

Analisis Neutronik pada Reaktor Cepat dengan Variasi Fraksi Pengayaan Bahan Bakar UN-PuN, UC-PuC dan MOX

Reni Asnita^{1,*}, Dian Fitriyani¹

Laboratorium Fisika Nuklir Jurusan Fisika

Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam Universitas Andalas

Kampus Unand Limau Manis Padang, 25163, Indonesia

*reniasnita282@gmail.com

ABSTRAK

Telah dilakukan penelitian tentang analisis neutronik pada reaktor cepat dengan memvariasikan fraksi pengayaan pada bahan bakar UN-PuN, UC-PuC dan MOX. Analisis ini bertujuan untuk mengetahui pengaruh perubahan fraksi pengayaan (*enrichment*) terhadap karakteristik neutronik pada reaktor cepat berpendingin Pb-Bi. Penelitian dilakukan secara simulasi komputasi menggunakan kode FIITB.CHI yang dikembangkan dalam bahasa pemrograman Delphi 7.0 untuk geometri teras 3D XYZ dengan variasi pengayaan berkisar antara 11%-20%. Penelitian dilakukan dengan mengamati parameter-parameter neutronik yaitu faktor multiplikasi neutron dan distribusi fluks neutron. Hasil analisis menunjukkan bahwa variasi fraksi pengayaan memberikan karakteristik neutronik yang berbeda-beda pada ketiga jenis bahan bakar. Untuk mencapai kondisi kritis bahan bakar MOX memerlukan fraksi pengayaan yang paling besar yaitu 14%-16% dibandingkan dengan bahan bakar UN-PuN sebesar 12%-14% dan bahan bakar UC-PuC sebesar 13%-15%. Distribusi fluks neutron pada grup energi rendah (grup ke-3 dan ke-4) didapatkan nilai fluks neutron yang paling tinggi terutama untuk bahan bakar MOX, sedangkan untuk neutron energi tinggi (grup ke-6 dan ke-7) didapatkan fluks neutron yang rendah terutama untuk jenis bahan bakar UC-PuC. Semakin tinggi energi neutronnya akan didapatkan fluks neutron lebih besar di energi neutron rendah.

Kata kunci: Reaktor cepat, UN-PuN, UC-PuC, MOX, fraksi pengayaan, faktor multiplikasi neutron dan distribusi fluks neutron.

ABSTRACT

A study of neutron analysis in a fast reactor has been carried out by varying the enrichment fraction on UN-PuN, UC-PuC and MOX fuels. This analysis aims to determine and analyze changes in the enrichment fraction to the neutron characteristics of the fast Pb-Bi refrigerated reactor. The study was conducted in computational simulation using the FIITB.CHI code which was developed in the Delphi 7.0 programming language for the XYZ 3D porch geometry with enrichment variations ranging from 11%-20%. The research was conducted by observing neutron parameters, namely neutron multiplication factor and neutron flux distribution. The results of the analysis show that variations in the enrichment fraction provide different neutron characteristics in all three types of fuel. To achieve critical conditions MOX fuel requires the highest enrichment fraction of 14% -16% compared to UN-PuN fuel of 12% -14% and UC-PuC fuel by 13% -15%. The highest neutron flux distribution achieved on the low neutron energy (3rd and 4th groups) especially on MOX fuel, while for high-energy neutron (6th group and 7th) low neutron flux was obtained for UC-PuC fuel. The higher the neutron energy, the larger neutron flux will be obtained in low neutron energy.

Keywords: Fast reactor, UN-PuN, UC-PuC, MOX, enrichment fraction, neutron multiplication factor and neutron flux distribution.

I. PENDAHULUAN

Dalam perancangan reaktor nuklir diperlukan suatu analisis neutronik yang komprehensif. Analisis neutronik membahas laju perubahan neutron akibat berbagai reaksi yang terjadi di reaktor. Analisis neutronik dilakukan agar reaktor dapat beroperasi dengan pembangkitan daya yang stabil. Produksi energi yang terjadi pada sistem reaktor sangat bergantung pada produksi neutron di teras reaktor. Menurut asosiasi nuklir dunia menargetkan pada tahun 2050 sebanyak 25% pasokan listrik berasal dari PLTN. Untuk itu dunia membutuhkan banyak pembangkit baru dengan total kapasitas 1.000 gigawatt (*World Nuclear Association*, 2016).

Reaktor nuklir dalam prosesnya memerlukan suatu bahan bakar yang akan digunakan untuk menghasilkan energi nuklir. Beberapa bahan bakar nuklir campuran yang lazim digunakan yaitu campuran uranium-plutonium nitrida (UN-PuN) yang memiliki titik leleh

(2500°C) dan memiliki konduktivitas termal tinggi, campuran uranium-plutonium karbida (UC-PuC) yang memiliki konduktivitas termal yang tinggi, dan campuran uranium-plutonium oksida (MOX) yang memiliki titik leleh yang tinggi (2750°C) (Stacey, 2007). Bahan bakar nuklir terbagi menjadi dua jenis yaitu bahan fisil dan bahan fertil. Bahan fisil adalah bahan yang mudah berfisi dan mempunyai probabilitas berfisi yang besar relatif terhadap reaksi penangkapan neutron, walaupun ditembak oleh neutron termal. Contoh bahan fisil adalah ²³³U, ²³⁵U, ²³⁹Pu, dan ²⁴¹Pu. Bahan fertil adalah bahan yang berpotensi untuk diubah menjadi bahan fisil dengan reaksi penangkapan neutron cepat. Contoh bahan fertil adalah ²³⁸U, ²⁴⁰Pu, ²⁴²Pu, ²³²Th (Duderstadt dan Hamilton, 1978).

Pada uranium alam terdapat 0,72% bahan fisil ²³⁵U dan sisanya merupakan bahan fertil. Untuk meningkatkan fraksi bahan fisil yang jumlahnya sedikit maka dilakukan proses pengayaan uranium (*enrichment*) hingga mencapai kurang lebih 20%. Reaktor cepat memiliki kemampuan untuk mengubah bahan fertil (²³⁸U) menjadi bahan fisil (²³⁹Pu) melalui penangkapan neutron cepat (Walter dan Reynolds, 1981).

Penelitian tentang analisisinjauan secara neutronik pada reaktor cepat dengan variasi fraksi pengayaan (*enrichment*) 11%-20% pada tiga jenis bahan bakar UN-PuN, UC-PuC dan MOX. Pengayaan bahan bakar dilakukan untuk meningkatkan rasio bahan fisil ²³⁵U terhadap bahan fertil. Besarnya fraksi pengayaan yang digunakan pada reaktor cepat lebih tinggi dibandingkan dengan fraksi pengayaan pada reaktor termal. Menurut (Walter dan Reynolds, 1981) besarnya nilai fraksi pengayaan yang digunakan pada reaktor cepat berkisar dari 9%-23%.

Untuk melengkapi informasi mengenai karakteristik neutronik masih banyak aspek yang harus ditinjau. Salah satunya adalah karakteristik neutronik dari variasi fraksi pengayaan 11%-20%. Karakteristik bahan bakar UN-PuN, UC-PuC dan MOX dapat dilihat pada Tabel 1.

Tabel 1 Karakteristik bahan bakar UN-PuN, UC-PuC dan MOX

Parameter	Bahan Bakar		
	MOX	(U,PU)C	(U,PU)N
Rapat (g/cm ³)	11,0	13,6	14,3
Rapat atom fisil (g/cm ³)	9,7	12,9	13,5
Titik leleh cair (°C)	2775	2480	2780
Titik leleh padat (°C)	2740	2325	2720
Konduktivitas termal (1000°C, W/mK)	2,9	19,6	19,8
Ekspansi termal antara 20°C dan 1000°C (10 ⁻⁶ /°C)	12,6	12,4	10,0

II. METODE PENELITIAN

Penelitian mengenai analisis neutronik pada reaktor cepat dengan variasi fraksi pengayaan bahan bakar UN-PuN, UC-PuC dan MOX telah dilakukan secara simulasi komputasi menggunakan kode FIITB.CHI (Su'ud, 1998) yang telah dikembangkan dalam bahasa pemrograman Delphi 7.0 untuk geometri teras kubus 3D XYZ. Perubahan fraksi pengayaan dilakukan dengan 10 variasi fraksi pengayaan yaitu 11%-20%.

Adapun langkah-langkah penggunaan program yaitu untuk memulai perhitungan neutronik, hal pertama yang harus dilakukan adalah memilih *file input* yang akan dieksekusi dengan mengklik tombol *input file*, setelah dipilih salah satu file input maka akan muncul jendela *input file editor*. File input ini berisi data dan informasi spesifikasi desain reaktor yang akan disimulasikan. Parameter yang digunakan dalam perancangan desain reaktor berdasarkan data dari sebelumnya (Fitriyani, 2006). Spesifikasi desain reaktor ditunjukkan pada Tabel 2.

Tabel 2 Spesifikasi desain reaktor

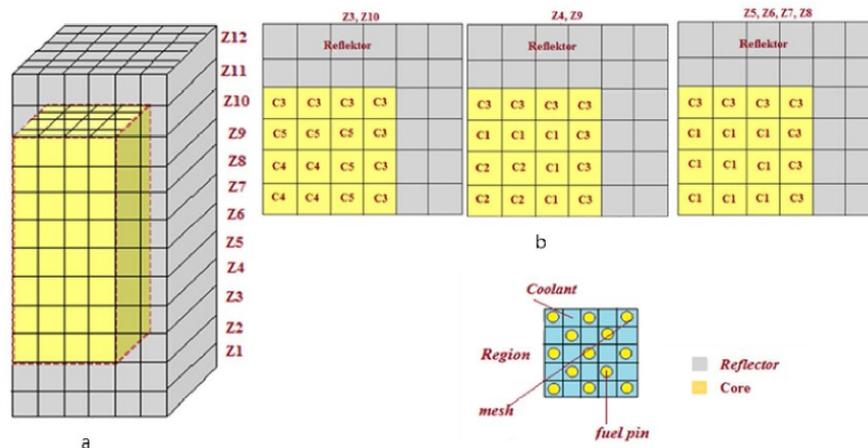
Parameter	Spesifikasi
Daya Reaktor	150 MWt
Variasi Pendingin	Pb-Bi
Bahan <i>Shielding</i>	B4C + Stainless Steel
Bahan Bakar	UN-PuN, UC-PuC dan MOX
Pengayaan (<i>enrichment</i>)	11%-20%
Diameter Pin Bahan Bakar	1,0 cm
Tebal Cladding	0,05 cm
<i>Pin Pitch</i> Bahan Bakar	1,2 cm
Temperatur Masukan Rata-Rata	330°C
Temperatur Keluaran Rata-Rata	500°C
Fraksi Vol. Bahan bakar/ Struktur / Pendingin	45% / 15% / 40%
Ukuran Teras Reaktor	80x80x80 cm

Pada penelitian digunakan pendingin timbal bismuth (Pb-Bi) dengan komposisi 44,5% Pb dan 55,5% Bi. Pb-Bi bersifat menguntungkan yaitu mempunyai titik leleh yang rendah dan titik didih yang tinggi, dan kelemahan Pb-Bi cukup agresif pada besi dan *stainless steel* terutama pada temperatur tinggi. Adapun jenis bahan bakar campuran yang digunakan dalam penelitian ini adalah uranium plutonium nitrida (UN-PuN), uranium plutonium carbida (UN-PuN) dan uranium plutonium oksida (MOX). Komposisi dari masing-masing bahan bakar ditunjukkan pada Tabel 3.

Tabel 3 Komposisi massa bahan bakar

No	Jenis bahan bakar	Komposisi (%)					
1	UN-PuN	UN	U-235		U-238		N-15
			0,659		93,412		5,929
	PuN	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	N-15
		2,202	61,508	25,634	2,644	2,118	5,894
2	UC-PuC	UC	U-235		U-238		C
			0,677		94,519		4,804
	PuC	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	C
		2,180	62,810	25,540	2,650	2,130	4,690
3	MOX	UO ₂	U-235		U-238		O
			0,627		87,523		11,85
	PuO ₂	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	O
		2,020	58,280	23,690	2,450	1,970	11,590

Geometri dari teras reaktor yang digunakan pada penelitian ini adalah geometri teras 3D XYZ berukuran 80x80x80 cm. Susunan konfigurasi teras dapat dilihat pada Gambar 1. Z1,Z2,Z11 dan Z12 bagian reflektor sebagai pelindung teras yang berisi bahan pendingin, Z3 sampai Z10 merupakan bagian teras reaktor, sedangkan C1 sampai C5 menunjukkan bagian teras utama yang terdiri dari bahan bakar, pendingin, dan struktur. Teras C1 sampai C5 masing-masing disamakan pada komposisi bahan bakarnya yaitu bahan bakar 45%, pendingin 40%, dan struktur 15%. Ini dirancang untuk mempermudah pengaturan fraksi pengayaan (*enrichment*) sehingga tercapai kekritisan teras reaktor.

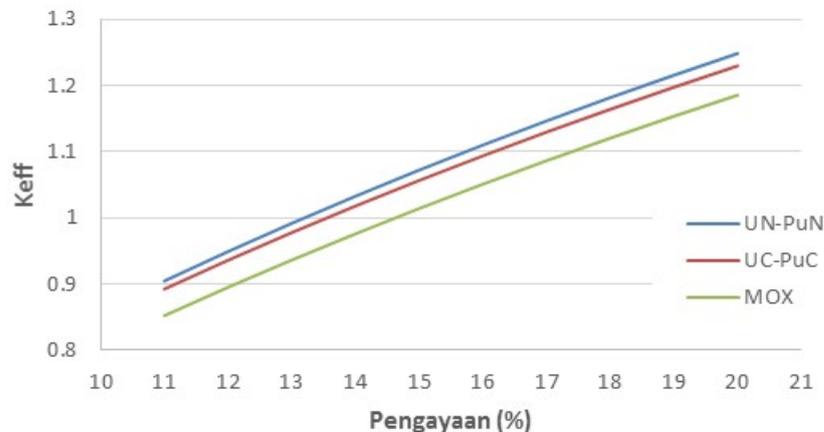


Gambar 1 (a). Pembagian teras pada sumbu z, (b). Distribusi komposisi teras (c). Mesh dan komposisinya

III. HASIL DAN DISKUSI

3.1 Nilai Faktor Multiplikasi Neutron (k_{eff})

Nilai faktor multiplikasi neutron (k_{eff}) menyatakan keadaan neutron dari satu generasi ke generasi berikutnya. Pertambahan jumlah neutron di dalam teras reaktor dapat dilihat melalui kondisi kekritisan reaktor yang ditandai dengan harga k_{eff} sama dengan satu. Nilai faktor multiplikasi neutron (k_{eff}) sebagai fungsi dari perubahan fraksi fisil (*enrichment*) ditunjukkan pada Gambar 2.



Gambar 2 Faktor multiplikasi neutron

Pada Gambar 2 terlihat bahwa variasi pengayaan yang digunakan pada 11% hingga 20% untuk ketiga jenis bahan bakar campuran yaitu uranium plutonium nitrida (UN-PuN), uranium plutonium carbida (UC-PuC) dan uranium plutonium oksida (MOX). Hasil yang didapatkan ntuk mencapai kondisi kritis, diperlukan fraksi pengayaan yang berbeda untuk ketiga jenis bahan bakar. Pada bahan bakar campuran uranium plutonium nitrida (UN-PuN) didapatkan kondisi kritis pada fraksi pengayaan 12%-14%, untuk bahan bakar campuran uranium plutonium carbida (UC-PuC) didapatkan fraksi pengayaan 13%-15%, dan bahan bakar campuran uranium plutonium oksida (MOX) didapatkan fraksi pengayaan 14% - 16%.

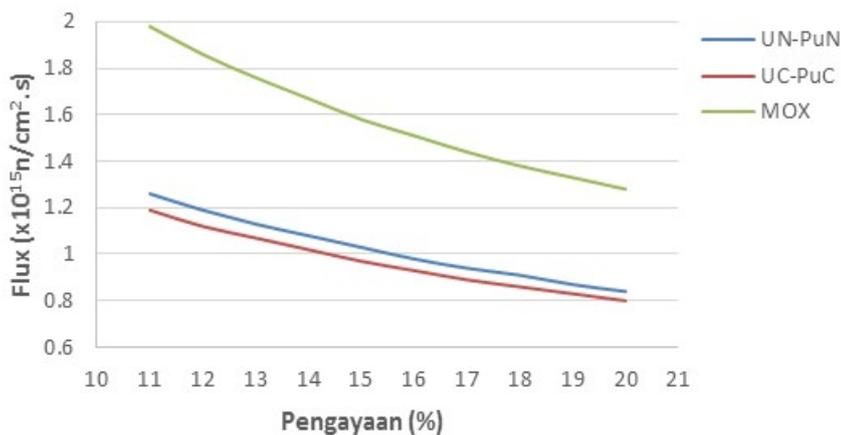
Dari ketiga jenis bahan bakar yang digunakan didapatkan nilai variasi fraksi pengayaan terendah pada bahan bakar nitrida (UN-PuN), rendahnya fraksi pengayaan pada bahan bakar nitrida disebabkan densitas bahan nitrida yang lebih tinggi dari pada bahan bakar carbida dan oksida, sehingga bahan bakar nitrida memerlukan fraksi pengayaan yang lebih kecil. Sedangkan untuk mencapai keadaan kritis bahan bakar oksida memerlukan fraksi pengayaan

yang lebih besar. Besarnya nilai fraksi pengayaan pada bahan bakar oksida (MOX) disebabkan rendahnya nilai densitas bahan oksida di dalam teras reaktor.

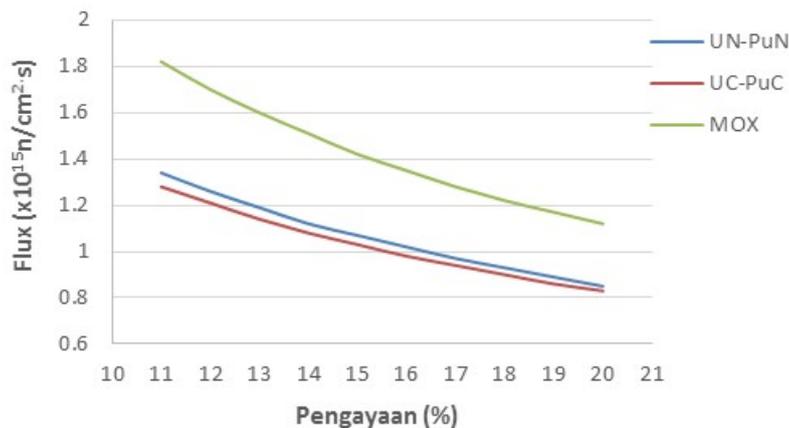
3.2 Nilai Distribusi Fluks Neutron

Distribusi fluks neutron menyatakan cacahan neutron per satuan luas penampang teras per satuan waktu. Distribusi fluks neutron dipengaruhi oleh densitas atom untuk tiap bahan bakar yang berkaitan langsung dengan penampang lintang reaksi fisi. Pola distribusi fluks neutron di desain untuk arah Y (X simetris dengan pola distribusi arah Y) dan arah Z dengan menggunakan 8 grup energi neutron.

Gambar 3 dan Gambar 4 adalah distribusi fluks neutron yang tertinggi pada penggunaan ketiga jenis pendingin yaitu pada grup energi neutron ke-3 dan ke-4. Distribusi fluks neutron tertinggi didapatkan pada penggunaan bahan bakar oksida (MOX). Nilai grup energi neutron ke-3 didapatkan sebesar $1,98 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2$ dan ke-4 sebesar $1,82 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2$. Distribusi fluks yang dihasilkan bervariasi pada bagian teras reaktor, hal ini dipengaruhi oleh densitas atom bahan oksida (MOX) yang berkaitan langsung dengan penampang lintang reaksi fisi (Walter dan Reynolds, 1981).

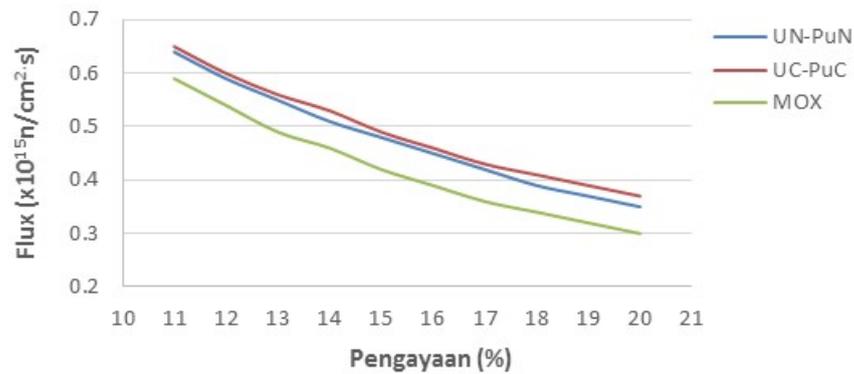


Gambar 3 Distribusi fluks neutron tertinggi untuk grup energi neutron ketiga

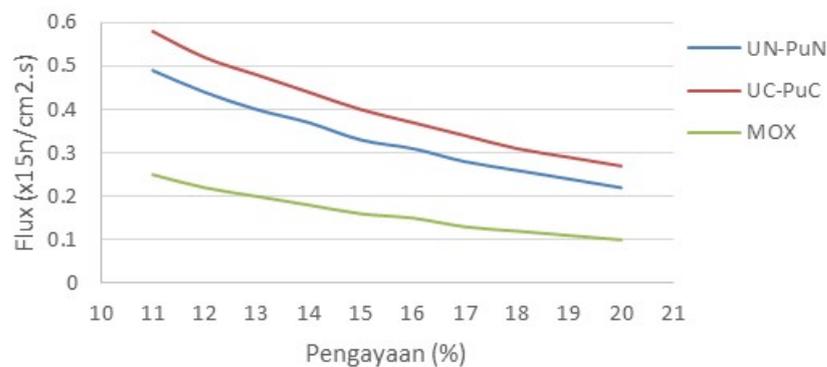


Gambar 4 Distribusi fluks neutron tertinggi untuk grup energi neutron ke empat

Rentang grup energi neutron terendah ditunjukkan pada grup energi neutron ke-6 dan ke-7, hasil distribusi fluks neutron yang terendah ditunjukkan pada grup energi neutron ke-6 dan ke-7. Distribusi fluks neutron terendah untuk masing-masing bahan bakar diperlihatkan pada Gambar 5 dan Gambar 6.



Gambar 5 Distribusi fluks neutron terendah untuk grup energi neutron ke enam,



Gambar 6 Distribusi fluks neutron terendah untuk grup energi neutron ke tujuh

Distribusi fluks neutron terendah diperoleh pada penggunaan bahan bakar carbida (UC-PuC). Hal ini terjadi karena produksi neutron terjadi pada daerah bahan bakar akan menyebar keseluruhan teras yang kemudian sebagian neutron ada yang dihamburkan (*scattering*), diserap (*absorpsi*) pada bahan bakar dan sebagian bocor keluar teras (*leakage*). Rendahnya distribusi fluks neutron yang dihasilkan pada bahan bakar carbida (UC-PuC) disebabkan rendahnya densitas atom fisil yang dimiliki oleh bahan bakar karbida, sehingga probabilitas terjadinya reaksi fisi (penampang lintang reaksi fisi) juga akan semakin kecil dengan terihatnya perubahan fluks neutron sebagai akibat dari perubahan fraksi fisil (*enrichment*).

IV. KESIMPULAN

Fraksi pengayaan yang optimal menghasilkan kekritisitas teras diperoleh pada fraksi pengayaan 12%-14% untuk bahan bakar UN-PuN, 13%-15% untuk UC-PuC, dan 14%-16% untuk MOX. Selain itu, didapatkan fluks neutron pada energi rendah (grup ke-3 dan ke-4) pada neutrontinggi untuk bahan bakar MOX, dan untuk neutron energi tinggi (grup ke-6 dan ke-7) pada fluks neutron rendah untuk bahan bakar UC-PuC dan UN-PuN. Dari distribusi fluks neutron yang diperoleh, lebih banyak neutron yang berenergi rendah dibandingkan dengan neutron yang berenergi tinggi karena telah terjadi proses hamburan.

DAFTAR PUSTAKA

Duderstadt, J.J. dan Hamilton, L.J., (1978), *Nuclear Reactor Analysis*, John Wiley & Sons, Inc., Kanada.
 Fitriyani, D., 2006, Studi Desain Reaktor daya Nuklir Berbasis Kapal, *Disertasi*, Departemen Fisika, Institut Teknologi Bandung (ITB).
 Stacey, W.M., 2007, *Nuclear Reactor Physics*, WILEY-VCH Verlag GmbH & CO. KGaA, Germany.
 Su'ud, Z., 1998, FI-Institut Teknologi Bandung: *A Computer Code for Nuclear Reactor Cell Homogenization Calculation*, Prof. of Computation in Nuclear Science & Technology VII Seminar, Batan, Jakarta.

Waltar, A.E. dan Reynolds, A.B., 1981, *Fast Breeder Reactors*, Pergamon Press, U.S.A.
World Nuclear Association, 2016, <http://www.worldnuclear.info/world-population/world-population: past, present, and future>, Diakses September 2017.