

TINJAUAN ASPEK TERMOHIDRAULIKA PADA IRADIASI SASARAN ^{235}U DALAM REAKTOR RSG-GAS

R. Indrawanto, Saiful Tavip

Pusat Reaktor Serba Guna G. A. Siwabessy - Badan Tenaga Atom Nasional

ABSTRAK

TINJAUAN ASPEK TERMOHIDRAULIKA PADA IRADIASI SASARAN ^{235}U DALAM REAKTOR RSG-GAS. Iradiasi target kapsul ^{235}U pada salah satu posisi iradiasi RSG-GAS akan membangkitkan panas tambahan di dalam teras. Panas ini ditimbulkan oleh reaksi inti antara neutron dan atom ^{235}U serta sinar- γ . Oleh sebab itu maka laju aliran pendingin pada posisi iradiasi harus cukup untuk memindahkan panas dari target tanpa menyebabkan pendidihan pada permukaan kelongsong. Dengan analisis termohidraulik didapatkan bahwa suhu tertinggi lapisan ^{235}U dalam kapsul ialah $72,7^\circ\text{C}$ pada posisi 33,9 cm dari titik acuan dengan suhu pendidihan pada 114°C . Berat maksimum lapisan ^{235}U pada posisi tersebut 0,06897 g dan laju aliran pendingin masing-masing ialah 0,07 g dan 7,9 kg detik⁻¹.

ABSTRACT

REVIEW ON THE THERMOHYDRAULIC ASPECTS OF ^{235}U -CAPSUL IRRADIATION AT RSG-GAS. Neutron irradiation of a ^{235}U target at RSG-GAS will generate additional heat in the core, due to fission reaction and gamma heating. The heat was removed by cooling water which flows around the irradiated target. Thermo-hydraulic analysis in this study showed that the maximum temperature of the uranium target was 72.7°C at a distance of 33,9 cm from zero reference, at boiling point of 114°C , maximum permissible weight of the uranium was 0.07 g and the coolant flow rate was 7.9 kg/sec.

DAFTAR PUSTAKA

1. Reactor Manufacturing Interface, Bahan Training, MPI. 1985.
2. GYSLER, MORITZ, BANERJEA, INTERATOM Note, No. 54.06996. IA, 1986.
3. GYSLER, MORITZ, INTERATOM Note, No. 54.07393.7, 1987.
4. JAMES. J. DUDERSTADT, LOIS. J. HAMILTON, Nuclear Reactor Analysis, John Wiley and Sons 1976.
5. ELWAKIL, M.M., Nuclear Heat Transport, International Textbook Company, 1971.
6. LEWIS, E.E., Nuclear Power Reactor Safety, John Wiley and Sons, 1977.
7. KHAN, L.A., R. NABI, Heat Transfer Analysis of the Existing HEV and Proposed LEU Cores of Pakistan Research Reactor, Jul - 2118, KFA Julich GmbH, February 1987.