

Pengembangan Kode Komputer untuk Homogenisasi Sel Bahan Bakar Nuklir yang Diperkaya untuk Reaktor Termal

Novitrian, Zaki Su'ud, dan Sutrisno
Departemen Fisika FMIPA, Institut Teknologi Bandung
Jl. Ganesa 10 Bandung 40132
E-mail : novit@fi.itb.ac.id

Abstrak

Seperti pada kebanyakan kode komputer untuk perhitungan sel bahan bakar reaktor nuklir, metoda integral transport juga digunakan untuk memecahkan persamaan transport neutron, khususnya metoda probabilitas tumbukan. Metoda ini unggul karena untuk beberapa bentuk geometri yang sederhana, integrasi terhadap sudut dapat dilakukan secara analitik. Persamaan transport dipecahkan sesuai dengan karakter fisis neutron dalam rentang energi tersebut. Perhitungan spektrum neutron dengan menggunakan 70 grup energi sedangkan untuk penanganan daerah termal, energi dibagi ke dalam 48 grup. Untuk perhitungan daerah energi cepat digunakan data penampang lintang mikroskopik yang didapatkan dari library SLAROM, sedangkan untuk perhitungan daerah energi termal kita menggunakan data hasil eksperimen ENDF/B VI dan diolah dengan menggunakan Code System NJOY97.0. Sebagai contoh perhitungan kita tinjau sel berbentuk silinder satu dimensi, yang dibagi ke dalam tiga daerah, yaitu untuk bahan bakar, satu daerah untuk struktur dan untuk bahan pendingin. Proses perhitungan sel bahan bakar ditangani dengan menggunakan persamaan linier.

Kata kunci : probabilitas tumbukan, persamaan transport neutron, energi termal

Abstract

Like in the most nuclear cell homogenization, integral transport equation is also used to solve the neutron transport problem, especially by using collision probability method. This method has the advantage that for relatively simple geometry the angular integration may be carried out analytically. Neutron transport equation was solved in accordance with the physical neutron characteristic in its energy range. The neutron spectrum calculation used 70 energy group and for thermal energy range the energy was divided into 48 energy groups. For calculation in the fast energy range we used microscopic cross section data from SLAROM library, while for thermal energy range we used experiment data from ENDF/B VI and then we interpreted it with the use of Code System NJOY97.0. As an example calculation we considered one-dimensional cylindrical cell which was divided into 3 regions i.e., for fuel, cladding, and coolant. The nuclear cell homogenization calculation was treated by the use of linear equation.

Keywords: collision probability, neutron transport equation, thermal energy

1. Pendahuluan

Studi perancangan reaktor nuklir biasanya menyangkut beberapa langkah analisis seperti analisis netronik termasuk perhitungan difusi/transport, analisis burn-up, analisis keadaan tunak thermal-hidraulic dan akhirnya analisis keamanan yang bisa ditunjukkan dengan simulasi kecelakaan reaktor nuklir^{1,2}. Dalam analisis di atas penggunaan grup konstan yang sesuai sangat penting. Banyak perhitungan yang rumit harus dilakukan untuk memproses data nuklir mentah dari pustaka standar seperti ENDF/B atau JENDL, dimasukkan ke pustaka perhitungan sel standar (menggunakan pendekatan Bondarenko)^{2,3} dan kemudian dilakukan perhitungan sel homogenisasi untuk menghasilkan grup konstan yang sesuai untuk

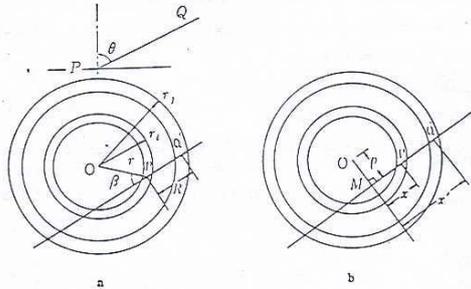
konfigurasi pin bahan bakar/kumpulan bahan bakar tertentu.

Tahap awal dari penelitian ini adalah diperolehnya spektrum untuk suatu reaktor termal. Penelitian ini akan dilanjutkan sampai diperolehnya seluruh grup konstan untuk reaktor termal.

2. Formulasi Matematika

Untuk kode homogenisasi sel bahan bakar, persamaan transport integral multi grup dipecahkan dengan menggunakan metoda probabilitas tumbukan. Setelah spektrum neutron cepat dihitung, maka hasil termalisasi dari neutron cepat akan menjadi sumber untuk penghitungan spektrum neutron termal, dan juga setelah penghitungan neutron termal selesai dilakukan komponen neutron fisi termal yang dihasilkan

menjadi sumber baru untuk perhitungan di daerah neutron cepat, begitu seterusnya sampai kondisi konvergen tercapai.



Gambar 1. Pemodelan Untuk Silinder 1 Dimensi

Berdasarkan variabel dari Gambar 1.b, elemen matriks CP (*Collision Probability*) dihitung dengan menggunakan persamaan sbb.

$$P_{ij} = \frac{2}{V_i} \int_0^{r_i} d\rho \int_0^\pi d\theta \int_{x_{j-1}}^{x_j} dx \int_{x_{j-1}}^{x_j} dx' \Sigma_j \left(\exp\left(-\frac{x}{\sin \theta}\right) - \int_{x'}^{x'} \Sigma(t) dt \right) + \exp\left(-\frac{-x}{\sin \theta}\right) \quad (1)$$

dimana

$$x_i = \sqrt{r_i^2 - \rho^2} \quad , \text{ untuk } r_i > \rho$$

$$x_i = 0 \quad , \text{ untuk } r_i < \rho$$

Untuk kasus $r_j > r_i$, jarak optik yang muncul dalam suku eksponensial akan menjadi :

$$\int_x^{x'} \Sigma(t) dt = \Sigma_i (x_{i-1} - x) + \Sigma_j (x' - x'_j) + \sum_{k=j+1}^{i-1} \lambda_k$$

$$\int_{-x}^x \Sigma(t) dt = \Sigma_i (x - x_{i-1}) + \Sigma_j (x_j - x') + \sum_{k=1}^{i-1} \lambda_k + \sum_{k=1}^{i-1} \lambda_k \quad (2)$$

dengan $\lambda_k = \Sigma_k (x_k - x_{k-1})$

Kemudian diintegrasikan terhadap x dan x' dan didapat :

$$P_{ij} = \frac{2}{\Sigma_i V_i} \int_0^{r_i} d\rho \int_0^{\pi/2} \sin \theta d\theta \left(1 - \exp\left(-\frac{\lambda_j}{\sin \theta}\right) \right) *$$

$$\left[\exp\left(-\frac{\sum_{k=i+1}^{j-1} \lambda_k}{\sin \theta}\right) + \exp\left(-2 \sum_{k=1}^{i-1} \lambda_k + \lambda_i + \frac{\sum_{k=i+1}^{j-1} \lambda_k}{\sin \theta}\right) \right] \quad (3)$$

Sekarang diperkenalkan fungsi Bickley-Naylor²⁾:

$$K_{in}(x) = \int_0^{\pi/2} d\theta \sin^{n-1} \theta \exp\left(-\frac{x}{\sin \theta}\right)$$

Bentuk akhir dari P_{ij} untuk kasus $r_i < r_j$ adalah sebagai berikut :

$$P_{ij} = \frac{2}{\Sigma_i V_i} \int_0^{r_i} d\rho \{ K_{i3}(\lambda_{ij}^1) - K_{i3}(\lambda_{ij}^1 + \lambda_i) - K_{i3}(\lambda_{ij}^1 + \lambda_j) + K_{i3}(\lambda_{ij}^1 + \lambda_i + \lambda_j) + K_{i3}(\lambda_{ij}^2) - K_{i3}(\lambda_{ij}^2 + \lambda_i) - K_{i3}(\lambda_{ij}^2 + \lambda_j) + K_{i3}(\lambda_{ij}^2 + \lambda_i + \lambda_j) \} \quad (4)$$

dengan

$$\lambda_{ij}^1 = \sum_{k=i+1}^{j-1} \lambda_k$$

$$\lambda_{ij}^2 = \sum_{k=1}^{i-1} \lambda_k + \sum_{k=1}^{j-1} \lambda_k \quad , \text{ untuk } r_i < r_j \quad (5)$$

Untuk kasus $r_i > r_j$ jarak optik akan berbeda daripada untuk kasus $r_j > r_i$ karena Q terletak di bagian dalam dari P , sehingga $x' < x$. Bentuk akhir dari P_{ij} untuk kasus $r_i > r_j$, dengan bentuk yang hampir sama dengan persamaan (4) tetapi λ_{ij}^1 dalam persamaan (5) harus diganti dengan :

$$\lambda_{ij}^1 = \sum_{k=j+1}^{i-1} \lambda_k \quad , \text{ untuk } r_i > r_j$$

Untuk kasus sel i bertepatan dengan sel j , jarak optik dapat disederhanakan menjadi :

$$\left| \int_x^{x'} \Sigma(t) dt \right| = \begin{cases} \Sigma_i (x' - x) & \text{ untuk } x' > x \\ \Sigma_i (x - x') & \text{ untuk } x' < x \end{cases}$$

dengan

$$\int_{-x}^{x'} \Sigma(t) dt = \Sigma_j (x' - x) + \Sigma_i (x - x_{i-1}) + 2 \sum_{k=1}^{i-1} \lambda_k$$

Dengan menggunakan fungsi K_{in} diperoleh bentuk akhir dari P_{ii} sebagai berikut :

$$P_{ii} = \frac{2}{\Sigma_i V_i} \int_0^{r_{i-1}} d\rho [2\lambda_i - 2K_{i3}(0) + 2K_{i3}(\lambda_i) + K_{i3}(\lambda_{ii}) - 2K_{i3}(\lambda_{ii} + \lambda_i) + K_{i3}(\lambda_{ii} + 2\lambda_i)] + \frac{2}{\Sigma_i V_i} \int_{r_{i-1}}^{r_i} d\rho \{ 2\lambda_i - K_{i3}(0) + K_{i3}(2\lambda_i) \}$$

dengan $\lambda_{ii} = 2 \sum_{k=1}^{i-1} \lambda_k$ (6)

Penelitian tentang spektrum energi neutron di bawah beberapa eV menyebabkan kita terlibat lebih jauh ke dalam kesukaran dari proses hamburan neutron alami. Untuk energi rendah gerak termal dari inti tidak bisa lagi diabaikan. Energi neutron lambat atau termal sebanding dengan energi ikat atom di dalam molekul atau kristal^{1,4,5}, dan karena itu neutron akan cenderung berinteraksi dengan kumpulan atom daripada dengan inti tunggal. Sangat sukar untuk menentukan penampang lintang karakteristik hamburan dari neutron termal, dan penampang lintang sedemikian akan bergantung kepada energi neutron dan sudut hambur.

Penampang lintang neutron termal sukar ditentukan secara analitik karena bergantung sangat sensitif kepada temperatur dan keadaan kimia dari material penghambur. Meskipun begitu informasi penampang hamburan telah ditabelkan dan disimpan dalam set data nuklir seperti ENDF/B. Bentuk biasa dari penampang lintang diferensial $\sigma_s(E' \rightarrow E, \mu)$ dalam bentuk kuantitas $S(\alpha, \beta)$ dikenal sebagai *scattering law*^{1,2,5}, untuk material tertentu :

$$\sigma_s(E' \rightarrow E, \mu) = \frac{\sigma_b}{4\pi kT} \left(\frac{E}{E'} \right)^{\frac{1}{2}} \exp\left(-\frac{\beta}{2} \right) S(\alpha, \beta) \quad (7)$$

Arti dari variabel diatas :

- μ : cosinus sudut hambur
- σ_b : penampang lintang atom terikat
 $\equiv \sigma_{free} = (1 + 1/A)^2$
- E : energi neutron terhambur
- E' : energi neutron awal
- α : momentum transfer
 $\equiv (E' + E - 2\mu\sqrt{E'E}) / kT$
- β : energi transfer $\equiv (E' - E) / kT$

$S(\alpha, \beta)$ bergantung kepada bentuk kesukaran dalam struktur rinci dan dinamika dari material hamburan. Kuantitas $S(\alpha, \beta)$ ini dihitung dengan menggunakan pendekatan Gaussian¹, yaitu :

$$S_s(\alpha, \beta) = \frac{1}{2\pi} \int_{-\infty}^{\infty} d\tau e^{i\beta\tau} \exp[-\alpha w^2(\tau)]$$

$$w^2(\tau) \equiv \int_{-\infty}^{\infty} \frac{d\beta \rho(\beta)}{\beta \sinh(\beta/2)} \left[\cosh\left(\frac{\beta}{2}\right) - \cos\left(\frac{\beta}{2}\right) \right] \quad (8)$$

Seluruhnya bergantung kepada hamburan neutron dalam gerak atom suatu moderator yang

terkandung didalam fungsi $\rho(\beta)$ atau sebanding dengan $\rho(\omega), \omega = kT\beta/\hbar$.

3. Hasil dan Pembahasan

Sebagai contoh perhitungan digunakan sel bahan bakar yang berbentuk silinder satu dimensi, yang dibagi ke dalam 3 daerah, yaitu bahan bakar, struktur dan pendingin. Parameter dari sel yang dianalisis dapat dilihat pada tabel di bawah ini :

Tabel 1. Parameter sel silinder kosentrik 1 dimensi

	Region 1	Region 2	Region 3
Jumlah mesh	4	1	1
Jari-jari (cm)	0.448	0.506	0.604
Jumlah nukleus	8	9	2

Jika plutonium diperkaya 20%, rapat atom untuk nukleus dapat dilihat pada Tabel 2. Grafik spektrum neutron untuk seluruh rentang energi dapat dilihat pada Gambar 2, sedangkan grafik spektrum neutron pada rentang energi termal dapat dilihat pada Gambar 3.

Jika plutonium diperkaya 10%, rapat atom untuk nukleus dapat dilihat pada Tabel 3. Grafik spektrum neutron untuk seluruh rentang energi dapat dilihat pada Gambar 4, sedangkan grafik spektrum neutron pada rentang energi termal dapat dilihat pada Gambar 5.

Untuk grup energi, biasanya digunakan grup dengan nomor kecil untuk rentang energi paling tinggi dan grup dengan nomor besar untuk rentang energi paling rendah.

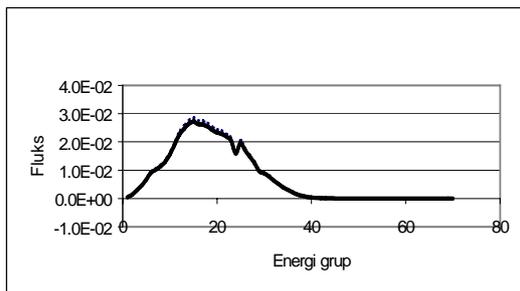
Menurut karakteristiknya, distribusi spektrum neutron di teras akan berbentuk komposisi fungsi Bessel dan fungsi cosinus yang berlaku baik, apabila bahan bersifat seragam. Tetapi karena variasi dari komposisi bahan di tiap-tiap daerah teras maka distribusi spektrum neutron mengalami perubahan. Sedangkan fluks neutron pada energi termal, menurut karakteristiknya akan berbentuk distribusi Maxwell-Boltzmann. Tetapi dari hasil simulasi terdapat perbedaan. Hal ini disebabkan karena adanya daerah resonansi dari bahan bakar saat memasuki daerah energi termal. Ini dapat dilihat dari penampang lintang makroskopik total (pada Gambar 6), dimana terdapat lonjakan penampang lintang total yang sangat tinggi saat memasuki daerah energi termal.

Tabel 2. Rapat Atom Untuk Setiap Nukleus (untuk Plutonium yang diperkaya 20%)

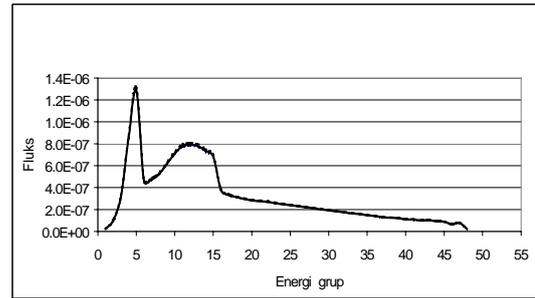
Daerah	Kode Nucleus	Rapat Atom Nukleus	Daerah	Kode Nucleus	Rapat Atom Nukleus
Bahan bakar	U-235	2.00E-04	Struktur	C(nat)	8.20E-04
	U-238	2.82E-02		Si(nat)	3.50E-04
	Pu-238	1.00E-06		Cr(nat)	0.011
	Pu-239	2.30E-03		Mn(nat)	4.20E-04
	Pu-240	5.02E-03		Fe(nat)	0.0709
	Pu-241	2.20E-04		Ni(nat)	4.50E-04
	FP-949	1.00E-04		Mo(nat)	5.00E-04
	C(nat)	0.034		W(nat)	1.30E-04
Pendingin	C(nat)	0.033		B-10	1.00E-04
	Bi(nat)	1.00E-04			

Tabel 3. Rapat Atom Untuk Setiap Nukleus (untuk Plutonium yang diperkaya 10%)

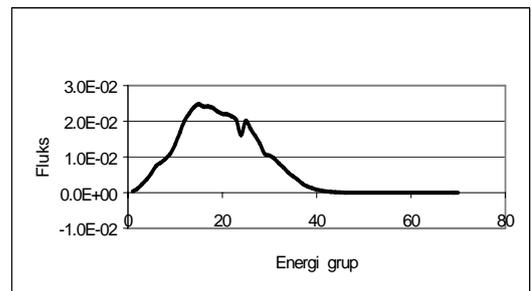
Region	Kode Nucleus	Rapat Atom Nukleus	Region	Kode Nucleus	Rapat Atom Nukleus	
Bahan bakar	U-235	2.28E-04	Struktur	C(nat)	8.20E-04	
	U-238	3.21E-02		Si(nat)	3.50E-04	
	Pu-238	4.77E-07		Cr(nat)	0.011	
	Pu-239	1.10E-03		Mn(nat)	4.20E-04	
	Pu-240	2.40E-03		Fe(nat)	0.0709	
	Pu-241	9.55E-05		Ni(nat)	4.50E-04	
	FP-949	1.00E-04		Mo(nat)	5.00E-04	
	C(nat)	0.034		W(nat)	1.30E-04	
	Pendingin	C(nat)		0.033	B-10	1.00E-04
		Bi(nat)		1.00E-04		



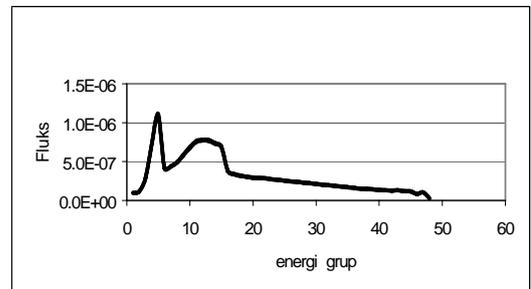
Gambar 2. Grafik Spektrum Neutron Untuk Seluruh Rentang Energi (untuk Plutonium yang diperkaya 20%)



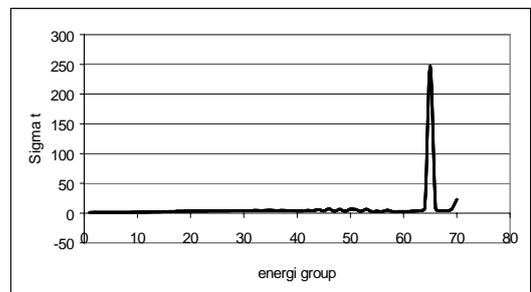
Gambar 3. Grafik Spektrum Neutron Pada rentang Energi Termal (untuk Plutonium yang diperkaya 20%)



Gambar 4. Grafik Spektrum Neutron Untuk Seluruh Rentang Energi (untuk Plutonium yang diperkaya 10%)



Gambar 5. Grafik Spektrum Neutron Pada Rentang Energi Termal (untuk Plutonium yang diperkaya 10%)



Gambar 6. Grafik Penampang Lintang Makroskopik Total dari bahan bakar yang diperkaya 20%.

4. Kesimpulan dan Langkah Lebih Lanjut

4.1 Kesimpulan

- a. Metoda probabilitas tumbukan sangat unggul untuk memecahkan persamaan transpor neutron untuk geometri silinder atau geometri lain yang memiliki simetri, karena integrasi sudut dapat dilakukan secara analitik.
- b. Nilai spektrum neutron sangat dipengaruhi oleh komposisi dari nukleus yang digunakan di setiap region dan fraksi volume bahan bakar dalam hal ini diwakili oleh densitas atom.
- c. Pada saat memasuki daerah energi termal terjadi penurunan nilai fluks dikarenakan absorpsi yang dikarenakan adanya lonjakan nilai penampang makroskopik total (*resonansi*) dari bahan bakar (khususnya inti plutonium).

4.2 Langkah Lebih Lanjut

Langkah lebih lanjut yang akan dilakukan adalah pengembangan program ini untuk dapat

menghitung seluruh konstanta grup dari reaktor termal dan membuat suatu database penampang lintang mikroskopik untuk semua nukleus dari data ENDF/B VI.

Daftar Pustaka

1. James. J. Duderstadt & Louis. J. H, *Nuclear Reactor Analysis*, John Willey & Sons, Inc. New York, 1976.
2. K. Tsuchihashi et. al, *Revised SRAC Code System*, JAERI 1302, 1986.
3. Zaki Su'ud, *Pengembangan Kode Komputer Untuk Pemrosesan Grup Konstan*, Prosiding Seminar Komputasi dalam Sains dan Teknologi Nuklir VI 1996.
4. J. R. Lamars, *Introduction to Nuclear Reactor Physics*, Addison-Wesley Pub. 1972.
5. Oak Ridges National Laboratory, *NJOY 97.0 Code System for Producing Pointwise and Multigroup Neutron and Photon Cross Section from ENDF/B Data*, (1997)