

ANALISIS DOSIS GAMMA RSG-GAS DENGAN TERAS SILISIDA KERAPATAN 4,8 gU/cm³ MENGGUNAKAN MCNP

Ardani

Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir BATAN
Kawasan PUSPIPEK Gedung 80, Serpong 15310, Tangerang
e-mail : ardani_52@yahoo.com

Diterima 01 Desember 2010, diterima dalam bentuk perbaikan 18 Januari 2011, disetujui 24 Januari 2011

ABSTRAK

ANALISIS DOSIS GAMMA RSG-GAS DENGAN TERAS SILISIDA KERAPATAN 4,8 gU/cm³ MENGGUNAKAN MCNP. Rencana penggantian jenis elemen bakar RSG-GAS dari bahan bakar dengan kerapatan 2,96 gU/cm³ ke 4,8 gU/cm³ perlu disertai dengan analisis keselamatan radiasinya. Paket program MCNP-5 telah digunakan untuk perhitungan dosis gamma di RSG-GAS yang dimuati elemen bakar dengan kerapatan 4,8 gU/cm³. Sumber gamma dalam reaktor meliputi gamma tangkapan radiatif, gamma hasil pembelahan spontan dan gamma peluruhan dari hasil pembelahan dan hasil aktivasi. Paket program ORIGEN-2.1 digunakan untuk menghitung komposisi nuklida seiring dengan beroperasinya reaktor sehingga kuat sumber gamma tangkapan dan sumber gamma peluruhan dapat ditentukan, sedangkan kuat sumber gamma hasil pembelahan spontan ditentukan oleh daya reaktor dan pembangkitan gamma dalam proses pembelahan U-235, dengan asumsi reaktor beroperasi pada daya 30 MWt. dalam waktu 46,6 hari. Dosis terhitung tertinggi di balai eksperimen $4,07 \times 10^{-3}$ μ Sv/jam masih jauh di bawah ambang dosis eksternal yang ditentukan untuk pekerja radiasi, yaitu 25 μ Sv/jam. Dosis tertinggi di balai operasi reaktor dalam keadaan operasi normal 19,98 μ Sv/jam. Walaupun masih belum melampaui, tetapi dosis terhitung ini mendekati nilai batas maksimum dosis untuk pekerja radiasi. Disimpulkan bahwa dengan menggunakan elemen bakar berkerapatan 4,8 gU/cm³ dosis radiasi masih dalam keadaan aman.

Kata kunci: Sumber radiasi, ORIGEN-2.1, dosis radiasi, RSG-GAS, MCNP-5

ABSTRACT

ANALYSIS OF GAMMA DOSE FOR 4,8 gU/cm³ DENSITY SILICIDE CORE AT THE RSG-GAS REACTOR USING MCNP CODE. Radiation safety analysis should be done following of substitution of fuel density of 2.96 gU/cc to density of 4,8 gU/cc silicide fuels for the RSG-GAS reactor. MCNP-5 code has been used to perform gamma dose calculation of the RSG-GAS reactor. Gamma radiation source at reactor consists of capture gamma rays, prompt fission gamma rays, and gamma rays of decay of fission and activation products. The strength of the prompt fission gamma rays is obtained by gamma releases of fission process of U-235 and reactor power of 30 MWt., during 46,6 days operation. Radiation dose is calculated at the experimental hall by detection point at the surface of outer of biological shielding and the operation hall by detection point at the top of the pool. The calculation is conducted at reactor on the normal operation and on the worst postulated accident causing the water level at the pool decreases. Calculation result shows that the biggest source strength of gamma rays come from the decay process. The highest calculated dose at the experiment hall is $4,07 \times 10^{-3}$ μ Sv/h, far from the maximum external dose permitted 25 μ Sv/h. The highest calculated dose at the operation hall is 19.98 μ Sv/h. Even though the calculated dose is still acceptable but this is close to the maximum permitted dose for worker. It concluded that loading of 4,8 gU/cc silicide fuel for the RSG-GAS still safe.

Keywords: Radiation source, ORIGEN-2.1, radiation dose, RSG-GAS, MCNP-5

PENDAHULUAN

RSG-GAS adalah reaktor penelitian didisain untuk dioperasikan pada daya nominal 30 MWt dalam waktu 25 hari dengan menggunakan elemen bakar jenis silisida (U₃Si₂Al) dengan densitas 2,96 gram Uranium per cm³ (gU/cm³). Usaha memperpanjang siklus operasi diawali dengan perhitungan neutronik menggunakan bahan bakar dengan densitas lebih tinggi. Salah satu variannya adalah densitas 4,8 gU/cm³, bisa memperpanjang

waktu operasi menjadi sekitar 46,6 hari pada daya operasi 30 MWt⁽¹⁾, tanpa mengubah konfigurasi teras yang ada seperti saat ini, yaitu teras yang tersusun atas 40 elemen bakar dan 8 elemen kendali.

Aspek keselamatan radiasi di dalam gedung reaktor akibat perubahan densitas bahan bakar ini perlu ditinjau untuk menjamin keselamatan pekerja. Dalam makalah ini dibahas dosis radiasi pada saat reaktor beroperasi normal pada ruang kerja.

Dosis radiasi merupakan fungsi dari kuat sumber radiasi, material yang dilalui oleh sinar gamma dan jarak dari sumber radiasi ke titik deteksi tempat dosis radiasi ditentukan. Sumber sinar gamma dari sistem reaktor terdiri dari: sinar gamma tangkapan, sinar gamma pembelahan spontan, sinar gamma peluruhan hasil belah dan sinar gamma peluruhan hasil aktivasi⁽²⁾. Kuat sumber foton gamma tangkapan radiatif merupakan fungsi dari kebolehjadian terlepasnya foton gamma untuk masing-masing nuklida, komposisi nuklida dan fluks neutron termal pada daerah itu. Kebolehjadian terlepasnya foton gamma untuk masing-masing nuklida diambil dari data yang ditabulasikan oleh Grotenhuis⁽³⁾ dan Tuli⁽⁴⁾. Komposisi nuklida dalam teras dihitung menggunakan paket program ORIGEN-2.1⁽⁵⁾. Kuat sumber foton hasil pembelahan ditentukan dari cacah foton hasil pembelahan per pembelahan dan daya reaktor.⁽²⁾ Kuat sumber foton gamma hasil dari proses peluruhan hasil belah dan hasil aktivasi ditentukan menggunakan paket program ORIGEN-2.1. Kuat sumber foton gamma di air kolam reaktor dihitung berdasarkan data aktivitas zat radioaktif yang terlarut dalam air kolam reaktor, meliputi zat radioaktif hasil aktivasi neutron terhadap air pendingin dan pengotornya serta zat radioaktif yang terbentuk karena pembelahan bahan fisil yang menempel pada bagian luar pelat elemen bakar akibat pengotoran saat fabrikasi, kemudian terlarut dalam air kolam reaktor⁽⁶⁾.

Penahan radiasi gamma di RSG-GAS meliputi air kolam reaktor dan perisai biologi yang berfungsi sebagai dinding reaktor. Di samping itu, satu teknik yang diterapkan di RSG-GAS untuk mengurangi paparan sinar gamma di balai operasi adalah memasang satu sistem yang disebut lapisan air hangat (WWL). Lapisan air hangat berada pada permukaan air kolam reaktor dengan tebal sekitar 1 meter. Selisih suhu lapisan air hangat dipertahankan sekitar 4° C lebih tinggi dari suhu air kolam reaktor di bawahnya, sehingga tidak terjadi pencampuran antara air kolam reaktor dengan air di lapisan air hangat. Lapisan air hangat ini menjadi perisai sinar gamma dari teras reaktor dan air kolam reaktor, ke udara balai operasi.

Dosis radiasi yang dihitung dengan titik-titik deteksi di balai eksperimen terletak pada permukaan dinding reaktor dan di balai operasi terletak pada permukaan kolam reaktor. Ruangan ini dipilih dengan alasan karena dua ruangan ini merupakan daerah kerja rutin. Dosis radiasi foton gamma di balai eksperimen dan balai operasi, baik reaktor dalam kondisi normal dihitung menggunakan paket program MCNP-5⁽⁷⁾. Paket program ini dipilih dengan alasan bahwa program tersebut bisa digunakan untuk perhitungan dosis dari sumber foton gamma yang geometrinya tidak simetris seperti halnya sumber foton yang ada di RSG-GAS.

TEORI

Sumber Sinar Gamma Reaktor RSG-GAS terdiri dari sinar gamma tangkapan radiatif, hasil pembelahan spontan dan hasil peluruhan.

Sinar Gamma dari Tangkapan Radiatif

Sinar gamma tangkapan adalah sinar gamma yang terlepas pada saat nuklida menyerap sebuah neutron (n, γ) terutama neutron termal⁽⁸⁾. Dalam media beratom tunggal laju reaksi tangkapan ditentukan dengan persamaan⁽²⁾.

$$q_i = \Sigma_{\gamma i} \times \phi_i = \sigma_{\gamma i} \times N_i \times \phi_i \quad (1)$$

dengan

q_i = laju reaksi tangkapan radiatif nuklida ke-i per satuan volume (tangkapan-neutron/cm³/detik);

$\Sigma_{\lambda i}$ = tampang lintang tangkapan makroskopik nuklida ke-i (cm⁻¹);

ϕ_i = fluks neutron termal (n/cm²/detik);

$\sigma_{\gamma i}$ = tampang lintang tangkapan mikroskopik nuklida ke-i (barn = 10⁻²⁴ cm²);

N_i = rapat atom dalam nuklida ke-i (atom/cm³).

Laju reaksi tangkapan radiatif dalam volume penyerap V adalah :

$$Q_i = \Sigma_{\gamma i} \times \phi_t \times V \quad (2)$$

dengan:

Q_i = Laju reaksi tangkapan radiatif total untuk material i (tangkapan-neutron /detik)

V = volume penyerap (cm³).

Energi foton yang dipancarkan karena tangkapan radiatif untuk semua jenis atom berkisar antara 0 s/d 11 MeV. Grotenhuis, mengelompokkan foton ini dalam 7 kelompok energy⁽³⁾. Dalam reaksi tangkapan radiatif, satu nuklida memancarkan sejumlah p_j foton pada kelompok energi ke-j⁽⁴⁾, sehingga kuat sumber foton gamma dalam suatu volume V dari nuklida dapat ditunjukkan dalam Tabel 1.

Tabel 1. Kuat sumber foton gamma dari nuklida yang mengalami reaksi tangkapan radiatif dalam struktur material tunggal.

Kelompok	1	2	3	4	5	6	7
Kel. energi	0-1 MeV	1-2 MeV	2-3 MeV	3-4 MeV	4-6 MeV	6-8 MeV	8-11 MeV
Kuat sumber foton	$Q_i \times p_{i1}$	$Q_i \times p_{i2}$	$Q_i \times p_{i3}$	$Q_i \times p_{i4}$	$Q_i \times p_{i5}$	$Q_i \times p_{i6}$	$Q_i \times p_{i7}$

Dalam struktur campuran yang terdiri dari lebih dari satu nuklida, reaksi tangkapan radiatif oleh nuklida ke-i adalah :

$$\begin{aligned} q_i &= \sigma_{\gamma i} \times n_i \times \phi_t = \sigma_{\gamma i} \times \frac{N_i}{N_i} \times n_i \times \phi_t \\ &= \Sigma_{\gamma i} \times \frac{n_i}{N_i} \times \phi_t = \Sigma_{\gamma i} \times \frac{w_i}{\rho_i} \times \phi \end{aligned} \quad (3)$$

dengan

n_i = rapat atom nuklida ke-i dalam campuran (atom/cm³);

ρ_i = densitas nuklida ke-i (gram/cm³);

w_i = massa nuklida ke-i dalam campuran (gram/cm³);

Apabila k adalah banyaknya jenis nuklida dalam campuran, maka kuat sumber gamma tangkapan radiatif dalam campuran ditunjukkan dalam Tabel 2.

Reaksi tangkapan radiatif total dalam teras adalah :

$$Q_i = \Sigma_{\gamma i} \times \frac{w_i}{\rho_i} \times \phi_t \times V \quad (4)$$

Tabel 2. Kuat sumber foton gamma dari nuklida yang mengalami reaksi tangkapan radiatif dalam struktur material campuran.

Kelompok	1	2	3	4	5	6	7
Rentang energi	0-1 MeV	1-2 MeV	2-3 MeV	3-4 MeV	4-6 MeV	6-8 MeV	8-11 MeV
Kuat sumber foton	$\sum_{i=1}^k Q_i \times p_{i1}$	$\sum_{i=1}^k Q_i \times p_{i2}$	$\sum_{i=1}^k Q_i \times p_{i3}$	$\sum_{i=1}^k Q_i \times p_{i4}$	$\sum_{i=1}^k Q_i \times p_{i5}$	$\sum_{i=1}^k Q_i \times p_{i6}$	$\sum_{i=1}^k Q_i \times p_{i7}$

Sinar Gamma dari Pembelahan Spontan

Pada reaksi pembelahan, akan menghasilkan spektrum energi gamma spontan dengan jumlah cacah foton gamma yang dipancarkan dalam kelompok n yang terletak di antara energi E_n dan E_{n+1} adalah:⁽⁴⁾

$$k_n = \frac{1}{(E_n + E_{n+1})/2} \int_{E_n}^{E_{n+1}} E \times \eta(E) \times dE \tag{5}$$

dengan

E = energi foton dalam satuan MeV,

$\eta(E)$ = spektrum foton sebagai fungsi energi

k_n = cacah foton dalam rentang energi n sampai n+1 (foton/reaksi pembelahan).

Penyelesaian persamaan (5) memberikan distribusi cacah foton gamma rerata pada setiap kelompok energi untuk setiap pembelahan ditunjukkan dalam Tabel 3.

Tabel 3. Distribusi cacah foton gamma rerata pada setiap kelompok energi untuk setiap pembelahan.

Rentang energi (MeV)	0-1	1-2	2-3	3-4	4-6	6-8
Cacah Foton per pembelahan	5,2*	1,5 2	0,52 0	0,17 0	0,077 5	0,00868

Keterangan: *termasuk foton dengan energi di bawah 0.3 MeV⁽⁸⁾.

Laju pembelahan (*fission rate, f_r*) dalam reaktor adalah⁽⁸⁾:

$$f_r = 2,7 \times 10^{21} \times P \text{ pembelahan/hari} \tag{6}$$

dengan P adalah daya reaktor dalam MWt.

Sinar Gamma dari Peluruhan Nuklida Hasil Pembelahan

Energi foton gamma dari peluruhan hasil pembelahan dan hasil aktivasi berkisar antara 0 s/d 11 MeV⁽⁸⁾. Kuat sumber gamma itu ditentukan dengan simulasi menggunakan paket program ORIGEN-2.1.

METODOLOGI

Perhitungan Dosis Gamma Pada Titik-titik Deteksi

Untuk menghitung dosis gamma digunakan paket program MCNP-5. Program ini telah banyak dipakai untuk menghitung fluks partikel⁽⁹⁾. Metode Monte Carlo adalah metode penyelesaian masalah transport partikel dengan melakukan simulasi sejarah jejak partikel yaitu dengan cara mengikuti jejak partikel dari pembentukan awal diikuti langkah demi langkah dalam medium yang telah didefinisikan sebelumnya sampai partikel itu lenyap eksistensinya. Masukannya meliputi kuat sumber foton, model struktur media, dalam hal ini adalah model struktur reaktor yang meliputi geometri objek, jenis dan kerapatan nuklida yang menempati objek.

Cacah foton gamma yang melewati titik deteksi dihitung (*scored*), jumlah cacah foton gamma ini merupakan fluks foton gamma pada titik yang diobservasi.

Data-data untuk perhitungan dosis dapat ditentukan sebagai berikut:

Penentuan Komposisi Nuklida Dalam Daerah Elemen Bakar

Teras reaktor tersusun atas 40 elemen bakar standar (e.b.) dan 8 elemen kendali (e.k.). Manajemen pemuatan elemen bakar dalam teras berbahan bakar silisida kerapatan 4,8 g U/cm³ adalah pola 5/1⁽¹⁾. Satu kelompok pemuatan terdiri dari 5 e.k. dan 1 e.k. dengan nilai fraksi bakar dalam satu kelompok diasumsikan sama. Satu teras terdiri dari 8 kelompok pemuatan elemen bakar. Simulasi pembakaran elemen bakar menggunakan paket program ORIGEN-2, diperoleh komposisi material dalam teras reaktor.

Homogenitas dari struktur bisa ditentukan oleh panjang jejak bebas rerata (*mean free path, mfp*) dari fotonnya. Apabila jejak bebas rerata foton dalam struktur lebih besar dari tebal satuan struktur heterogennya maka struktur itu disebut quasi-homogen yaitu walaupun strukturnya heterogen namun dapat diperhitungkan sebagai struktur yang homogen^(3,8).

Penentuan Kuat Sumber Foton

Kuat sumber gamma tangkapan radiatif menggunakan korelasi seperti dalam Tabel 2. Komposisi material diperoleh dari simulasi pembakaran dengan ORIGEN-2 di atas, sedangkan kebolehdijadian pancaran gamma p diperoleh dari data-data di *National Nuclear Data Center* ⁽⁴⁾.

Untuk menentukan kuat sumber foton dari hasil pembelahan spontan digunakan korelasi dalam Tabel 3. dengan menetapkan daya reaktor 30 MWt.

Kuat sumber foton dari peluruhan hasil fisi dan aktivasi diperoleh dari ORIGEN-2, karena di samping mendapatkan komposisi material, keluaran ORIGEN-2 juga kuat sumber memberikan kuat sumber foton dari peluruhan hasil fisi dan aktivasi.

Untuk menentukan kuat sumber foton dalam air pendingin dihitung sebagai berikut: Fraksi komposisi radionuklida dalam air kolam telah ditentukan dalam SAR RSG-GAS ⁽⁶⁾, sedangkan aktivitas campuran (*gross activity*) air pendingin reaktor yang terukur pada 15 MWt yaitu $4,11 \times 10^8$ Bq/m³ ⁽¹⁰⁾. Dari dua data ini (fraksi komposisi radionuklida dan aktivitas campuran (*gross activity*) air pendingin reaktor yang terukur pada 15 MWt), dengan mengasumsikan bahwa produksi radionuklida dalam air pendingin linier terhadap daya reaktor, maka aktivitas masing-masing radionuklida untuk daya 30 MWt dapat ditentukan.

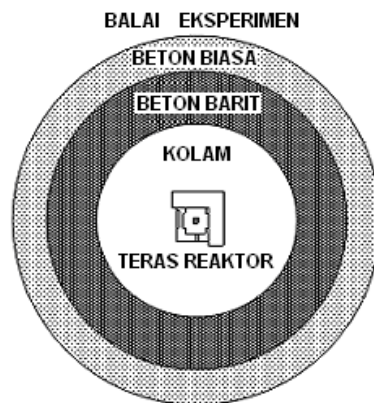
Pemodelan Struktur Reaktor

Struktur reaktor RSG-GAS dimodelkan sebagai daerah teras, daerah kolam air pendingin dan daerah dinding beton. Daerah teras terdiri daerah-daerah posisi iradiasi pusat (*CIP*), elemen bakar, posisi iradiasi (*IP*), fasilitas uji daya undak (*PRTF*), sistem iradiasi cepat (*RS*) dan reflektor. Kolam pendingin berbentuk silinder berisi air. Dinding kolam reaktor berbentuk silinder terdiri dari komponen-komponen tangki aluminium, beton barit densitas 3,5 g/cm³ dan beton biasa dengan densitas 2,54 g/cm³. Bentuk dan ukuran komponen reaktor yang digunakan dalam perhitungan ini ditunjukkan dalam Tabel 4.

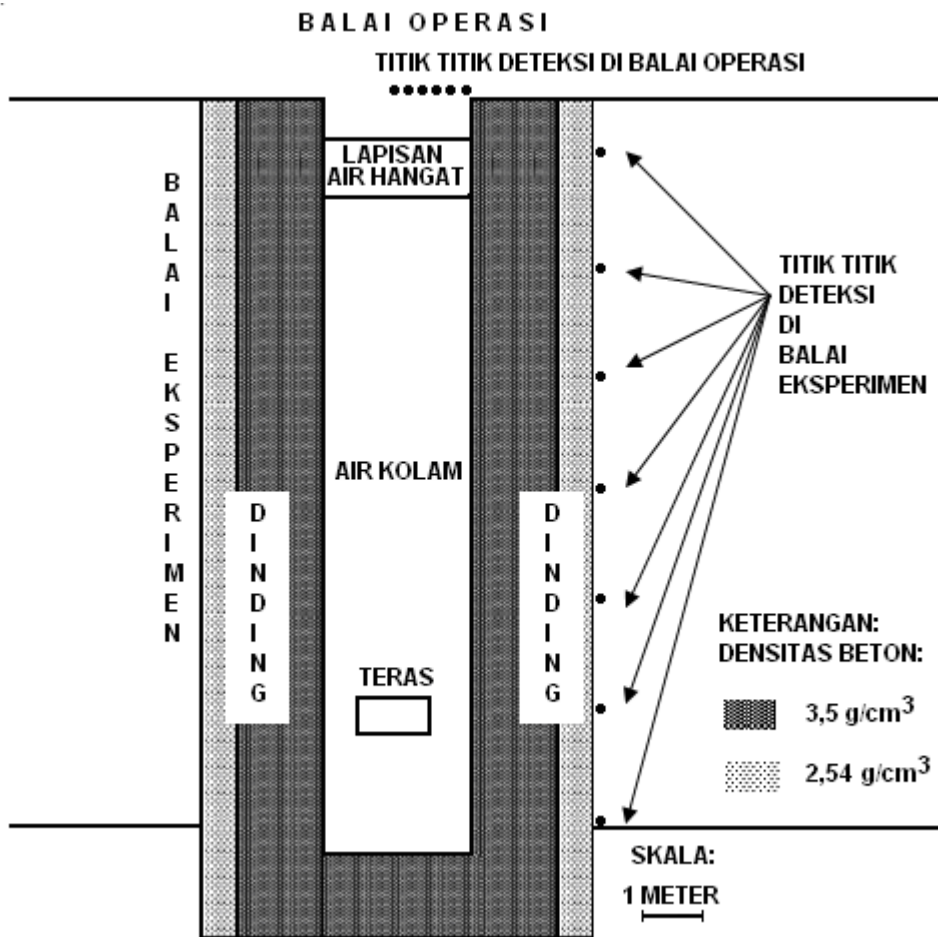
Tabel 4. Bentuk dan ukuran komponen reaktor RSG-GAS.

No	Komponen	Panjang g (cm)	Lebar (cm)	Tinggi (cm)	Diameter Dalam (cm)	Diameter Luar (cm)	Volume (cm ³)
1.	"CIP"	16,17	15,42	62,5	x	x	15584
2.	Daerah elemen bakar	64,68*	61,78*	62,5	x	x	202590
3.	"IP" (4 buah), masing-masing	8,085	7,71	62,5	x	x	3896
4.	Reflektor	125,50*	121,50 *	62,5	x	x	626936
5.	"PRTF",	16,17	7,71	62,5	x	x	7792
6.	"Rabbit system"	32,34	7,71	62,5	x	x	19480
7.	Kolam Pendingin	x	x	1220* *	x	250	236×10 ⁶
8.	Tangki Al	x	x	1220* *	250	251	
9.	Beton Barit	x	x	1220* *	251	390	
10	Beton Biasa	x	x	1220* *	390	450	
Keterangan : * Ukuran terluar ** Dihitung dari dasar air kolam							

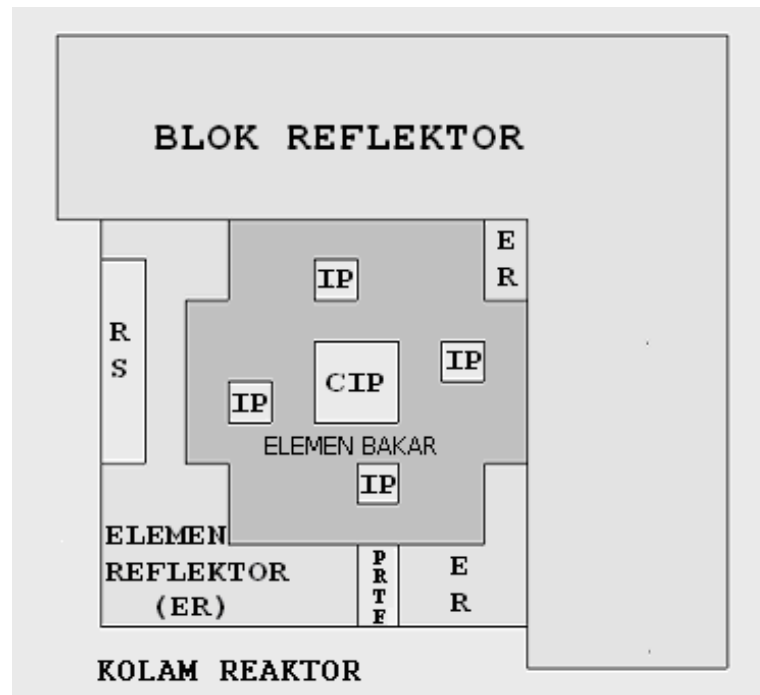
Gambar 1 menunjukkan model tampang lintang horisontal daerah teras sampai luar dinding reaktor, Gambar 2. menunjukkan model tampang lintang vertikal reaktor serta lokasi titik titik deteksi dosisnya, sedangkan Gambar 3 menunjukkan susunan teras reaktor RSG.



Gambar 1. Model tampang lintang horizontal teras sampai luar dinding reaktor.



Gambar 2 . Model tampang lintang vertikal reaktor dan titik-titik deteksi.



Gambar 3. Susunan Teras Reaktor RSG

HASIL DAN PEMBAHASAN

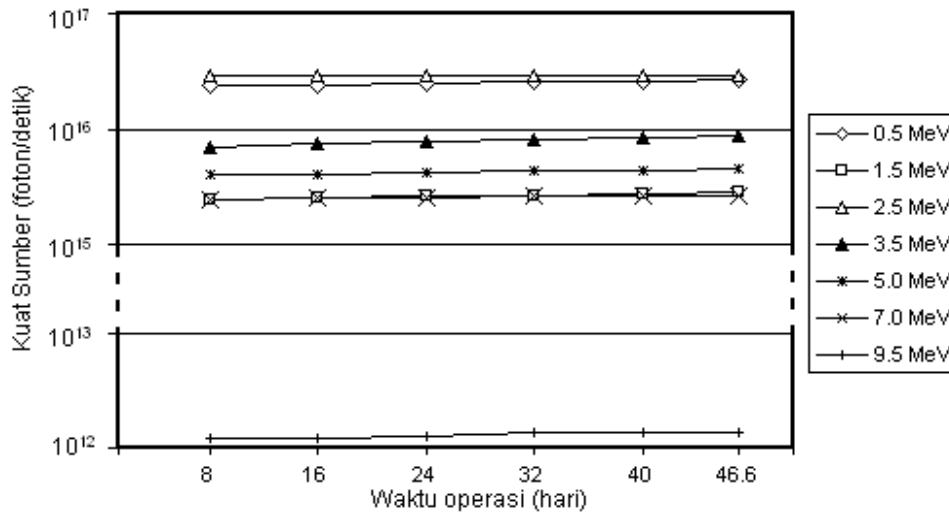
Kuat Sumber Foton dan Dosisnya

1. Daerah Teras

Tiga sumber foton di daerah teras adalah foton dari reaksi tangkapan radiatif, foton dari hasil pembelahan spontan dan foton peluruhan baik peluruhan hasil pembelahan maupun hasil aktivasi. Foton hasil pembelahan spontan tetap dari waktu ke waktu karena daya reaktor tetap. Foton hasil tangkapan radiatif dan hasil peluruhan bisa berubah karena tergantung pada nuklida yang terbentuk selama operasi.

1.1. Kuat sumber foton tangkapan radiatif

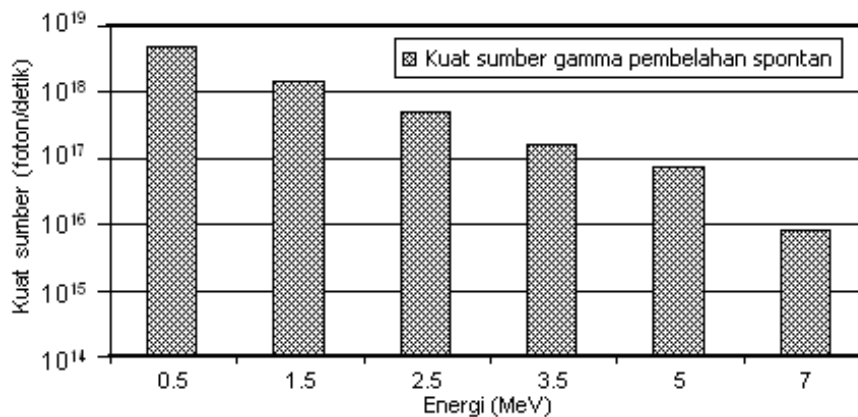
Simulasi pembakaran elemen bakar dalam teras menggunakan paket program ORIGEN-2.1 memperoleh 99 nuklida mempunyai kebolehjadian tangkapan radiatif saat nuklida tersebut bereaksi dengan neutron termal. Menggunakan persamaan (4) diperoleh cacah reaksi tangkapan radiatif (Q_i), dan menggunakan korelasi dalam Tabel 2. diperoleh kuat sumber foton tangkapan radiatif dalam daerah elemen bakar, ditunjukkan dalam Gambar 4.



Gambar 4. Grafik distribusi kuat sumber foton tangkapan radiatif (foton/detik) sebagai fungsi waktu operasi.

Gambar 4. menunjukkan bahwa kuat sumber foton mengalami kenaikan sesuai dengan kenaikan waktu operasi, walaupun prosentasi kenaikannya tidak signifikan.

1.2. Kuat sumber foton pembelahan spontan



Gambar 5. Distribusi kuat sumber foton dari hasil pembelahan spontan

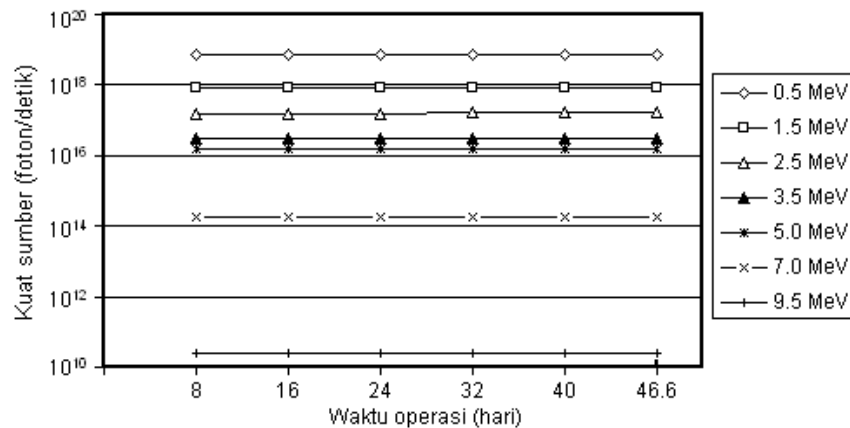
Foton hasil pembelahan spontan per pembelahan bahan fisil tertera dalam Tabel 3. Reaktor RSG-GAS dioperasikan pada daya 30 MWt. Menggunakan persamaan (5) laju pembelahannya adalah $9,38 \times 10^{17}$ pembelahan/detik.

Kuat sumber foton hasil pembelahan spontan dihitung menggunakan data dalam Tabel 3. dan laju pembelahan terhitung di atas, hasilnya ditunjukkan dalam Gambar 5.

1.3. Kuat sumber foton dari peluruhan hasil fisi dan aktivasi

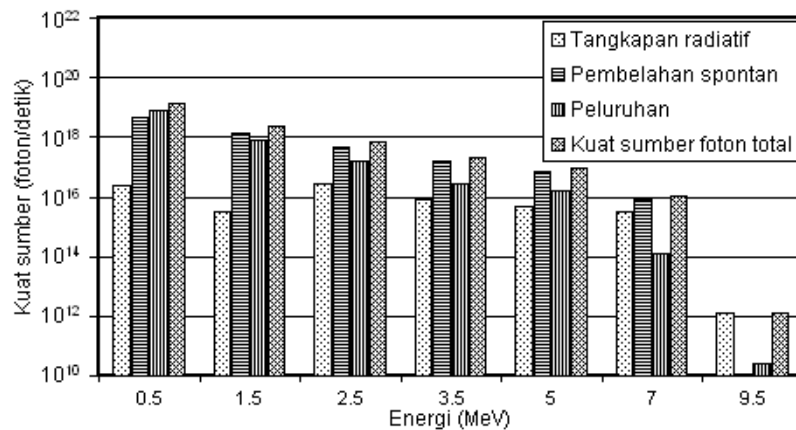
Kuat sumber foton dari peluruhan hasil pembelahan dan aktivasi dihitung dengan program ORIGEN-2.1. Gambar 6. menunjukkan kuat sumber foton hasil peluruhan sebagai fungsi waktu pengoperasian reaktor.

Dari Gambar 6. diperoleh bahwa kuat sumber foton hasil peluruhan yang terbesar selama operasi terjadi pada akhir operasi, walaupun perubahan kuat sumber foton sebagai fungsi waktu operasi tidak signifikan.



Gambar 6. Grafik distribusi kuat sumber foton hasil peluruhan (foton/detik) dari daerah elemen bakar sebagai fungsi waktu operasi.

Untuk keperluan analisis keselamatan, sumber foton diambil harga yang paling tinggi yaitu sumber foton pada akhir operasi. Kuat sumber foton total di daerah elemen bakar ditunjukkan dalam Gambar 7.



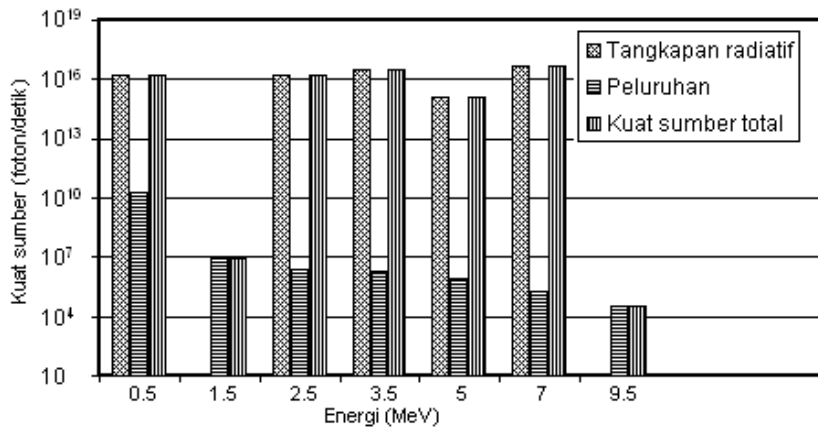
Gambar 7. Distribusi kuat sumber foton gamma di daerah elemen bakar (dalam satuan foton/detik) pada akhir operasi.

Dari kuat sumber foton di teras seperti dalam Gambar 7. dihitung dosis dengan program MCNP-5 diperoleh dosis gamma maksimum di balai eksperimen seperti pada Gambar 10. sebesar $3,85 \times 10^{-3} \mu\text{Sv/jam}$ dan nilai dosis maksimum di permukaan kolam seperti pada Gambar 11. sebesar $4,21 \times 10^{-6} \mu\text{Sv/jam}$.

2. Daerah reflektor

Di daerah reflektor foton terjadi akibat reaksi tangkapan radiatif dan peluruhan dari hasil aktivasi berilium. Di samping tangkapan neutron di daerah berilium terjadi aktivasi nuklida berilium oleh neutron yang berlangsung selama reaktor dioperasikan dari awal. Dengan pendekatan reaktor telah dioperasikan secara tetap sejak awal operasi tahun 1988 sampai sekarang sebanyak 61 teras^[11], maka kuat sumber foton peluruhan hasil aktivasi berilium dapat dihitung menggunakan paket program ORIGEN-2.1, hasilnya ditunjukkan dalam Gambar 8.

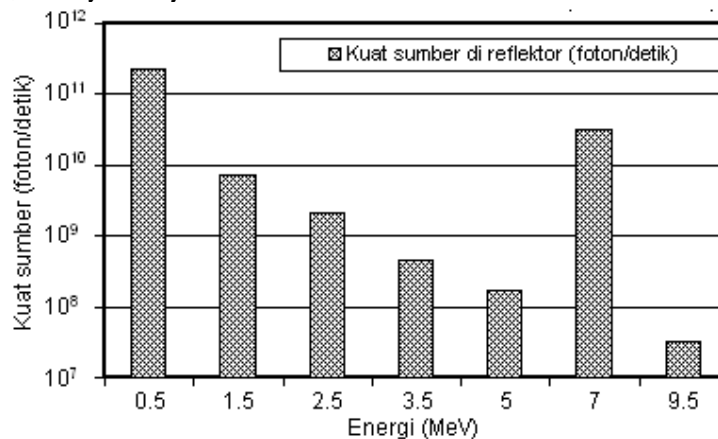
Dari kuat sumber foton di reflektor seperti dalam Gambar 8. dihitung dosis gamma di permukaan dinding reaktor dengan hasil nilai dosis maksimum di balai eksperimen sebesar $2,27 \times 10^{-4} \mu\text{Sv/jam}$ dan di permukaan kolam dengan hasil nilai dosis maksimum sebesar $2,11 \times 10^{-5} \mu\text{Sv/jam}$.



Gambar 8. Distribusi kuat sumber foton di reflector

3. Daerah air kolam

Fraksi aktivitas radionuklida dalam air kolam dalam keadaan setimbang ditunjukkan dalam SAR^[6]. Aktivitas campuran (*gross activity*) air pendingin reaktor yang terukur pada 15 MWt adalah $4,11 \times 10^8$ Bq/m³^[10]. Dengan asumsi bahwa aktivitas linier terhadap daya reaktor, maka pada daya 30 MWt aktivitas pengotor air menjadi dua kalinya, yaitu $8,22 \times 10^8$ Bq/m³. Berdasarkan komposisi yang ditunjukkan dalam SAR^[6] itu, aktivitas absolut masing-masing nuklida bisa ditentukan. Dari aktivitas absolut tersebut maka kuat sumber foton di air kolam dapat ditentukan, hasilnya ditunjukkan dalam Gambar 9.



Gambar 9. Distribusi kuat sumber foton gamma dalam air kolam pendingin dalam keadaan setimbang (foton/detik).

Dari sumber foton di air kolam seperti dalam Gambar 9. diperoleh dosis gamma di permukaan dinding di balai eksperimen reaktor seperti dengan nilai maksimum sebesar $6,28 \times 10^{-8}$ μ Sv/jam dan di permukaan kolam dengan nilai maksimum sebesar 3,09 μ Sv/jam. Dosis pada bibir kolam di balai operasi adalah 1,39 μ Sv/jam.

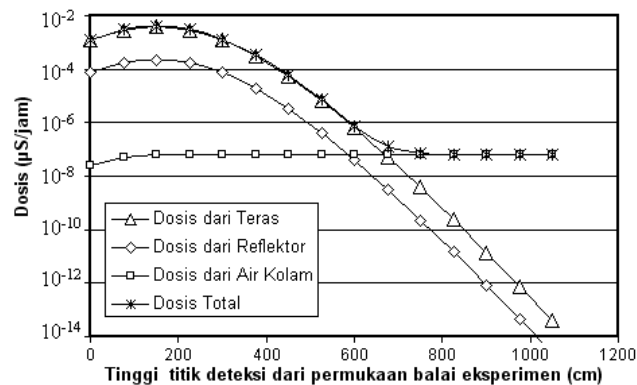
Kuat sumber foton gamma di daerah WWL sepersepuluh dari kuat sumber air kolam. Sumber ini akan memberikan dosis di balai eksperimen yang cukup kecil dibanding dengan sumbangan dosis dari daerah lain, sedangkan dosis maksimum dari WWL di permukaan kolam adalah 16,89 μ Sv/jam, sedangkan dosis di bibir kolam adalah 8,74 μ Sv/jam.

Dosis Gamma Total Pada Saat Reaktor Beroperasi

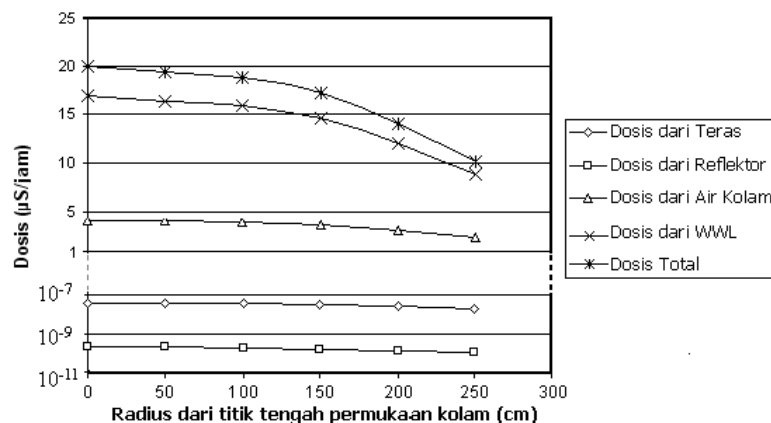
Dosis total di titik deteksi terpilih merupakan akumulasi dari sumbangan dosis dari masing-masing sumber di atas. Dosis total di balai eksperimen terlihat seperti pada Gambar 10. dengan nilai tertinggi $4,07 \times 10^{-3}$ μ Sv/jam. Di bawah ketinggian 700 cm dari lantai balai eksperimen dosis dominannya adalah dosis berasal dari teras reaktor. Dosis dari teras reaktor dan reflektor mencapai nilai tertinggi di titik yang satu level tinggi dengan

teras yaitu 120 cm dari lantai balai eksperimen. Dosis ini menurun secara sinusoidal baik ke arah atas maupun ke bawah. Karena geometri sumber relatif kecil dibanding diameter kolam maupun perisai reaktor, maka penurunan dosis ini cukup signifikan seperti terlihat pada Gambar 10. Hal ini berbeda kondisinya dibanding dosis dari kolam pendingin, walaupun kerapatan sumber radiasinya lebih kecil dibanding teras dan reflektor tetapi karena volumenya besar dan sejajar dengan titik deteksi maka dosis dari air kolam menunjukkan nilai yang relatif konstan pada setiap titik deteksi. Hal itu mengakibatkan dosis pada titik deteksi di bawah ketinggian 700 cm didominasi oleh dosis dari teras sedangkan di atas ketinggian 700 cm didominasi oleh dosis yang berasal dari kolam pendingin. Dosis total di titik-titik deteksi di balai eksperimen ini masih jauh di bawah batas dosis eksternal maksimum yang diijinkan di ruang kerja.

Dosis total di balai operasi terlihat seperti pada Gambar 11. dengan nilai tertinggi 19,98 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ terjadi di depan titik pusat silinder. Sumbangan terbesar dosis yang berasal lapisan dari air hangat. Walaupun aktivitas radiasi di lapisan air hangat hanya 10% dari aktivitas di air kolam, sumbangan dosisnya dominan karena tempatnya berdekatan dengan titik deteksi di balai operasi dan media penghalangnya hanya udara. Dengan sumber lapisan air hangat yang berbentuk silindris maka dosis di hadapan silinder mencapai tertingginya pada titik di depan pusat silinder kemudian akan menurun seiring dengan menepinya titik-titik deteksi. Pada bibir kolam besar dosis sudah turun sampai 10,13 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$. Dosis di permukaan kolam ini, walaupun masih dibawah batas dosis eksternal maksimum yang diijinkan di ruang kerja, tetapi hampir mendekati nilai maksimum yang diijinkan, yaitu 25 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$.



Gambar 10. Dosis pada permukaan dinding di balai eksperimen



Gambar 11. Dosis pada permukaan kolam di balai operasi

Hasil pengukuran paparan radiasi gamma di balai operasi RSG-GAS pada saat reaktor dioperasikan pada daya 15 MWt (RSG-GAS secara efektif dioperasikan pada daya 15 MWt. dan dengan bahan bakar berkerapatan 2,96 gU/cm³), menunjukkan paparan radiasi sekitar 11,5 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$ ⁽¹²⁾. Apabila dihitung linier maka pada daya 30 MWt paparan radiasinya 23 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$, sedangkan hasil perhitungan di atas adalah 19,98 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$. Jadi ada perbedaan sekitar 15% hasil perhitungan lebih rendah dari hasil pengukuran. Hal ini disebabkan karena sulit

mempertahankan secara terus menerus perbedaan suhu 4°C antara lapisan air hangat dan air kolam di bawahnya, menyebabkan bertambahnya intrusi air kolam ke air lapisan air hangat dan mengakibatkan kandungan radioaktif terlarut di lapisan air hangat bertambah. Walaupun demikian perbedaan itu masih bisa ditoleransi pada tataran proteksi radiasi operasional.

KESIMPULAN

Dalam keadaan reaktor beroperasi :

1. Dosis radiasi tertinggi di dinding luar balai eksperimen adalah $4,07 \times 10^{-3}$ $\mu\text{Sv}/\text{jam}$. Dosis ini masih jauh dibawah dosis maksimum yang diperkenankan di daerah kerja radiasi biasa, yaitu 25 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$. Dosis terbesar adalah sumbangan dari sumber foton gamma daerah elemen bakar.
2. Dosis radiasi tertinggi di permukaan kolam reaktor di balai operasi adalah 19,98 $\mu\text{Sv}/\text{jam}$. Dosis ini mendekati dosis maksimum yang diperkenankan di daerah kerja radiasi biasa. Dosis terbesar adalah sumbangan dari sumber foton gamma daerah lapisan air hangat.
3. Penggantian elemen bakar dari kerapatan 2.96 gU/cm^3 ke kerapatan 4,8 gU/cm^3 pada saat reaktor dioperasikan pada daya 30 MWt tidak menimbulkan perubahan paparan radiasi yang signifikan.

DAFTAR PUSTAKA

1. T.M. LILI SUPARLINA, SEMBIRING, Jurnal Sains dan Teknologi Nuklir Indonesia Vol IV, edisi khusus 4, Agustus (2003)
2. J.R. LAMARSH, *Introduction to Nuclear Engineering*, Addison Wesley Publishing Company, Inc., Reading Massachussetts, U.S.A. (1983)
3. R.G. JAEGER, A.B. BLIZARD, M. GROTENHUIS, *Engineering Compendium on Radiation Shielding*, Springer-Verlag, New York (1968)
4. J.K. TULLI, *Thermal Neutron Capture Gamma-rays*, National Nuclear Data Center, Brookhaven National Laboratory, Upton, N.Y. 11973, U.S.A., February 2 (1999)
5. A.G. GROFF, *A User Manual for the Computer Code ORIGEN-2.1, Isotope Generation and Depletion Code-Matrix Exponential Method*, RSIC-ORNL, Oak Ridge, Tennessee 37830, October (1982)
6. *Multi Purpose Research Reaktor G.A. Siwabessy, Safety Analysis Report Rev.7*, September (1989)
7. *MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, X-5*, Monte Carlo Team, Los Alamos National Laboratory, April 24 (2003)
8. J.R. LAMARSH, *Introduction to Nuclear Reactor Theory*, Addison Wesley Publishing Company, Inc., Reading Massachussetts, U.S.A. (1966)
9. D.A. TORRES, RUSSELL D. MOTTELLES, JEREMY E. SWEEZY, *Comparison of MCNP-5 and Experimental Results on Neutron Shielding Effects for Material*, LA-UR-04-0122, Annual Meeting of the American Nuclear Society, Pittsburgh, PA, June 13-17 (2004)
10. P2TRR. BATAN, *Laporan Operasi Reaktor RSG-GAS Teras LV. 07 September 2005 s/d 20 Desember 2005*, Bidang Operasi Reaktor, Desember (2005)
11. PRSG-BATAN, *Laporan Operasi Reaktor RSG-GAS, Teras LXI, Agustus 2007*, no. ident. RSG.OR.28.04.41.07, Oktober (2007)
12. PRSG-BATAN, *Laporan Operasi Reaktor RSG-GAS, Teras 71, 23 Maret 2010 s/d 29 Juni 2010*, no. ident. RSG.OR.02.04.44.10, rev:0 Juli (2010)