

Beberapa Metode Penyelesaian Persamaan Transport Neutron dalam Reaktor Nuklir

Solution Methods of Neutron Transport Equation in Nuclear Reactors

Mohammad Ali Shafii

Jurusan Fisika FMIPA Universitas Andalas Padang

Email: mashafii@fmipa.unand.ac.id

ABSTRACT

A few numerical methods that usually used to solve neutron transport equation in nuclear reactor are S_N dan P_N method, Monte Carlo, Collision Probability and Methods of Characteristics . First two methods have been developed using diffusion approach, and last three methods suitable are applied for transport approximation. Those of three methods have important role in the desain of nuclear reactors. In addition to follow the development of advanced reactor designs, the three methods were chosen because they do not use diffusion approach these are more accurate methods, as well as less need considerable computer memory. Of all the existing methods, the CP method has several advantages among the others.

Keywords : Neutron transport, S_N , P_N , CP, MOC, MC

PENDAHULUAN

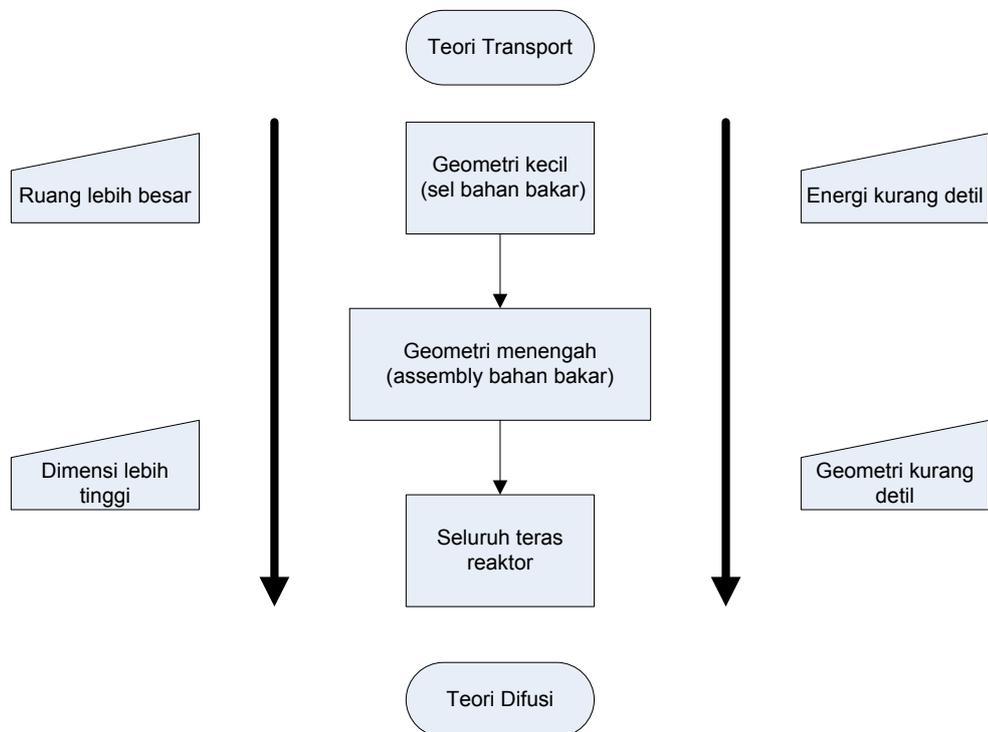
Salah satu masalah penting dan paling sulit dalam analisis reaktor nuklir adalah menyelesaikan persamaan transport neutron untuk menentukan distribusi neutron dalam teras reaktor. Gambaran eksak rapat neutron di dalam teras reaktor dapat diperoleh dengan menyelesaikan persamaan transport neutron (Stacey, 2001). Persoalan transport neutron perlu dipecahkan untuk menentukan distribusi neutron sebagai fungsi waktu, posisi dan energi. Distribusi neutron sangat berpengaruh terhadap produksi daya reaktor. Transport neutron merupakan peristiwa yang rumit dan perilakunya dapat digambarkan sebagai persamaan integro-diferensial terkopel dengan tujuh variabel energi, ruang dan waktu yang menggambarkan situasi keseimbangan di antara semua proses nuklir yang mempengaruhi jumlah populasi neutron (Duderstadt dan Hamilton, 1976).

Akibat kendala terbatasnya daya dan memori komputer saat ini, kebanyakan analisis reaktor dilakukan dengan penyederhanaan model ke tingkat persamaan difusi neutron. Desain dan pengoperasian reaktor nuklir yang aman dan ekonomis memerlukan penyelesaian masalah transport neutron yang memerlukan waktu CPU yang lama. Persamaan transport neutron merupakan kendala dalam distribusi neutron di dalam reaktor, sehingga pendekatan

difusi menjadi alternatif yang murah meskipun kurang akurat (Palmer, 2004). Namun sampai sejauh ini masih diyakini bahwa metode utama dalam desain teras reaktor adalah perhitungan difusi (Tahara dan Sekimoto, 2002).

Untuk geometri yang kecil, teori transport neutron lebih tepat digunakan untuk menghitung distribusi neutron dibandingkan dengan teori difusi. Secara umum perbedaan penerapan teori transport dan teori difusi terlihat pada Gambar 1. Semakin kecil geometri parameter reaktor, semakin detail energinya, sehingga teori transport neutron lebih tepat digunakan untuk menghitung proses distribusi neutron dalam sel bahan bakar nuklir dibandingkan dengan teori difusi. Teori difusi lebih cocok digunakan untuk menghitung distribusi neutron dalam teras reaktor yang memiliki dimensi lebih besar dan kurang memperhatikan bentuk disain geometrinya.

Pada dekade terakhir ini, pengembangan desain reaktor maju (*advanced reactor*) memerlukan penyelesaian persamaan transport neutron secara lebih akurat seiring dengan peningkatan daya dan memori komputer (Postma, 2000). Metode-metode numerik yang dapat dipakai untuk menyelesaikan persamaan transport neutron antara lain metode diskrit ordinat (S_N), metode harmonik bola (P_N), metode Monte Carlo (MC), metode *Collision Probability* (CP) dan Metode karakteristik (MOC).



Gambar 1 Mekanisme teori transport dan difusi (Noh, 2008).

Metode S_N dan P_N

Metode S_N dan P_N merupakan metode standar yang menyelesaikan persamaan transport neutron dengan menggunakan pendekatan difusi (Stamm'ler dan Abbate, 1983). Metode ini mengasumsikan bahwa neutron bergerak dalam arah diskrit, dengan tiap-tiap arah diskrit (ordinat) ditandai sebagai bagian unit harmonik bola. Untuk kasus multi-grup 1-D, persamaan transport neutron berbentuk :

$$\mu \frac{\partial \Psi_g(x, \mu)}{\partial x} + \Sigma_{t,g} \Psi_g(x, \mu) = \frac{1}{2} \sum_{g'=1}^G \int_{-1}^1 \left\{ \Sigma_{s0,g' \rightarrow g} + 3\mu\mu' \Sigma_{s1,g' \rightarrow g} \right\} \Psi_{g'}(x, \mu') d\mu' + \frac{Q_g(x)}{2} \quad (1)$$

Secara umum tampang lintang hamburan diferensial dinyatakan dalam bentuk polinom Legendre:

$$\Sigma_s(x, \vec{\Omega} \cdot \vec{\Omega}') = \Sigma_s(x, \mu' \rightarrow \mu) = \sum_{n=0}^{\infty} (2n+1) P_n(\mu) P_n(\mu') \Sigma_{sn} = \sum_{n=0}^{\infty} \frac{(2n+1)}{4\pi} \Sigma_{sn} P_n(\mu_0) \quad (2)$$

dengan $\mu_0 = \vec{\Omega} \cdot \vec{\Omega}'$.

Metode *Collision Probability* (CP)

Persamaan transport neutron sulit diselesaikan secara analitik, kecuali dilakukan banyak menyederhanakan berdasarkan asumsi yang dibuat. Persamaan transport neutron yang tak bergantung waktu berbentuk

$$\hat{\Omega} \cdot \nabla \varphi(\vec{r}, E, \Omega) + \Sigma_t(\vec{r}, E) \varphi(\vec{r}, E, \Omega) = \int_{4\pi} d\hat{\Omega}' \int_0^{\infty} dE' \Sigma_s(E' \rightarrow E, \hat{\Omega}' \rightarrow \hat{\Omega}) \varphi(\vec{r}, E', \Omega') + S(\vec{r}, E, \Omega) \quad (3)$$

Selanjutnya, jika sel bahan bakar nuklir dibagi-bagi ke dalam tinjauan beberapa *region* yang merupakan variabel spasial, makaampang lintang yang bergantung pada ruang digambarkan dengan indeks *i* yang menyatakan *region* ke-*i*. Jika persamaan (3) diintegrasikan ke seluruh volume V_j , maka diperoleh

$$\begin{aligned} \Sigma_j(E) \int_{V_j} \varphi(\vec{r}, E) dV &= \sum_j \int_{V_j} dV_j \int_{V_i} dV_i \left[\int_0^\infty dE \Sigma_s(\vec{r}, E \rightarrow E) \varphi(\vec{r}, E) + S(\vec{r}, E) \right] \int_{V_j} dV_j \varphi(\vec{r}, E) \end{aligned} \quad (4)$$

Pada pendekatan *flat flux* (FF), fluks neutron $\varphi(\vec{r}, E)$ di setiap *region* dianggap tetap, sehingga cukup ditulis $\varphi(E)$ saja di setiap *region* *i*. Akibatnya persamaan (4) menjadi

$$\Sigma_j(E) V_j \varphi_j(E) = \sum_i P_{ij}(E) V_i \left[\int_0^\infty dE \Sigma_{si}(E' \rightarrow E) \varphi_i(E') + S_i(E) \right] \quad (5)$$

dengan CP pada persamaan (5) didefinisikan sebagai

$$P_{ij}(E) = \frac{\Sigma_j(E)}{4\pi V_i} \int_{V_j} dV_j \int_{V_i} dV_i \frac{\exp(-\Sigma R)}{R^2} \quad (6)$$

Persamaan (6) menyatakan bahwa probabilitas neutron dipancarkan secara menyeluruh dan isotropik di *region* *i* dan selanjutnya mengalami tumbukan di *region* *j*. Selanjutnya, jika rentang energi neutron dibagi-bagi ke dalam bentuk multi grup neutron, maka fluks rata-rata di dalam interval energi ΔE_g dinyatakan sebagai φ_{ig} , sehingga persamaan (5) menjadi (Okumura dkk., 2007)

$$\Delta E_g \Sigma_{jg} V_{jg} \varphi_{jg} = \sum_i P_{ijg} V_{ig} \left[\sum_{g'} \Delta E_{g'} \Sigma_{sig' \rightarrow g} \varphi_{ig'} + \Delta E_{g'} S_{ig'} \right] \quad (7)$$

dengan ΔE_g dan $\Delta E_{g'}$ adalah lebar energi pada grup *g* dan *g'* dan $\Sigma_{sig' \rightarrow g}$ adalahampang lintang hamburan di *region* *i* dari grup *g'* ke *g*. Persamaan (7) dapat dibawa ke dalam bentuk nilai eigen (Shafii dkk., 2007)

$$\Sigma_{jg} V_{jg} \varphi_{jg} = \frac{1}{k_{eff}} \sum_i V_i P_{ijg} S_{ig} \quad (8)$$

dengan $V_i = \pi(r_i^2 - r_{i-1}^2)$. dan Σ_j menyatakanampang lintang makroskopik total pada kulit ke *j*. Dari persamaan (9) terlihat bahwa masalah integral transport neutron ternyata

$$\Phi_{g,m,i,k}(s_{m,i,k}) = \Phi_{g,m,i,k}(0) \exp(-\Sigma_{g,i} s_{m,i,k}) + \frac{Q_{g,i}}{\Sigma_{g,i}} (1 - \exp(-\Sigma_{g,i} s_{m,i,k})) \quad (9)$$

dengan $s_{m,i,k}$ adalah panjang jejak *k* yang melalui zona *i* pada arah *m*. Persamaan (9)

dapat disederhanakan ke dalam bentuk persamaan swanilai saja.

Metode Karakteristik

Dalam MOC, persamaan transport neutron diselesaikan sebagai garis-garis lurus pada diskritisasi sudut spasial. Garis-garis tersebut dianggap sebagai lintasan neutron mewakili operator diferensial yang dalam persamaan transport neutron menjadi diferensial total. Garis-garis tersebut dikenal sebagai karakteristik sistem. Geometri domain yang diinginkan dibagi-bagi menjadi zona-zona fluks rata (*flat-flux zones*), yaitu sifat-sifat materialnya diasumsikan seragam. Fluks anguler yang keluar pada tiap-tiap bagian garis, selanjutnya dihitung dengan mengintegrasikan bentuk diferensial persamaan transport neutron mulai dari fluks datang sampai ke sumber. Implementasi MOC memerlukan jejak sinar (*ray tracing*) untuk membentuk pelacakan sinar (*ray tracking*) yang ditinjau pada sejumlah sudut yang berbeda. Sekali pelacakan berhasil ditemukan, persamaan transport neutron dapat diselesaikan dalam bentuk fluks anguler pada tiap-tiap bagianampang lintang konstan hasil pelacakannya (Postma dan Vujic, 1999).

Jika fluks neutron diambil diskritisasinya terhadap arah anguler $\vec{\Omega}_m$ dengan menggunakan pelacakan sinar untuk membentuk karakteristik jejak *k* pada sudut *m* serta dalam grup energi *g*, maka diperoleh

memberikan hubungan antara fluks anguler datang dan fluks anguler pergi untuk tiap-tiap bagian di setiap zona. Prosedur selanjutnya

adalah menentukan syarat batas fluks anguler dan sumber neutron, menghitung zona rata-rata fluks skalar, menghitung kembali batas fluks anguler dan sumber dan selanjutnya dilakukan iterasi sampai diperoleh penyelesaian. Dengan menentukan syarat batas dan distribusi sumber neutron awal, fluks anguler rata-rata di setiap bagian dapat ditentukan, demikian juga fluks anguler rata-rata di setiap zona i pada arah m .

Metode Monte Carlo

Metode MC mensimulasikan transport neutron sebagai proses stokastik. Dengan melacak lintasan tiap neutron, maka dapat diperoleh sejarah gerakan neutron secara alamiah. Lintasan neutron dimulai dari sumber neutron di dalam reaktor nuklir yang merupakan sumber dominan jika tidak ada sama sekali sumber fisi. Sumber fisi memerlukan distribusi energi di dalam ruang dalam bentuk spektrum fisi dan arah distribusinya isotropik. Masing-masing distribusi dapat dikarakterisasikan sebagai fungsi distribusi probabilitas dan fungsi distribusi kumulatif. Pembangkitan dan pemilihan bilangan random dari fungsi distribusi kumulatif bagi distribusi fisi spasial menunjukkan suatu lokasi sumber neutron di dalam ruang. Pembangkitan dan pemilihan bilangan random berikutnya dari fungsi distribusi kumulatif bagi spektrum fisi menentukan energi sumber neutron. Pembangkitan dan pemilihan bilangan random ketiga dan keempat dari fungsi distribusi kumulatif bagi dua variabel anguler independen (misalnya $\mu = \cos \theta$ dan φ) menunjukkan arah sumber neutron. Sekali neutron meluncur, sumber neutron tersebut akan bergerak pada suatu garis lurus sampai terjadi tumbukan. Probabilitas sebuah neutron mengalami tumbukan pada jarak s pada lintasannya adalah (Stacey, 2001)

$$T(s) = \Sigma_t(s) \exp\left(-\int_0^s \Sigma_t(s') ds'\right) \quad (10)$$

Pembangkitan bilangan random λ dan pemilihan s dari fungsi distribusi kumulatif yang menunjukkan posisi tumbukan pertama adalah

$$-\ln \lambda = \int_0^s \Sigma_t(s') ds' \quad (11)$$

Pada kenyataannya proses tersebut sulit terjadi untuk geometri yang tidak seragam, untuk itu perlu diketahui komposisi pada titik di mana

terjadi tumbukan pertama. Medium dibuat seperti potongan-potongan homogen dan diketahui panjang lintasan lurus tiap-tiap bagian s_j . Jika

$$\sum_{j=1}^{n-1} \Sigma_{tj} s_j \leq -\ln \lambda < \sum_{j=1}^n \Sigma_{tj} s_j, \quad (12)$$

maka tumbukan terjadi di daerah ke- n pada jarak

$$s'_n = \frac{1}{\Sigma_{tn}} \left(-\ln \lambda - \sum_{j=1}^{n-1} \Sigma_{tj} s_j \right). \quad (13)$$

Perilaku neutron terhambur diperlakukan untuk sumber neutron fisi dan perhitungannya diulang sampai neutron tersebut keluar atau diserap sistem. Selanjutnya perhitungan dilanjutkan dengan sejarah baru atau berhenti bila jumlah sejarahnya telah memenuhi. Penentuan lintasan pada geometri umum, merupakan hal yang terus dikembangkan. Metode MC mempunyai keunggulan dalam geometri yang rumit.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Metode S_N dan P_N mengasumsikan bahwa neutron bergerak dalam arah sudut diskrit. Metode ini pada kasus realistik memerlukan superkomputer karena proses komputasinya yang lama. Selain itu akan muncul efek sinar (*ray effect*) ketika menggunakan metode diskrit ordinat pada masalah dengan sumber yang dilokalisasi ruangnya atau akibat arahnya yang tak isotropik (Brown, 2001). Metode ini terus dikembangkan salah satunya adalah dengan meningkatkan masalah kebergantungan sudut, sehingga dapat diterapkan pada kasus medis dengan komputasi paralel (Longoni, 2004).

Dalam metode Monte Carlo, tampang lintang total merupakan suatu probabilitas per satuan panjang lintasan bagi neutron untuk mengalami tumbukan. Tumbukan ini dapat berbentuk hamburan, serapan, fisi atau bentuk lain. Jadi fluks neutron yang disebutkan sebelumnya adalah nilai rata-rata atau nilai harap dari fungsi distribusi neutron. Metode MC merupakan metode perhitungan yang menirukan secara teoritis suatu proses mikroskopik di alam. Metode ini digunakan untuk menyelesaikan permasalahan yang rumit, dengan cara mensimulasikan setiap peristiwa probabilistik tunggal yang terjadi di dalam suatu proses secara berurutan (Yazid, 2005). Metode MC membutuhkan pengulangan yang sangat banyak, agar keseluruhan fenomena

yang disimulasikan dapat tergambarkan dengan utuh dan realistis, akibatnya metode MC memerlukan proses komputasi yang lama (Schmidt dkk., 2010). Namun demikian kemajuan teknologi komputer saat ini, membuat metode MC berkembang pesat.

Metode MOC diterapkan untuk ukuran *mesh* kasar dari bahan dengan hamburan rendah yang cocok diterapkan pada perhitungan heterogenitas *pin by pin* seluruh teras reaktor karena mampu menghitung transport neutron dalam skala besar (Kugo, 2002). Metode MOC mempunyai fleksibilitas dalam pengambilan geometri. Metode MOC dapat menghitung geometri yang kompleks tanpa melakukan pendekatan spasial dengan waktu komputasi yang realistis (Sugimura dan Yamamoto, 2006).

Metode CP mempunyai bentuk yang lebih kompleks. Metode CP didasarkan pada persamaan integral transport neutron, meskipun perlu penanganan lebih karena harus mencari fluks skalarnya. Salah satu kelemahan dari metode CP adalah dibutuhkan memori komputer yang cukup besar, namun hal itu dapat diatasi mengingat perkembangan perangkat keras komputer sekarang sudah sangat maju. Beberapa metode numerik untuk menyelesaikan persamaan transport telah dikembangkan, namun pemilihan metode tetap didasarkan pada seberapa lamanya mencapai konvergen.

Beberapa kelemahan dan keuntungan dari berbagai kode komputer yang telah ada berdasarkan pada metode yang digunakan disajikan dalam Tabel 1 (Vujic dan Downar, 2006).

Tabel 1. Perbandingan beberapa kode komputer.

Metode		Code Komputer	Keuntungan	Kelemahan
Deterministik (Teori Difusi)		PARCS	Cepat	Homogen, Untuk hasil yang akurat memerlukan <i>mesh</i> yang rapat.
Deterministik (Teori Transport)	Formulasi Diferensial Discrete Ordinates (S_N, P_N)	THREEDANT TORT	Murah	Ray Effect, Flux skalar negative
	Formulasi Integral	DRAGON APOLLO SRAC	Mudah diterapkan	Mahal
		MOC	DRAGON DeCART	Akurat
MC		MCNP MVP	Sangat akurat	Komputasi lama dan Mahal

Perbedaan pokok antara metode MOC dan CP adalah sebagai berikut: metode MOC didasarkan pada bentuk integral persamaan transport neutron bagi fluks angulernya, sedangkan metode CP didasarkan pada bentuk integral persamaan transport neutron bagi fluks skalarnya. Metode MOC dapat dipakai untuk menghitung kasus tak isotropik orde lebih tinggi, sedangkan metode CP agak kesulitan dalam kasus linear tak isotropik. Secara khusus, kedua metode tersebut mampu menganalisis konfigurasi geometri heterogen kompleks yang secara luas dipakai dalam menganalisis konfigurasi reaktor nuklir (Hursin dan Jevremovic, 2005).

Penyelesaian integral persamaan transport dengan metode CP, pada umumnya menggunakan pendekatan FF, yaitu fluks neutron dalam tiap *region* dianggap tetap. Pada reaktor nuklir yang menggunakan pendekatan FF, material fisi lebih banyak digunakan dibandingkan dengan reaktor nuklir konvensional dengan dimensi yang sama (Cassell dan Williams, 2003). Pendekatan FF ini sering dipakai dalam metode CP untuk menyelesaikan masalah transport neutron dalam sel bahan bakar nuklir. Pada metode CP, pemilihan bentuk geometri sel sangat fleksibel tidak harus bentuk silinder tetapi dapat juga berbentuk segi enam, terutama dalam implementasi spasial menjadi bentuk zona,

dimana pendekatan FF sangat diperlukan (de Camargo dkk., 2009). Masalah FF klasik dalam reaktor nuklir biasanya juga diperluas menjadi teori transport satu kelajuan. Penyelesaian numeriknya diperoleh untuk kasus dua *region*, yaitu bagian dalam menggunakan pendekatan FF, sedangkan bagian luar menggunakan variabel fluks spasial (William, 2003).

KESIMPULAN

Persamaan transport neutron dalam reaktor nuklir dapat dilakukan dengan menggunakan beberapa metode, seperti metode S_N , P_N , CP, MOC dan Monte Carlo. Dua metode pertama menggunakan pendekatan difusi, sedangkan tiga metode terakhir lebih fleksibel untuk pendekatan transport. Ketiga metode ini memegang peran penting dalam disain teras reaktor nuklir, untuk itu perlu dilakukan optimasi agar dapat efektif dan efisien dalam memecahkan persamaan transport neutron. Ketiga metode tersebut dipilih selain mengikuti perkembangan disain reaktor maju (*advanced reactor*), lebih akurat karena tidak menggunakan difusi. Dari berbagai tinjauan, metode CP memiliki keunggulan dibandingkan dengan yang lainnya. Selain akurat, tidak memerlukan waktu komputasi yang lama, geometri yang fleksibel dan umum dipakai, juga mudah diterapkan. Metode CP yang mendasarkan diri pada integral transport telah terbukti sangat efektif dan cocok dalam menyelesaikan masalah transport neutron dalam reaktor nuklir, terutama untuk menghitung matriks CP dan distribusi fluks di setiap *region* dalam sel bahan bakar nuklir. Pada penelitian selanjutnya kami akan menghitung transport neutron dalam sel bahan bakar nuklir bentuk silinder dengan metode *collision probability*.

Ucapan Terima Kasih

Penulis mengucapkan terima kasih kepada Direktorat Penelitian dan Pengabdian kepada Masyarakat Direktorat Jenderal Pendidikan Tinggi, Kementerian Pendidikan dan Kebudayaan RI melalui DIPA Universitas Andalas Nomor : Dipa-023.04.2.4154061/2013 Tanggal 5 Desember 2012 Dengan Nomor Kontrak : 20/UN.16/PL-FD/2013, atas dana yang telah diberikan melalui skim Penelitian Fundamental.

DAFTAR PUSTAKA

- Brown, P.N. (2001) : *Novel Paralel Numerical Methods for Radiation & Neutron Transport*, Lawrence Livermore National Laboratory, U.S. Department of Energi.
- Cassell, J.S. dan Williams, M.M.R. (2003) : An Integral Equation Arising in Neutron Transport Theory, *Annals of Nuclear Energi* (30), pp. 1009-1031.
- de Camargo, D. Q., Bodmann, B. E.J., Garcia, R. D.M. dan de Vilhena, M.T. (2009) : A Three-Dimensional Collision Probability Method: Criticality and Neutron Flux in a Hexahedron Setup, *Annals of Nuclear Energi* (36), pp. 1614-1618.
- Duderstadt, J.J., dan Hamilton, L.J. (1976) : *Nuclear Reactor Analysis*, John Wiley and Sons, New York.
- Hursin, M. dan Jevremovic, T. (2005) : Agent Code – Neutron Transport Benchmark Example and Extension to 3D Lattice Geometri, *Nuclear Technology & Radiation Protection*, Vol.2.
- Kugo, T. (2002) : Fast Vector Computation of the Characteristic Method, *J. Nucl. Sci Technol.*, Vol.39, No.3.
- Longoni, G. (2004) : *Advanced Quadrature Sets, Acceleration and Preconditioning Techniques for the Discrete Ordinates Method in Parallel Computing Environments*, Ph.D Dissertation, University of Florida.
- Noh, J.M. (2008) : Reactor Analysis : The Past, Present and Future, *The 4th Japan-Korea Joint Summer School*, Fukuoka, August 5-8.
- Okumura, K., Kugo, T., Kaneko, K., and Tsuchihashi, K. (2007) : *SRAC 2006: A Comprehensive Neutronics Calculation Code System*, JAEA.
- Palmer, T., S. (2004) : *Homogenization Techniques for Commercial Nuclear Reactor*, 1st Computational Methods in Transport Conference.
- Postma, T. A., dan Vujic, J. (1999) : *The Method of Characteristics in General Geometry with Anisotropic Scattering*, International Conference on Mathematics and Computation, Reactor Physics and Environmental Analysis in Nuclear Applications, Madrid.
- Postma, T. A. (2000) : *Neutral Transport Based on the Advanced Method of Characteristics*, Thesis, Nuclear Engineering, UC Berkeley.
- Schmidt, R.C., Belcourt, K., Clarno, K. T., Hooper, R., Humphries, L. L., Lorber, A. L., Pryor, R. J., dan Spatz, W. F. (2010) : *Foundational Development of an Advanced Nuclear Reactor Integrated Safety Code*, Sandia National Laboratory Report, CA.
- Shafii, M.A. dan Su'ud, Z. (2007) : Study of Development Homogenization Code Using General Geometry Approach, *Proceeding of International Conference on Advanced Nuclear*

- Sciences and Engineering*, ITB-TokyoTech, Bandung.
- Stacey, W., M. (2001) : *Nuclear Reactor Physics*, John Wiley & Son, NY.
- Stamm'ler, R.J.J., dan Abbate, M.J. (1983) : *Method of Steady State Reactor Physics in Nuclear Design*, Academic Press, London.
- Sugimura, N., dan Yamamoto, A. (2006) : Evaluation of Dancoff Factor in Complicated Geometry Using the Method of Characteristics, *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol.43, No.10.
- Tahara, Y., dan Sekimoto, H. (2002) : Transport Equivalent Diffusion Constants for Reflector Region in PWRs, *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol.39, No.7.
- Vujic, J. L. dan Downar, T. (2006) : *Numerical Simulation in Radiatif Transportt*, Material Course Fall, Nuclear Engineering, UC Berkeley.
- Williams, M.M.R. (2003) : The Flat Flux Problem in One-Speed Neutron Transport Theory, *Annals of Nuclear Energi* (30) pp. 513–547.
- Yazid, P.I. (2005) : *MCNP : Monte Carlo N-Particle Metodologi Simulasi Transportt Neutron*, Workshop Simulasi dan Aplikasi Monte Carlo MCNP Batan, Serpong.

