

## PENGKAJIAN METODA PENGOLAHAN DATA NUKLIR UNTUK PERHITUNGAN NEUTRONIK HTGR

**Suwoto**

Pusat Teknologi dan Keselamatan Reaktor Nuklir – BATAN

### ABSTRAK

**PENGKAJIAN METODA PENGOLAHAN DATA NUKLIR UNTUK PERHITUNGAN NEUTRONIK HTGR.** Kajian terhadap metoda pengolahan data nuklir yang digunakan dalam perhitungan neutronik teras High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR) perlu dilakukan karena data tampang lintang nuklir yang digunakan dalam perhitungan neutronik memegang peranan penting dalam analisis keselamatan kritikalitas. Metoda pengolahan dalam generasi tampang lintang data nuklir yang biasa digunakan selama ini adalah metode deterministik yang biasa digunakan dalam program deterministik seperti WIMS/D5B dan yang menggunakan metode probabilistik seperti pada program Monte Carlo MCNP5v1.2. Kedua metode tersebut mempunyai keunggulan dan kelemahan masing-masing. Program pengolah data nuklir NJOY, berguna dalam menyelesaikan persoalan pengolahan data nuklir dalam format ENDF (Evaluated Nuclear Data File) yang akan digunakan dalam perhitungan fisika neutronik teras reaktor HTGR, baik yang menggunakan tampang lintang multi-kelompok seperti pada program WIMS/D5B dengan memanfaatkan modul WIMSR maupun yang menggunakan tampang lintang energi kontinu pada program MCNP/MCNPX dengan memanfaatkan modul ACER. Data hasil kajian dengan kedua metoda dalam pengolahan dan penyiapan data tampang lintang nuklir digunakan dalam perhitungan neutronik bahan bakar pebble teras HTGR. Hasil perhitungan neutronik bahan bakar pebble HTGR dengan UO<sub>2</sub> dengan pengkayaan 10% dan fraksi packing TRISO 10% untuk variasi temperatur 900K, 1200K dan 1500K dengan metode probabilistik MCNP5v1.2 menggunakan tampang lintang energi kontinu dari file ENDF/B-VII menghasilkan perbedaan nilai multiplikasi tak hingga ( $k_{\infty}$ ) masing-masing 7,42%, 5,7% dan 4,36% lebih besar dibanding dengan program deterministik WIMS/D5B. Nilai perbedaan tersebut dikarenakan adanya perbedaan pendekatan geometri dan juga pendekatan energi tampang lintang data nuklir yang digunakan. Dengan demikian metode probabilistik dengan MCNP5v1.2 lebih disukai karena dinilai lebih dan teliti dalam perhitungan neutronik teras reaktor HTGR.

**Kata kunci:** pengolahan data nuklir, NJOY, WIMS/D5B, MCNP5v1.2, HTGR

### ABSTRACT

**ASSESSMENT METHOD OF NUCLEAR DATA PPROCESSING FOR THE HTGR NEUTRONIC CALCULATION.** The study on the method of nuclear data processing in the High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR) neutronic nuclear calculation needs to be done. The nuclear data cross-section used in the neutronic calculation plays an important role in the criticality safety of a nuclear reactor analysis. Processing methodology in the generation of nuclear data cross-sections are commonly used by deterministic methods, which is used in the WIMS/D5B code, and by probabilistic methods such as Monte Carlo MCNP5v1.2 code. Both methods have advantages and disadvantages of each. Nuclear data processing code, such NJOY, is very useful in solving the problem of nuclear data processing in the ENDF format to be used in the neutronic calculation of HTGR reactor physic, whether using multi-group cross-sections on WIMS/D5B code by utilizing special WIMSR module or using continuous energy cross-sections in MCNP/MCNPX code with special ACER module. The data taken from both methods in the nuclear data cross-sections processing are used in the pebble fuel neutronic calculation of HTGR core. The neutronic calculation results show that using MCNP5v1.2 code for HTGR pebble fuel UO<sub>2</sub> with 10% enrichment and 10% TRISO packing fraction with various temperatures of 900 K, 1200 K and 1500 K gave infinite multiplication factor ( $k_{\infty}$ ) differences of 7.42 %, 5.7 % and 4.36 % respectively, larger than deterministic program WIMS/D5B. The differences are due to different treatment in geometry and nuclear data cross-sections approach. Therefore the use of probabilistic method with MCNP5v1.2 code is preferred to be used in the core neutronic calculation of HTGR as well.

**Kata kunci :** nuclear data processing, NJOY, WIMS/D5B, MCNP5v1.2, HTGR

## PENDAHULUAN

Peranan data nuklir dalam perhitungan neutronik teras reaktor nuklir sangat penting untuk memprediksi perilaku neutron dalam bahan bakar, kelongsong maupun dalam pendingin, reflektor maupun interaksi neutron dengan material lainnya dalam teras HTGR (*High Temperature Gas-cooled Reactor*)<sup>[1]</sup>, maupun jenis reaktor lainnya. File data nuklir terevaluasi (ENDF, *Evaluated Nuclear Data Files*)<sup>[2]</sup> yang tersedia saat ini adalah ENDF/B-VII<sup>[3]</sup>, JENDL-4<sup>[4]</sup>, JEFF-3.1<sup>[5]</sup>, CENDL-3.1<sup>[6]</sup> dan lainnya. File ENDF tersebut terlebih dahulu harus diproses atau diolah sedemikian rupa sehingga siap digunakan oleh program seperti Monte Carlo MCNP/MCNPX maupun WIMS/D5B. Pustaka tampang lintang data nuklir energi kontinu yang tersedia dalam program Monte Carlo MCNP<sup>[7]</sup>/MCNPX<sup>[8]</sup> maupun pada program transport WIMS/D5B<sup>[9]</sup> yang menggunakan tampang lintang multi-kelompok biasanya menggunakan temperatur kamar 293,6 K dalam perhitungan dan analisis keselamatan neutronik teras HTGR, maupun reaktor nuklir tipe lainnya. Penelitian sebelumnya<sup>[10]</sup> telah dilakukan untuk pengolahan data nuklir temperatur tinggi untuk pustaka energi neutron kontinu program MCNP/MCNPX.

Salah satu program untuk pengolahan data nuklir yang digunakan dalam pembangunan pustaka tampang lintang data nuklir energi kontinu maupun energi diskrit (multi-kelompok) adalah program NJOY<sup>[11]</sup>. Program NJOY yang digunakan adalah NJOY99.v304 versi PC (Personal Computer) yang merupakan paket pengolah data nuklir file ENDF

(*Evaluated Nuclear data File*), diantaranya adalah untuk pembentukan pustaka tampang lintang neutron energi kontinu (continuous energy) file ACE untuk program MCNP/MCNPX dengan modul ACER maupun untuk generasi tampang lintang multi-kelompok seperti yang digunakan dalam program WIMS/D5B dengan modul WIMSR.

Pada tahap awal, penelitian ini akan dimulai dengan kajian awal pustaka pengolahan data nuklir dalam perhitungan neutronik HTGR yang berkembang saat ini. Selanjutnya kajian proses pengolahan data nuklir untuk perhitungan teras HTGR yang menggunakan metode deterministik untuk program WIMS/D5B maupun dengan metode probabilistik/statistik untuk program Monte Carlo MCNP/MCNPX. Selanjutnya penelitian akan diarahkan pada proses pengolahan data nuklir untuk perhitungan neutronik teras HTGR. Perhitungan neutronik menggunakan metode deterministik yang memanfaatkan tampang lintang data nuklir multi-kelompok sebagai pustaka data nuklirnya seperti program WIMS/D5B, sedangkan perhitungan neutronik lainnya menggunakan metode probabilistik/statistik Monte Carlo seperti program MCNP/MCNPX dengan memanfaatkan tampang lintang data nuklir energi kontinu.

Tujuan penelitian ini adalah untuk mengkaji proses pengolahan tampang lintang data nuklir yang digunakan dalam perhitungan neutronik teras HTGR, baik yang menggunakan tampang lintang neutron energi kontinu (MCNP/MCNPX) untuk metode probabilistic / statistik, maupun tampang lin-

tang neutron energi diskrit (multi-kelompok) yang digunakan dalam program transport WIMS/D5B untuk metode deterministik. Hasil kajian tersebut kemudian diterapkan pada perhitungan neutronik pada bahan bakar reaktor temperatur tinggi berpendingin gas helium yang berbentuk bola (*pebble*), yang berisikan ribuan kernel partikel berlapis TRISO. Bahan bakar partikel berlapis dengan kernel berupa  $UO_2$  (uranium dioksida) yang dilapisi oleh karbon berpori sebagai tempat gas produk fisi, kemudian dilapisi lagi dengan karbon pirolitik bagian dalam (IPyC, *Inner Pyrolytic Carbon*), kemudian dilapisi silikon karbida (SiC) dan lapisan karbon pirolitik bagian luar (OPyC, *Outer Pyrolytic Carbon*) sehingga membentuk TRISO dengan diameter kurang dari 1 mm.

## METODE PENGOLAHAN DATA NUKLIR

### Metode deterministik

Pengolahan data nuklir untuk program komputer yang menggunakan metode deterministik seperti program WIMS/D5B yang menggunakan pustaka tampang lintang data nuklir multi-kelompok (diskrit), menggunakan pengolah data nuklir NJOY dengan memanfaatkan modul khusus yaitu WIMSR. Proses pengolahan data nuklir untuk pustaka multi-kelompok WIMS/D5B dengan program NJOY dilakukan dengan urutan pemakaian modul NJOY dimulai dari MODER-RECONR-BROADR-UNRESR-THERMR-GROUPR-WIMSR. Sedangkan modul kerja lainnya tidak digunakan dalam proses pengolahan data nuklir untuk “updating” penambahan /

penggantian pustaka data WIMS/D5B. Fungsi masing-masing modul NJOY dalam pengolahan dan pemrosesan file data nuklir untuk pembangunan pustaka WIMS/D5B ditunjukkan pada Tabel 1 berikut:

Tabel 1. Fungsi modul dalam NJOY

MODER	: merupakan modul utilitas yang dipergunakan untuk mengkonversikan dari bentuk ASCII (formatted) ke dalam bentuk bahasa mesin BINER ( <i>unformatted</i> ).
RECONR	: merupakan modul yang dipergunakan untuk melinearisasi dan merekonstruksi tampang lintang dari parameter resonansi MF=2 (MT=151) dan MF= 3 (tampang lintang reaksi) file data ENDF.
BROADR	: modul pada program NJOY dipergunakan untuk “melebarkan” ( <i>broaden</i> ) tampang lintang pada suhu tertentu yang masukannya dihasilkan oleh keluaran modul RECONR.
UNRESR	: merupakan modul yang dipergunakan untuk memproses tampang lintang di daerah resonansi yang tak terpisahkan ( <i>unresolved resonance region</i> ).
THERMR	: merupakan modul yang dipergunakan untuk termalisasi tampang lintang pada energi termal hingga 0,5 eV pada suhu kamar dan hingga 4,0 eV untuk <i>hotter material</i> .
GROUPR	: Modul yang dipergunakan untuk pembangunan data multi-kelompok WIMS/D untuk 69 kelompok energi IGN=9, IGN=16 untuk 172 kelompok energi.
WIMSR	: Modul output yang khusus dipergunakan untuk pembangunan multi-kelompok energi pada pustaka WIMS/D5B

Struktur data untuk kedua program WIMS/D5B mencakup 7 tampang reaksi untuk semua

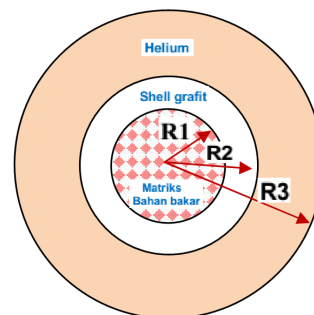
nuklida meliputi tampang lintang serapan (absorption,  $\sigma_a$ ), transport (str), hamburan (scattering,  $\sigma_s$ ), fisi (fission plus yield,  $\sigma_f$ ), hamburan potensial efektif (effective potential scatter,  $\sigma_{sp}$ ), mean lethargy increase per collision ( $\xi$ ) dan tampang lintang reaksi ( $n, n_2$ ). Pembagian energi dibagi dalam 3 daerah seperti dalam Tabel 2.

Tabel 2. Pembagian struktur kelompok energi pada pustaka data WIMS/D5B.

Daerah Energi		WIMS/D4 & 5B (69 kelompok energi)	WIMS-D/5B (172 kelompok energi)
Cepat	9 keV – 20 MeV	14	45
Resonansi	4 eV – 9 keV	13	47
Termal	$10^{-5}$ eV – 4 eV	42	80

Pada analisis perhitungan sel neutronik menggunakan metode deterministik seperti program WIMS/D5B tidak memungkinkan menggunakan geometri bola, maka dalam pemodelan dilakukan dengan membuat radius ekuivalen ke dalam model sel silinder dalam program WIMS/D5B. Metode ini telah dibuktikan dengan hasil yang cukup baik pada kasus benchmark reaktor PROTEUS [12]. Geometri bahan bakar bola (pebble) ditransformasikan ke dalam bentuk silinder panjang tak berhingga (infinite) tetapi dengan "mean chord length (panjang chord rerata)" yang sama. "Mean chord length ( $l$ )" secara sederhana merupakan 4 kali rasio volume terhadap luas permukaan bidang lengkung, dengan asumsi bahwa distri-

busi fluks adalah isotropis ke segala arah. Sehingga daerah yang mengandung bahan bakar (fuel zone) pada pebble dengan radius 2,5 cm ditransformasikan ke dalam bentuk silinder infinite dengan radius 1,6666667 cm yang berisikan campuran bahan bakar kernel, pelapis TRISO dan grafit matriks. Ekuivalen silinder tersebut dikelilingi oleh anulus dengan radius 2 cm untuk mengakomodasi grafit shell (zona bebas bahan bakar) dengan ketebalan 0,5 cm. Bagian luar silinder yang berisikan campuran moderator pebble dan void antar pebble yang berisikan pendingin helium dengan radius 2,84424 cm, seperti diilustrasikan dalam Gambar 1.



R1 = radius matriks bahan bakar (zona bahan bakar) 2,5 cm menjadi 1,667 cm

R2 = radius luar shell grafit (tebal shell grafit = 0,5 cm) dari 3,0 cm menjadi 2,000 cm

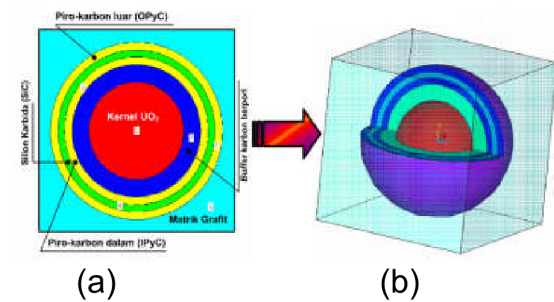
R3 = radius ekuivalen extra region campuran moderator pebble dan void antar pebble = 2,84424 cm

Gambar 1. Pemodelan bahan bakar pebble untuk WIMS/D5B

### Metode Probabilistik / Statistik

Untuk pengolahan pustaka data tampang lintang nuklir energi kontinu dalam bentuk file ACE (A Compact ENDF) yang digu-

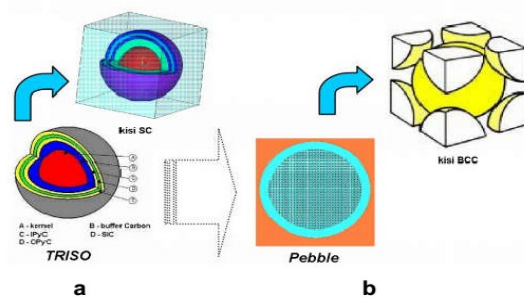
nakan sebagai pustaka yang digunakan pada program probabilistik/statistik seperti monte carlo MCNP/MCNPX dapat dilakukan dengan bantuan program pengolah data nuklir seperti NJOY juga, seperti pengolahan data nuklir sebelumnya untuk program yang menggunakan metode deterministik (WIMS/D5B). Program pengolah data nuklir NJOY dapat mengakses secara langsung file ENDF yang tersimpan pada temperatur mutlak (0 K) untuk memproses material pada temperatur tertentu melalui modul-modul yang dimilikinya seperti: MODER, RECONR, BROADR, HEATR, PURR, THERMR, GASPR, dan ACER. Modul ACER merupakan modul keluaran khusus untuk membentuk ACE-file pada temperatur yang dikehendaki melalui modul sebelumnya (BROADR) untuk memprediksi perilaku Doppler pada kondisi temperatur operasi tersebut. Berbeda dengan pemodelan pada metode deterministik, pemodelan pada metode probabilistik/statistik dengan program Monte Carlo MCNP/MCNPX dilakukan secara eksak, tanpa adanya aproksimasi/pnedekatan geometri. Pemodelan bahan bakar partikel berlapis TRISO dalam program Monte Carlo MCNP/MCNPX dilakukan secara eksak dengan membagi bahan bakar partikel berlapis TRISO menjadi enam zona dimulai dari dalam yaitu: zona 1 berisi kernel  $UO_2$ , zona 2 berisi lapisan buffer grafit berpori, zona 3 berisi lapisan karbon-pirolitik bagian dalam (IPyC), zona 4 berupa lapisan silikon karbida (SiC), zona 5 berisi lapisan karbon-pirolitik bagian luar (OPyC) dan lapisan 6 berisi bahan matrik grafit, seperti terlihat dalam Gambar 2.



- (a). Model sel kernel partikel berlapis heterogen dengan enam zona.  
 (b). Model sel kernel di pusat kubik sederhana (SC, Simple Cubic).

Gambar 2. Pemodelan kernel TRISO dengan program MCNP/MCNPX

Sedangkan untuk pemodelan bahan bakar pebble dilakukan dengan mendispersikan kernel partikel berlapis TRISO dalam matrik grafit dengan kisi SC (simple cubic) seperti Gambar 2b sehingga membentuk bola bahan bakar aktif dengan diameter 5,0 cm, kemudian dilapisi dengan shell grafit bagian luarnya setebal 0,5 cm, sehingga membentuk bahan bakar pebble dengan diameter 6 cm (sebesar bola tenis), seperti dalam Gambar 3.



- (a). Kernel TRISO dalam kisi SC, (b). Bahan pebble dalam BCC

Gambar 3. Pemodelan pebble dalam sel kisi BCC dengan program MCNP/MCNPX

Aplikasi dari hasil pengolahan data nuklir dengan metode deterministik maupun metode probabilistic/statistik untuk perhitungan neu-

tronik teras HTGR menggunakan data standar dia, seperti disajikan pada Tabel 3. bahan bakar partikel berlapis TRISO yang terse-

Tabel 3. Parameter disain reaktor HTR-10<sup>[12]</sup>

Parameter		Keterangan / Nilai
Bahan bakar bola		
Diameter bola, cm	:	6,00
Diameter zona bahan bakar	:	5,00
Densitas matriks grafit dalam zona bahan bakar & shell grafit outer, gram/cm <sup>3</sup>	:	1,73
Muatan logam berat (uranium) per bola, gram	:	5,0
Impuritas boron dalam grafit, ppm	:	1,3
Fraksi packing bola dalam teras,%	:	61,0
Bahan bakar kernel		
Tipe kernel	:	UO <sub>2</sub>
Radius kernel, cm	:	0,025
Pengkayaan U-235, %	:	17,00
Impuritas boron dalam kernel, ppm	:	4,00
Pelapis TRISO untuk kernel		
Material pelapis (dari dalam keluar)	:	C/IPyC/SiC/OpyC
Ketebalan pelapis, cm	:	0,009/0,004/0,0035/0,004
Densitas pelapis, gram/cm <sup>3</sup>	:	1,1/1,9/3,18/1,9
Moderator Bola		
Diameter moderator, cm	:	6,00
Material moderator	:	Grafit
Densitas moderator, gram/cm <sup>3</sup>	:	1,73
Impuritas boron dalam moderator, ppm	:	1,30

## HASIL DAN PEMBAHASAN

### Pengolahan data nuklir untuk metode deterministik (program WIMS/D5B)

Pengolahan data nuklir untuk pembangunan pustaka multi-kelompok WIMS/D5B (69 kelompok energi) dengan program NJOY99v.364 dilakukan dengan memanfaatkan modul-modul: MODER-RECONR-BROADR-UNRESR-THERMR-GROUPR-WIMSR. Untuk memproses lebih lanjut keluaran modul

WIMSR menjadi pustaka multi-kelompok yang siap digunakan dalam program WIMS/D5B masih diperlukan program bantu lainnya seperti WILLIE code. Pengolahan awal nuklida yang digunakan dalam perhitungan neutronik teras HTGR seperti disajikan pada Tabel 4. Nuklida-nuklida tersebut diproses pada 3 (tiga) temperatur yang berbeda yaitu 900 K, 1200 K dan 1500 K dalam 69 kelompok energi.

Tabel 4. Nuklida beserta nomor materialnya yang diproses untuk WIMS/D5B

No.	Nuklida	Nomor Material (MT), pada file ENDF/B-VII	No identifikasi material pada Program WIMS/D5B
1.	2-He-3	225	3
2.	2-He-4	228	4
3.	5-B-10	525	10
4.	5-B-11	528	11
5.	6-C-12	600	2012
6.	8-O-16	825	6016
7.	14-Si-28	1425	28
8.	14-Si-29	1428	29
9.	14-Si-30	1431	30
10.	92-U-235	9228	8238
11.	92-U-238	9237	2235

Kesebelas nuklida tersebut (2-He-3, 2-He-4, 5-B-10, 5-B-11, 6-C-12, 8-O-16, 14-Si-28, 14-Si-29, 14-Si-30, 92-U-235, 92-U-238) dipandang cukup mewakili untuk dipakai dalam perhitungan neutronik HTGR, khususnya bahan bakar partikel berlapis TRISO dan pebble, menggunakan program deterministik seperti WIMS / D5B. Keluaran modul WIMSR dari

masing-masing nuklida tersebut yang akan digunakan dalam pustaka program WIMS/D5B (WIMSDLIB) dengan bantuan program bantu WILLIE dengan opsi INSERT. Secara lengkap pembagian 69 kelompok energi dalam pustaka data WIMS/D5B disajikan dalam Tabel 5.

Tabel 5. Struktur energi 69 kelompok pada program WIMS/D5B

<b>Daerah Cepat (Fast region)</b>		<b>Daerah Resonansi (Resonance region)</b>		<b>Daerah Termal (Thermal region)</b>	
Grup	Energi Neutron (eV)	Grup	Energi Neutron (eV)	Grup	Energi Neutron (eV)
1	6,06550E+06-1,00000E+07	15	5,53000E+03-9,11800E+03	28	3,30000E+0-4,00000E+0
2	3,67900E+06-6,06550E+06	16	3,51910E+03-5,53000E+03	29	2,60000E+0-3,30000E+0
3	2,23100E+06-3,67900E+06	17	2,23945E+03-3,51910E+03	30	2,10000E+0-2,60000E+0
4	1,35300E+06-2,23100E+06	18	1,42510E+03-2,23945E+03	31	1,50000E+0-2,10000E+0
5	8,21000E+05-1,35300E+06	19	9,06899E+02-1,42510E+03	32	1,30000E+0-1,50000E+0
6	5,00000E+05-8,21000E+05	20	3,67263E+02-9,06899E+02	33	1,15000E+0-1,30000E+0
7	3,02500E+05-5,00000E+05	21	1,48729E+02-3,67263E+02	34	1,12300E+0-1,15000E+0
8	1,83000E+05-3,02500E+05	22	7,55014E+01-1,48729E+02	35	1,09700E+0-1,12300E+0
9	1,11000E+05-1,83000E+05	23	4,80520E+01-7,55014E+01	36	1,07100E+0-1,09700E+0
10	6,73400E+04-1,11000E+05	24	2,77000E+01-4,80520E+01	37	1,04500E+0-1,07100E+0
11	4,08500E+04-6,73400E+04	25	1,59680E+01-2,77000E+01	38	1,02000E+0-1,04500E+0
12	2,47800E+04-4,08500E+04	26	9,87700E+00-1,59680E+01	39	9,96000E-01-1,02000E+0
13	1,50300E+04-2,47800E+04	27	4,00000E+0-9,87700E+00	40	9,72000E-01-9,96000E-01
14	9,11800E+03-1,50300E+04			41	9,50000E-01-9,72000E-01
				42	9,10000E-01-9,50000E-01
				43	8,50000E-01-9,10000E-01
				44	7,80000E-01-8,50000E-01
				45	6,25000E-01-7,80000E-01
				46	5,00000E-01-6,25000E-01
				47	4,00000E-01-5,00000E-01
				48	3,50000E-01-4,00000E-01
				49	3,20000E-01-3,50000E-01
				50	3,00000E-01-3,20000E-01
				51	2,80000E-01-3,00000E-01
				52	2,50000E-01-2,80000E-01
				53	2,20000E-01-2,50000E-01
				54	1,80000E-01-2,20000E-01
				55	1,40000E-01-1,80000E-01
				56	1,00000E-01-1,40000E-01
				57	8,00000E-02-1,00000E-01
				58	6,70000E-02-8,00000E-02
				59	5,80000E-02-6,70000E-02
				60	5,00000E-02-5,80000E-02
				61	4,20000E-02-5,00000E-02
				62	3,50000E-02-4,20000E-02
				63	3,00000E-02-3,50000E-02
				64	2,50000E-02-3,00000E-02
				65	2,00000E-02-2,50000E-02
				66	1,50000E-02-2,00000E-02
				67	1,00000E-02-1,50000E-02
				68	5,00000E-03-1,00000E-02
				69	1,00000E-05-5,00000E-03



### Pengolahan data nuklir untuk metode probabilistik / statistik (program MCNP/MCNPX)

Kajian awal pustaka pengolahan data nuklir untuk perhitungan neutronik HTGR menggunakan metoda simulasi probabilistik/statistik untuk pustaka data nuklir program MCNP/MCNPX yang memanfaatkan tampang lintang data nuklir energi kontinu (ACE file) sebagai pustaka data nuklirnya yang dipengolahan dengan program NJOY99.v364. Dalam format file ACE (An Compact ENDF) yang digunakan khusus untuk pustaka program Monte Carlo MCNP/MCNPX mempunyai 10 kelas tipe data seperti disajikan dalam Tabel 6.

Tabel 6. Kelas data dalam format ACE file dan Z Aid suffixs

No.	Suffix	Kelas data ACE file
	c	Data neutron energi kontinu
	t	Data termal hamburan S(a,b)
	d	Data dosimetri
	p	Data fotoatomik (foton) ( <i>photoatomic</i> )
	u	Data fotonuklir ( <i>photonuclear</i> )
	h	Data proton energi kontinu
	o	Data deuteron energi kontinu
	r	Data triton energi kontinu
	s	Data He-3 energi kontinu
	a	Data alpha energi kontinu

Namun yang paling dikenal adalah kelas “neutron energi kontinu” yang diberi kode Z Aid suffix “xxxx.yyc”. Dengan “xxxx” adalah kode ID isotop, sedangkan “yy” biasanya menyatakan kode yang berkaitan dengan temperatur proses (K) yang digunakan dan “c” menyatakan “continuous-energy neu-

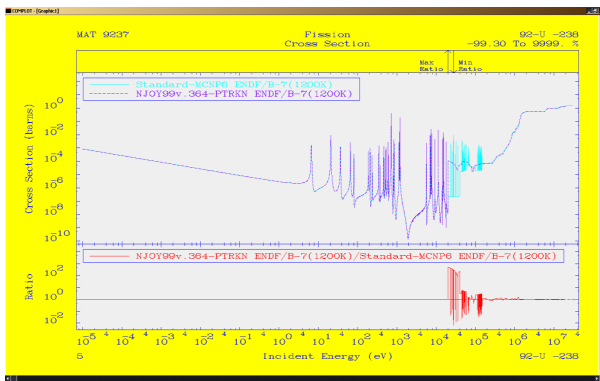
tron data”. Seperti 2003.09c pada file ACE menyatakan isotop: “He-3 yang diproses pada temperature 900K untuk neutron energi kontinu”.

Metoda proses pengolahan data nuklir dalam pembentukan pustaka tampang lintang neutron energi kontinu untuk program Monte Carlo MCNP/MCNPX menggunakan modul-modul yang tersedia dalam program NJOY99.v364 seperti yang telah dijelaskan di atas adalah sebagai berikut: MODER-RECONR-BROADR-HEATR-PURR-THERMR-GASPR-ACER. Pengolahan awal nuklida yang digunakan dalam perhitungan neutronik teras HTGR seperti disajikan pada Tabel 7. Nuklida-nuklida tersebut diproses pada 3 (tiga) temperatur yang berbeda yaitu 900 K, 1200 K dan 1500 K.

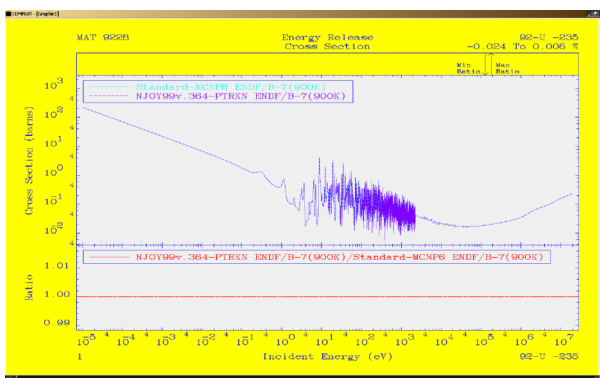
Tabel 7. Nuklida beserta nomor materialnya yang diproses untuk MCNP/MCNPX

No.	Nuklida	Nomor Material (MT), pada file ENDF/B-VII	No identifikasi material pada ACE file	Keterangan
1.	2-He-3	225	2003	Kode suffix untuk proses preparasi temperatur: 900 K → 09c 1200 K → 12c 1500 K → 15c
2.	2-He-4	228	2004	
3.	5-B-10	525	5010	
4.	5-B-11	528	5011	
5.	6-C-12	600	6000	
6.	8-O-16	825	8016	
7.	14-Si-28	1425	14028	
8.	14-Si-29	1428	14029	
9.	14-Si-30	1431	14030	
10.	92-U-235	9228	92235	
11.	92-U-238	9237	92238	

Kesebelas nuklida tersebut (2-He-3, 2-He-4, 5-B-10, 5-B-11, 6-C-12, 8-O-16, 14-Si-28, 14-Si-29, 14-Si-30, 92-U-235, 92-U-238) dipandang cukup mewakili untuk dipakai dalam perhitungan neutronik HTGR menggunakan program Monte Carlo MCNP/MCNPX, khususnya untuk perhitungan kritikalitas bahan bakar kernel partikel berlapis TRISO dan pebble. Beberapa gambar hasil proses pengolahan yang telah dilakukan untuk 92-U-238 (Gambar 4) dan 92-U-235 (Gambar 5) adalah sbb:



Gambar 4. Hasil pengolahan 92-U-238 ENDF/B-VII temperatur 1200 K terhadap data standar dari pustaka MCNP6.1<sup>[13]</sup>



Gambar 5. Hasil pengolahan 92-U-235 ENDF/B-VII temperatur 900 K terhadap data standar dari pustaka MCNP6.1

Keluaran dari modul ACER kemudian diolah sedemikian rupa sehingga bisa diakses melalui direktori tampak lintang (XDIR) yang digunakan dalam pustaka MCNP/MCNPX.

### Analisis hasil perhitungan neutronik bahan bakar HGTR

Data hasil pengolahan data nuklir menggunakan metode deterministik dan metode probabilistik diaplikasikan pada perhitungan neutronik teras HTGR, khususnya pada kritikalitas bahan bakar pebble  $\text{UO}_2$  dengan pengkayaan 10 % (U-235) dengan berbagai temperatur operasi yaitu 900 K, 1200 K dan 1500 K. Perhitungan dengan program Monte Carlo MCNP5v1.2 menggunakan fraksi *packing* ( $pf$ ) TRISO dalam *pebble* ( $pf_{\text{TRISO}}=10\%$ ) dengan lebar kisi (*lattice pitch*) 0,158018 cm. Hasil perhitungan neutronik bahan bakar HTGR menggunakan program deterministik (WIMS/D5B) dan program probabilistik/statistik Monte Carlo MCNPv1.2 disajikan dalam Tabel 8.

Dalam Tabel 8 terlihat bahwa sifat inherent safe dari material bahan bakar kernel partikel berlapis TRISO tampak kelihatan, dengan menurunnya  $k_{\infty}$ (infinite) seiring dengan naiknya temperatur bahan bakar menunjukkan bahwa koefisien reaktivitas temperatur bahan bakar reaktor HTGR adalah negatif. Perbedaan hasil perhitungan antara menggunakan metode deterministik dan probabilistik dalam kasus tersebut rata-rata sekitar 5,8 %. Perbedaan nilai perhitungan ini karena perbedaan pendekatan metode yang digunakan, program determinis

Tabel 8. Hasil perhitungan parameter neutronik bahan bakar *pebble* menggunakan program WIMS/D5B dan MCNP5v1.2

Parameter	Temperatur(K)	$k_{\infty(infinit)}$		% perbedaan = (1-WIMS)/ DMCNP
		Metode Deterministik WIMS/D5B (69 group)	Metode Probabilistik MCNP5v1.2	
Sel kisi <i>pebble</i>	900	1,340663	1,44812	7,420449
	1200	1,335528	1,42214	5,729183
	1500	1,331151	1,40191	4,368825

tik (WIMS/D5B) menggunakan pendekatan geometri, sehingga geometri yang digunakan tidak eksak dan pendekatan tampang lintang data nuklir yang digunakan adalah rerata multi-kelompok. Sementara itu pengolahan data nuklir dengan metode probabilistik/statistik untuk program Monte Carlo MCNP/MCNPX sudah menerapkan seluruh energi tampang tampang lintang data nuklir mulai 10-5 eV hingga 20 MeV, dan geometri yang digunakan adalah geometri sebenarnya (eksak) tanpa adanya pendekatan-pendekatan dilakukan.

## KESIMPULAN

Hasil pengkajian dari pengolahan data nuklir untuk program deterministik dan probabilistik/statistik yang diterapkan dalam perhitungan neutronik bahan bakar teras HTGR ber-bahan bakar *pebble* dengan kernel UO<sub>2</sub> dengan pengkayaan 10 % (U-235) telah dilakukan untuk 3 kondisi temperatur bahan bakar HTGR yang berbeda yaitu 900 K, 1200 K dan 1500 K.

Hasil perhitungan nilai kritikalitas infinit,  $k_{\infty(infinit)}$ , menunjukkan bahwa pengolahan data nuklir dengan metode probabilistik menghasilkan perhitungan yang lebih baik dibandingkan dengan metode deterministik, dengan perbedaan sekitar 5,8 % lebih tinggi untuk metode probabilistik. Perbedaan hasil perhitungan ini dipengaruhi oleh perbedaan metode yang digunakan yaitu pendekatan dalam geometri dan penerapan energi tampang lintang data nuklir yang berbeda.

## UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis mengucapkan terima kasih kepada Dr. Jupiter Sitorus Pane, M.Sc. selaku Kepala Bidang Fisika dan Teknologi Reaktor (BFTR) – PTKRN BATAN atas saran dan perbaikan, sehingga makalah ini dapat ditulis dengan baik. Dorongan semangat dan bantuan rekan-rekan dari BFTR sangat kami dihargai. Penelitian ini sepenuhnya dibiayai oleh DIPA PTKRN 2015.

## DAFTAR PUSTAKA

1. KAZUHIKO KUNITOMI, "R&D on High-Temperature Gas-Cooled Reactor Technology Utilizing Japan's HTTR", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 51, No. 11-12, 2014.
2. V. MCLANE, "ENDF-102: Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data Files ENDF-6", Cross Section Evaluation Working Group (CSEWG), BNL-NCS-44945-01/04-Rev, Informal Report, Revised April 2001.
3. M.B. CHADWICK, ET.AL: "ENDF/B-VII: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology", Nucl. Data Sheets, 102, 293, 2006.
4. K. SHIBATA, O. IWAMOTO, T. NAKAGAWA, N. IWAMOTO, A. ICHIHARA, S. KUNIEDA, S. CHIBA, K. FURUTAKA, N. OTUKA, T. OHSAWA, T. MURATA, H. MATSUNOBU, A. ZUKERAN, S. KAMADA, J. KATAKURA, "JENDL-4.0: A new library for nuclear science and engineering", J. Nucl. Sci. Technol. **48**, 2011.
5. OECD/NEA Data Bank, *The JEFF-3.1 Nuclear Data Library*, JEFF Report 22, OECD/NEA Data Bank. 2009.
6. Z.G. GE, Y.X. ZHUANG, T.J. LIU, J.S. ZHANG, H.C. WU, Z.X. ZHAO, H.H. XIA, "The Updated Version of Chinese Evaluated Nuclear Data Library (CENDL-3.1)", Proc. International Conference on Nuclear Data for Science and Technology, Jeju Island, Korea, April 26-30, 2010 (in press).
7. X-5 MONTE CARLO TEAM, "MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5", LA-UR-03-1987, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, New Mexico, April 24, 2003.
8. D. B. PELOWITZ, ED., "MCNPX User's Manual, Version 2.6.0", LA-CP-07-1473 (April 2008).
9. ANSWERS Software Service, AEA Technology: "WIMSD A Neutronics Code for Standard Lattice Physics Analysis", June 1997.
10. SUWOTO, ZUHAIR, MAMAN MULYAMAN, "Pengolahan Data Nuklir Temperatur Tinggi Untuk Pustaka Energi Neutron Kontinu Program MCNP/MCNPX", Prosiding PPI-PDIPTN, Yogyakarta, 19 Juli 2011.
11. MACFARLANE, R. E., MUIR, D.W., "NJOY99.0: Code System for Producing Pointwise and Multigroup Neutron and Photon Cross Sections from ENDF/B", RSICC Code Package PSR-480/02. Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, New Mexico, USA, Nov. 2000.
12. IAEA TECDOC-1382, "Evaluation of High Temperature Gas Cooled Reactor Performance: Benchmark Analysis Related To Initial Testing of The HTTR and HTR-10", IAEA, Vienna, Nov. 2003.
13. T. GOORLEY, M. JAMES, T. BOOTH, F. BROWN, J. BULL, L.J. COX, J. DURKEE, J. ELSON, M. FENSIN, R.A. FORSTER, J. HENDRICKS, H.G. HUGHES, R. JOHNS, B. KIEDROWSKI, R. MARTZ, S. MASHNIK, G. MCKINNEY, D. PELOWITZ, R. PRAEL, J. SWEEZY, L. WATERS, T. WILCOX, and T. ZUKAITIS, "Initial MCNP6 Release Overview - Mcnp6 Version 1.0", LA-UR-13-22934, Los Alamos National Laboratory, MS A143, Los Alamos NM, 87545, 24 April 2013.