

## Analisis parameter kinetika neutron reaktor NuScale dengan selongsong Ti<sub>3</sub>SiC<sub>2</sub> menggunakan metode Monte Carlo

Fajar Arianto\*, Wahyu Budi Utomo, Rahmania Serli Assifa, Indras Marhaendrajaya

Departemen Fisika, Fakultas Sains dan Matematika, Universitas Diponegoro

Jl. Prof. Soedarto, Kampus Undip Tembalang, Semarang, Indonesia, 50239

\*email: fajararianto@fisika.fsm.undip.ac.id

**Abstrak** – Selongsong bahan bakar merupakan komponen kritis dalam keselamatan reaktor nuklir. Accident Tolerant Fuel (ATF) dikembangkan untuk meningkatkan ketahanan bahan bakar, salah satunya menggunakan material MAX phase Ti<sub>3</sub>SiC<sub>2</sub>. Penelitian ini bertujuan menganalisis parameter kinetika neutron berupa fraksi neutron tertunda efektif ( $\beta_{eff}$ ) dan waktu pembangkitan neutron rerata ( $\Lambda$ ) pada reaktor NuScale menggunakan Monte Carlo N-Particle 6.2 (MCNP6.2). Hasil simulasi menunjukkan bahwa Ti<sub>3</sub>SiC<sub>2</sub> memiliki kekurangan pada laju penurunan  $\beta_{eff}$  yang lebih tajam dibandingkan M5, meskipun nilai awalnya (0,0073) sedikit lebih tinggi dari M5 (0,0069). Selain itu, Ti<sub>3</sub>SiC<sub>2</sub> kurang unggul karena menghasilkan nilai  $\Lambda$  yang lebih kecil, sehingga membuat respons daya reaktor lebih cepat. Meski demikian, kedua material tetap memenuhi batas keselamatan reaktor termal selama 5 tahun masa operasi.

**Kata Kunci:** ATF, NuScale, Ti<sub>3</sub>SiC<sub>2</sub>, neutron tertunda, waktu pembangkitan.

**Abstract** – Fuel cladding is a critical component in nuclear reactor safety. Accident Tolerant Fuel (ATF) is developed to enhance fuel resilience, including the use of Ti<sub>3</sub>SiC<sub>2</sub> MAX phase material. This study analyzes neutron kinetic parameters, specifically the effective delayed neutron fraction ( $\beta_{eff}$ ) and mean neutron generation time ( $\Lambda$ ), in the NuScale reactor using Monte Carlo N-Particle 6.2 (MCNP6.2). Simulation results indicate that Ti<sub>3</sub>SiC<sub>2</sub> exhibits a disadvantage with a sharper decline in  $\beta_{eff}$  compared to M5, despite a slightly higher initial value (0.0073) than M5 (0.0069). Furthermore, Ti<sub>3</sub>SiC<sub>2</sub> is less superior due to its smaller  $\Lambda$  leading to faster power responses. Nevertheless, both materials remain within thermal reactor safety limits throughout the 5-year operational period.

**Key words:** ATF, NuScale, Ti<sub>3</sub>SiC<sub>2</sub>, delayed neutron, generation time.

### PENDAHULUAN

Keselamatan operasional reaktor nuklir sangat bergantung pada integritas penghalang pertama terhadap pelepasan produk fisi, yaitu selongsong bahan bakar [1]. Tragedi Fukushima Daiichi memberikan pelajaran krusial mengenai kerentanan paduan zirkonium konvensional pada reaktor jenis *Pressurized Water Reactor* (PWR) yang mengalami reaksi oksidasi eksotermik dengan uap air pada suhu ekstrem, sehingga memicu ledakan gas hidrogen [2], [3]. Sebagai langkah mitigasi, konsep *Accident Tolerant Fuel* (ATF) dikembangkan untuk meningkatkan ketahanan material dan memberikan waktu koping (*coping time*) yang lebih lama bagi reaktor saat kondisi darurat [3], [4]. Salah satu inovasi mutakhir dalam implementasi ATF adalah penerapannya pada desain reaktor modular *Small Modular Reactor* (SMR) NuScale, yang merupakan reaktor berbasis PWR dengan fitur desain teras yang kompak [5], [6].

Material Ti<sub>3</sub>SiC<sub>2</sub> dari kelompok *MAX phase* menjadi kandidat selongsong ATF yang unggul karena memiliki karakteristik mekanik-fisik yang andal serta ketahanan terhadap lingkungan uap suhu tinggi [2]. Selain aspek ketahanan material, pemahaman mengenai parameter kinetika neutron sangat krusial untuk menjamin stabilitas pengendalian reaktor [7]. Dalam dinamika reaktor, parameter fraksi neutron tertunda efektif ( $\beta_{eff}$ ) menjadi faktor penentu margin keselamatan dalam pengendalian reaktivitas karena neutron tersebut memberikan waktu jeda yang memungkinkan sistem kendali mekanis bekerja [7], [8]. Selain itu, waktu pembangkitan neutron rerata ( $\Lambda$ ) memengaruhi seberapa cepat daya reaktor merespons perubahan kondisi teras, sehingga analisis kedua parameter tersebut sangat penting dalam evaluasi karakteristik transien daya reaktor [9]. Analisis terhadap parameter kompleks tersebut memerlukan pemodelan presisi menggunakan Metode Komputasi Monte Carlo, yang merupakan algoritma statistik untuk mensimulasikan transportasi partikel

berdasarkan probabilitas interaksi nuklirnya [10], [11]. Implementasi metode tersebut dalam penelitian dilakukan melalui penggunaan kode Monte Carlo N-Particle (MCNP) versi 6.2, sebuah perangkat lunak standar yang mampu memodelkan geometri teras reaktor secara mendetail dan menghitung parameter kinetika neutron menggunakan data nuklir kontinyu [12], [13].

Meskipun berbagai studi telah mengevaluasi performa neutronik material ATF pada reaktor tipe PWR [3], [6], kajian yang secara khusus membandingkan parameter kinetika neutron terutama  $\beta_{eff}$  dan  $\Lambda$  pada desain NuScale dengan penggunaan selongsong  $Ti_3SiC_2$  masih relatif terbatas. Selain itu, analisis perubahan parameter kinetika dalam rentang operasi jangka menengah belum banyak dibahas secara komprehensif pada model NuScale berbasis pendekatan Monte Carlo. Kondisi tersebut menunjukkan adanya celah penelitian terkait evaluasi dampak material selongsong ATF terhadap karakteristik dinamika reaktor SMR modern.

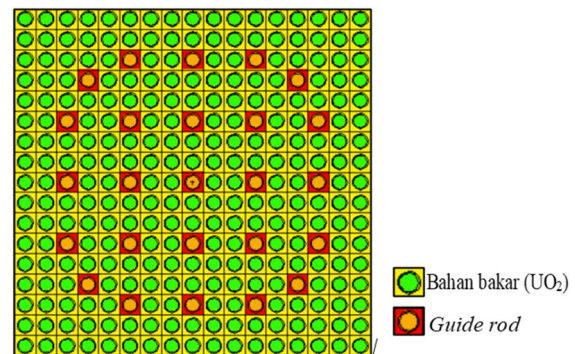
Berdasarkan latar belakang tersebut, penelitian ini bertujuan untuk menganalisis dan membandingkan parameter kinetika neutron berupa fraksi neutron tertunda efektif ( $\beta_{eff}$ ) dan waktu pembangkitan neutron rerata ( $\Lambda$ ) antara selongsong standar M5 dan material ATF  $Ti_3SiC_2$  pada desain reaktor NuScale menggunakan MCNP6.2. Kontribusi penelitian ini diharapkan dapat memberikan pemahaman kuantitatif mengenai pengaruh material selongsong terhadap stabilitas kinetika reaktor serta menjadi referensi awal dalam evaluasi performa ATF pada sistem SMR di masa mendatang.

**METODE PENELITIAN**

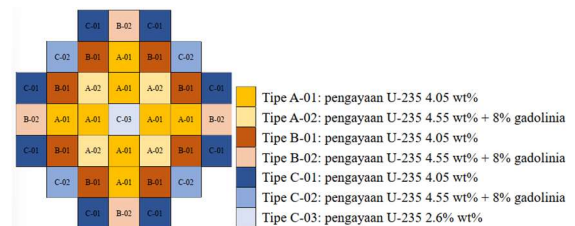
Penelitian ini dilaksanakan melalui simulasi komputasi menggunakan kode Monte Carlo N-Particle versi 6.2 (MCNP6.2) berlisensi, yang merupakan perangkat lunak standar untuk pemodelan transportasi partikel nuklir berbasis metode stokastik [12]. Simulasi dilakukan menggunakan library data nuklir kontinyu ENDF/B yang terintegrasi dalam MCNP6.2 dengan temperatur material disesuaikan terhadap kondisi operasi reaktor termal.

Tahapan penelitian diawali dengan pemodelan geometri *fuel assembly* (FA) reaktor NuScale konfigurasi 17×17 yang terdiri atas 264 pin bahan bakar dan 25 *guide tube*. Model ini

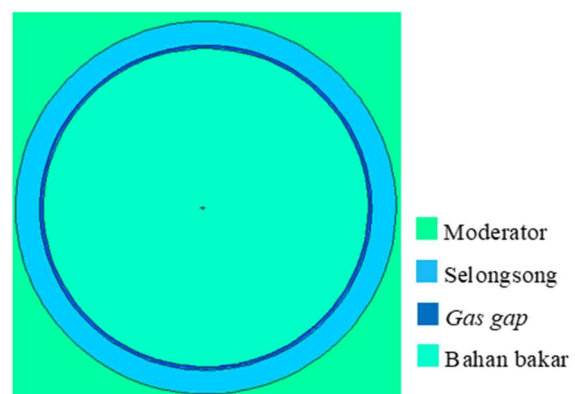
direpresentasikan sebagai satu *fuel assembly* dengan pendekatan kisi tak hingga (*infinite lattice*) menggunakan batas reflektif (*reflective boundary condition*) untuk meminimalkan efek kebocoran neutron. Validasi visual geometri dilakukan menggunakan perangkat lunak VISED24E. Visualisasi pemodelan FA, konfigurasi FA dalam inti reaktor, desain bahan bakar, serta spesifikasi material ditunjukkan pada **Gambar 1**, **Gambar 2**, **Gambar 3**, dan **Tabel 1**.



**Gambar 1.** Model geometri *fuel assembly* reaktor NuScale 17×17 pada MCNP.



**Gambar 2.** Konfigurasi FA dalam inti reaktor NuScale



**Gambar 3.** Desain bahan bakar

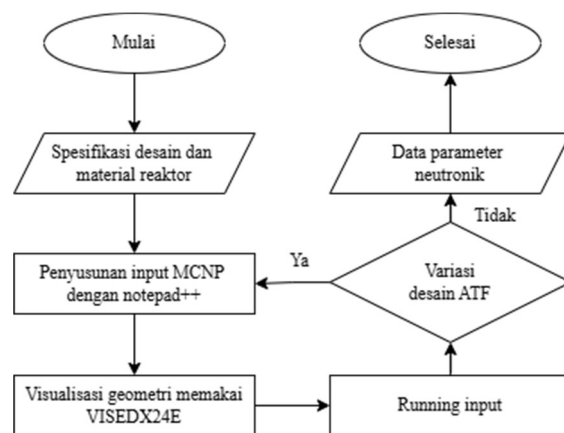
**Tabel 1.** Spesifikasi material

Komponen	Model 1	Model 2
Pendingin	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O
Bahan bakar	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>
<i>Burnable poison</i>	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>

Selongsong	M5	Ti <sub>3</sub> SiC <sub>2</sub>
Gas gap	He	He
Baffle	304L SS	304L SS
Bejana	304L SS	304L SS

Spesifikasi material terdiri atas pendingin H<sub>2</sub>O, bahan bakar UO<sub>2</sub> dengan *burnable poison* Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, gas celah helium (He), serta struktur pendukung berupa 304L stainless steel. Dua varian selongsong dianalisis, yaitu paduan zirkonium M5 sebagai model referensi dan material ATF Ti<sub>3</sub>SiC<sub>2</sub> sebagai kandidat alternatif. Representasi geometri *fuel assembly* konfigurasi 17×17 pada MCNP ditunjukkan pada **Gambar 1**, yang memperlihatkan susunan 264 pin bahan bakar dan 25 *guide tube* dalam kisi persegi yang merepresentasikan satu unit FA NuScale. Distribusi tipe elemen bahan bakar di dalam inti reaktor ditampilkan pada **Gambar 2**, yang menggambarkan variasi pengayaan dan distribusi *burnable poison* dalam konfigurasi teras untuk menjaga distribusi fluks neutron tetap seragam. Sementara itu, **Gambar 3** menunjukkan penampang radial satu pin bahan bakar yang terdiri atas bahan bakar UO<sub>2</sub> di bagian pusat, gas celah helium, selongsong, dan moderator di bagian luar, sehingga struktur multilapis interaksi neutron dalam satu pin dapat dimodelkan secara detail dalam simulasi.

Simulasi neutronik dijalankan menggunakan kartu *kcode* dengan 25.000 partikel neutron per siklus selama 250 siklus. Dari total siklus tersebut, sejumlah siklus awal ditetapkan sebagai *inactive cycles* untuk mencapai kondisi konvergen sumber neutron, sedangkan sisanya digunakan sebagai *active cycles* untuk pengambilan data statistik. Kriteria konvergensi ditentukan berdasarkan kestabilan nilai  $K_{eff}$  dan penurunan deviasi standar hingga berada dalam batas ketelitian statistik yang dapat diterima [14]. Alur kerja sistematis dalam simulasi ini, mulai dari input data hingga ekstraksi hasil, ditunjukkan secara mendalam pada **Gambar 4**.



**Gambar 4.** Diagram alir prosedur penelitian simulasi neutronik menggunakan MCNP6.2.

Gambar 4 menunjukkan diagram alir prosedur simulasi neutronik menggunakan MCNP6.2. Penelitian diawali dengan penentuan spesifikasi desain dan material reaktor, kemudian dilanjutkan dengan penyusunan berkas input MCNP yang mencakup definisi geometri, material, dan parameter perhitungan *kcode*. Model yang telah dibuat diverifikasi secara visual menggunakan VISED X24E untuk memastikan konsistensi geometri sebelum simulasi dijalankan. Proses *running* menghasilkan keluaran parameter neutronik yang selanjutnya dianalisis untuk membandingkan respons sistem terhadap variasi material selongsong. Parameter utama yang diekstraksi dari hasil simulasi adalah besaran kinetika neutron yang merepresentasikan karakteristik dinamika reaktor.

Data yang menjadi fokus utama dalam analisis ini adalah parameter kinetika neutron yang meliputi fraksi neutron tertunda efektif ( $\beta_{eff}$ ) dan waktu pembangkitan neutron rerata ( $\Lambda$ ). Dalam simulasi MCNP, nilai  $\beta_{eff}$  ditentukan berdasarkan perbandingan antara populasi neutron tertunda dengan total neutron yang berkontribusi pada reaksi fisi berikutnya, yang secara matematis dinyatakan pada Persamaan berikut:

$$\beta_{eff} = \beta \frac{K_d}{K} \tag{1}$$

Persamaan tersebut dikenal sebagai metode Spriggs, yaitu salah satu pendekatan dalam perhitungan fraksi neutron tertunda efektif menggunakan metode Monte Carlo. Pada pendekatan ini, nilai fraksi neutron tertunda efektif diperoleh melalui perbandingan antara faktor multiplikasi neutron yang hanya mempertimbangkan neutron tertunda ( $K_d$ ) dan faktor multiplikasi neutron ( $K$ ) [8]. Sementara

itu, waktu pembangkitan neutron rerata ( $\Lambda$ ) didefinisikan sebagai waktu rata-rata yang diperlukan neutron sejak dilahirkan hingga menghasilkan neutron generasi berikutnya melalui reaksi fisi [16]. Secara umum, parameter ini dapat dinyatakan sebagai:

$$\Lambda = \frac{l}{K_{eff}} \quad (2)$$

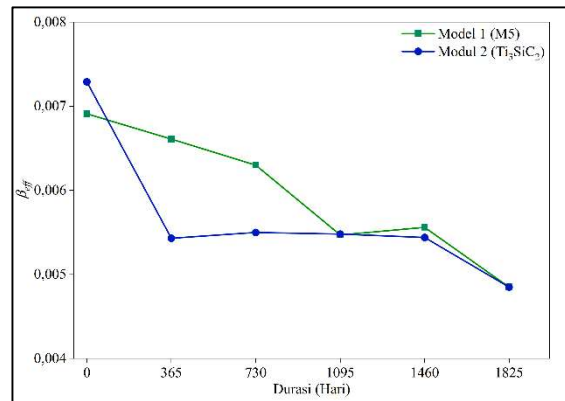
dengan  $l$  adalah *neutron lifetime* dan  $K_{eff}$  adalah faktor multiplikasi efektif sistem [17]. Nilai neutron lifetime diperoleh dari estimasi parameter kinetika yang tersedia pada output MCNP, yang merepresentasikan waktu rata-rata perjalanan neutron sebelum terjadinya interaksi yang menghasilkan fisi baru.

Evaluasi parameter kinetika dilakukan dalam interval tahunan hingga lima tahun masa operasi untuk mengamati perubahan karakteristik dinamika neutronik sistem. Setiap interval dianalisis secara terpisah dengan konfigurasi model yang konsisten untuk membandingkan tren perubahan parameter  $\beta_{eff}$  dan  $\Lambda$  antara selongsong M5 dan  $Ti_3SiC_2$ . Seluruh data keluaran simulasi kemudian diolah menggunakan perangkat lunak OriginLab untuk menghasilkan grafik perbandingan yang representatif. Analisis difokuskan pada evaluasi pengaruh material selongsong terhadap karakteristik kinetika reaktor, karena parameter  $\beta_{eff}$  dan  $\Lambda$  berperan penting dalam menentukan respons daya terhadap gangguan reaktivitas dan margin kendali sistem [9], [15].

## HASIL DAN PEMBAHASAN

### Analisis Fraksi Neutron Tertunda Efektif ( $\beta_{eff}$ )

Fraksi neutron tertunda efektif ( $\beta_{eff}$ ) menggambarkan proporsi neutron tertunda terhadap total populasi neutron di dalam teras reaktor. Neutron tertunda memiliki waktu hidup yang jauh lebih panjang dibandingkan neutron prompt, sehingga keberadaannya berperan penting dalam memperlambat laju perubahan populasi neutron akibat gangguan reaktivitas dan menjaga kestabilan kendali daya reaktor. Dalam penelitian ini, perhitungan nilai  $\beta_{eff}$  dilakukan selama lima tahun masa operasi reaktor dengan interval satu tahun untuk mengevaluasi perubahan karakteristik kinetika seiring perubahan kondisi neutronik sistem, sebagaimana ditunjukkan pada **Gambar 5**.



**Gambar 5.** Grafik fraksi neutron tertunda reaktor NuScale dengan selongsong M5 dan  $Ti_3SiC_2$  selama 5 tahun masa operasi.

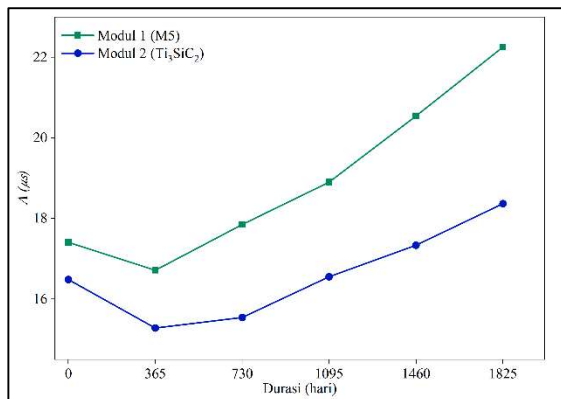
Hasil perhitungan menunjukkan bahwa pada awal operasi (*Beginning of Cycle*), kedua model selongsong memiliki nilai  $\beta_{eff}$  yang relatif tinggi. Selongsong M5 menunjukkan nilai  $\beta_{eff}$  sekitar 0,0069, sedangkan selongsong  $Ti_3SiC_2$  memiliki nilai yang sedikit lebih tinggi, yaitu sekitar 0,0073. Nilai tersebut masih berada dalam kisaran tipikal reaktor termal pada fase awal operasi (0,0065-0,0075)[15], sehingga sistem kendali reaktor masih mampu mempertahankan stabilitas reaktivitas secara efektif. Nilai  $\beta_{eff}$  awal yang sedikit lebih tinggi pada  $Ti_3SiC_2$  dipengaruhi oleh karakteristik neutronik unsur penyusunnya, khususnya karbon (C) dan silikon (Si), yang memiliki tampang lintang serapan neutron termal relatif rendah dibandingkan unsur penyusun paduan zirkonium tertentu [2]. Kondisi tersebut menyebabkan probabilitas absorpsi neutron non-fisi menjadi lebih kecil, sehingga lebih banyak neutron tertunda tetap berkontribusi pada proses fisi berikutnya [2].

Seiring bertambahnya waktu operasi, nilai  $\beta_{eff}$  pada kedua model cenderung menurun hingga mendekati 0,0048 pada akhir tahun kelima. Penurunan ini berkaitan dengan perubahan karakteristik spektrum neutron di dalam teras, di mana meningkatnya keberadaan nuklida penyerap neutron menyebabkan sebagian neutron termasuk neutron tertunda lebih banyak terserap tanpa berkontribusi pada reaksi fisi berikutnya. Dari sisi material, perbedaan komposisi unsur antara M5 yang didominasi zirkonium dan  $Ti_3SiC_2$  yang mengandung titanium serta silikon memengaruhi penampang serap neutron dan distribusi spektrum termal. Kontribusi absorpsi tambahan pada  $Ti_3SiC_2$  berpotensi memodifikasi keseimbangan neutron sehingga laju penurunan  $\beta_{eff}$  pada model ini terlihat lebih tajam

dibandingkan M5. Meskipun demikian, nilai kedua model tetap berada pada rentang karakteristik reaktor termal dan tidak menunjukkan kecenderungan menuju kondisi *prompt critical*, sehingga secara kinetika sistem masih berada dalam batas operasi yang dapat dikendalikan.

### Analisis Waktu Pembangkitan Neutron Rerata ( $\Lambda$ )

Waktu pembangkitan neutron rerata ( $\Lambda$ ) adalah rata-rata waktu yang diperlukan satu generasi neutron untuk menghasilkan generasi berikutnya melalui proses fisi. Parameter  $\Lambda$  merepresentasikan rata-rata waktu yang dibutuhkan sejak neutron dilahirkan hingga menghasilkan neutron baru. Hasil perhitungan nilai  $\Lambda$  selama lima tahun masa operasi disajikan pada **Gambar 6**.



**Gambar 6.** Grafik waktu pembangkitan neutron rerata reaktor NuScale dengan selongsong M5 dan  $Ti_3SiC_2$  selama 5 tahun masa operasi.

Berdasarkan **Gambar 6**, terlihat bahwa pada tahap awal operasi terjadi penurunan nilai  $\Lambda$  pada kedua model selongsong. Kondisi ini berkaitan dengan efektivitas moderator yang masih tinggi pada fase *startup*, sehingga proses termalisasi neutron berlangsung optimal dan mempercepat pembentukan generasi neutron berikutnya. Namun, seiring bertambahnya waktu operasi, nilai  $\Lambda$  pada kedua model menunjukkan kecenderungan meningkat. Peningkatan ini disebabkan oleh akumulasi produk fisi yang bersifat penyerap neutron, sehingga peluang neutron untuk berinteraksi dengan material fisil berkurang dan memperlambat proses pembentukan generasi neutron berikutnya.

Secara umum, reaktor termal memiliki nilai  $\Lambda$  dalam kisaran  $10^{-5}$  hingga  $10^{-4}$  detik [17]. Hasil simulasi menunjukkan kedua model selongsong masih berada dalam rentang tersebut

selama lima tahun operasi. Namun demikian, selongsong  $Ti_3SiC_2$  menghasilkan nilai  $\Lambda$  yang lebih rendah, yang mengindikasikan respons daya reaktor yang lebih cepat dan sensitif dibandingkan selongsong M5. Karakteristik ini dinilai kurang unggul dari sisi stabilitas pengendalian reaktivitas.

### KESIMPULAN

Berdasarkan parameter kinetika, selongsong  $Ti_3SiC_2$  memiliki kekurangan berupa laju penurunan fraksi neutron tertunda efektif ( $\beta_{eff}$ ) yang lebih tajam seiring bertambahnya *burnup*, meskipun nilai awalnya (0,0073) sedikit lebih tinggi dibanding M5 (0,0069). Selain itu,  $Ti_3SiC_2$  juga kurang unggul karena menghasilkan waktu pembangkitan neutron rerata ( $\Lambda$ ) yang secara konsisten lebih kecil dibandingkan M5, sehingga membuat respons daya reaktor menjadi lebih cepat dan kurang konservatif. Meski demikian, kedua material tetap dinyatakan aman digunakan pada reaktor NuScale karena seluruh parameter kinetika yang dihasilkan masih berada dalam rentang standar keselamatan reaktor termal selama lima tahun masa operasi.

### UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis menyampaikan apresiasi dan terima kasih kepada Laboratorium Fisika Komputasi Universitas Diponegoro atas dukungan fasilitas komputasi yang diberikan selama penelitian ini. Ucapan terima kasih juga ditujukan kepada berbagai pihak yang telah memberikan bantuan dan kontribusi sehingga penelitian ini dapat terselesaikan dengan baik.

### DAFTAR PUSTAKA

- [1] R. S. Assifa, "Analisis Neutronik Accident Tolerant Fuel (ATF) dengan Selongsong  $Al_2O_3$  terlapis  $SiC$  di Pressurized Water Reactor (PWR) menggunakan Metode Monte Carlo," Skripsi, Departemen Fisika, Universitas Diponegoro, Semarang, 2024.
- [2] B. Qiu, J. Wang, Y. Deng, M. Wang, dan S. Qiu, "A review on thermohydraulic and mechanical-physical properties of  $SiC$ ,  $FeCrAl$  and  $Ti_3SiC_2$  for ATF cladding," *Nuclear Engineering and Technology*, vol. 52, no. 1, hlm. 1–13, 2020.
- [3] S. Ramezani dan M. Aghaie, "Neutronic

- and Thermal hydraulic evaluation of accident tolerant cladding materials in a WWER1000,” *Progress in Nuclear Energy*, vol. 161, 2023.
- [4] T. Cheng, J. Keiser, M. Brady, K. Terrani, dan B. Pint, “Oxidation of fuel cladding candidate materials in steam environments at high temperature and pressure,” *Journal of Nuclear Materials*, vol. 427, no. 1–3, hlm. 396–400, 2012.
- [5] E. Fridman, Y. Bilodid, dan V. Valtavirta, “Definition of the neutronics benchmark of the NuScale-like core,” *Nuclear Engineering and Technology*, vol. 55, no. 10, hlm. 3639–3647, 2023.
- [6] S. Pino-Medina dan J. L. François, “Neutronic analysis of the NuScale core using accident tolerant fuels with different coating materials,” *Nuclear Engineering and Design*, vol. 377, 2021.
- [7] P. Mohanakrishnan, O. P. Singh, dan K. Umasankari, *Physics of Nuclear Reactor*, Ed. ke-1. London: Academic Press, 2021.
- [8] Zuhair, Suwoto, T. Setiadipura, dan J. C. Kujiper, “Study on the Characteristics of Effective Delayed Neutron Fraction ( $\beta_{\text{eff}}$ ) for Pebble-Bed Reactor with Plutonium Fuel,” *Iranian Journal of Science and Technology, Transaction A: Science*, vol. 43, no. 6, hlm. 3037–3045, 2019.
- [9] T. W. Kerlin dan B. R. Upadhyaya, *Dynamics and Control of Nuclear Reactors*, Ed. ke-1. London: Academic Press, 2019.
- [10] F. Arianto, Z. Su’Ud, dan Zuhair, “Study on neutronic of very small Pb - Bi cooled no-on-site refueling nuclear power reactor (VSPINNOR),” dalam *AIP Conference Proceedings*, American Institute of Physics Inc., hlm. 75–79, 2014.
- [11] N. Alanazi, R. Aljeraiwi, M. Almutairi, dan A. N. Alodhayb, “A survey on recent progress on Monte Carlo simulation methods in radiation detection,” *Journal of Radiation Research and Applied Sciences*, vol. 19, 102146, 2026.
- [12] J. S. Hendricks, M. T. Swinhoe, dan A. Favalli, *Monte Carlo N-Particle Simulations for Nuclear Detection and Safeguards An Examples-Based Guide for Students and Practitioners*, 2022.
- [13] S. Panizo dan F. Álvarez-Velarde, “Evaluation of the impact of the nuclear data library cinder.dat in MCNP burn-up calculations,” *Progress in Nuclear Energy*, vol. 155, 2023.
- [14] S. Shet, K. D. Singh, S. Anand, dan K. V. Subbaiah, “MCKeff: An Indigenous Monte Carlo Code for estimation of Neutron Multiplication factor of Fissile Systems,” *Journal of Information and Computational Science*, vol. 12, no. 4, hlm. 931–939, 2022.
- [15] W. Zwermann, N. Berner, A. Aures, dan K. Velkov, “Sensitivities of delayed neutron fractions in the framework of SCALE 6.2,” *Annals of Nuclear Energy*, vol. 153, 2021.
- [16] L. Taghizadeh, A. Zolfaghari, M. Zangian, J. Mokhtari, dan Y. Sardjono, “Comparison of probabilistic and deterministic methods for calculation of kinetic parameters of HWZPR,” *Annals of Nuclear Energy*, vol. 165, 2022.
- [17] G. Wakabayashi, T. Yamada, T. Endo, dan C. H. Pyeon, *Introduction to Nuclear Reactor Experiments*. Springer Nature Singapore, 2023.