

VALIDASI MODEL OPENMC TERHADAP MCNP UNTUK KARAKTERISASI FLUKS NEUTRON PADA RENCANA DEKOMISIONING REAKTOR TRIGA 2000 BANDUNG

Handy Tri Lunar Nugraha

20/456310/TK/50440

Diajukan kepada Departemen Teknik Nuklir dan Teknik Fisika Fakultas Teknik
Universitas Gadjah Mada pada tanggal 8 Januari 2025
untuk memenuhi sebagian persyaratan untuk memperoleh derajat
Sarjana Program Studi Teknik Nuklir

INTISARI

Setelah beroperasi sejak tahun 1965, Reaktor TRIGA 2000 Bandung merencanakan program dekomisioning yang diawali dengan studi karakterisasi radiologi reaktor. Karakterisasi ini dilakukan dengan menghitung nilai fluks neutron pada SSK reaktor menggunakan kode perhitungan Monte Carlo seperti MCNP dan OpenMC. Penelitian ini memvalidasi pemodelan reaktor pada OpenMC terhadap MCNP yang telah dilakukan sebelumnya untuk perhitungan fluks neutron.

Model reaktor pada OpenMC dibuat dari konversi input MCNP pada delapan konfigurasi teras reaktor untuk memvalidasi kedua kode. Validasi dilakukan dengan perhitungan k_{eff} dan fluks neutron pada beberapa SSK reaktor di MCNP dan OpenMC. Dilakukan perhitungan fluks neutron pada beton *biological shielding* untuk mengetahui distribusi flux neutron pada beton di reaktor.

Hasil validasi yang dilakukan berupa perhitungan k_{eff} dan fluks neutron beberapa SSK reaktor menunjukkan kedekatan dengan perbedaan relatif sebesar 7,809% serta rentang rata-rata fluks neutron pada delapan konfigurasi sebesar 3 sampai dengan 4%. Perhitungan distribusi fluks neutron pada *cells* beton memiliki orde 10^9 sampai dengan $10^4 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ yang mengecil seiring bertambahnya jarak dari teras reaktor dan tabung *beamport*.

Kata kunci: validasi OpenMC MCNP, Reaktor TRIGA 2000 Bandung, fluks neutron

Pembimbing Utama : Dr. Ir. Alexander Agung, S.T., M.Sc., IPU

Pembimbing Pendamping : Ir. Muhammad Yusuf, S.T., M.Sc., Ph.D.



OPENMC MODEL VALIDATION TOWARDS MCNP MODEL FOR NEUTRON FLUX CHARACTERIZATION ON TRIGA 2000 BANDUNG REACTOR DECOMISIONNING PLANNING

Handy Tri Lunar Nugraha

20/456310/TK/50440

Submitted to the Departement of Nuclear Engineering and Engineering Physics
Faculty of Engineering Universitas Gadjah Mada on January 8, 2025
in partial fulfillment of the requirement for the Degree of
Bachelor of Engineering in Nuclear Engineering

ABSTRACT

Operating since 1965, the TRIGA 2000 Bandung Reactor requires a decommissioning planning program, beginning with reactor radiological characterization. This characterization is established by calculating neutron flux in reactor SSCs using Monte Carlo simulation codes such as MCNP and OpenMC. This research validates the reactor modeling on OpenMC against previous MCNP calculations for neutron flux.

The OpenMC reactor model was created by converting eight configurations of MCNP inputs to validate both codes. Validation was conducted by calculating k_{eff} and neutron flux in several SSCs using both codes. Neutron flux calculations were also performed on the concrete biological shielding to demonstrate neutron flux distribution within the reactor's concrete.

Validation of k_{eff} shows a close agreement between MCNP and OpenMC, with a relative gap of 7.809% and a relative gap interval of 3–4% for neutron flux across the eight configurations. The neutron flux distribution results in the concrete cells range from 10^9 to $10^4 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$, tending to decrease in value with increasing distance from the core and beamport tube.

Keywords: OpenMC MCNP validation, TRIGA 2000 Bandung Reactor, neutron flux

Supervisor : Dr. Ir. Alexander Agung, S.T., M.Sc., IPU

Co-supervisor : Ir. Muhammad Yusuf, S.T., M.Sc., Ph.D.

