

BIRUNI : PROGRAM KOMPUTER UNTUK GENERASI KONSTANTA TERMAL SATUAN SEL SILINDRIS

Syaiful Tavip*, Prayoto*, Sri Kuntjoro**, Uju Jujuratisbela**.

*FMIPA Universitas Gajah Mada-Yogyakarta

** Pusat Reaktor Serba Guna - Badan Tenaga Atom Nasional

ABSTRAK

BIRUNI: PROGRAM KOMPUTER UNTUK GENERASI KONSTANTA TERMAL SATUAN SEL SILINDRIS. Telah dibuat program komputer dengan nama BIRUNI untuk menghitung konstanta grup termal sel reaktor berbentuk silinder annular. Cara yang digunakan adalah dengan memecahkan persamaan integral transport neutron dalam daerah energi termal dengan anggapan hamburan isotropik. Sel reaktor yang tidak berbentuk tepat silinder dapat dianggap silinder dengan menerapkan syarat batas putih pada batas terluar sel. Konstanta yang diperoleh digunakan sebagai salah satu masukan dalam perhitungan multigrup teras reaktor keseluruhan.

ABSTRACT

BIRUNI: COMPUTER PROGRAMME FOR THERMAL CONSTANT GENERATION WITH CYLINDRICAL CELL UNIT. The computer program BIRUNI has been made for calculating thermal group constants of cylindrical lattices by solving neutron integral transport equation in thermal energy region with isotropic scattering assumption. Hexagonal and square lattices group constants can be calculated by using white boundary condition.

PENDAHULUAN

Salah satu perhitungan yang diperlukan dalam perencanaan teras reaktor adalah perhitungan distribusi fluks neutron dan daya yang dibangkitkan. Perhitungan ini biasanya dilakukan dengan memecahkan persamaan difusi multigrup. Perhitungan dengan metoda ini memerlukan parameter yang harus ditentukan terlebih dahulu dan sangat menentukan ketepatan hasil perhitungan akhir. Parameter ini disebut konstanta grup, adalah besaran-besaran khas nuklir medium reaktor seperti tampang lintang makroskopik, koefisien difusi, Secara umum konstanta dari suatu grup energi neutron g dengan $E_g < E < E_{g-1}$ dihitung menurut rumus :

$$\Sigma_g(r) = \frac{\int_{E_g}^{E_{g-1}} \Sigma(r,E) \Phi(r,E) dE}{\int_{E_g}^{E_{g-1}} \Phi(r,E) dE} \quad (1)$$

di mana :

$\Phi(r,E)$ = Fluks neutron pada titik r dan berenergi E

$\Sigma(r,E)$ = Tampang lintang makroskopik medium di titik r dan energi E .

Dewasa ini, kebanyakan teras reaktor tersusun atas struktur yang sangat heterogen. Perilaku

an rinci heterogenitas ini dalam penyelesaian persamaan difusi neutron multigrup akan menimbulkan kesukaran. Hal ini disebabkan teras harus dibagi dalam titik titik mesh yang sangat banyak sehingga diperlukan komputer dengan kapasitas memori yang sangat besar. Kesulitan yang lebih mendasar lagi adalah heterogennya bahan bakar dan batang kendali yang bersifat sangat menyerap neutron sehingga pemakaian persamaan difusi menjadi tidak memadai.

Untuk mengatasi kesulitan diatas, teras reaktor harus dihomogenisasi terlebih dahulu. Tentu saja tidak seluruh teras dihomogenisasi tapi hanya bagian-bagian yang sangat heterogen secara nuklir. Bagian-bagian ini biasa disebut satuan sel.

Homogenisasi dikerjakan dengan menghitung konstanta grup satuan sel memakai metoda yang akurat. Hasilnya kemudian digunakan dalam perhitungan teras keseluruhan tanpa memperdulikan lagi struktur sel yang heterogen.

PENYELESAIAN PERSAMAAN INTEGRAL TRANSPORT

Konstanta grup sel adalah tampang lintang makroskopik atau besaran lainnya dalam daerah termal yang dapat mewakili sel dalam penyelesaian persamaan multigrup teras. Konstanta grup termal didefinisikan sebagai:

$$\Sigma_{\text{termal}} \langle sel \rangle = \frac{\int_0^{E^*} \int V E(r,E) \Phi(r,E) dE dV}{\int_0^{E^*} \int V \Phi(r,E) dE dV} \quad (2)$$

Dari persamaan (1) dapat dilihat bahwa untuk menghitung konstanta grup, $\Phi(r,E)$ harus diketahui terlebih dahulu. Hal ini cukup merepotkan mengingat justru $\Phi(r,E)$ adalah besaran yang hendak dicari dengan persamaan multigrup. Untuk itu perlu diadakan penaksiran harga $\Phi(r,E)$ yang mendekati harga sebenarnya.

Untuk mendapat harga $\Phi(r,E)$ pendekatan pada persamaan (2), diselesaikan persamaan *transport neutron* dalam bentuk integral dengan mengambil beberapa anggapan. Persamaan *transport neutron* dalam keadaan mantap (*steady state*) daerah termal dengan menganggap hamburan dan sumber isotropik adalah :

$$\Omega \cdot \nabla \Phi(r,E) + \Sigma(r,E) \Phi(r,E) = \frac{1}{4} \pi \int_0^{E^*} \int_{4\pi} \Sigma_s(r,E',E) \Phi(r,E',\Omega') d\Omega' dE' + \frac{S(r,E)}{4\pi} \quad (3)$$

$S(r,E)$ = Sumber neutron pelambatan dari energi di atas termal.

$\Sigma_s(r,E',E)$ = Tampang lintang hamburan diferensial medium di r untuk perubahan energi.

Persamaan (3) dapat ditulis dalam bentuk integral menjadi:

$$\Phi(r,E) = \int_V T(r,r',E) \left[\int_0^{E^*} \Sigma(r',E',E) \Phi(r',E') dE' + S(r',E) \right] dV \quad (4)$$

$$T(r,r',E) = \frac{\exp - \left[\int_0^{|r-r'|} \Sigma_t(r-s, \frac{r-r_s}{|r-r_s|}, E) ds \right]}{4\pi |r-r'|^2} \quad (5)$$

dengan $T(r',r,E)$ = Kernel transport t ; peluang neutron berenergi E dititik r' akan mencapai r tanpa mengalami tumbukan sebelumnya.

Persamaan (3) sekarang dapat diselesaikan secara numerik untuk suatu satuan sel dengan menganggap tidak ada aliran *netto* neutron keluar.

Persamaan (3) dapat ditulis dalam bentuk multigrup.

$$\Phi_g(r) = \int_V T(r,r',E_g) \left[\sum_{g'=1}^G \Sigma_{sg'g}(r') \Phi_{g'}(r') + S_g(r') \right] dv \quad \leq g \leq G. \quad (6)$$

Untuk menangani variabel ruang, sel di-bagi menjadi N daerah dan dengan menganggap semua besaran konstan pada setiap daerah, persamaan (6) dapat ditulis dengan

$$\Phi_{ng} = \sum_{m=1}^N T_{mn} \sum_{g'=1}^G \Sigma_{sg'g} \Phi_{mg'} + S_{mg} \quad (7)$$

Di sini T_{mn} dapat diartikan sebagai koefisien *koupling* neutron antara daerah m dan n . Bila didefinisikan

$P_{mn}(E)$ = Peluang suatu neutron berenergi E yang muncul didaerah m akan mengalami tumbukan pertamanya didaerah n , maka dapat dinyatakan

$$P_{mn}(E) = V_n/V_m \sum_t^n (E) T_{mn}(E) \quad (8)$$

$P_{mn}(E)$ disebut juga sebagai peluang tumbukan sekali loncat (*first flight collision probability*).

Persamaan integral transport sekarang berubah bentuknya menjadi persamaan linear simultan yang secara mudah dapat diselesaikan dengan cara iterasi.

Dalam perhitungan, sel dianggap terletak di antara sel yang seragam dengan jumlah tak terhingga banyaknya, dengan demikian tidak ada aliran neutron netto keluar dari sel. Dengan anggapan ini, persamaan (7) harus memenuhi syarat bahwa neutron yang diserap harus sama dengan neutron yang berasal dari sumber pelambatan di atas energi termal. Persyaratan ini dapat dituliskan dalam bentuk matematik:

$$\int_0^{E^*} \int_V \Sigma(r,E) \Phi(r,E) dE dV = \int_0^{E^*} \int_V S(r,E) dE dV \quad (9)$$

Syarat batas

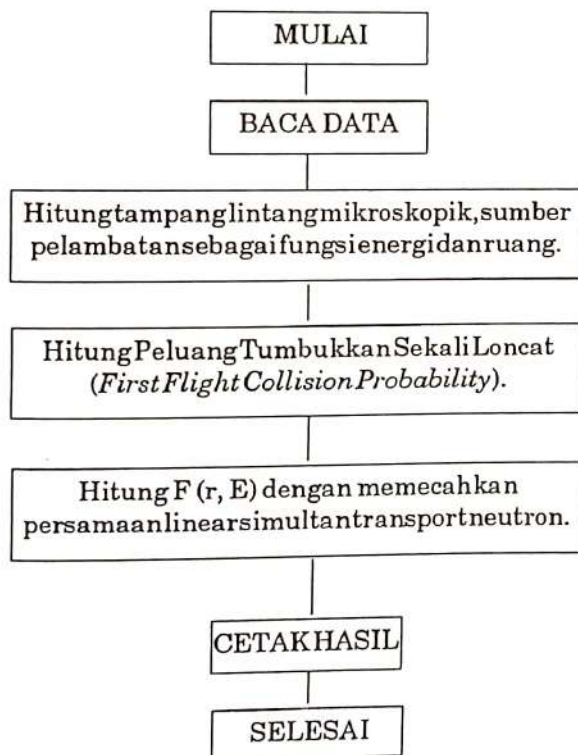
Apabila suatu neutron yang dipancarkan dalam daerah sel mencapai batas terluar sel, maka ia akan dipantulkan kembali ke dalam sel. Arah pantulan tergantung pada arah datangnya dan neutron akan bergerak terus sampai akhirnya ia hilang lenyap diserap oleh medium.

Hal ini merupakan konsekuensi dari anggapan tidak ada aliran neutron *netto* keluar dari sel

(tidak ada bocoran). Batas terluar seperti ini disebut batas pantul sempurna.

Untuk sel-sel berbentuk hexagonal dan bujur sangkar ataupun bentuk silindris lain (seragam pada sumbu aksial), perhitungan dapat disederhanakan dengan menganggap sel berbentuk tepat silinder. Untuk penyederhanaan seperti ini, Honeck (1962) dan Takahashi (1966) menyarankan pemakaian syarat batas lain, yakni syarat batas putih. Dengan syarat batas putih, neutron yang mencapai batas terluar sel akan kembali ke dalam sel dengan distribusi arah gerak isotropik (tidak tergantung pada arah datang).

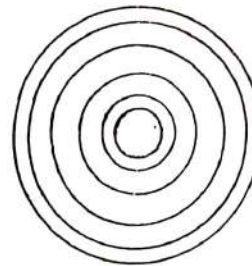
Semua tahapan perhitungan diatas diimplementasikan dalam suatu program komputer yang ditulis dalam bahasa FORTRAN 77 dan diberi nama BIRUNI dengan diagram alir seperti terlihat pada gambar 1.



Gambar 1. Diagram alir utama Program BIRUNI.

Perhitungan dibatasi hanya pada satuan sel silindris annular sampai dengan 20 daerah (lihat gambar 2).

Data tampang lintang mikroskopik diambil dari pustaka (Stammler, 1966). Tampang lintang hamburan diferensial yang dipakai adalah tampang lintang model Brown-St. John.



Gambar 2. Model sel annular.

PEMBAHASAN DAN KESIMPULAN

Program BIRUNI telah diterapkan untuk menghitung distribusi fluks termal dan konstanta grup suatu sel Y06 dengan susunan bahan bakar dan geometri seperti tertera pada tabel 1 dan 2.

Dari hasil yang diperoleh (lihat gambar 3 dan tabel 3), nampak bahwa fluks neutron mengalami penurunan drastis pada bahan bakar.

Tabel 1. Data Geometri Sel Y06 (Stammler,

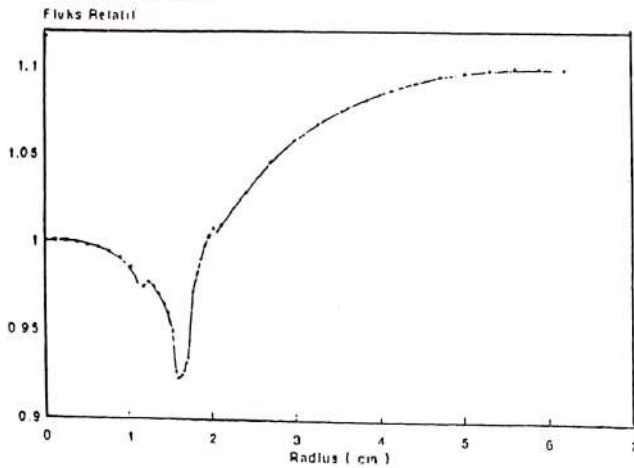
Daerah	Radius dalam (cm)	Radius luar (cm)
Tabung Al bag. dalam	1,05	1,20
Tabung bahan bakar	1,45	1,55
Kelongsong Al	1,55	1,75
Bahan bakar	1,75	1,85
Kelongsong Al bagian luar	2,05	2,15

Tabel 2. Data bahan sel Y06 (Stammler, 1966)

Daerah	Rapat atom 10^{24} atom/cm ³
Bahan bakar	U diperkaya 3%
	U ²³⁵ : 0,000963
	U ²³⁸ : 0,04685
Kelongsong Moderator	Al : 0,06034
	D : 0,0661
	H : 0,0003
	O : 0,03324

Hal ini dapat dimengerti karena bahan bakar memiliki tampang lintang serapan yang tinggi

di daerah energi termal. Di daerah moderator, fluks relatif lebih tinggi karena selain memiliki tampang lintang serapan rendah di daerah ini terjadi proses pelambatan neutron dari daerah energi di atas termal.



Gambar 3. Grafik fluks sel YO6.

Tabel 3. Hasil perhitungan konstanta termal YO6.

Σ_a	=	0,065 cm ⁻¹
$\eta \Sigma_f$	=	0,0101 cm ⁻¹
Σ_s	=	0,0038 cm ⁻¹
D	=	0,9026 cm

Sebagai uji coba, juga telah dilakukan pengujian hasil yang diperoleh BIRUNI dengan hasil program K-7 THERMOS.

Faktor rugi fluks adalah perbandingan antara fluks rata-rata di moderator dengan fluks rata-rata di dalam bahan bakar. Bahan dan geometri sel yang digunakan sebagai perbandingan dapat dilihat pada tabel 4.

Dan pada tabel 5, dapat dilihat bahwa hasil perhitungan BIRUNI tidak berbeda banyak dengan hasil yang diperoleh K-7 THERMOS.

AFTARPUSTAKA

1. CARLVIK, I., *A method for calculating collision probability in general cylindrical geometry and application to flux distribution and Dancoff factors*, PROCEEDING 3rd INT. CONF. PEACEFUL USES ATOM ENERGY, Geneva, 1965.
2. DUDERSTADT, S.D. dan HAMILTON, L. J., *Nuclear Reactor Analysis*, John Wiley & Sons, 1976.
3. HONECK, H. C., *The calculation of thermal utilization and disadvantage factor in Uranium water lattices*, LIGHT WATER REACTOR, IAEA Technical Report Series No.12., Wina, 1962.

Tabel 4. Data sel YO (Stammeler, 1966)

Daerah	Rapat atom bahan 10 ²⁴ atom/cm ³	radius (cm)
Bahan bakar	U alam	1,25
	U 235 : 0,0003395	
	U 238 : 0,047472	
Kelongsong	Al : 0,06023	1,35
Moderator	D2O 95%	
	D : 0,06615	
	H : 0,00033	
	O : 0,03324	

Tabel 5. Hasil perhitungan faktor rugi fluks sel YO.

Sel	Pitch	BIRUNI	K-7
			THERMOS
YO1	8,0	1,468	1,464
YO2	9,9	1,539	1,536
YO3	11,3	1,583	1,579
YO4	14,0	1,652	1,644
YO5	16,0	1,694	1,683

Perbedaan yang ada banyak disebabkan oleh pemakaian metoda dan model yang tidak persis sama.

Ketelitian hasil perhitungan BIRUNI banyak bergantung pada jumlah mesh ruang yang digunakan. Hal ini berhubungan dengan anggapan bahwa fluks di setiap segmen (mesh ruang) adalah konstan. Semakin banyak mesh yang digunakan (tebal mesh menjadi lebih kecil), perhitungan akan menjadi lebih teliti. Secara umum BIRUNI masih perlu dikembangkan lagi baik dari segi luas masalah yang dapat dipecahkan ataupun dari segi akurasi hasil perhitungan.

4. STAMMLER, R. J. J., TAKAE., S. M., WEISS, Z. J., *Neutron Thermal in Reactor Lattices : An NPY-Project Report*, IAEA Technical Report Series, Wina 1966.
5. TAKAHASHI, H. *The generalized first collision probability in cylindrical lattice system*, NUCLEARSCIENCEANDENGINEERING Vol.24 hal 60-71, 1966.

DISKUSI

Martias Nurdin:

Groupes sensitivity studies dalam membuat *collapsy groupes*, bagaimana hasilnya, dan apakah ketelitiannya sudah dianalisa,?

Syaiful Tavip :

Kami (sementara ini) tidak mengkolapsi data mikroskopi cross-section dari grup yang sangat banyak (seperti pada ENDF/B). Kami mengambil data mikroskopik C.S. dan pada rangetermal 0 - 1 eV (= 30 grup).

Hal yang ditanyakan akan dijadikan masukan dalam penelitian selanjutnya.