

OPTIMASI DESAIN TERAS GAS-COOLED FAST REACTOR (GFR) URANIUM NITRIDE (UN) DENGAN PLUTONIUM

Sari Novalianda¹, Dwiyanto², Menik Ariani³, Zaki Su'ud⁴

^{1,2}Akademi Teknik dan Keselamatan Penerbangan Medan

³Fisika FMIPA, Universitas Sriwijaya, Kampus Indralaya, Ogan Ilir, Sumatera Selatan

⁴Program Studi Fisika, Institut Teknologi Bandung

email: ¹sari_novalianda@yahoo.com, ²dwiyanto@gmail.com

Abstrak: Penelitian ini menyajikan desain teras Gas-cooled Fast Reactor (GFR) berbasis Uranium alam Nitride (UN) dengan penambahan Plutonium (Pu). Teras reaktor adalah tempat berlangsungnya reaksi fisi (pembakaran bahan bakar). Perhitungan teras reaktor dilakukan menggunakan modul PIJ dan Citation dengan menggunakan seperangkat program Standart Reactor Analysis Code (SRAC). Hasil penelitian teras berbasis (U,Pu)N dengan penambahan Pu 5% belum mencapai kondisi kritis dimana $k_{eff} < 1$ (0,974). Kekritisan reaktor dicapai pada saat Pu 5,5% dan 6%, dengan nilai k_{eff} dan excess reactivity masing-masing adalah 1,015 dengan 0,047% dan 1,054 dengan 0,070%. Penggunaan bahan bakar plutonium dapat menggantikan proses pengayaan pada uranium.

Kata kunci: teras, plutonium, k_{eff}

PENDAHULUAN

Krisis energi merupakan salah satu hal yang sedang hangat diperbincangkan saat ini. Di Indonesia, lebih dari 80% kebutuhan energi tergantung pada cadangan energi fosil (batu bara, minyak dan gas) dengan laju penggunaannya cenderung meningkat setiap tahunnya sejalan dengan pertumbuhan penduduk.

Menyadari kenyataan di atas, maka pemerintah dihadapkan pada permintaan terhadap kebutuhan listrik yang semakin besar. Melalui UU Nomor 30 tahun 2007 ditetapkan kebijakan bauran energi (*energy mix*) sebagai solusinya, yaitu menetapkan penggunaan energi baru dan terbarukan (Dewan Energi Nasional, 2014).

Energi nuklir merupakan bagian dari pengembangan energi baru dan terbarukan dalam kebijakan energi di Indonesia. Energi nuklir mempunyai potensi yang cukup baik untuk dikembangkan. Secara geologi seperempat daratan Indonesia diperkirakan mengandung deposit mineral radioaktif terutama uranium (BATAN, 2014).

Teknologi PLTN mengalami perkembangan yang cukup pesat, dimulai dari generasi I sampai generasi IV. Keselamatannya dibuat secara alamiah (*inherent*) dan semakin tidak bergantung pada operator atau alat aktif (*passive safety*). Salah satu jenis dari reaktor generasi IV adalah GFR, yaitu reaktor yang memanfaatkan neutron cepat dan menggunakan Helium (He) sebagai pendingin (Monado et al, 2014).

Proses tempat terjadinya pembakaran bahan bakar pada reaktor disebut teras reaktor. Teras merupakan tempat terjadi reaksi fisi yang terdiri dari ratusan *assembly* (Duderstadt et al, 1976). Dimana *assembly* ini tersusun dari sekumpulan *fuel cell* (sel bahan bakar) yang merupakan bagian terkecil dari teras reaktor. Pengaturan letak atau posisi bahan bakar di dalam teras reaktor memegang peranan penting untuk menghasilkan perhitungan desain reaktor sesuai dengan yang diharapkan.

Bahan bakar utama yang sering digunakan di dalam teras reaktor nuklir saat ini adalah Uranium-235 (U-235). Karena terbatasnya jumlah U-235 maka diperlukan proses pengayaan (*enrichment*) agar densitas atomya bertambah. Proses pengayaan ini memerlukan biaya yang mahal dalam memproduksinya dimulai dari tahanan eksplorasi sampai tahap pabrikasinya (IAEA, 2014).

Penggunaan uranium sebagai bahan bakar PLTN selain menghasilkan tenaga listrik juga akan menghasilkan limbah nuklir diakhir operasinya (Su'ud et al, 2013). Dari berbagai jenis limbah nuklir yang dihasilkan tersebut, terdapat limbah yang memiliki potensi untuk dijadikan sebagai bahan bakar pada reaktor lainnya, yaitu Plutonium (Pu).

Pu dihasilkan dari reaksi tangkapan neutron yang terjadi pada U-238 (Novalianda et al, 2016). Dari reaksi fisi yang terjadi di reaktor nuklir terdapat lima isotop yang dominan, yaitu Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, dan Pu-242 (Novalianda et al, 2016). Dari kelima isotop tersebut Pu-239

dan Pu-241 saja yang bersifat fisil, yang bisa digunakan kembali sebagai bahan bakar reaktor lainnya.

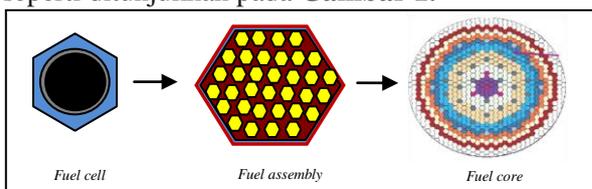
METODOLOGI

Parameter desain teras reaktor GFR yang digunakan adalah :

Tabel 1. Parameter Desain Teras Reaktor GFR

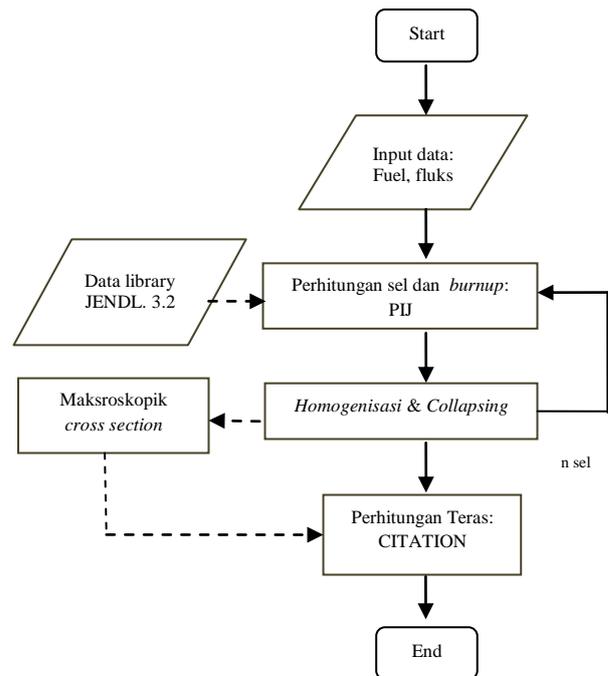
Parameter	Spesifikasi
Daya Reaktor	500 MWt
Average power density	75 Watt/cm ³
Material Bahan Bakar	UN (U, Pu)N
Fraaksi Volume: Fuel/Cladding/Coolant	60%/10%/30%
Diameter Pin Pitch	1,4 cm
Ukuran teras aktif (diameter x tinggi)	240 cm x 350 cm
Lebar reflektor	100 cm
Periode Refueling	10 Tahun

Susunan bahan bakar teras (*fuel core*) terdiri dari ratusan *assembly* yang di dalamnya tersusun dari sekumpulan sel-sel bahan bakar (*fuel cell*) seperti ditunjukkan pada **Gambar 1**.



Gambar 1. Ilustrasi Penampang Lintang Teras Reaktor

Diagram alir perhitungan *Standard Reactor Analysis Code* (SRAC) disajikan pada **Gambar 2** berikut ini:



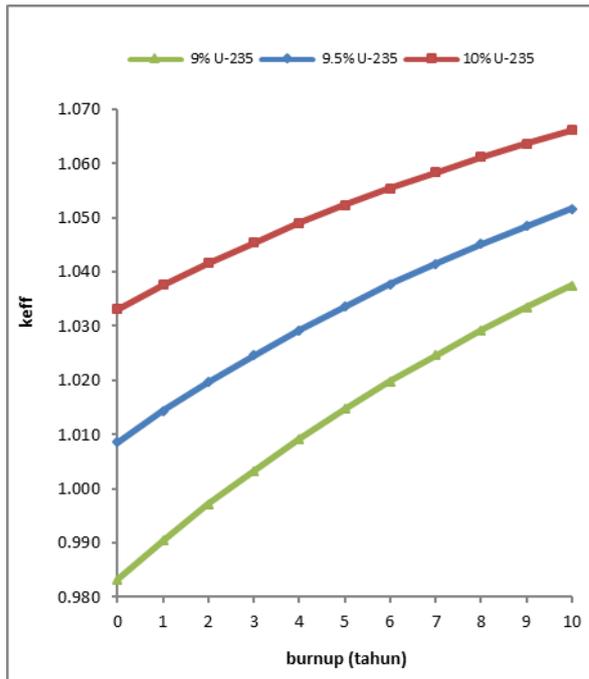
Gambar 2. Diagram Alir Perhitungan Teras Reaktor

Perhitungan teras reaktor dilakukan dengan menggunakan kode *Multi-Dimensional Diffusion Calculation* (CITATION) yang ada di SRAC.

SRAC merupakan sebuah sistem kode yang terpadu untuk analisis penghitungan neutronik pada beberapa jenis reaktor cepat dan termal. SRAC mulai dikembangkan pada tahun 1978 oleh *Japan Atomic Energy Agency* (JAEA) (Okumura, 2007).

HASIL DAN PEMBAHASAN

Perhitungan teras reaktor dilakukan untuk satu siklus *burnup* selama sepuluh tahun tanpa pengisian ulang bahan bakar (*refueling*). Parameter survei yang diamati adalah faktor multiplikasi efektif (k_{eff}) yaitu perbandingan jumlah neutron dari satu generasi dengan neutron pada generasi berikutnya. **Gambar 3** menunjukkan perubahan nilai k_{eff} teras berbasis Uranium Nitride (UN) dengan pengayaan U-235 sebesar 9%, 9,5% dan 10% terhadap waktu *burnup*nya.



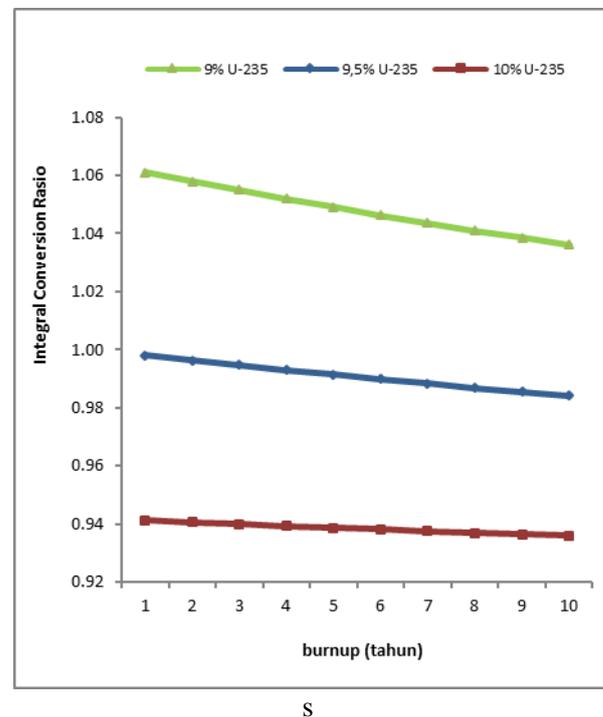
Gambar 3. Perubahan faktor multiplikasi efektif (k_{eff}) teras berbasis UN terhadap waktu *burnup*.

Teras reaktor yang di susun dengan sel bahan bakar berbasis UN dengan pengayaan 9% U-235 diperoleh $k_{eff} < 1$ (0,983) di tahun pertama *burnup*nya, reaktor belum mencapai keadaan kritis. Untuk pengayaan 9,5% U-235 nilai $k_{eff} > 1$ (1,008) dengan *excess reactivity* sebesar 0,031%. *Excess reactivity* menyatakan adanya kelebihan reaktivitas reaktor akibat kenaikan nilai k_{eff} di dalam teras reaktor (Syarifah et al, 2016). Untuk pengayaan 10% U-235 kondisi kritisnya dicapai pada nilai k_{eff} 1,033 dan *excess reactivity*nya 0,048%. Dengan demikian teras reaktor yang memiliki nilai $k_{eff} > 1$ akan dapat beroperasi dikarenakan perbandingan neutron pada generasi sesudahnya lebih besar dari neutron generasi sebelumnya.

Dari **Gambar 3** diketahui bahwa untuk meningkatnya nilai dari faktor multiplikasi (k_{eff}) salah satu caranya adalah dengan meningkatkan pengayaan uranium (U-235). Akan tetapi, besarnya nilai pengayaan memiliki keterbatasan yang disebabkan kesulitan untuk memproduksi bahan bakar reaktor pada persenan pengayaan yang besar, selain itu juga ada aturan yang melarang pengayaan hingga di atas 20% karena hal ini dapat digunakan sebagai senjata nuklir (poliferasi) (Monado et al, 2014).

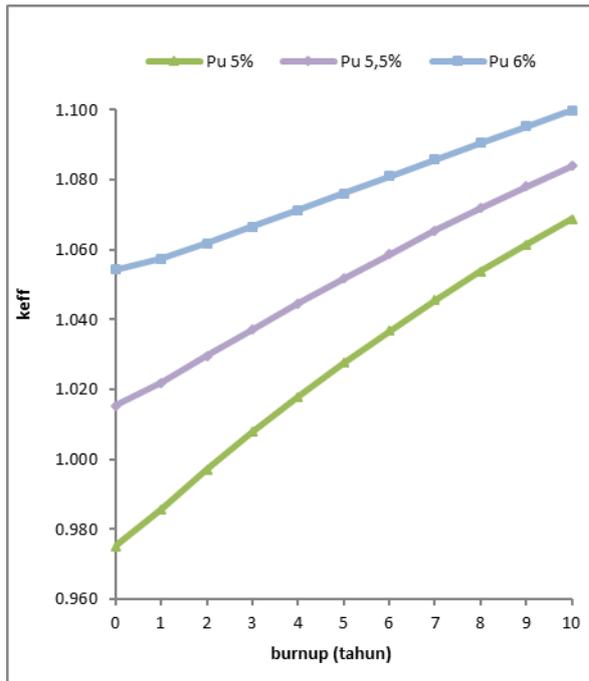
Nilai *Conversion Rasio* (CR) untuk pengayaan U-235 9,5% dan 10% menunjukkan nilai CR dibawah 1 (**Gambar 4**) yang berarti bahwa jumlah fisil yang diproduksi jauh lebih

kecil dibandingkan dengan fisil yang dikonsumsi, yang berarti seiring bertambahnya waktu *burnup* bahan bakar reaktor akan habis. Dengan demikian desain reaktor yang menggunakan pengayaan 9,5% dan 10% U-235 meskipun mencapai kondisi kritis reaktor, tetapi dalam menggunakan bahan bakarnya tidak efisien.



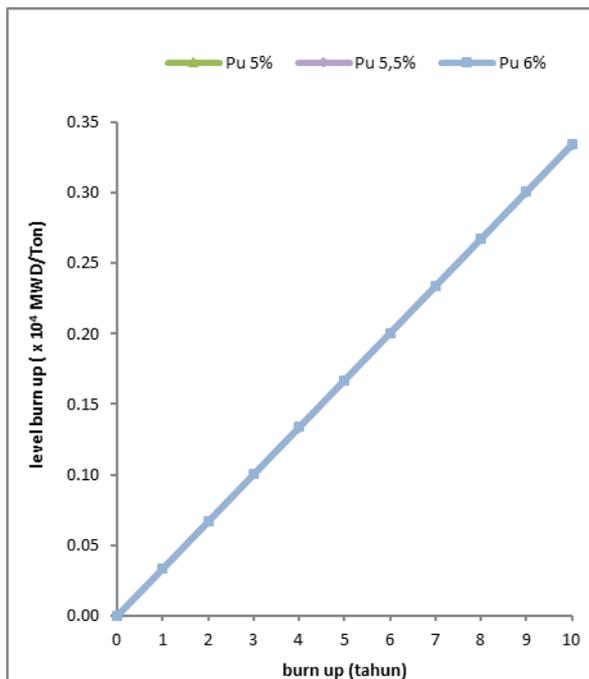
Gambar 4. Perubahan *Integral Conversion Ratio* terhadap waktu *burnup*.

Gambar 5 menunjukkan teras reaktor yang disusun dengan sel Uranium alam Nitride ditambahkan Pu 5%, tidak mencapai kondisi kritis dengan $k_{eff} < 1$ (0,974), sedangkan pada teras reaktor dengan penambahan Pu 5,5% dan 6% reaktor dapat mencapai kekritisan. Untuk Pu 5,5% nilai k_{eff} 1,015 dengan *excess reactivity* 0,047%, sedangkan Pu 6% k_{eff} nya sebesar 1,054 dengan kelebihan reaktivitasnya sebesar 0,070%. Desain teras GFR berbasis (U,Pu)N dengan menggunakan Pu 5,5% jauh lebih efisien dalam penggunaan bahan bakar.



Gambar 5. Perubahan faktor multiplikasi efektif (k_{eff}) teras berbasis (U, Pu)N terhadap waktu *burnup*.

Burnup diartikan sebagai total energi yang dilepaskan per unit massa bahan bakar sebagai hasil pembakaran bahan bakar (Ariani et al, 2016).

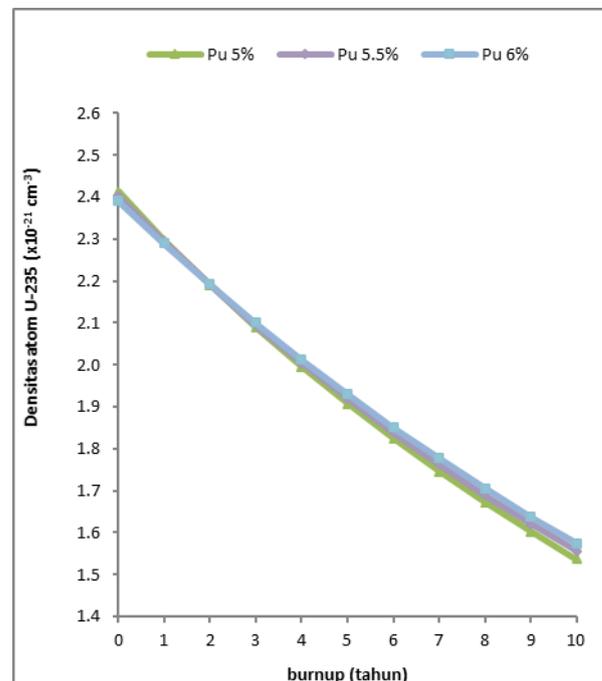


Gambar 6. Perubahan level *burnup* terhadap waktu *burnup* berbasis (U, Pu)N.

Gambar 6 menunjukkan perubahan level *burnup* terhadap waktu *burnup*-nya. Level *burnup* terus meningkat sebanding dengan bertambahnya densitas Pu yang diberikan. Penggunaan Pu 5% level *burnup*-nya di tahun ke sepuluh menghasilkan energi sebesar $3,33 \times 10^4$ MWd/ton kemudian untuk Pu 5,5% dan Pu 6% nilai level *burnup*-nya sebesar $3,34 \times 10^4$ dan $3,35 \times 10^4$ MWd/ton.

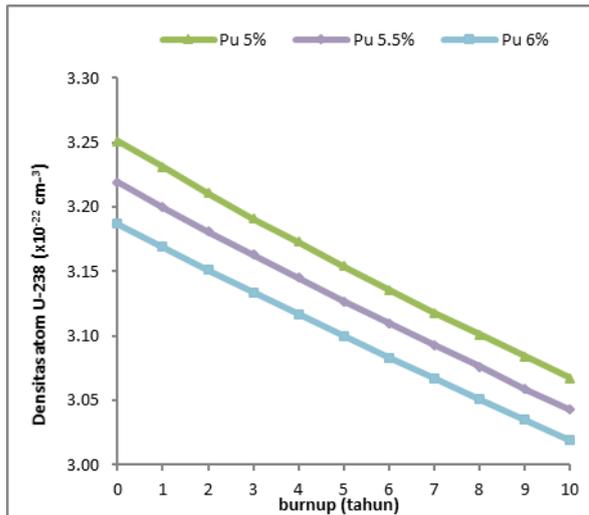
Selama reaktor beroperasi akan menghasilkan perubahan densitas bahan bakar yang digunakannya (Ariani et al, 2013). Perubahan densitas bahan bakar yang signifikan dapat diamati pada sel bahan bakar berbasis (U, Pu)N seperti pada U-235, U-238 dan Pu-239.

Gambar 7 menunjukkan perubahan densitas U-235 terhadap waktu *burnup*-nya. U-235 sebagai bahan fisil berfungsi sebagai bahan pemicu terjadinya reaksi fisi nuklir yang akan menghasilkan berbagai produk fisi di dalam teras reaktor, sehingga densitas U-235 juga akan terus berkurang selama proses *burnup* berjalan.

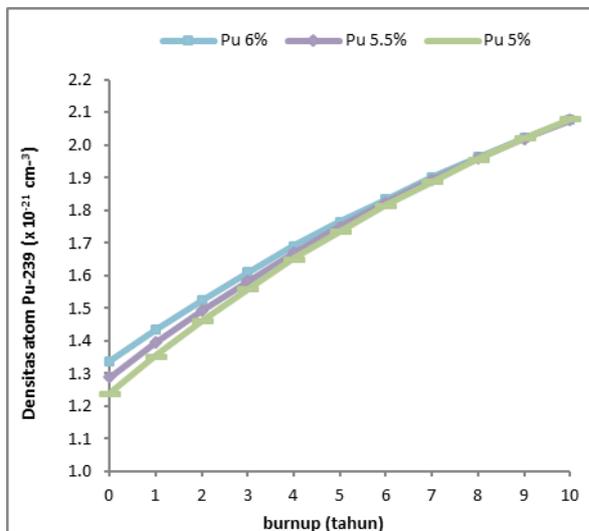


Gambar 7. Perubahan densitas U-235 terhadap waktu *burnup*.

Perubahan densitas U-238 terhadap waktu *burnup* ditunjukkan pada **Gambar 8**. Peningkatan densitas Pu yang diberikan pada **Gambar 9** akan mengurangi jumlah komposisi U-238 (**Gambar 8**). Densitas U-238 akan berkurang seiring bertambahnya waktu *burnup* yang menghasilkan produksi fisi diantaranya adalah Pu-239 (**Gambar 9**).



Gambar 8. Perubahan densitas U-238 terhadap waktu *burnup*.



Gambar 9. Perubahan densitas Pu-239 terhadap waktu *burnup*.

DAFTAR PUSTAKA

- Ariani, Menik., Octavianus Cakra Satya, Fiber Monado, Zaki Su'ud, Hiroshi Sekimoto. (2016). The study of capability natural uranium as fuel cycle input for long life gas cooled fast reactors with helium as coolant. *AIP Conference Proceedings*.
- Ariani, Menik., Zaki Su'ud, Fiber Monado, A. Waris, Khairurrijal, I. Arif, A. Ferhat, dan H. Sekimoto. (2013). Optimization of Small Long Life Gas Cooled Fast Reactors with Natural Uranium as Fuel Cycle Input. *Applied Mechanics and Materials*, Vols. 260-261, (pp. 307-311).
- BATAN. (2014). Indonesia Menuju Teknologi Eksplorasi, Penambangan dan Pengolahan Uranium.
- Dewan Energi Nasional. (2014). Outlook Energi Indonesia 2014. Kementerian Energi dan Sumber Daya Mineral (KESDM).
- Duderstadt, J.J. dan Hamilton J.H. 1976. *Nuclear Reactor Analysis*. John Wiley & Sons, Inc.
- IAEA. (2014). *International Status and Prospects for Nuclear Power 2014*. GOV/INF/2014/13-GC(58)/INF/6.
- Monado, F., Zaki Su'ud, Abdul Waris, Khairul Basar, Menik Ariani, and Hiroshi Sekimoto. (2014). Power flattening on

SIMPULAN

Kondisi kritis reaktor GFR berbasis UN dihasilkan pada pengayaan U-235 sebesar 9,5% dan 10% dengan nilai k_{eff} masing-masing 1,008 dan 1,033.

Salah satu dari produk limbah nuklir U-235 yang dihasilkan selama reaktor beroperasi adalah Pu. Dari beberapa isotop Pu yang dihasilkan terdapat isotop yang bersifat fisil yaitu Pu-239 dan Pu-241.

Reaktor GFR berbasis (U, Pu)N dengan menambahkan Pu 5,5% dan 6%, mencapai kekritisan dengan nilai k_{eff} dan *excess reactivity* masing-masing adalah 1,015 dengan 0,047% dan 1,054 dengan 0,070%.

Dengan demikian, penggunaan bahan bakar Pu-239 dapat menggantikan proses pengayaan pada U-235.

- modified CANDLE small long life gas-cooled fast reactor. *AIP Conference Proceedings*. (pp. 47-50).
- Novalianda, Sari., Menik Ariani, Fiber Monado, dan Zaki Su'ud. (2016). Studi Awal Perhitungan Sel Bahan Bakar Berbasis Uranium Oksida (UO₂) pada Reaktor Cepat Berpendingin Helium. *Jurnal Lingkungan dan Pembangunan (Environment and Development)*. Volume 02, No.01, Tahun 2016. ISSN 0216-2717.
- Okumura, K., Kugo Teruhiko. (2007). *SRAC2006: A Comprehensive Neutronics Calculation Code System*. Japan Atomic Energi Agency (JAEA).
- Su'ud, Zaki dan H. Sekimoto.(2013). The prospect of gas cooled fast reactors for long life reactors with natural uranium as fuel cycle input. *Annals of Nuclear Energy*, (pp. 58–66).
- Syarifah, Z. Su'ud, K. Basar and D. Irwanto. (2016). The prospect of uranium nitride (UN-PuN) fuel for 25- 100 MWe gas cooled fast reactor long life without refuelling. *Journal of Physics: Conference Series*. IOP Publishing.