

ANALISIS LAJU DOSIS NEUTRON TERAS RGTT200K DENGAN MCNP5

Suwoto dan Zuhair

Pusat Teknologi dan Keselamatan Reaktor Nuklir (PTKRN) – BATAN
Kawasan PUSPIPTEK, Gd. 80, Serpong, Tangerang Selatan, 15310
E-mail: suwoto@batan.go.id

Diterima: 20-01-2016

Diterima dalam bentuk revisi: 18-08-2016

Disetujui: 22-08-2016

ABSTRAK

ANALISIS LAJU DOSIS NEUTRON TERAS RGTT200K DENGAN MCNP5. Disain konseptual teras reaktor RGTT200K (Reaktor berpendingin Gas Temperatur Tinggi) berdaya 200 MWth yang mampu untuk kogenerasi. Teras reaktor berbentuk silinder non anular yang mengadopsi teknologi HTGR (*High Temperature Gas-cooled Reactor*) berbahan bakar kernel partikel berlapis TRISO dalam bentuk *pebble* dan berpendingin gas helium. Bahan bakar RGTT200K berbentuk *pebble* (bola) yang berisikan kernel partikel berlapis TRISO yang berupa uranium oksida (UO_2) diperkaya 10 %. Lapisan TRISO terdiri 4 lapisan yaitu lapisan-lapisan: karbon berpori, karbon pirolitik dalam (*IPyC, Inner Pyrolytic Carbon*), Silikon Karbida (SiC) dan karbon pirolitik luar (*OPyC, Outer Pyrolytic Carbon*). Perhitungan laju dosis neutron pada teras RGTT200K dilakukan menggunakan program Monte Carlo MCNP5v1.2 yang memanfaatkan file data nuklir ENDF/B-VII, JENDL-4 dan JEFF-3.1 pada temperatur operasi normal $T_{kernel}=1200K$ dan kondisi kecelakaan $T_{kernel}=1800K$. Dengan memanfaatkan program EGS99304, jumlah struktur kelompok energi yaitu 640 (*SAND-II group structure*) digunakan dalam perhitungan spektrum dan fluks neutron reaktor RGTT200K. Teras reaktor RGTT200K dibagi dalam 25 zona (5 zona arah radial dan 5 arah aksial). Perisai biologis reaktor RGTT200K menggunakan spesifikasi material beton dari LANL-USA. Perhitungan laju dosis neutron yang dipancarkan oleh sumber neutron dengan kartu *tally* F4 yang tersedia dalam program Monte Carlo yang dinormalisasi terhadap kuat sumber neutron reaktor RGTT200K. Distribusi laju dosis neutron ditentukan menggunakan faktor konversi *flux-to-dose* dari *International Commission on Radiological Protection (ICRP)*. Hasil perhitungan laju dosis neutron dengan faktor konversi ICRP-74 untuk pekerja radiasi pada arah radial di bagian ujung luar perisai biologis pada temperatur operasi masing-masing adalah: 7,99; 14,30 dan 5,66 $\mu Sv/jam$, untuk ENDF/B-VII, JENDL-4 dan JEFF-3.1, sedangkan untuk kondisi kecelakaan laju dosis neutron masing-masing diperoleh: 8,77; 5,71 dan 10,70 $\mu Sv/jam$. Dari hasil analisis tersebut tampak bahwa perisai biologis telah memenuhi standar keselamatan radiasi yang disyaratkan oleh Perka BAPETEN No. 4 tahun 2013. Khususnya untuk perhitungan laju dosis neutron dengan file ENDF/B-VII kedua kondisi operasi reaktor RGTT200K di bawah nilai standar persyaratan yaitu 10 $\mu Sv/jam$ (20 mSv/thn). Pemenuhan persyaratan keselamatan radiasi dengan ketebalan perisai biologis 100 cm menggunakan material beton untuk RGTT200K telah dicapai dengan baik menggunakan file ENDF/B-VII.

Kata kunci: RGTT200K, dosis neutron, MCNP5v1.2, ICRP, ENDF/B-VII, JENDL-4, JEFF-3.1

ABSTRACT

ANALYSIS OF NEUTRON DOSE RATES ON RGTT200K CORE USING MCNP5. The conceptual design of RGTT200K (High Temperature Gas-cooled Reactor of 200 MWth Cogeneration) is the non-annular cylindrical reactor core with TRISO kernel coated fuel particles in the form of balls called *pebble* and cooled by helium gas. The RGTT200K reactor core design adopts high temperature gas cooled reactor (HTGR) technology with inherent passive safety.. The RGTT200K spherical fuel called *pebble* fuel containing thousand of TRISO-coated fuel particles of uranium oxide (UO_2) 10% enriched. TRISO coating comprises four layers, namely: porous carbon buffer layer, inner pyrolytic carbon layer (*IPyC, Inner Pyrolytic Carbon*), silicon carbide layer (SiC) and a layer of pyrolytic carbon outer portion (*OPyC, Outer Pyrolytic Carbon*).

Modeling and analysis of preliminary calculation of neutron dose rate on normal operating temperature ($T_{\text{kernel}}=1200\text{K}$) and accident temperature ($T_{\text{kernel}}=1800\text{K}$) of the RGTT200K core were performed using monte carlo MCNP5v1.2 code. The continuous energy nuclear data cross-sections was taken from ENDF/B-VII, JENDL-4 and JEFF-3.1 nuclear data files. Double heterogeneity model in TRISO-coated fuel particles kernel and the pebble of RGTT200K core. By utilizing EGS99304 code, the 640 amount of energy group structures (SAND-II neutron group structures) is used in the neutron fluxes and spectrum calculation in RGTT200K reactor. The RGTT200K reactor core is divided into 25 zones (5 zones in radial and 10 zones in axial directions), while the modeling of radiation and biological shielding reactor RGTT200K are used to determine of preliminary neutron dose rate emitted by the neutron source with tally cards are available in the MCNP5v1.2 code. The calculation result analyses of the neutron dose rate distributions are determined using a conversion factor of flux-to-dose taken from International Commission on Radiological Protection, ICRP. The preliminary calculations result show that the neutrons dose rate using ICRP-74 conversion factor for radiation workers in the radial direction at the outer end of the shield biologically in operating temperatures are 7.99, 14.30 and 5.66 $\mu\text{Sv/h}$, for the ENDF/B-VII, JENDL-4 and JEFF-3.1, respectively. Meanwhile, at the accident temperature condition, the neutron dose rate are obtained of 8.77, 5.71 and 10.70 $\mu\text{Sv/h}$ for the ENDF/B-VII, JENDL-4 and JEFF-3.1, respectively. From the result analysis, it appears that the biological shield have met the safety standards of radiation required, especially for the calculation of the dose rate of neutrons with file ENDF/B-VII file, for both the normal and accident operating conditions of the reactor RGTT200K are below the standard requirement of 10 $\mu\text{Sv/h}$ (20 mSv/yr). This results is agree well to the BAPETEN Chairmen's Regulations No. 4 Year 2013. The fulfillment of the safety requirements of radiation with biological shielding thickness of 100 cm using concrete materials for RGTT200K been achieved well using ENDF/B-VII files.

Keywords: RGTT200K,neutron doserates,MCNP5v1.2, ICRP, ENDF/B-VII, JENDL-4, JEFF-3.1

1. PENDAHULUAN

Reaktor RGTT200K (1) merupakan Reaktor berpendingin Gas Temperatur Tinggi berdaya termal 200 MW yang masih dalam disain konseptual yang diharapkan mampu kogenerasi (2,3), yaitu selain menghasilkan listrik, reaktor juga menghasilkan panas temperatur tinggi yang dapat digunakan untuk penelitian panas proses lainnya. Bahan bakar reaktor RGTT200K di rancang menggunakan bahan bakar kernel partikel berlapis (*coated fuel particle*) TRISO yang bebentuk bahan bakar bola (*pebble*). Dalam operasinya, secara teoritis reaktor RGTT200K dapat menggunakan kernel bahan bakar uranium dioksida (UO_2) (4,5), thorium oksida (ThO_2) (6,7) maupun plutonium oksida (PuO_2) (8,9)

dengan tanpa merubah bentuk geometri dan ukuran teras reaktor. Namun dalam penelitian ini hanya membahas bahan bakar uranium dioksida (UO_2) dengan pengkayaan 10% (U^{235}), karena tipe reaktor HTGR (*High Temperatur Gas-cooled Reactor*) yang ada saat ini (HTR-10 Cina dan HTTR-30 Jepang) berbahan bakar UO_2 .

Reaktor RGTT200K dirancang berdaya termal 200 MWth dan mampu menghasilkan temperatur keluaran teras sekitar 950 °C (10) dari temperatur masukan teras sekitar 625°C. Pengoperasian reaktor RGTT200K ini harus memenuhi standar batas keselamatan operasi sebuah reaktor nuklir yang aman, handal dan selamat, sehingga penelitian tentang disain perisai radiasi atau perisai biologis sangat penting

untuk dilakukan. Selain batas keselamatan teknis dari reaktor temperatur tinggi tersebut terpenuhi, batas keselamatan operasi juga dimaksudkan untuk batas keselamatan dari sisi radiologi. Nilai batas keselamatan radiologi yang dipersyaratkan bagi reaktor RGTT200K diantaranya adalah laju dosis radiasi di luar teras reaktor. Nilai batas keselamatan radiasi ini tidak boleh dilampaui untuk tujuan keselamatan bagi pekerja radiasi, masyarakat umum dan lingkungan sekitarnya. Sehingga ketebalan perisai radiasi dan perisai biologis untuk reaktor RGTT200K perlu diteliti dengan seksama. Penelitian sebelumnya telah dilakukan analisis distribusi daya dan fluks neutron (11) dan analisis sensitivitas ketebalan reflektor grafit teras RGTT200K yang menyimpulkan bahwa penambahan ketebalan reflektor aksial tidak memberikan perubahan reaktivitas teras RGTT200K yang signifikan (12), sehingga analisis laju dosis juga dilakukan pada arah radial saja. Perhitungan tentang laju dosis neutron teras RGTT200K belum pernah dilakukan, sehingga penelitian ini dilakukan dan sangat bermanfaat dalam menentukan disain perisai radiasi dan perisai biologis teras reaktor tersebut. Penelitian serupa pernah dilakukan oleh peneliti lain Romolo Remetti dkk (13) untuk ukuran reaktor yang berbeda.

Berdasarkan peraturan terbaru Perka BAPETEN No. 4 Tahun 2013 tentang Proteksi Dan Keselamatan Radiasi Dalam Pemanfaatan Tenaga Nuklir, NBD (Nilai Batas Dosis) efektif rerata untuk pekerja radiasi ditetapkan 20 mSv (2000 mrem) per tahun atau 0.01 mSv/jam (1 tahun pekerja

radiasi = (8 jam) x (5 hari) x (50 minggu) = 2000 jam) atau setara dengan 10 μ Sv/jam.

Analisis laju dosis neutron pada teras RGTT200K dimulai dari pemodelan kernel partikel berlapis TRISO, bahan bakar *pebble* dan pemodelan teras RGTT200K beserta reflector, perisai radiasi dan perisai biologisnya. Selanjutnya dilakukan perhitungan kuat sumber neutron yang dibangkitkan oleh teras RGTT200K yang digunakan untuk normalisasi perhitungan Monte Carlo MCNP. Dalam perhitungan laju dosis neutron, pada program Monte Carlo MCNP5v1.2 dilakukan modifikasi pada hasil keluaran yang diinginkan yaitu dengan menambahkan *tally F4* dan *tally* energi yang ternormalisasi kuat sumber. *Tally* merupakan bahasa MCNP untuk menyebutkan besaran fisika yang diinginkan.

Dalam penelitian ini pemanfaatan metode probabilistik dengan program monte carlo MCNP5v1.2 dengan memanfaatkan tampang lintang energi kontinu dari file data nuklir ENDF/B-VII, JENDL-4 (14) dan JEFF-3.1. Program monte carlo MCNP5v1.2 merupakan program komputer berbasis Monte Carlo yang dapat diaplikasikan untuk mensimulasikan perjalanan partikel yaitu neutron, foton, dan elektron. Program ini telah dikembangkan oleh LANL (*Los Alamos National Laboratory*) – Amerika Serikat.

Untuk melakukan perhitungan laju dosis neutron menggunakan program MCNP5v1.2 diperlukan parameter input yaitu geometri bahan bakar dan teras RGTT200K, posisi sumber radiasi yang berupa reaksi fisi dalam kernel TRISO, jumlah energi bin dengan menggunakan *energy group structure* yang sesuai dengan

spektrum neutron reaktor jenis HTGR (*High Temperature Gas Cooled Reactor*) yang akan ditentukan menggunakan program EGS99304. Geometri yang dimasukkan sebagai parameter input meliputi bahan bakar kernel partikel berlapis TRISO, bahan bakar *pebble*, teras, kanal pendingin helium, kanal batang kendali dan reflektor serta perisai radiasi dan perisai biologis.

Perhitungan laju dosis menggunakan *Tally* Fluks F4 (*Flux over a cell*), *Tally DE* (*Dose Energy*) dan *Tally DF(E)* yang digunakan untuk mengkonversi dari fluks ke dosis dengan faktor tertentu sesuai dengan besaran faktor konversi yang diperoleh dari referensi Komisi Internasional untuk Proteksi Radiasi (*International Commission on Radiological Protection, ICRP*) dan Komisi National Amerika untuk Pengukuran dan Proteksi Radiasi (*National Commission on Radiation Protection and Measurements, NCRP*) yaitu ICRP-21 (1971), NCRP-38 (1971) dan ICRP-74 (2009) (15). Penambahan *tally* ini akan memberikan keluaran berupa laju dosis (Sv/jam atau rem/jam) yang dihasilkan pada posisi tertentu pada geometri teras RGTT200K. Hasil dari penelitian sangat berguna untuk menentukan disain perisai radiasi hingga perisai biologis sehingga distribusi radiasi neutron yang menyebar ke seluruh ruang/daerah di sekitar teras reaktor dapat diprediksi, sehingga aman khususnya bagi

pekerja radiasi. Untuk menurunkan dosis radiasi neutron tersebut, maka di sekitar teras reaktor tersebut dipasang perisai radiasi dan perisai biologis untuk operasional reaktor RGTT200K yang aman sehingga memenuhi standar keselamatan radiasi yang disyaratkan oleh Perka BAPETEN No. 4 tahun 2013.

2. DASAR TEORI

Sebelum melakukan perhitungan laju dosis neutron pada teras RGTT200K, diperlukan parameter kuat sumber neutron dan fluks neutron rata-rata yang dihasilkan teras reaktor tersebut. Pehitungan kuat sumber neutron pada teras RGTT200K berdaya termal 200 MWth menggunakan persamaan konversi. Nilai kuat sumber diperoleh dari perhitungan jumlah reaksi fisi yang diperlukan untuk menghasilkan daya setiap Watt-nya. Untuk mendapatkan nilai tersebut digunakan persamaan konversi, (C) pada persamaan (1) (16):

Kuat Sumber Neutron (*Neutron Source Strength, NSS*) biasanya didefinisikan sebagai jumlah populasi neutron sesaat (*instantaneous neutron population*) yang dihasilkan dalam reaksi fisi dalam waktu satu detik.

$$CF = \left(\frac{1 \text{ joule / detik}}{\text{watt}} \right) \left(\frac{1 \text{ MeV}}{1.602 \times 10^{-13} \text{ joule}} \right) \left(\frac{\text{fisi}}{180 \text{ MeV}} \right) = 3,47 \times 10^{10} \text{ fisi / watt / detik} \quad (1)$$

$$NSS = P * CF * \bar{\nu} \quad (2)$$

dengan:

NSS = Neutron Source Strength (neutron/detik)

P = Daya termal reaktor (watts), RGTT200K= 200 MWth =200x10⁶ Watts

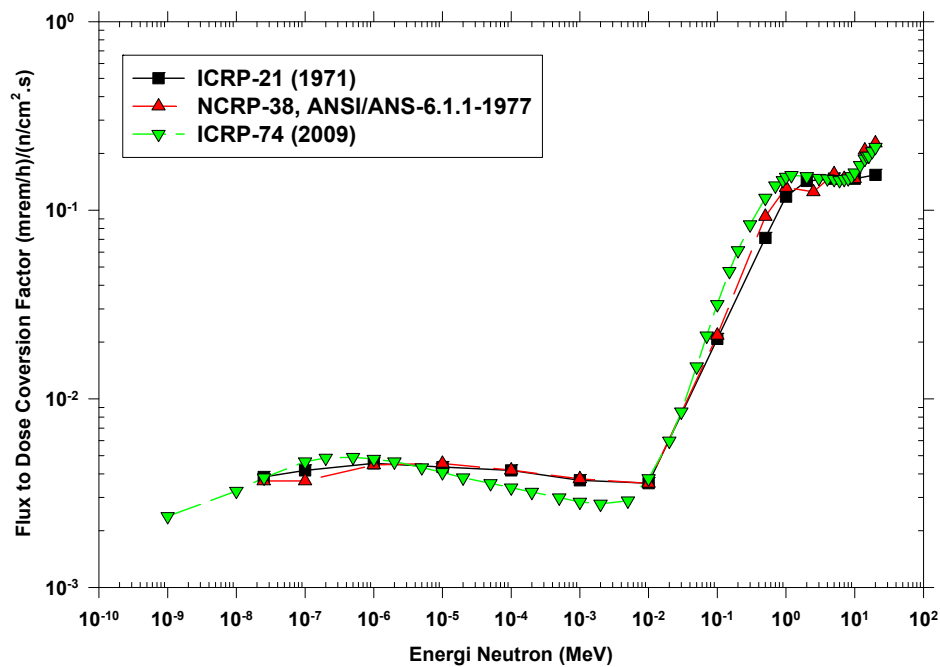
CF = faktor konversi (fisi/watt/detik)

$\bar{\nu}$ = jumlah rerata neutron diproduksi per kejadian fisi (dari output MCNP)

$$\Phi \left[\frac{\text{neutron}}{\text{cm}^2 \cdot \text{detik}} \right] = \text{Tally } F4 (\Phi_{F4}) (1/\text{cm}^2) * NSS (\text{neutron/detik}) \quad (3)$$

dengan:

Tally F4 (Φ_{F4}) adalah hasil output perhitungan MCNP (1/cm²), NSS = Neutron Source Strength (kuat sumber neutron) dalam (neutron/detik)



Gambar 1. Faktor konversi *Fluks to Dose* untuk dosis neutron.

Nilai keluaran dari MCNP5v1.2 untuk jumlah rerata neutron diproduksi per fisi ($\bar{\nu}$) sebesar 2.441 neutron/fisi yang terjadi, sehingga nilai kuat sumber neutron reaktor RGTT200K adalah:

$$\begin{aligned} NSS_{RGTT200K} &= 200 \times 10^6 (\text{Watts}) * 3,47 \times 10^{10} \text{fisi/} \\ &\text{Watt/detik} * (2.451 \text{ neutron/fisi}) \\ &= 1,6919 \times 10^{19} \text{ neutron/detik} \end{aligned}$$

Perhitungan laju dosis neutron pada teras RGTT200K dilakukan melalui

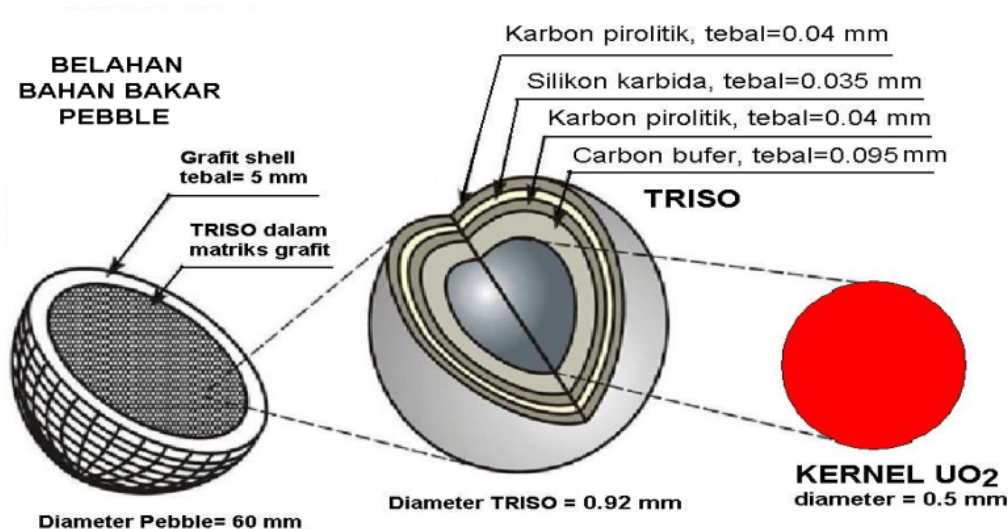
perhitungan distribusi fluks neutron rata-rata yang dihasilkan oleh reaktor RGTT200K dapat ditentukan menggunakan persamaan berikut (16):

Perhitungan laju dosis neutron menggunakan *Tally F4 (Flux over cell)*, *Tally DE (Dose Energy)* dan *Tally DF(E)* yang digunakan untuk mengkonversi dari fluks neutron ke dalam dosis neutron dengan faktor tertentu sesuai dengan besaran faktor konversi yang diperoleh dari referensi ICRP dan NCRP, yaitu ICRP-21 (1971) dan NCRP-38 (1973) & ANSI/ANS-6.1.1-1977 serta ICRP-74 (2009) seperti disajikan dalam Gambar 1. Penambahan *tally* ini (DE dan DF) akan memberikan keluaran berupa laju dosis (Sv/jam atau rem/jam) yang dihasilkan pada posisi tertentu pada geometri teras RGTT200K dengan normalisasi terhadap nilai kuat sumber neutron yang telah diperoleh dari persamaan (2) di atas.

Perhitungan laju dosis yang dihasilkan oleh teras RGTT200K dengan bahan bakar partikel berlapis kernel UO_2 dengan pengkayaan U^{235} sebesar 10 % dilakukan dengan Monte Carlo MCNP5v1.2 menggunakan faktor konversi fluks neutron ke dalam laju dosis neutron sesuai dengan referensi terbaru dari ICRP yaitu ICRP-74 (2009).

3. DESKRIPSI BAHAN BAKAR RGTT200K

Ilustrasi bahan bakar teras reaktor RGTT200K, mengikuti bentuk dan geometri bahan bakar PBMR yang berupa kernel uranium dioksida (UO_2) partikel berlapis TRISO seperti diberikan dalam Gambar 2 dan Tabel 1.



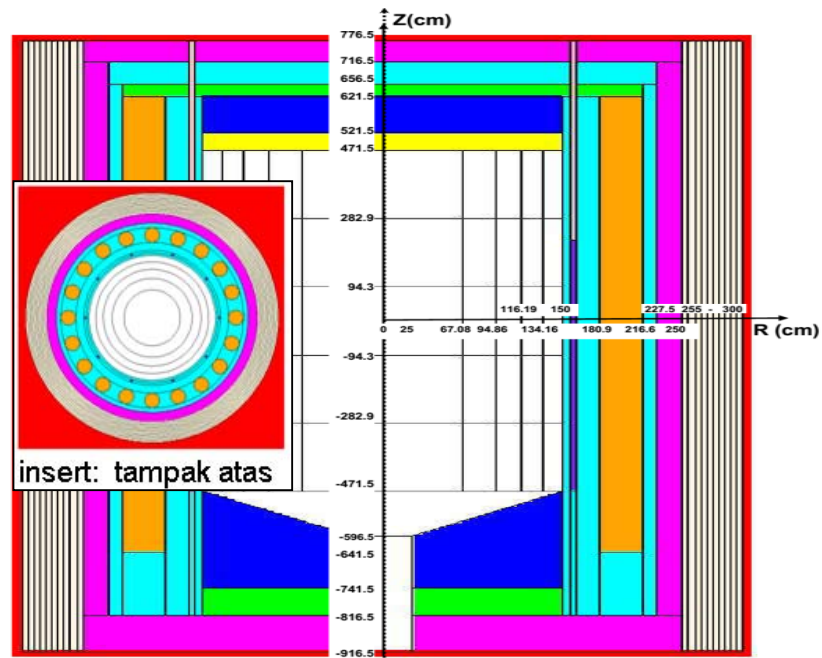
Gambar 2. Ilustrasi bahan bakar *pebble* reaktor RGTT200K.

Tabel 1. Spesifikasi teknis bahan bakar TRISO dan *pebble* untuk teras RGTT200K menggunakan $\phi_{\text{TRISO}}=0,092\text{cm}$ (17,18).

PARTIKEL BERLAPIS TRISO (Coated Fuel Particles)	
▪ Material Kernel Bahan Bakar	UO ₂
▪ Diameter kernel, cm	0,05
▪ Enrichment, % (U-235)	10,0
▪ Densitas kernel, g/cm ³	10,4
▪ Diameter total kernel + lapisan TRISO, cm	0,092
Pelapisan (Coating layer)	
▪ Material lapisan <i>coating</i> (dimulai dari kernel))	C/IPyC/SiC/OPyC
▪ Ketebalan lapisan <i>coating</i> , cm	0,0095/0,0040/0,0035/0,004
▪ Densitas lapisan <i>coating</i> , g/cm ³	1,05/1,90/1,38/1,90
BAHAN BAKAR PEBBLE	
▪ Diameter <i>pebble</i> , cm	6,00
▪ Diameter daerah aktif bahan bakar, cm	5,00
▪ Tebal matriks grafit <i>outer shell</i> , cm	0,50
▪ Densitas matrik grafit <i>outer shell</i> , g/cm ³	1,75

Tabel 2. Pembagian 25 zona dalam teras aktif RGTT200K.

Zona Radial (R) Zona Aksial (Z)	R1	R2	R3	R4	R5	Keterangan
Z5	85	86	87	88	89	bagian ATAS teras
Z4	80	81	82	83	84	antara ATAS dan TENGAH
Z3	75	76	77	78	79	bagian TENGAH teras
Z2	70	71	72	73	74	antara TENGAH dan BAWAH
Z1	65	66	67	68	69	bagian BAWAH teras



Gambar 3. Pemodelan geometri teras RGTT200K dengan MCNP5v1.2 beserta pemodelan perisai biologisnya.

Tabel 3. Spesifikasi beton (LANL, MCNP Mix)(19) yang digunakan dalam disain perisai biologis teras RGTT200K.

Densitas beton: 2,25 gram/cm³				
Nuklida	Abundansi (%)	MCNP-ID	%/berat	Densitas Atom (atom/barn.cm)
H-1	99.9987	1001	0,00453	6,09400E-03
O-16	99.757	8016	0,51260	4,34210E-02
Si-28	92.223	14028	0,36036	1,73900E-02
Al-27	100	13027	0,03555	1,78600E-03
Na-23	100	11023	0,01527	9,00000E-04
Ca-40	96.941	20040	0,05791	1,95800E-03
Fe-56	91.754	26056	0,01378	3,34000E-04
JUMLAH			1,00000	7,18830E-02

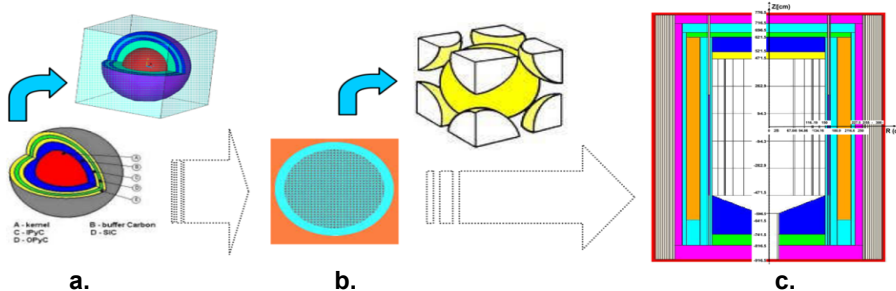
4. DESKRIPSI TERAS RGTT200K

Teras aktif RGTT200K berbentuk silinder dengan tinggi aktif sekitar 943 cm dan diameter 300 cm (Gambar 3). Teras aktif RGTT200K dimodelkan menjadi 25 zona dengan pembagian 5 zona ke arah radial dan 5 zona ke arah aksial dengan masing - masing zona (zona: 65 sampai dengan zona 89) mempunyai volume yang sama yaitu $2,66627 \times 10^6 \text{ cm}^3$, seperti disajikan dalam Tabel 2. Komposisi material yang digunakan sebagai perisai biologis berupa beton setebal 100 cm yang digunakan dalam perhitungan dengan memanfaatkan data referensi komposisi material beton dari Los Alamos National

Laboratory (LANL) – USA, seperti di sajikan dalam Tabel 3.

5. METODOLOGI PERHITUNGAN

Metodologi perhitungan yang digunakan dalam penelitian ini dimulai dari menghitung komposisi dan densitas semua material penyusun komponen kernel partikel TRISO, pebble, teras, pendingin helium, reflektor dan perisai radiasi. Selanjutnya, pemodelan geometri bahan bakar kernel partikel berlapis TRISO dan bahan bakar *pebble* menggunakan program MCNP5v1.2 dengan memperhatikan fraksi *packing*nya (20).



a. Kernel TRISO dalam kisi SC, b. Bahan pebble dalam BCC, c. Teras RGTT200K berisi bahan bakar *pebble* dengan fraksi *packing* 61 %.

Gambar 4. Pemodelan *pebble* dalam sel kisi BCC yang akan digunakan dalam mengisi teras RGTT200K dengan MCNP5v1.2 dan Visual Editor.

Pemodelan teras reaktor RGTT200K beserta batang kendali, kanal helium dan konus pengeluaran bahan bakar *pebble* menggunakan MCNP5v1.2 dengan memanfaatkan pustaka data tampang lintang energi kontinu dari file ENDF/B-VII, JENDL-4 dan JEFF-3.1 Penentuan grid energi bin / jumlah *group structure* yang sesuai dengan spektrum neutron reaktor RGTT200K menggunakan program EGS99304. Pemodelan perisai radiasi hingga perisai biologis reaktor RGTT200K untuk penentuan awal laju dosis neutron yang dipancarkan oleh sumber neutron dengan kartu *tally* yang tersedia dalam program MCNP5v1.2 yang disesuaikan dengan faktor konversi fluks neutron ke dalam laju dosis neutron menurut referensi terbaru yaitu ICRP-74 (2009). Perhitungan laju dosis neutron dilakukan untuk kondisi operasi normal ($T_{kernel}=1200K$) dan kondisi kecelakaan ($T_{kernel}=1800K$).

Pemodelan heterogenitas bahan bakar partikel berlapis TRISO menggunakan program Monte Carlo MCNP5v1.2 dilakukan dengan membagi bahan bakar pertikel 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 pirolitik-karbon bagian dalam (IPyC), zona 4 berupa lapisan silikon karbida (SiC), zona 5 berisi lapisan piro-karbon bagian luar (OPyC) dan lapisan 6 berisi bahan matrik grafit. Bahan bakar berlapis TRISO tersebut didispersikan dalam matrik grafit dengan kisi SC (*Simple Cubic*) sehingga berbentuk bola diameter 5 cm dan dilapisi lagi dengan grafit *shell* setebal 0,5 cm sehingga membentuk bahan

bakar bola (*pebble*) sebesar bola tenis (diameter 6 cm), seperti pada Gambar 4.

Bahan bakar *pebble* tersebut kemudian dimasukkan dalam teras reaktor RGTT200K dalam 25 zona dengan memodelkan terlebih dahulu menggunakan kisi BCC (*Body Centered Cubic*) sedemikian rupa sehingga diperoleh fraksi *packing* sebesar 61 % (nilai optimal untuk HTGR berbahan bakar *pebble*).

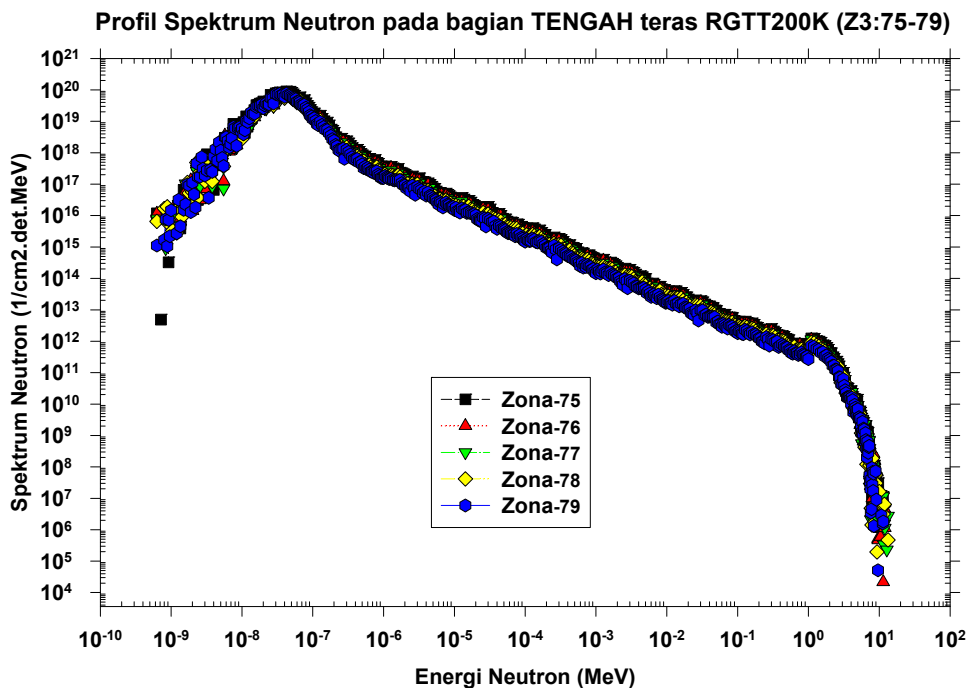
6. HASIL DAN PEMBAHASAN

Seluruh perhitungan dilakukan menggunakan program monte carlo MCNP5v1.2 dengan opsi tipikal KCODE dan KSRC pada temperatur kernel 1200K untuk kondisi temperatur operasi normal dan 1800K untuk kondisi temperatur operasi kecelakaan. Setiap siklus KCODE terdiri atas 1000 neutron dimana jumlah eksaknya bervariasi dari siklus ke siklus, dimulai dari titik sumber fisi yang ditentukan dalam siklus sebelumnya. Hasil perhitungan didasarkan pada 1000 siklus total dengan 10 siklus pertama dilompati sebelum perhitungan *tally* dimulai untuk memastikan bahwa distribusi sumber sudah stabil. Konvergensi distribusi sumber fisi harus dicapai guna mendapatkan hasil perhitungan dengan akurasi yang cukup tinggi secara statistik. Nilai konvergensi untuk perhitungan faktor multiplikasi sangat sensitif pada distribusi sumber awa. Sumber fisi awal diletakkan dalam pusat sel kisi kubik sederhana pada pusat koordinat (0,0:0,0:0,0). Kondisi batas vakum dikenakan pada semua permukaan luar sistem perangkat yang dianalisis setelah memasukkan material dan sifat-sifat lain seperti *importance* neutron ke dalam

setiap sel kisi yang didefinisikan. Data hamburan termal $S(\alpha,\beta)$ dengan spesifikasi grph.65t diaplikasikan untuk memodelkan interaksi neutron dengan grafit pada energi termal di bawah ~ 4 eV.

Spektrum neutron rata-rata pada zona di dalam teras dapat ditentukan dengan bantuan menggunakan kartu *tally* F4, sementara kartu *tally* En digunakan untuk mendapatkan fluks neutron yang diperoleh berdasarkan *bin* energi yang dipilih yaitu sebanyak 640 kelompok energi (SAND-II *group structure*). Distribusi spektrum neutron

yang digunakan untuk menghitung distribusi fluks neutron yang dibangkitkan teras RGTT200K pada rentang energi neutron mulai 10^{-9} MeV hingga 20 MeV, disajikan dalam Gambar 5. Dari Gambar tersebut tampak bahwa profil distribusi spektrum neutron maksimum terjadi pada teras RGTT200K terjadi bagian TENGAH teras yaitu sebesar $7.7849E20$ $1/\text{cm}^2.\text{det}.\text{MeV}$ pada energi neutron sekitar $3,50 \times 10^{-8}$ MeV ($0,035\text{eV}$).

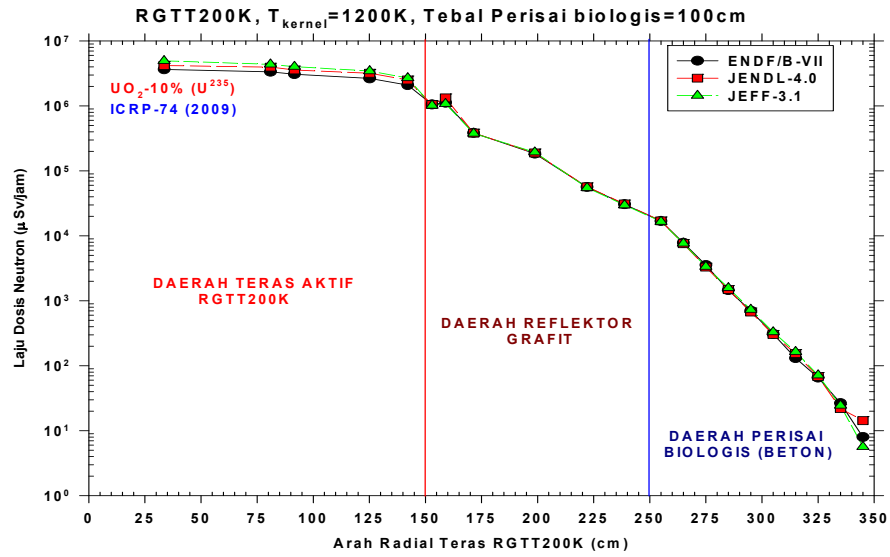


Gambar 5. Spektrum energi neutron teras RGTT200K pada bagian tengah teras ($T_{kernel}=1200K$).

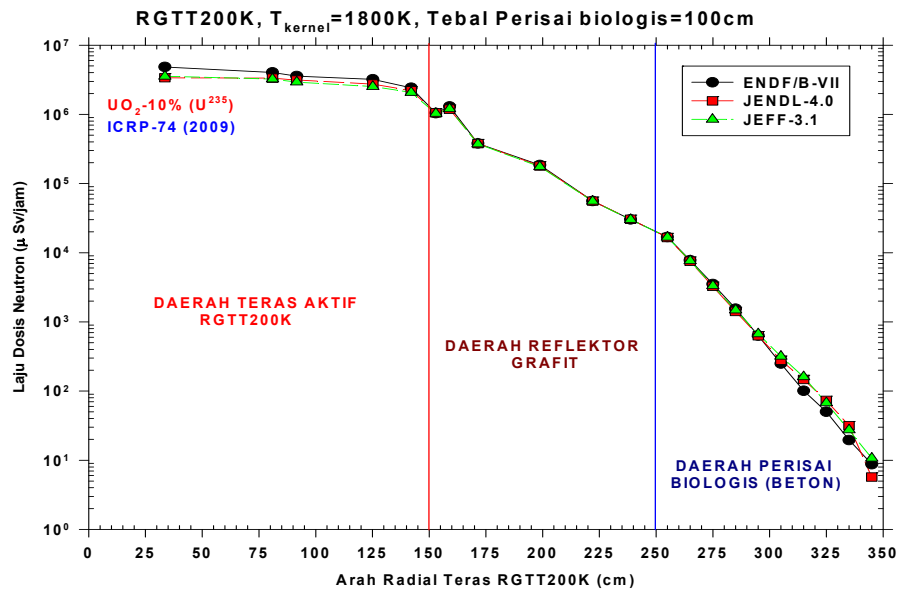
Semua perhitungan laju dosis neutron dilakukan menggunakan program monte carlo MCNP5v1.2, dengan menggunakan tally fluks (tally F4) dan faktor konversi *Flux-to-Dose* dikalikan dengan Nilai Kuat Sumber (NSS) sebagai tally multiplier (FM card),

sehingga diperoleh distribusi laju dosis neutron teras RGTT200K seperti terlihat pada Gambar 6 untuk kondisi temperatur operasi normal ($T_{kernel}=1200K$) dan Gambar 7 untuk kondisi kecelakaan ($T_{kernel}=1800K$),

menggunakan file data nuklir ENDF/B-VII, JENDL-4 dan JEFF3.1.



Gambar 6. Hasil perhitungan distribusi laju dosis neutron teras RGTT200K, pada kondisi temperatur kernel $T_{\text{kernel}}=1200\text{K}$.



Gambar 7. Hasil perhitungan distribusi laju dosis neutron teras RGTT200K, pada kondisi operasi temperatur kernel, $T_{\text{kernel}}=1800\text{K}$.

Dengan ketebalan perisai biologis setebal 100 cm yang terbuat dari beton, dari gambar 6 tersebut tampak bahwa pada bagian radius terluar perisai biologis (posisi radial 345 dari pusat teras atau ketebalan 95 cm) perhitungan hasil laju dosis neutron dengan Monte Carlo MCNP5v1.2 menggunakan file ENDF/B-VII dan JEFF-3.1 (ENDF/B-VII= 7,99 $\mu\text{Sv/jam}$ dan JEFF-3.1= 5,66 $\mu\text{Sv/jam}$) pada kondisi temperatur operasi ($T_{\text{kernel}}=1200\text{K}$) sudah berada di bawah nilai yang dipersyaratkan peraturan yang berlaku yaitu 10 $\mu\text{Sv/jam}$. Sementara perhitungan menggunakan file data nuklir JENDL-4 memberikan nilai laju dosis neutron sebesar 14,30 $\mu\text{Sv/jam}$, nilai ini ternyata sudah di atas nilai persyaratan yang berlaku, yaitu sekitar 29,90 % lebih tinggi.

Sementara untuk posisi arah radial yang sama, seperti ditunjukkan pada Gambar 7, laju dosis neutron pada kondisi kecelakaan, temperatur kernel $T_{\text{kernel}}=1800\text{K}$, perhitungan menggunakan file data nuklir ENDF/B-VII, JENDL-4 dan JEFF-3.1 memberikan nilai laju-dosis neutron masing-masing adalah : 8,77; 5,71 dan 10,70 $\mu\text{Sv/jam}$. Hasil perhitungan dengan file data nuklir JEFF-3.1 sudah di atas nilai persyaratan yang berlaku sekitar 6,29 % lebih tinggi.

Dari kedua perhitungan dengan tipe temperatur kernel yang berbeda, $T_{\text{kernel}}=1200\text{K}$ dan $T_{\text{kernel}}=1800\text{K}$, hasil perhitungan menggunakan file JENDL-4, tidak menghasilkan nilai yang konsisten, yang disebabkan adanya pengaruh tampang lintang nuklir yang digunakan, khususnya

tampang lintang data nuklir 92-U-235 dan 92-U-238.

Dari kedua kondisi operasi reaktor RGTT200K, baik kondisi temperatur operasi $T_{\text{kernel}}=1200\text{K}$ maupun kondisi temperatur kecelakaan $T_{\text{kernel}}=1800\text{K}$, perhitungan laju dosis neutron menggunakan file data nuklir ENDF/B-VII memberikan nilai yang sangat bagus yaitu di bawah nilai standar persyaratan yang berlaku, yaitu 10 $\mu\text{Sv/jam}$. Namun demikian dari segi keselamatan radiasi, ketebalan perisai biologis yang terbuat dari material beton untuk reaktor RGTT200K dengan ketebalan 100cm telah terpenuhi dengan baik bila menggunakan perhitungan file ENDF/B-VII.

7. KESIMPULAN

Dengan menggunakan faktor konversi fluks ke dalam laju dosis sesuai referensi ICRP-74, diperoleh hasil perhitungan bahwa laju dosis neutron untuk teras RGTT200K berbahan bakar UO_2 pengkayaan 10 % (U^{235}) menggunakan file data nuklir ENDF/B-VII untuk kondisi operasi normal dan kecelakaan memberikan nilai laju dosis neutron pada daerah terluar perisai biologis pada posisi radial 345 cm dari pusat teras RGTT200K masing-masing 7,99 $\mu\text{Sv/jam}$ dan 8,77 $\mu\text{Sv/jam}$, sehingga masih aman bagi pekerja radiasi yaitu 10 $\mu\text{Sv/jam}$.

Untuk menjaga pekerja radiasi aman dan terlindungi dari radiasi neutron sesuai dengan persyaratan yang berlaku mengacu pada Perka Bapeten No. 04 tahun 2013 tentang Proteksi Dan Keselamatan Radiasi Dalam Pemanfaatan Energi Nuklir yang menetapkan nilai batas dosis efektif rerata

untuk pekerja radiasi adalah 20 mSv/tahun (10 μ Sv/jam), maka ketebalan perisai biologis teras RGTT200K untuk 100 cm sudah memenuhi persyaratan dengan perhitungan menggunakan file ENDF/B-VII.

8. 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 dan diselesaikan dengan baik. Dorongan semangat dan bantuan serta diskusi dari rekan BFTR sangat kami dihargai. Penelitian ini sepenuhnya dibiayai oleh DIPA PTKRN 2015.

9. DAFTAR PUSTAKA

1. M. Dhandhang Purwadi, "desain konseptual sistem reaktor daya maju kogenerasi berbasis RGTT", Prosiding Seminar Nasional Ke-16 Teknologi dan Keselamatan PLTN serta Fasilitas Nuklir, Surabaya, ISSN: 0854-2910, 28 Juli 2010.
2. Yan X., Noguchi H., Sato H., Tachibana Y., Kunitomi K., Hino R., "A hybrid HTGR system producing electricity, hydrogen and such other products as water demanded in the middle east", Nuclear Engineering and Design, 2014; 271, 20–29.
3. Geschwindt J.R., Lommers L.J., Southworth F.H., Shahrokhi F., "Performance and optimization of an HTR cogeneration system", Nuclear Engineering and Design, 2012; 251, 297–300.
4. Michael J. Kania, Heinz Nabelek, Karl Verfondern, Hans-Josef Allelein, "Testing of HTR UO₂ TRISO fuels in AVR and in material test reactors", Journal of Nuclear Materials, 2013 441, 545–562.
5. Hoai Nam Tran, Van Khanh Hoang, "Neutronic characteristics of an OTTO refueling PBMR", Nuclear Engineering and Design, 2012; 253, 269 – 276.
6. Alleleina B H.J., Kania M.J., Nabeleka H., Verfondern K., "Thorium Fuel Performance Assessment in HTRs", Nuclear Engineering and Design, 2014; 271, 166–170
7. Piyatida Trinuruk, Toru Obara, "Particle-type burnable poisons for thorium-based fuel in HTGR", Energy Procedia, 2015; 71, 22 – 32
8. Jonnet J., Kloosterman J.L., Boer B., "Performance Of TRISO Particles Fueled With Plutonium and Minor Actinides in A PBMR-400 Core Design", Nuclear Engineering and Design, 2010; 240, 1320–1331.
9. Adem Acir, Hasan Coskun, "Neutronic Analysis of The PBMR-400 Full Core Using Thorium Fuel Mixed With Plutonium or Minor Actinides" Annals of Nuclear Energy, 2012; 48, 45–50.
10. M. Dhandhang Purwadi, "Analisis dan optimasi desain sistem reaktor gas temperatur tinggi RGTT200K dan RGTT200KT", Jurnal Teknologi Reaktor Nuklir - TRI DASA MEGA, Vol. 14 No.1 Pebruari 2012, Hal. 1-14, ISSN:1411–240X, Akreditasi LIPI Nomor : 266/AU1/P2MBI/05/2010.
11. Suwoto, Zuhair, "Analysis on the calculation of power and thermal neutron

- fluxd distribution for RGTT200K reactor*", submitted to International Conference on Nuclear Energy Technology Seminar in conjunction of The 2nd National Seminar on Nuclear Energy Technology, Denpasar, Bali, 15-16 October 2015.
12. Suwoto, Zuhair, "Analisis sensitivitas ketebalan reflektor grafit teras RGTT200K menggunakan perhitungan Monte Carlo", *Jurnal Pengembangan Energi Nuklir*, Vol. 16, Nomor 2, Desember 2014, ISSN: 1410-9816, Akreditasi LIPI No. 545/AU2/P2MI-LIPI/06/2013.
 13. Romolo Remetti, Giulio Andreoli, Silvina Keshishian, "Monte Carlo calculation of the neutron effective dose rate at the outer surface of the biological shield of HTR-10 reactor", *Nuclear Engineering and Design*, 2012; 243, 148–152.
 14. K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa, et. al., "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering", *J. Nucl. Sci. Techn.*, 2011; 48, 1.
 15. Dann C. Ward, "Impact of switching to the ICRP-74 neutron flux-to-dose equivalent rate conversion factors at the sandia national laboratory building 818 neutron source range", SANDIA REPORT SAND2009-1144, March 2009.
 16. Dawahra S., Khattab K., "Calculation of the power distribution in the fuel rods of the low power research reactor using the MCNP4C code", *Annals of Nuclear Energy* Volume, 2011; 38, 2859–2862.
 17. Hoai Nam Tran, "Fuel burnup performance of an OTTO refueling pebble bed reactor with burnable poison loading", *Progress in Nuclear Energy*, 2012; 60, 47-52.
 18. Zuhair, Suwoto, Putranto Ilham Yazid, "Investigasi parameter bahan bakar pebble dalam perhitungan teras thorium RGTT200K", *Jurnal Sains dan Teknologi Nuklir Indonesia*, Volume 14 Nomor 2, Agustus 2013, ISSN 1411-3481, Akreditasi LIPI No. 404/AU2/P2MI-LIPI/04/2012
 19. Charles D. Harmon, Robert D. Busch, Judith F. Briesmeister, R. Arthur Forster, "Criticality calculation with MCNP: A primer", LA-12827-M, Manual, UC-714, August 1994.
 20. Mehmet Türkmen, Üner Çolak, "Effect of pebble packing on neutron spectrum and the isotopic composition of HTGR fuel", *Annals of Nuclear Energy* 46, 2012; 29–36.

