

## PENENTUAN KONSTANTA PELURUHAN NEUTRON SEREMPAK ( $\beta//$ ) RSG-GAS

Tukiran S., Tagor M.S., Zuhair, Uju Jujuratisbela  
Pusat Reaktor Serba Guna - BATAN

### ABSTRAK

**PENENTUAN KONSTANTA PELURUHAN NEUTRON SEREMPAK (  $\beta//$  ) RSG-GAS.** Konstanta peluruhan neutron serempak merupakan parameter yang sangat penting dalam sistem reaktor nuklir karena berhubungan erat dengan desain dan keselamatan operasi reaktor. Nilai konstanta peluruhan neutron serempak untuk suatu sistem reaktor nuklir pada umumnya tertentu dan untuk RSG-GAS menurut perhitungan Interatom adalah 124,8/detik. Untuk membuktikan keakuratan nilai tersebut dilakukan verifikasi baik secara eksperimen maupun perhitungan. Dalam makalah ini dibahas tentang penentuan konstanta peluruhan neutron serempak RSG-GAS berbahan bakar uranium oksida dengan perhitungan, yaitu dengan kombinasi program perhitungan sel WIMSD/4 dan program integral kinetik ADJOINT-2D. Model "multi slab 1-D" digunakan untuk program WIMSD/4 dengan sel satuan terdiri dari meat, cladding Al, moderator H<sub>2</sub>O dan extra region. Pada pemodelan yang dilakukan, satu elemen bahan bakar terdiri dari 21 plat elemen bakar yang dibuat menjadi 21 slab material yang tersusun berurut. Hasil konstanta kelompok yang diperoleh dari program WIMSD/4 adalah tampang lintang makroskopik untuk penyerap, fisi, transport serta hamburan dalam 4 kelompok energi neutron. Kecepatan neutron untuk setiap material teras dihitung dengan menggunakan pembobotan fluks neutron dalam 56 kelompok energi. Nilai konstanta peluruhan neutron serempak yang dihitung dengan program ADJOINT-2D adalah 124,6/detik. Hasil perhitungan ini dapat diterima karena persen ralat yang diperoleh hanya 0,2 %, sehingga perhitungan ini dapat digunakan sebagai verifikasi hasil perhitungan Interatom.

### ABSTRACT

**DETERMINATION OF THE PROMPT NEUTRON DECAY CONSTANT (  $\beta//$  ) OF THE RSG-GAS.** The prompt neutron decay constant is a very important parameter in the nuclear reactor system because it is related to the safety design of reactor. Usually, the prompt neutron decay constant number for a nuclear reactor system is certain, for RSG-GAS according to Interatom's calculation is 124.8/s. For proving the accuracy of the number is usually used with verification of experiment or calculation result. In this paper, it's studied about determination of prompt neutron decay constant of the RSG-GAS, uranium oxide fuel, by calculation. The calculation was done by combining the cell calculation program, WIMSD/4 code and kinetic integral program, ADJOINT-2D code. The model multi slab 1-D was used for input WIMSD/4 code and unit cell consists of meat, Al cladding, moderator and extra region. In that model, a fuel element consists of 21 element plates, was made to become 21 material slabs. The group constants which result from WIMSD/4 code were macroscopic cross-section of absorption, fisi, transport and scattering in 4 energy groups of neutron. The neutron velocity for each core material was calculated by using neutron flux weight in 56 energy groups. The number of prompt neutron decay constant which was calculated by ADJOINT-2D code is 124.6/s. The result of calculation can be accepted because deviation is just 0.2 %, so the calculation can be used for verification of the Interatom's calculation.

## PENDAHULUAN

Parameter kinetik, khususnya perbandingan antara fraksi neutron kasip ( $\beta$ ) dengan umur rerata neutron serempak ( $l$ ) adalah parameter yang sangat penting pada sistem reaktor nuklir. Perbandingan ini sering disebut konstanta peluruhan neutron serempak. Besaran ini sangat berhubungan dengan disain dan keselamatan operasi reaktor, sehingga sering digunakan dalam perhitungan keselamatan reaktor. Secara disain harga konstanta peluruhan neutron serempak RSG-GAS telah ditentukan oleh Interatom sebesar  $124.8/s$ <sup>1)</sup>. Untuk membuktikan keakuratan nilai ini maka perlu diverifikasi. Verifikasi dapat dilakukan dengan cara eksperimen atau perhitungan.

Jujuratisbela menghitung nilai usia neutron rerata serempak RSG-GAS ( $l$ ) dengan menggunakan program LIPET<sup>2),3)</sup>. Program ini menggunakan teori gangguan yang merupakan paket program satu dimensi. Dalam makalah ini yang dibahas adalah penentuan konstanta peluruhan neutron serempak ( $\beta/l$ ) RSG-GAS dengan cara perhitungan menggunakan program ADJOINT-2D. Program ini menggunakan teori difusi neutron dan merupakan paket program dua dimensi (geometri X-Y).

Program ADJOINT-2D secara numerik menyelesaikan persamaan nilai diri regular (forward) dan adjoint difusi neutron 2 dimensi kemudian mempergunakan solusi fluks neutron regular dan adjoint untuk menghitung harga-harga parameter kinetika reaktor seperti: fraksi neutron kasip efektif ( $\beta_k$ ), umur generasi neutron ( $\Lambda$ ) dan umur rerata neutron serempak ( $l$ )<sup>3)</sup>.

Tampang lintang 4 kelompok energi diperoleh dari perhitungan sel teras reaktor RSG-GAS yang menggunakan program WIMSD/4. Tampang lintang 4 kelompok energi ini digunakan untuk menghitung kecepatan neutron tiap kelompok energi (broad velocities) untuk setiap material teras dengan menggunakan pembobotan fluks neutron 56 kelompok energi. Tampang lintang material teras RSG-GAS (bahan bakar, batang kendali, moderator dan reflektor) digenerasi dengan model "multi slab 1-D". Berdasarkan kecepatan neutron tiap kelompok energi untuk setiap material, program ADJOINT-2D menghitung fraksi neutron kasip, umur rerata neutron serempak dan waktu generasi neutron.

Dalam makalah ini dikemukakan hasil perhitungan konstanta peluruhan neutron serempak RSG-GAS pada teras kerja (TWC) yang terdiri atas 40 bahan bakar dan 6 elemen kendali.

**TEORI**

Teori transport yang digunakan untuk menentukan agihan neutron ( $\phi$ ), gayut terhadap ruang ( $r$ ), tenaga kinetik neutron ( $E$ ), sudut angular ( $\Omega$ ) dan waktu ( $t$ ) dapat diberikan oleh Duderstadt dan Martin (1979) <sup>4)</sup>.

$$\frac{1}{v} \frac{d\phi}{dt} + \Omega \Delta \phi + \sum_{\omega'} (r, t) \phi(r, E, \Omega, t) = \int_{-\pi}^{\pi} d\omega' \int_0^{\infty} dF' \sum_{\omega'} (E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega) \phi(r, E', \omega', t) + S(r, E, \omega, t) \quad (1)$$

dengan syarat awal:  $\phi(r, E, t, \Omega, 0) = \phi_0(r, E, \Omega)$

dan syarat batas :  $\phi(r, E, \Omega, t) = 0$

dimana :

$v$  = kecepatan neutron

$\Sigma_s$  = tampang lintang makroskopik hamburan

$\Sigma_t$  = tampang lintang makroskopik total

Pada sebagian besar perhitungan reaktor nuklir, persamaan transport disederhanakan dan diberikan dalam bentuk satu dimensi dengan sumber neutron berasal dari reaksi pembelahan. Persamaan di atas dapat dituliskan sebagai berikut,

$$\frac{1}{v} \frac{d\phi}{dt} + \mu \frac{d\phi}{dx} - \Sigma_r \phi(x, E, \mu, t) = \int_{-1}^1 d\mu' \int_0^{\infty} d'E' \Sigma_f(E' \rightarrow E, \mu' \rightarrow \mu) \phi + S \quad (2)$$

dimana  $\mu = \cos \theta$ ,  $\theta$  adalah sudut vektor  $\Omega$  terhadap sumbu x dan suku sumber pembelahan adalah,

$$S_f(x, E, \mu, t) = \frac{\chi(E)}{4\pi} \int_{-1}^1 d\mu' \int_0^{\infty} d'E' v(E') \Sigma_f(E' \rightarrow E) \phi(x, E', \mu', t) \quad (3)$$

dimana :

$\chi$  = spektrum neutron hasil pembelahan

$v$  = jumlah neutron yang dihasilkan tiap reaksi pembelahan.

Penyelesaian persamaan transport neutron untuk reaktor sangat sulit untuk dilakukan secara analitis, pada umumnya harus dilakukan secara numerik. Dalam perhitungan numerik dilakukan pendiskritan terhadap setiap variabel dalam persamaan transport.

Metode ordinat diskrit dapat diterapkan dalam pendiskritan sudut anguler

dengan menyatakan variabel sudut anguler ( $\Omega$ ) sebagai harga-harga diskrit ( $\Omega_n$ ),

sehingga diperoleh fungsi diskrit ( $f_n$ ). Dengan metode ini diperoleh sejumlah persamaan simultan yang disebut persamaan  $S_n$ . Teknik yang serupa juga dilakukan terhadap pendiskritan variabel tenaga ( $E$ ). Jangkauan tenaga neutron yang berorder  $10^{-3}$  eV hingga 10 MeV dibagi menjadi sebanyak  $G$  interval tenaga yang disebut kelompok tenaga (energy group). Tampang lintang kemudian diintegrasikan ke setiap kelompok tenaga dengan pembobot fluks gayut tenaga  $\phi(E)$ . Untuk memperoleh harga rerata tampang lintang kelompok digunakan rumus<sup>5)</sup>,

$$\sigma_{r,g} = \frac{\int_{E_{g-1}}^{E_g} \sigma_r(E) \phi(E) dE}{\int_{E_{g-1}}^{E_g} \phi(E) dE} \quad (4)$$

Jika persamaan tampang lintang ini dimasukkan ke dalam persamaan transport, akan diperoleh persamaan banyak kelompok (multi-group equation). Sedangkan variabel waktu dihilangkan dengan menganggap reaktor beroperasi dalam keadaan tunak. Untuk variabel ruang didiskritkan dengan metode ordinat diskrit. Variabel ruang dipecah menjadi beberapa mesh, kemudian suku-suku turunan digantikan oleh persamaan diferensial berhingga yang mendefinisikan pada mesh tersebut. Penentuan pembagian mesh dan pemilihan dimensi perlu dilakukan untuk mempermudah penyelesaian persamaan diskrit.

Fraksi neutron kasip efektif kelompok ke- $k$  dihitung dengan persamaan di bawah ini<sup>6)</sup>:

$$\beta_k = \frac{1}{F} \int \sum_{g=1}^G \phi_g^*(r) \chi_{d,k,g} \sum_{g'=1}^G v_{d,k,g'} \Sigma_{f,g'}(r) \phi_{g'}(r) dV, \dots \quad (5)$$

dengan

$$F = \int \sum_{g=1}^G \phi_g^*(r) \chi_g \sum_{g'=1}^G v \Sigma_{f,g'}(r) \phi_{g'}(r) dV \dots \quad (6)$$

- $\phi$  = fluks neutron *regular* (*forward*) dalam kelompok  $g$ .
- $\phi_g^*$  = fluks neutron *adjoint* dalam kelompok  $g$ .
- $\Sigma_{r,g}$  = tampang lintang fisi makroskopik kelompok  $g$ .

$\nu_{d,k,g}$  = jumlah rerata neutron per fisi kelompok *precursor* ke-k, kelompok energi g.

$X_{d,k,g}$  = spektrum neutron kasip kelompok *precursor* ke-k, y kelompok energi g.

Sedangkan fraksi neutron kasip efektif total merupakan penjumlahan seluruh kelompok fraksi neutron kasip efektif.

Waktu generasi neutron efektif dihitung dengan persamaan di bawah ini:

$$\beta = \sum_{k=1}^K \beta_k \dots\dots\dots (7)$$

$$\Lambda = \frac{l}{F} \int \sum_{g=1}^G \phi_g^*(r) \left( \frac{l}{v_g} \right) \phi_g(r) dV \dots\dots\dots (8)$$

sedangkan umur rerata neutron serentak diperoleh dari perkalian waktu generasi neutron efektif dengan faktor perlipatan efektif :

$$l = \Lambda \cdot k_{eff} \dots\dots\dots (9)$$

Kecepatan neutron dari *fine groups* dihitung dari rentang energi 56 kelompok dan memenuhi hubungan :

$$v_g = \sqrt{2 \frac{E}{m}} \dots\dots\dots (10)$$

dengan  $v_g$  adalah *fine group velocities* (cm/sec), E adalah energi rerata (eV) pada titik tengah rentang letargi dan m adalah massa neutron (g). Karena  $1 \text{ eV} = 1.6021892 \times 10^{-12} \text{ erg}$  atau  $1.6021892 \times 10^{-12} \text{ g cm}^2/\text{sec}^2/\text{eV}$ , maka

$$v_g = 1.3831536 \times 10^6 \sqrt{E} \dots\dots\dots (11)$$

dengan  $E = \sqrt{(E_{i+1})(E_i)}$ . Besaran  $E_{i+1}$  dan  $E_i$  dalam satuan eV dan adalah energi pada batas-batas dari interval 56 kelompok.

Kecepatan neutron dari *broad groups* dihitung dalam sebuah program komputer yang dibuat dengan pembobotan fluks menggunakan fluks neutron dan kecepatan dari *fine groups* sebagai berikut:

$$v_h = \frac{\sum_{g=g'}^{g_u} v_g \phi_g}{\sum_{g=g'}^{g_u} \phi_g} \dots\dots\dots (12)$$

dengan  $g_1 = 1, 6, 16, 33$  dan  $g_u = 5, 15, 32, 56$  masing-masing untuk  $h = 1, 2, 3, 4$ .

#### Deskripsi Program WIMSD/4 dan ADJOINT-2D

WIMSD/4 adalah suatu program untuk aplikasi disain reaktor yang dikembangkan oleh United Kingdom Atomic Energy Authority, Inggris. Secara garis besar program ini terbagi atas tiga kelompok besar yaitu perhitungan banyak kelompok, transport utama dan blok edit<sup>7)</sup>.

Pada bagian pertama dihitung spektrum neutron dalam geometri sederhana dengan kelompok yang bersesuaian dengan pustaka program dan digunakan juga untuk meringkas jumlah kelompok tenaga menjadi sedikit kelompok (*few groups*). Pada bagian kedua diselesaikan persamaan transport sedikit kelompok tetapi dengan model ruang yang lebih detail. Pada bagian edit dilakukan beberapa koreksi atas hasil yang sebelumnya. Keluaran program WIMSD/4 adalah fluks persatuan volum dan fluks tiap titik mesh, koefisien difusi, tampang lintang makroskopik pembelahan, serapan, transport, hamburan,  $\nu$ -fisi dan spektrum neutron hasil pembelahan.

Penentuan parameter kinetik teras reaktor RSG-GAS dilakukan dengan bantuan paket program ADJOINT-2D yang ditulis dalam bahasa Fortran 77. Program ini terdiri dari 3 sub-program utama, yaitu :

- a Sub-program yang dapat menyelesaikan nilai diri dari difusi neutron multi-group regular.
- b Sub-program yang dapat menyelesaikan nilai diri dari difusi neutron multi-group adjoint.
- c Sub-program yang menghitung parameter kinetik integral.

Distribusi fluks neutron regular dan adjoint diperoleh dengan menyelesaikan persamaan difusi neutron multi-group kemudian dihitung parameter kinetik integralnya pada sub-program ketiga.

**LANGKAH PERHITUNGAN**

Perhitungan dilakukan pada teras setimbang daya nominal 30 MWt dan xenon setimbang. Tahapan perhitungan adalah sebagai berikut:

**1. Perhitungan Sel dengan Paket program WIMSD/4**

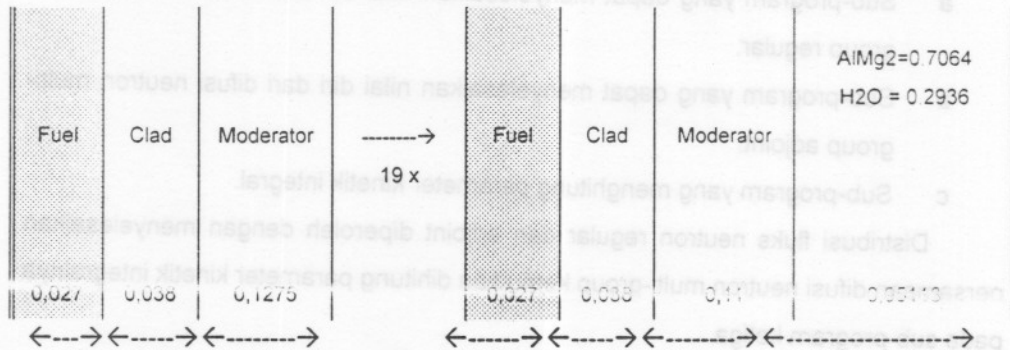
Program WIMSD/4 hanya mampu melakukan perhitungan transport neutron satu dimensi, sehingga perlu dilakukan pemodelan terhadap sel-sel teras. Pemodelan sel digunakan untuk perhitungan pembangkitan konstanta kelompok. Pembangkitan konstanta kelompok dimaksudkan untuk mendapatkan harga rerata konstanta kelompok dalam suatu sel dengan cara menghomogenkan sel tersebut. Perhitungan konstanta kelompok dilakukan untuk semua material penyusun teras dalam kondisi seperti di atas.

**a. Bahan Bakar**

Model perhitungan untuk bahan bakar adalah multi slab. Pada pemodelan ini satu elemen bahan bakar yang terdiri dari 21 plat elemen bakar dibuat menjadi 21 slab material yang tersusun berurut. Setiap slab terdiri dari meat, kelongsong dan moderator dengan tebal masing-masing: 0,027 cm; 0,038 cm, dan 0,1925 cm. Slab ini mempunyai panjang sesuai dengan panjang material aktif. Material lain yang di luar panjang aktif dihomogenisasi dan dinormalisir terhadap panjang aktif dan dinamakan "extra region". Pada elemen bahan bakar extra region terdiri dari bahan AlMg<sub>2</sub> dan air, sedangkan "meat" terdiri dari U-235 dan U-238, kelongsong terdiri dari AlMg<sub>2</sub> dan moderator terdiri dari H<sub>2</sub>O. Model perhitungan yang digunakan dapat dilihat pada Gambar 1.

Hasil Perhitungan :

$A_{extra\ region}$	= 11,93725 cm <sup>2</sup>	% AlMg <sub>2</sub>	= 0,7064
$L_{extra\ region}$	= 0,95118 cm	% H <sub>2</sub> O	= 0,2936
$A_{AlMg_2}$	= 8,43255 cm <sup>2</sup>		



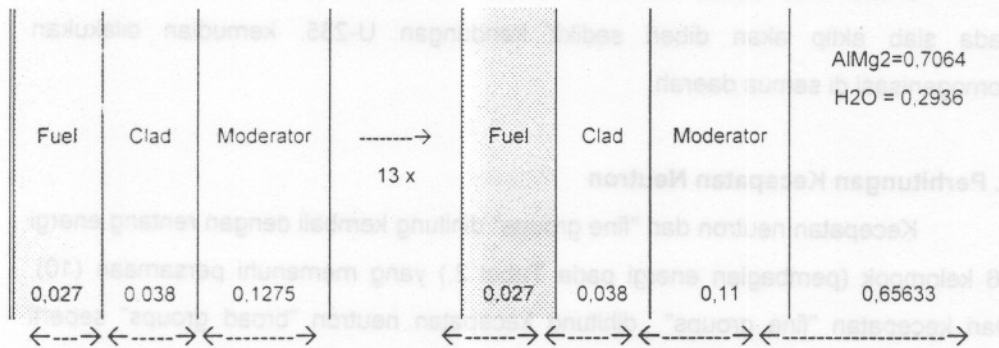
Gambar 1. Pemodelan Bahan Bakar

**b. Elemen Kendali**

Model perhitungan untuk bahan kendali dibagi dalam dua region. Region pertama merupakan daerah aktif yang terdiri dari 15 plat elemen bakar dibuat menjadi 15 slab material yang tersusun berurutan. Pemodelannya sama dengan bahan bakar, hanya berbeda pada daerah extra regionnya. Region kedua adalah region penyerap. Region ini dibagi dalam 9 slab dan 1 extra region. Posisi batang kendali pada daerah penyerap neutron berisi AgInCd dan SS-321. Untuk mendapatkan penampang lintang makroskopik pada region ini maka dalam perhitungan region ini digabung dengan region pertama. Selanjutnya dilakukan homogenisasi hanya pada region penyerap saja (9 slab + 1 extra region). Model perhitungan yang digunakan dapat dilihat pada Gambar 2. dan Gambar 3.

Hasil Perhitungan :

$$\begin{aligned}
 A_{\text{extra region}} &= 8,23690 \text{ cm}^2 & \% \text{ AlMg}_2 &= 0,7302 \\
 L_{\text{extra region}} &= 0,65633 \text{ cm} & \% \text{ H}_2\text{O} &= 0,2698 \\
 A_{\text{AlMg}_2} &= 6,01425 \text{ cm}^2
 \end{aligned}$$



Gambar 2, Pemodelan Elemen Kendali

Hasil Perhitungan :

$$\begin{aligned}
 A_{\text{AlMg}_2} &= 1,13208 \text{ cm} & A_{\text{abs+SS-321}} &= 0,32466 \text{ cm}^2 \\
 A_{\text{absorber}} &= 0,26985 \text{ cm}^2 & L_{\text{abs+SS-321}} &= 0,51739 \text{ cm} \\
 L_{\text{absorber}} &= 0,33706 \text{ cm} & L_{\text{H}_2\text{O}} &= 0,07673 \text{ cm} \\
 A_{\text{extra region}} &= 1,69330 \text{ cm}^2 & \% \text{ AlMg}_2 &= 0,67914 \\
 L_{\text{extra region}} &= 0,26985 \text{ cm} & \% \text{ H}_2\text{O} &= 0,32060 \\
 A_{\text{AlMg}_2} &= 1,14999 \text{ cm}^2
 \end{aligned}$$



15 slab zone fuel Extra region	H <sub>2</sub> O	AlMg	H <sub>2</sub> O	SS-321	AgInCd	SS-321	H <sub>2</sub> O	AlMg	H <sub>2</sub> O	Al Mg
				AB ←	SQR —	BER →				= 0 . 6 5 6 7 4 H 2 O = 0 . 3 4 3 2 6
	0,11	0,1320	0,0767	0,0901	0,3370	0,0901	0,0767	0,1320	0,135	

Gambar 3. Pemodelan Penyerap Elemen Kendali

**c. Bahan-Bahan non-fisi.**

Untuk bahan-bahan non fisi, dimodelkan sama seperti bahan fisi dimana pada slab aktif akan diberi sedikit kandungan U-235. kemudian dilakukan homogenisasi di semua daerah.

**2. Perhitungan Kecepatan Neutron**

Kecepatan neutron dari "fine groups" dihitung kembali dengan rentang energi 56 kelompok (pembagian energi pada Tabel 2.) yang memenuhi persamaan (10). Dari kecepatan "fine groups" dihitung kecepatan neutron "broad groups" seperti persamaan (12) dengan menggunakan suatu program komputer yang menggunakan pembobotan fluks dan kecepatan neutron dari "fine group". Kecepatan neutron dari "broad groups" inilah yang digunakan oleh program ADJOIN-2D untuk menentukan parameter kinetika reaktor.

**HASIL PERHITUNGAN DAN PEMBAHASAN**

Pembagian tentang energi neutron 56 kelompok dapat dilihat pada Tabel 1. Data konstanta neutron kasip sebagai masukan pada ADJOINT-2D ditabulasikan pada Tabel 2. Fraksi neutron kasip kelompok pertama hingga keenam dan hasil perhitungan ditabulasikan pada Tabel 3. Hasil perhitungan *broad velocities* untuk setiap material teras ditampilkan dalam Tabel 4. Fraksi neutron kasip total, umur

generasi neutron, umur rerata neutron serempak masing-masing diperoleh adalah  $7,39376E-03$ ;  $5,549969E-05$  detik;  $5,93391E-05$  detik. Sehingga konstanta peluruhan neutron serempaknya adalah 124,6/detik. Menurut perhitungan Interatom harga konstanta peluruhan neutron serempak adalah 124,8/detik. Jika dibandingkan kedua hasil perhitungan ini terdapat perbedaan sebesar 0,2 dan persen ralatnya 0,2 %, sehingga dapat dikatakan bahwa perhitungan ini cukup baik dan program ADJOINT-2D dapat digunakan untuk menentukan konstanta peluruhan neutron serempak RSG-GAS. Perhitungan ini dapat digunakan sebagai verifikasi hasil perhitungan Interatom. Perbandingan hasil perhitungan ditunjukkan pada Tabel 5.

Tabel 1. Kelompok Energi dalam Perhitungan Sel

Kelompok	Energi	Kelompok	Energi
1	6,066-10 MeV	29	1,50-2,60 eV
2	3,679-6,066 MeV	30	0,910-1,50 eV
3	2,231-3,679 MeV	31	0,780-0,910 eV
4	1,353-2,231 MeV	32	0,625-0,780 eV
5	0,821-1,353 MeV	33	0,500-0,625 eV
6	0,500-0,821 MeV	34	0,400-0,500 eV
7	0,302-0,500 MeV	35	0,350-0,400 eV
8	0,183-0,302 MeV	36	0,320-0,350 eV
9	0,111-0,183 MeV	37	0,300-0,320 eV
10	67,34-111 KeV	38	0,280-0,300 eV
11	40,85-67,34 KeV	39	0,250-0,280 eV
12	24,78-40,85 KeV	40	0,220-0,250 eV
13	15,03-24,78 KeV	41	0,180-0,220 eV
14	9,118-15,03 KeV	42	0,140-0,180 eV
15	5,530-9,118 KeV	43	0,100-0,140 eV
16	3,519-5,530 KeV	44	0,080-0,100 eV
17	2,239-3,519 KeV	45	0,067-0,080 eV
18	1,425-2,239 KeV	46	0,058-0,067 eV
19	0,9069-1,425 KeV	47	0,050-0,058 eV
20	367,262-906,9 eV	48	0,042-0,050 eV
21	148,728-367,262 eV	49	0,035-0,042 eV
22	75,501-148,728 eV	50	0,030-0,035 eV
23	48,052-75,501 eV	51	0,025-0,030 eV
24	27,700-48,052 eV	52	0,020-0,025 eV
25	15,968-27,700 eV	53	0,015-0,020 eV
26	9,877-15,968 eV	54	0,010-0,015 eV
27	4,00-9,877 eV	55	0,005-0,010 eV
28	2,60-4,00 eV	56	0,000-0,005 eV

Tabel 2. Konstanta Neutron Kasip

k	$U_{d,k,g}$	$l_k(/dtk)$	$C_{d,k,1}$	$C_{d,k,2}$
1	0,000635	0,012720	0,012610	0,987398
2	0,003557	0,031740	0,024989	0,750501
3	0,003140	0,116000	0,038478	0,961519
4	0,006797	0,311000	0,034710	0,965288
5	0,002138	1,400000	0,034710	0,965288
6	0,000434	3,870000	0,034710	0,965288

Tabel 3. Fraksi Neutron Kasip Hasil Perhitungan

Beta	Teras-RSG
1	2,83206E-04
2	1,54348E-03
3	1,39688E-03
4	3,02544E-03
5	9,51484E-04
6	1,93271E-04
Total	7,39376E-03

$I = 5,93391E-05$  detik

$L = 5,54969E-05$  detik

Tabel 4. Hasil Perhitungan "broad velocities"

Material	Group	Kecepatan(cm/dtk)	Material	Group	Kecepatan(cm/dtk)
Bahan bakar, burn-up = 0 %	1	0.20866E+10	Core shroud	1	0.20697E+10
	2	0.61239E+09		2	0.59747E+09
	3	0.23397E+08		3	0.21852E+08
	4	0.40261E+06		4	0.33333E+06
Bahan bakar, burn-up = 8 %	1	0.20866E+10	Follower	1	0.21018E+10
	2	0.61237E+09		2	0.59914E+09
	3	0.23376E+08		3	0.21729E+08
	4	0.40267E+06		4	0.32408E+06
Elemen kendali burn-up = 0 %	1	0.20879E+10	Elemen dummy	1	0.21546E+10
	2	0.61269E+09		2	0.60072E+09
	3	0.23416E+08		3	0.21685E+08
	4	0.40499E+06		4	0.31524E+06
Elemen kendali burn-up = 8 %	1	0.21016E+10	Elemen stopper berilium	1	0.20441E+10
	2	0.59914E+09		2	0.57729E+09
	3	0.21729E+08		3	0.22031E+08
	4	0.32408E+06		4	0.32422E+06
Blok reflektor shroud	1	0.20652E+10	Elemen reflektor berilium	1	0.19808E+10
	2	0.59717E+09		2	0.52143E+09
	3	0.21660E+08		3	0.22666E+08
	4	0.33607E+06		4	0.33820E+06
Reflektor H <sub>2</sub> O	1	0.21546E+10	Sistem rabit Pneumatik	1	0.20887E+10
	2	0.60072E+09		2	0.59864E+09
	3	0.21685E+08		3	0.21796E+08
	4	0.31524E+06		4	0.32809E+06
Berilium blok reflektor	1	0.19704E+10	Sistem rabit hidroulik	1	0.20910E+10
	2	0.50231E+09		2	0.59865E+09
	3	0.23184E+08		3	0.21758E+08
	4	0.35068E+06		4	0.32676E+06
Posisi iradiasi	1	0.21546E+10	PRTF1	1	0.20482E+10
	2	0.60072E+09		2	0.59587E+09
	3	0.21685E+08		3	0.22016E+08
	4	0.31524E+06		4	0.34234E+06
Posisi iradiasi central	1	0.21546E+10	PRTF2	1	0.21018E+10
	2	0.60072E+09		2	0.59914E+09
	3	0.21685E+08		3	0.21729E+08
	4	0.31546E+06		4	0.32408E+06

Tabel 5. Hasil perhitungan konstanta peluruhan neutron serempak RSG-GAS.

Parameter	SAR	LIPET (Jujuratisbela)	ADJOINT-2D	Deviasi *)
$\beta$	7,652E-03	-	7,39476E-03	3,3 %
I (dtk)	61,3E-06	68,99E-06	59,3391E-06	3,2 %
$\beta / I$ (dtk)	124,8	-	124,6	0,2 %

\*) deviasi terhadap SAR

\*\*) Komunikasi pribadi, Interatom

### KESIMPULAN

Perhitungan konstanta peluruhan neutron serempak RSG-GAS dengan menggunakan program ADJOINT-2D menunjukkan bahwa hasil yang diperoleh cukup baik yaitu 124,6/detik. Perhitungan Interatom 124,8/detik, terdapat ralat sebesar 0,2 %. Perhitungan ini dapat dijadikan sebagai verifikasi hasil perhitungan Interatom dan program ADJOINT-2D dapat digunakan untuk menentukan konstanta peluruhan neutron serempak RSG-GAS.

### DAFTAR PUSTAKA

1. BATAN "Safety Analysis Report (SAR)", Revisi 7, 1989.
2. UJU JUJURATISBELA "LIPET, Paket Program untuk Menghitung Usia Rerata Neutron Serempak" Risalah, Komputasi Dalam Sain dan Teknologi Nuklir IV, PPI-Batan, 1994.
3. LIEM PENG HONG. " Analisis Numerik, Komputasi dan Pemrograman Komputer pada desain Neutronik Reaktor Nuklir", Diktat Kursus PLTN, Batan, 1994
4. DUDERSTADT, J.J and HAMILTON, L.J, " Nuclear Reactor Analysis ", John Wiley & Sons, New York, 1976.
5. TRKOV, A., Evaluated Nuclear Data Processing for Nuclear Reactor Calculation, dalam Cullen, D. E. Muranaka R., Schmidt J. J., " Application in Nuclear Data and Reactor Physics, World Scientific, Singapore, 1987.
6. LIEM PENG HONG, "BATAN-2DIFF, ADJOINT-2D, dan PERTURB-2D Codes

Input Manual", Batan, Jakarta 1994.

7. ROTH, M. J, MACDONGALL, J. D., KEMSHELL, P. B., " The Preparation of Input Data for WIMS", AEE Winfrith, Dorchester, 1967.
8. UJU JUJURATISBELA, "Perhitungan Usia Rerata Neutron Serempak Teras Kerja RSG-GAS", PPTN, Bandung, 1993
9. Komunikasi Pribadi, Interatom.

#### DISKUSI

**Pertanyaan:** (Masoara)

Apakah bahan bakarnya semua sudah buatan dalam negeri (BATAN)?

**Jawaban:** (Tukiran)

Ya, sekarang sudah semua buatan PEBN-BATAN

**Pertanyaan:** (Arief H. Kuncoro)

1. Penelitian dimaksudkan untuk digunakan dalam aplikasi apa?
2. Parameter-parameter yang dipertimbangkan dan mengganti BBN-oksida dengan BBN-silisida?
3. Deviasi cukup kecil. Bagaimana kira-kira prospek penggunaan BBN-silisida?
4. Bagaimana performance BBN silisida dibandingkan oksida?

**Jawaban:** (Tukiran)

1. Penelitian dapat digunakan dalam bidang desain reaktor
2. Parameter yang dipertimbangkan sungguh banyak diantaranya burn-up untuk silisida lebih tinggi
3. Prospeknya cukup cerah dan RSG-GAS sudah siap untuk melakukan pergantian tersebut
4. Performance BBN silisida jelas lebih baik dan masa depan yang cukup menjanjikan, baik dari sisi neutronik dan termohidrolik tetapi harga agak sedikit lebih mahal.