

Validasi Perhitungan Kekritisitan pada GFR (Gas Cooled Fast Reactor) menggunakan Kode OpenMC dan SRAC

Iklimatul Karomah¹, Ratna Dewi Syarifah^{1*}, Nuri Trianti², Artoto Arkundato¹, Lutfi Rohman¹, Wenny Maulina¹, Endhah Purwandari¹, dan Umar Sahiful Hidayat³

¹ Jurusan Fisika, Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam, Universitas Jember

² Pusat Riset Teknologi Reaktor Nuklir, OR-TN, BRIN

³ Reaktor Kartini, Direktorat Pengelolaan Fasilitas Ketenaganukliran (DPFK), Badan Riset dan Inovasi Nasional

ARTICLE INFO

Riwayat Artikel:

Draft diterima: 28 Maret 2023

Revisi diterima: 20 April 2023

Diterima: 26 April 2023

Tersedia Online: 30 April 2023

Corresponding author:

rdsyarifah.fmipa@unej.ac.id

ABSTRAK

Validasi perhitungan kekritisitan pada *Gas Cooled Fast Reactor* (GFR) menggunakan kode OpenMC dan SRAC telah dilakukan. OpenMC merupakan kode analisis neutronik yang bersifat *open source* dan probabilistik yang sedang dikembangkan oleh MIT hingga sekarang. Validasi kode OpenMC perlu dilakukan untuk menunjukkan hasil validitas perhitungan OpenMC dibandingkan dengan kode lainnya. OpenMC yang bersifat probabilistik, mensimulasikan random sampling partikel yang berjumlah besar. Hal tersebut bertujuan untuk menunjukkan akurasi perhitungan OpenMC dengan menggunakan partikel yang berjumlah kecil. Validasi dilakukan dengan melihat selisih perhitungan nilai k_{eff} dari kode OpenMC dan SRAC. Nilai konvergensi yang dihasilkan dari kode OpenMC dan SRAC dikatakan tervalidasi dengan memiliki nilai *error* <1%. Pada penelitian ini menggunakan 50.000 partikel dengan total pengulangan 100 *batch* aktif dan 30 *batch* tidak aktif yang disimulasikan. Hasil perbandingan menunjukkan bahwa OpenMC memiliki *error* maksimal 0,06% terhadap hasil perhitungan kode SRAC

Kata kunci: Validasi, OpenMC, SRAC

ABSTRACT

Validation of criticality calculation of Gas Cooled Fast Reactor (GFR) on OpenMC and SRAC codes has been carried out. OpenMC is an open source and probabilistic neutronic analysis code that is being developed by MIT until now. OpenMC code validation needs to be done to show the results of the validity of OpenMC calculations compared to other codes. OpenMC is probabilistic, simulating random sampling of large numbers of particles. This aims to demonstrate the accuracy of OpenMC calculations using a low number of particles. Validation is done by looking at the difference in calculating the k_{eff} value from the OpenMC and SRAC codes. The convergence value generated from the OpenMC and SRAC code is said to be validated with an error value of <1%. In this study, 50,000 particles were simulated with a total repetition of 100 active batches and 30 inactive batches. The comparison results show that OpenMC has a maximum error of 0.06% against the results of calculating the SRAC code

Keywords: Validated, OpenMC, SRAC

1. PENDAHULUAN

Reaktor nuklir mengalami perkembangan pada setiap perubahan fase sejak tahun 1950, dari mulai reaktor nuklir generasi I, II, III, III+ dan IV [1]. Reaktor generasi IV merupakan teknologi yang memiliki potensi paling efektif. Generasi IV berbeda dengan generasi I, II, III karena dirancang dalam mengembangkan sistem keselamatan yang pasif dalam hal meminimalkan terjadi kecelakaan. Kelebihan pada reaktor generasi IV adalah *inherent safety* (keamanan tanpa operator), *sustainability* (umur operasi yang panjang), *non-proliferasi* (limbahnya tidak bisa dijadikan senjata nuklir), dan lebih ekonomis dibandingkan dengan pembangkit listrik lainnya. [2]. Salah satu reaktor generasi IV yang saat ini dikembangkan sebagai topik penelitian adalah *Gas Cooled Fast Reactor* (GFR).

Gas-Cooled Fast Reactor (GFR) adalah reaktor yang menggunakan pendingin gas (helium) dan uranium sebagai bahan bakarnya. Pada pengoperasiannya GFR menggunakan siklus bahan bakar tertutup. GFR memiliki sistem siklus bahan bakar tertutup dan dapat beroperasi dengan temperature outlet hingga 850°C [3]. Suhu operasi tinggi pada GFR memungkinkan peningkatan efisiensi termal dan suhu panas tinggi untuk industri. Pada suhu tinggi bahan bakar dapat dioperasikan, sehingga memiliki potensi untuk memproduksi hidrogen. Penelitian tentang desain reaktor GFR sudah banyak dilakukan dengan berbagai metode, salah satunya adalah analisis neutronik pada bahan bakar dengan perhitungan neutronik menggunakan *Standart Reactor Analysis Code* (SRAC) versi 2006 dengan JENDL 4.0. SRAC merupakan program yang memiliki kumpulan data mengenai penampang neutron, kode-kode tambahan yang digunakan dalam analisis dan desain reaktor nuklir, rutinitas atau pergerakan dari spektrum neutron, transport neutron, difusi *one group-multi group*, hingga rutinitas pembakaran sel [4]. Metode analisis neutronik yang lain adalah dengan menggunakan kode OpenMC. Kode OpenMC merupakan kode analisis neutronik *open source* baru yang dikembangkan berdasarkan metode monte carlo. Metode monte carlo dianggap dapat digunakan untuk memodelkan simulasi reaktor dan perhitungan yang diperoleh lebih akurat daripada metode deterministik [5]. Penelitian terkait reaktor GFR sudah banyak dilakukan khususnya pada analisis neutronik menggunakan kode OpenMC dan SRAC pada GFR [6-13].

Kode analisis neutronik yang dikembangkan oleh anggota *Computational Reactor Physics Group* (CRPG) dari MIT (*Massachusetts Institute of Technology*) USA sejak tahun 2011 adalah kode OpenMC. Kode ini bersifat *open source* dan terus dikembangkan bersama oleh semua peneliti di dunia hingga saat ini. OpenMC merupakan kode yang menggunakan metode simulasi Monte Carlo dengan pemodelan geometri berdasarkan metode *Constructive Solid Geometry* dan juga dapat mensimulasikan satu partikel pada satu waktu bahkan lebih satu partikel dalam suatu program tunggal. OpenMC mampu melakukan perhitungan foton dan transformasi neutron dengan sumber tetap, kekritisitas reaktor, perhitungan k-eigen dan perhitungan CAD (*constructive Analytical Dynamic*). Selain itu OpenMC juga mampu mendukung transportasi energi dan partikel secara berkelanjutan (*multigroup*) [14]. Kode ini merupakan kode baru dalam menganalisis neutronik pada reaktor, sehingga perlu divalidasi dengan kode lainnya seperti SRAC untuk dijadikan referensi. Penelitian ini memvalidasi optimasi homogen yang dihasilkan dari perhitungan SRAC dengan jumlah partikel yang kecil. Validasi dilakukan dengan menghitung jumlah partikel minimum untuk menghitung kekritisitas reaktor (k_{eff}) juga dilakukan dengan melihat konvergensi hasil k_{eff} berdasarkan jumlah partikel kemudian divalidasi dengan referensi k_{eff} dari data SRAC. Kode SRAC dipilih karena memiliki perhitungan sistem yang statis dan merupakan kode yang telah tervalidasi sejak lama atau sudah berlisensi. Validasi dilakukan dengan membandingkan nilai k_{eff} hasil *burn-up* bahan bakar dari kedua kode.

2. METODE PENELITIAN

Pada penelitian ini dilakukan validasi pada kode OpenMC dengan kode SRAC untuk dijadikan referensi. Parameter desain yang digunakan dalam validasi ini diambil dari data SRAC dengan optimasi homogen Pu 10% selama 5 tahun *burn up*. Berikut merupakan parameter desain yang digunakan:

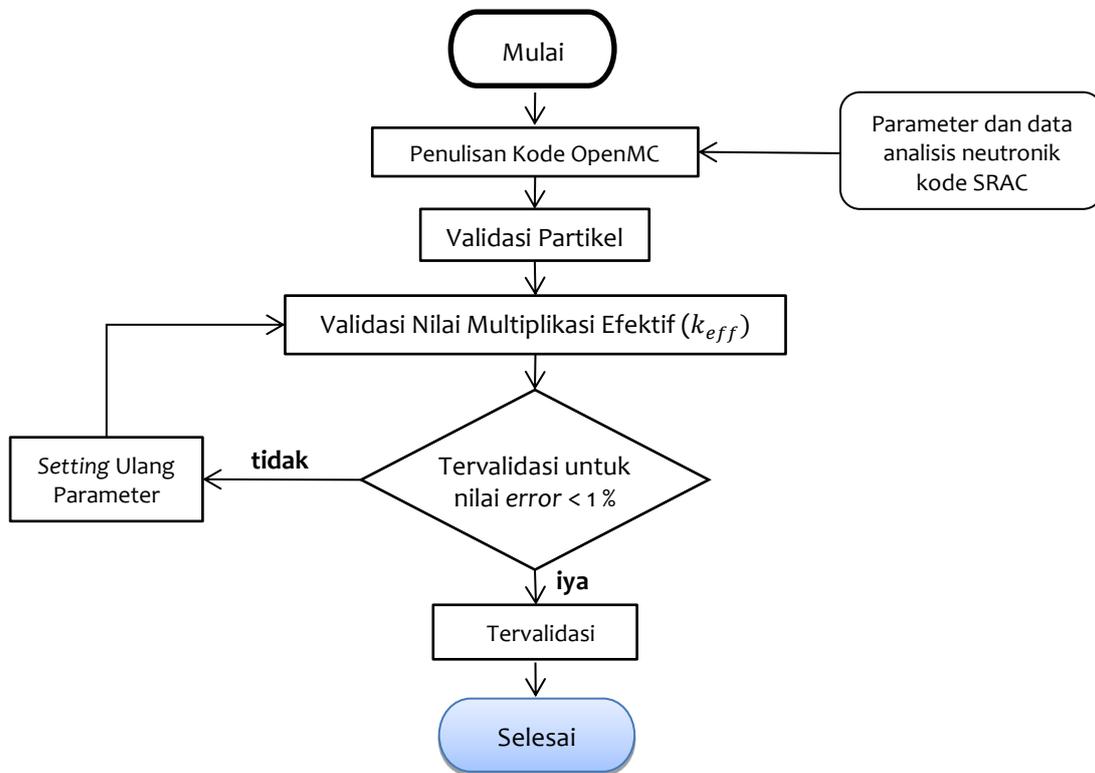
Tabel 1. Parameter desain dari reaktor GFR yang digunakan dalam validasi kode OpenMC [9]

Parameter Desain	Spesifikasi
Daya termal	300 MWth
Fuel	UC-PuC optimasi homogen Pu 10%
Cladding (selongsong)	Silikon Karbida (SiC)
Coolant (Pendingin)	Helium (He)
Reflector	Stainless steel
Geometri Teras	Pancake Silinder
Diameter teras aktif	240 cm
Tinggi teras aktif	100 cm
Lebar reflektor arah radial dan aksial	50 cm
Lama hidup reaktor (<i>reactor life</i>)	>5 tahun
Fraksi volume fuel	60%
Fraksi volume cladding	30%
Fraksi volume coolant	10%
Pin pitch	1,45 cm

Analisis data pada penelitian ini dilakukan dengan cara membandingkan parameter nilai k_{eff} yang dihasilkan. Validasi jumlah partikel minimum dilakukan pertama untuk memastikan simulasi sesuai dengan sistem SRAC pada reaktor GFR. Validasi partikel melihat fluktuasi nilai k_{eff} untuk simulasi dengan jumlah partikel 1.000-100.000 partikel dengan kenaikan 1.000. Spesifikasi komputer yang digunakan dalam penelitian memiliki RAM 8 GB dengan processor Intel® Core™ i7-4790 CPU @ 3.60GHz × 8. Jumlah partikel yang disimulasikan berkaitan dengan kemampuan komputer yang digunakan karena membutuhkan kecepatan dalam perhitungan, sehingga akan mengakibatkan komputer menjadi lambat dalam melakukan perhitungan bahkan cepat rusak. Hal itu dapat diatasi dengan menggunakan superkomputer yang memiliki kapasitas tinggi dan kecepatan tinggi dalam perhitungan. Semakin banyak partikel yang digunakan semakin besar beban yang diterima sehingga jumlah partikel dipilih pada daerah dengan fluktuasi k_{eff} paling kecil. Perbandingan nilai k_{eff} diambil dari nilai hubungan antara nilai k_{eff} terhadap burn-up (tahun) bahan bakar selama 5 tahun. Validasi dilakukan dengan melihat selisih perhitungan nilai k_{eff} dari kedua kode. Selisih tersebut digunakan untuk melihat akurasi hasil perhitungan k_{eff} kode OpenMC terhadap perhitungan k_{eff} kode SRAC. kode dapat dinyatakan tervalidasi jika nilai error dari akurasi kurang dari 1% untuk setiap titik yang digunakan [12]. Proses dilakukan penelitian ini dapat dilihat pada Gambar 1. Adapun perhitungan yang digunakan dalam penelitian ini, adalah sebagai berikut:

$$k_{eff} = \frac{\text{jumlah neutron yang diproduksi dalam satu generasi}}{\text{jumlah neutron yang hilang melalui penyerapan} + \text{jumlah neutron yang hilang melalui kebocoran pada generasi sebelumnya}} \quad (1)$$

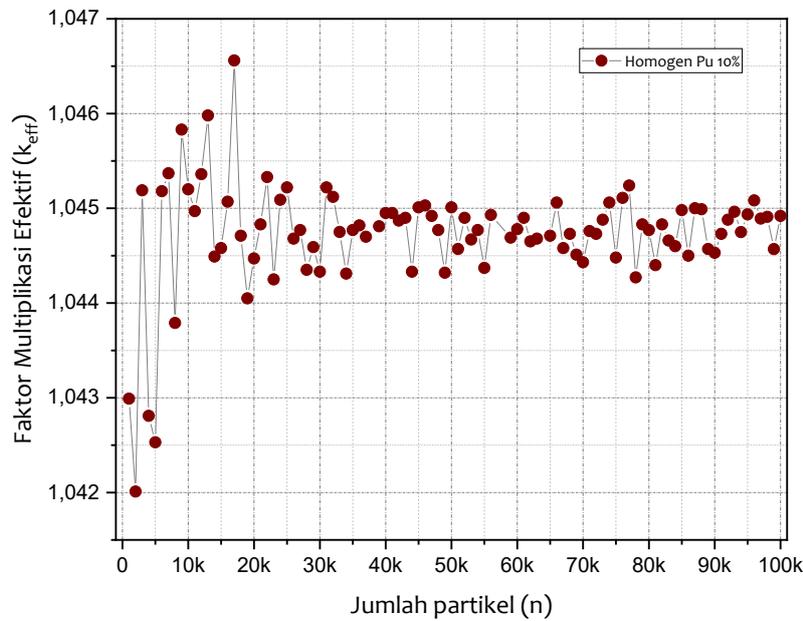
$$\text{error}(\%) = \frac{|k_{OpenMC} - k_{SRAC}|}{k_{SRAC}} \times 100\% \quad (2)$$



Gambar1. Diagram alir rancangan penelitian

3. HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil validasi kode OpenMC dan SRAC dilakukan dengan membandingkan hasil analisis neutronik berupa nilai k_{eff} dari kedua kode. Validasi dimulai dengan menentukan jumlah partikel minimum yang diperlukan untuk dapat mensimulasikan sistem dari reaktor GFR. Jumlah partikel ditunjukkan pada Gambar 2 yang merepresentasikan nilai k_{eff} yang disimulasikan dengan total partikel sejumlah 1.000–100.000 dengan kenaikan 1.000 partikel. Berdasarkan Gambar 2 pada rentang jumlah partikel 30.000–100.000 nilai k_{eff} dalam perhitungan menunjukkan kondisi konvergen dengan perbedaan yang tidak terlalu fluktuatif. Jumlah partikel yang digunakan pada penelitian ini sejumlah 50.000 partikel. Hal ini dikarenakan pada jumlah tersebut hasil yang didapatkan sudah konvergen. Jumlah partikel tersebut disimulasikan dengan total pengulangan 100 batch aktif dan 30 batch tidak aktif.

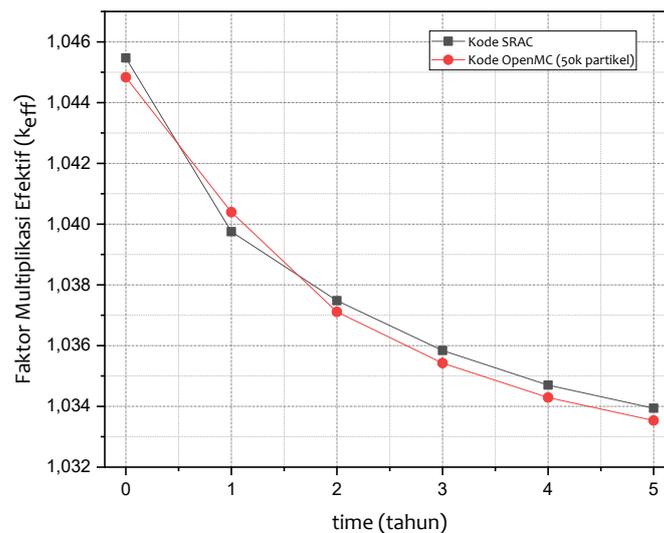


Gambar 2. Grafik penentuan jumlah partikel pada reaktor GFR dengan homogen Pu 10%

Hasil validasi nilai k_{eff} dari kode OpenMC dan SRAC ditunjukkan pada Gambar 3. Akurasi dari simulasi kode OpenMC terhadap kode SRAC untuk setiap perhitungan dikatakan tervalidasi jika memiliki error dibawah 1% [12] seperti yang ditunjukkan pada Tabel 2. Hasil validasi memiliki nilai error dibawah 1% selama waktu burn up. Berdasarkan nilai error tersebut dapat dikatakan bahwa nilai k_{eff} pada simulasi dengan kode OpenMC tervalidasi berdasarkan referensi nilai k_{eff} menggunakan simulasi kode SRAC.

Tabel 2. Hasil validasi kode OpenMC dan SRAC

Tahun	k_{eff} SRAC	k_{eff} OpenMC	Error (%)
0	1,04547	1,044834363	0,06
1	1,03975	1,040394679	0,06
2	1,03748	1,037112453	0,04
3	1,03584	1,035423092	0,04
4	1,0347	1,034291069	0,04
5	1,03394	1,033533035	0,04



Gambar 3. Grafik hasil validasi kode OpenMC dan SRAC

Gambar 3. merupakan hasil perbandingan hasil simulasi perhitungan k_{eff} OpenMC dan SRAC. Nilai error terbesar yang didapatkan setelah proses burn up memiliki error terbesar 0,06%. Nilai tersebut dapat dikatakan sudah cukup presisi dan dapat digunakan untuk menyatakan bahwa perhitungan k_{eff} oleh OpenMC tervalidasi berdasarkan referensi data SRAC.

4. KESIMPULAN

Validasi OpenMC yang dihasilkan dengan mensimulasikan 50.000 partikel dengan total pengulangan 100 *batch* aktif dan 30 *batch* tidak aktif, sehingga analisis neutronik nilai k_{eff} pada simulasi dengan kode OpenMC tervalidasi berdasarkan nilai k_{eff} menggunakan simulasi kode SRAC dengan nilai *error* yang dihasilkan maksimal 0,06%.

5. REFERENSI

- [1] GIF dan DOE Nuclear Energy Research, Analisis Neutronik Pada Reaktor Cepat Dengan Variasi Bahan Bakar (UN-PuN, UC-PuC dan MOX), *Jurnal Fisika Unand* 3(1), 2002.
- [2] GIF dan OECD Nuclear Energy Agency, Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy System, Perancis. Paris, 2004.
- [3] Zweifel, P. F, *Reactor Physics*, USA: McGraw-Hill. Page 1, 2, 10, 74, 1973.
- [4] Okumura, K., T. Kugo, K. Kaneko, dan K. Tsuchihashi, SRAC2006: A Comprehensive Neutronics Calculation Code System, Japan: Japan Atomic Energy Agency, 2007.
- [5] Mikcus.i, Towards Efficient Monte Carlo Calculations in Reactor Physics, Stockholm, 2021.
- [6] Syarifah *et al*, Comparative study on various thermal power for gas cooled fast reactor with uranium plutonium nitride fuel, Cite as: AIP Conference Proceedings, 2020.
- [7] Syarifah *et al*, Comparison of uranium plutonium nitride (U-Pu-N) and thorium nitride (Th-N) fuel for 500 MWth gas-cooled fast reactor (GFR) long life without refueling, *Journal: Energy Research*, 2017.
- [8] Cinantya, D.N dan Fitriyani, D, Analisis Neutronik Pada Reaktor Cepat Dengan Variasi Bahan Bakar (UN-PuN, UC-PuC dan MOX), *Jurnal Fisika Unand* 3(1), 2014.
- [9] Karomah.I, *Desain Neutronik Reaktor Cepat Tipe Gfr Berbahan Bakar Uranium Plutonium Karbida Menggunakan Metode One Mesh One Cell*. Skripsi Universitas Jember, 2021.
- [10] Sabrina *et al*, Design Study of Gas Cooled Fast Reactor (GFR) with Uranium Plutonium Carbide (UC-PuC) as Fuel with Addition Protactinium (Pa_{231}), *Computational and Experimental Research in Materials and Renewable Energy (CERiMRE)* Volume 3, Issue 1, page 19-26, 2020.
- [11] Ilham, M dan Su'ud,Z, Design Study of Modular Nuclear Power Plant with Small Long Life Gas Cooled Fast Reactors Utilizing MOX Fuel, *Journal of Physics: Conference Series*, 2017
- [12] Ilham *et al*, Fuel Assembly Design Study for Modular Gas Cooled Fast Reactor using Monte Carlo Parallelization Method, *Journal of Physics: Conference Serie*, 2018.
- [13] Ilham *et al*, Development of Linkage Program Code OpenMC and ORIGEN2.2 for Neutronic Analysis and Burnup Nuclear Reactor Program. *Journal of Physics: Conference Series*, 2021.
- [14] OpenMC, "The OpenMC Monte Carlo Code," MIT, 2021. <https://docs.openmc.org/en/stable/methods/geometry.html> (accessed Jan. 14, 2022).