を構築した。誘導加熱方式の DEGREE 試験装置^[2]は、燃料棒中心に装荷した W 棒が主に誘導加熱されて崩壊熱の発生を模擬する。0.4g/s の水蒸気気流中、高周波電源の一定出力勾配で約 3~5°C/s の昇温速度でバンドル内温度が最高 1350°C または 1500°C まで加熱後、アルゴンガス雰囲気中で炉冷した。バンドル試験（B5~B7）条件を表 1、バンドル断面の構造を図 1 に示す。温度・圧力・発生ガスのオンライン計測に加え、膨れ破裂挙動、コーティング層内および基材界面における相互拡散や液相形成挙動、被覆管の水素吸収および微小硬さ分布等について試験後分析した。

表 1 試験条件

項目	試験番号		
	B5	B6	B7
コーティング	20 μm Cr	26 μm Cr/CrN	20 μm Cr
到達温度	1350 °C		1500 °C
燃料棒内圧	6.0 MPa (No. 4, No.8)、他 0.1 MPa		

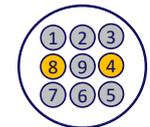


図1 バンドル断面

3. 試験結果

同一条件で実施した単一棒試験の結果と比較し、膨れ破裂挙動について有意な相違は見られなかった。

B5 試験および B7 試験の微細組織観察より、被覆管基材への Cr の拡散による Cr 層の劣化と、被覆管の膨れによる Cr 層内の亀裂発生により、水蒸気が Zr 基材と高温反応して ZrO₂ 層と α-Zr(O)層が形成された。また、Cr の内方拡散により (Cr,Fe)₂Zr 層や Cr-Zr 共晶反応に伴う Cr 拡散層が α-Zr(O)/prior β-Zr 界面に形成された。この液相形成は、Cr コーティング層の局所的なひずみを増大させ、外表面に凹凸構造（クロコダイル状組織）を形成した。

一方、B6 試験では B5 試験および B7 試験よりもひずみが小さかった。中心燃料棒の横断面微細組織を図 2 に示す。Cr/CrN コーティング層に亀裂は見られず、Cr と酸素の基材側への内方拡散、および Zr の外方拡散は見られなかった。CrN 層の厚さが初期の 10μm から 4μm に縮小し、窒素が内外方に再分布して新たな窒素含有層を形成した。これら窒素含有層が、構成元素の相互拡散を抑制すると推測される。

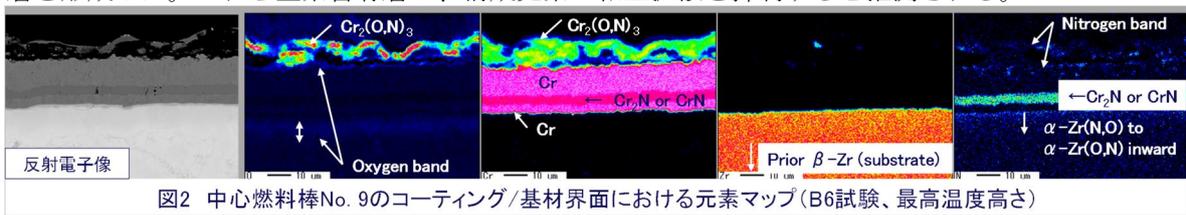


図2 中心燃料棒No. 9のコーティング/基材界面における元素マップ（B6試験、最高温度高き）

参考文献 [1] M. Steinbrück, et al., JNM 559(2022)153470. [2] 中村ら, AESJ2023 春の年会, 2F15.

*Kinya NAKAMURA¹, Kenta INAGAKI¹, Juri Stuckert², Martin Ševeček³, ¹CRIEPI, ²KIT, ³CTU

早期実用化に向けた PWR 向け事故耐性燃料被覆管（コーティング被覆管）の開発 開発状況と通常運転時の腐食挙動

Development of coated zirconium alloy fuel cladding as an accident tolerant fuel for PWR

Updated development road map and corrosion behavior under normal operation

*岡田 裕史¹, 佐藤 大樹¹, 村上 望¹, 篠原 靖周², 小方 宏一², 長嶺 邦孝², 山下 真一郎³

¹MHI, ²MHI 原子力研究開発, ³JAEA

2030 年代の PWR 実機適用を目標に、事故耐性燃料被覆管（コーティング被覆管）の物性・挙動評価のため、炉外試験及び研究炉での照射試験を継続している。

キーワード：軽水炉、事故耐性、燃料被覆管、コーティング、腐食挙動、照射試験

1. 緒言

物理蒸着法により、外表面を約 10 μm の Cr 膜でコーティングした Zr 基合金被覆管の物性・挙動評価を継続している。腐食後サンプルの分析により、コーティング被覆管の腐食量は僅かであるとの評価結果を得た。また、実機 1 サイクル相当の燃焼度到達に向け、米国研究炉での照射試験を継続中である。

2. Cr コーティング被覆管の開発状況

2-1. 腐食挙動

Zr 基合金 (MDA) 被覆管を基材としたコーティング被覆管の腐食試験（温度：360°C、圧力/水質：PWR 模擬）を 335 日まで継続した。腐食後サンプルの断面金相観察により、外面側には Cr 膜及び基材に有意な腐食層は認められていない。また、Cr 膜のない、内表面側に形成された Zr 酸化膜厚さより、外表面の腐食量を算出した結果、純 Cr 板材と同等であった。以上のことから、三菱製コーティング被覆管の腐食量は僅かであるとの評価結果を得た。

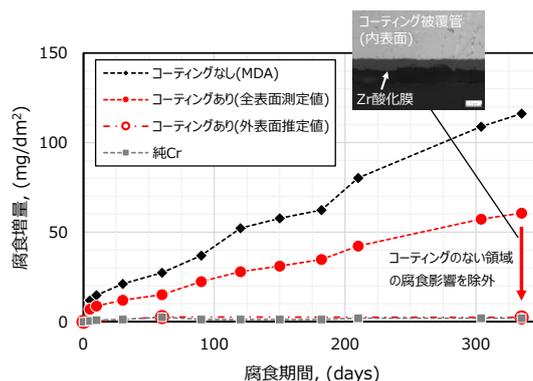


図 1 コーティング被覆管の腐食量

2-2. 照射影響

Cr コーティング被覆管では、耐食性の向上に伴い、水素吸収量が低減する効果が期待される。水素吸収量の低減は、通常運転時の被覆管脆化の抑制だけでなく、事故時等においも、水素起因の被覆管性能劣化^[1]の抑制が期待される。米国研究炉で短尺燃料棒 (UO₂ ペレット入り) は、PWR で 1 サイクル照射後相当の燃焼度（～20 GWdt/t）到達後に、照射後試験に供試し、外観詳細観察や Cr 膜による照射環境下での腐食・水素吸収挙動等の確認を 2024～2025 年度にかけて確認する計画である。

3. 結論

Cr コーティング被覆管は、安全性の向上及びプラント運用高度化に資する技術として有望であり、引き続き照射影響を含めデータの拡充等、開発・検討を進めていく。

謝辞 本研究内容は、経済産業省資源エネルギー庁による「原子力の安全性向上に資する技術開発事業」による補助を受け実施された事業の成果である。

[1] F. Nagase and T. Fuketa, “Behavior of Pre-hydrated Zircaloy-4 Cladding under Simulated LOCA Conditions”, JNST vol.42 (2005)

*Yuji Okada¹, Daiki Sato¹, Nozomu Murakami¹, Yasunari Shinohara², Koichi Ogata², Kunitaka Nagamine² and Shinichiro Yamashita³

¹MHI, ²MHI Nuclear Development Corporation, ³JAEA

高燃焼度における小型モジュール炉燃料の照射挙動評価（第2報）

Irradiation Behavior evaluation of Small Modular Reactor fuel at high burnup (2nd report)

*松浦 敬三¹

¹福井工業大学

小型モジュール炉（SMR）の開発が各国において進み、数年以内に実機運用が予想される現在、炉心の運用条件も概念炉設計時と比べ大きく変更され、熱効率の向上、燃料への負荷低減等が行われている。そこで、より現実的な運用条件で燃料の高燃焼度時化の可能性検討を行った。

キーワード：小型モジュール炉，照射挙動，高燃焼度，FP ガス放出

1. 緒言

加圧水型 SMR として実用化が近いと考えられる NuScale 社 VOYGR[1]は、表1に示すように概念設計炉であった MASLWR[2]の炉心条件から、高出力、高熱効率化を達成するため炉心条件を大きく変更した。一方、燃料については線出力低下による負荷低減がなされている。このような現実的な炉心条件において高燃焼度での燃料運用が可能かについて検討を行った。

炉心設計値	VOYGR	MASLWR	4loop PWR
炉心熱出力 [MWt]	250	150	3411
集集体数 [-]	37	24	193
燃料有効長 [mm]	2000	1350	3648
線出力密度 [W/cm]	128	175	171
炉心入口温度 [°C]	250	217	289
1次冷却材圧力 [MPa]	13.79	8.6	15.5
冷却材流速 [m/s]	0.921	0.825	4.7
熱効率 [%]	30.8	23.3	34.6

2. 解析方法

軽水炉燃料解析コード FEMAXI-8[3]を用いた。解析対象燃料は、NuScale Power 社の小型モジュール炉の VOYGR を参考とし、180GWd/tU までの照射挙動解析を行った。

3. 解析結果

前報において、高燃焼度化で問題と考えられた内圧について本報の炉心条件での解析結果を図1に示す。前報では、燃料棒平均燃焼度約 90GWd/tU を超えると内圧の急昇が見られたが、今回の解析結果では内圧増加は 120GWd/tU 付近からと遅れている。燃焼末期の内圧も前報（18MPa）より大幅に低減されている。また、内圧低減対策候補である中空ペレット(中空部径 1mm)および大粒径ペレット(粒径 30 μ m)の内圧低減効果を定量的に確認した。

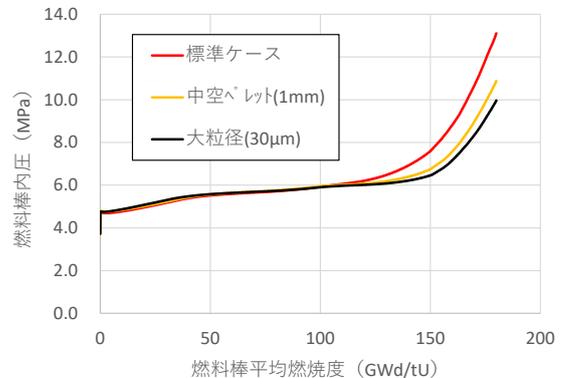


図1 燃料棒内圧

4. 結論

実用化が近い SMR の炉心条件を参考に燃料の高燃焼度挙動を評価した結果、概念設計では問題となった FP ガス放出も抑えられるとともに内圧低減対策候補として大粒径ペレットと中空ペレットの効果も定量的に確認し SMR 燃料のさらなる高燃焼度化に可能性があることを確認した。なお、発表時には他の健全性の解析結果についても報告する予定である。

参考文献

[1] Carrie Fosaaen, "Submittal of the NuScale Standard Design Approval Application Part 2 – Final Safety Analysis Report, Chapter 4, Revision 0", NuScale Power, LLC(2023). [2] S.Michael Modro, Multi-Application Small Light Water Reactor Final Report, Idaho National Engineering and Environmental Laboratory Bechtel BWXT Idaho, LLC, 2003.10. [3] Y.Udagawa, M.Amaya, "Model Updates and Performance Evaluations on Fuel Performance Code FEMAXI-8 for Light Water Reactor Fuel Analysis", Journal of Nuclear Science and Technology, (2019)

*Keizo Matsuura¹

¹FUT

窒化物セラミックス中の高密度電子励起損傷

High density electronic excitation damage in nitride ceramics

*高木 聖也¹, 石川 法人¹, Mohammad Majidur Rahman², 安田 和弘³¹JAEA, ²Jagannath Univ., ³九大

窒化物セラミックス中の高密度電子励起損傷に着目したイオン照射試験およびナノインデンテーション硬度試験結果から、照射硬化に加え照射による微小ポアの消失を示唆する結果を得た。

キーワード: 窒化物セラミックス, 高密度電子励起損傷, ナノインデンテーション

1. 緒言

核的・熱的特性に優れた窒化物セラミックスは、次世代の原子炉燃材料として研究開発が進められているが、酸化物セラミックスや金属に比べ、燃料設計や安全性評価の上で必須の照射試験が圧倒的に不足している。そのため、少ない照射試験データを代替・補間するための照射に係る機構論的知見や損傷素過程の知見の取得が重要である。本研究では、マイナーアクチノイド(MA)の核変換を目的とした加速器駆動システムの燃料として研究開発されている窒化ジルコニウム(ZrN)と MA を希土類 Dy 元素で模擬した Dy_{0.3}Zr_{0.7}N 模擬窒化物燃料を用い、損傷素過程の一つである高密度電子励起損傷による微細構造変化と硬さの相関を明らかにすることを目的とした。

2. 実験方法

金属を出発物質として得た ZrN 粉末及び Dy_{0.3}Zr_{0.7}N 粉末を遊星ボールミルにより微粉碎し、一軸成型圧縮により得たペレットを窒素気流中 1700°C で 6 時間加熱し、直径 9 mm の焼結体ペレットを得た。理論密度に対する焼結体の相対密度は ZrN:89.1±0.2 %TD, Dy_{0.3}Zr_{0.7}N: 92.6±1.2 %TD であった。得られた焼結体ペレットに日本原子力研究開発機構のタンデム加速器を用いて、室温で 340 MeV Au イオンを 1.7×10¹⁵ 及び 3.3×10¹⁵ ions/cm² まで照射した。照射の際、それぞれのペレット半分の領域をマスクで覆った。照射した領域の試料表面における電子的阻止能の大きさは ZrN:42 keV/nm, Dy_{0.3}Zr_{0.7}N:44 keV/nm^[1]である。ELIONIX 製超微小押し込み硬さ試験機 ENT-1100a を用い、高密度電子励起損傷による硬さの変化をそれぞれの照射量で測定した。

3. 結果・結論

それぞれのペレットの非照射及び照射領域の押し込み硬さの結果を表 1 にまとめた。それぞれの試料において照射量増加に伴い、硬化する傾向を示した。転位網などの照射欠陥形成による硬化が考

えられるが、一方で、高照射量で評価値の標準偏差が小さくなっている。ここで ZrN 非照射領域の硬さのばらつきが、測定領域の気孔率に依存したもの、加えて測定時の変形が理想状態であると仮定した場合、押し込み弾性率の測定値を用いた硬さ補正^[2]を行うと、その標準偏差は、1.6 となり、ばらつきが小さくなる。このことから、照射に伴う硬さのばらつきの減少が、照射領域の閉気孔の消滅・変形・移動に起因していることを示唆していると同時に、見かけ上の照射硬化を引き起こした可能性が考えられる。

参考文献

[1] J.F. Ziegler, et. al., The Stopping and Range in ions in Solids. Pergamon, New York (1985). <http://www.srim.org/>

[2] S.L. Hayes, et. al., J. Nucl. Mater. 171 (1990) 271.

*Seiya Takaki¹, Norito Ishikawa¹, Mohammad Majidur Rahman² and Kazuhiro Yasuda³

¹JAEA, ²Jagannath Univ., ³Kyushu Univ.

表 1. ナノインデンテーション押し込み硬さ

ions/cm ²	0 (非照射領域)		1.7 × 10 ¹⁵		3.3 × 10 ¹⁵	
	Ave.	SD	Ave.	SD	Ave.	SD
ZrN	16.8	2.4	20.4	1.9	19.4	0.9
Dy _{0.3} Zr _{0.7} N	19.6	2.2	20.2	2.2	24.6	1.1