

## EVALUASI PAPARAN RADIASI DIATAS DAN SEKITAR KOLAM BALAI OPERASI RSG-GAS

Suryawati, Pudjijanto MS, Nugroho Luhur

### ABSTRAK :

**EVALUASI PAPARAN RADIASI DIATAS DAN SEKITAR KOLAM BALAI OPERASI RSG-GAS.** Nilai paparan radiasi diatas permukaan kolam pada saat reaktor beroperasi daya tinggi menunjukkan sedikit perbedaan dengan laju dosis perkiraan. Untuk tujuan pengendalian dan pengaturan keselamatan radiasi maka perlu dilakukan evaluasi terhadap nilai paparan radiasi ini. Evaluasi paparan radiasi gamma diatas dan sekitar kolam reaktor balai operasi RSG-GAS pada daya 15 MW telah dilakukan dengan cara mengamati data operasi dan data air primer, melakukan perhitungan dan pengukuran, kemudian membandingkan dengan nilai yang tertera dalam SAR-MPR 30 MW. Paparan gamma diatas permukaan kolam dipertimbangkan berasal dari gamma langsung teras dan radionuklida yang terkandung dalam air kolam. Hasil perhitungan paparan gamma langsung yang berasal dari teras sudah sangat rendah mendekati nol atau tak terhitung, karena pada jarak 3,7 meter diatas permukaan teras laju dosis sudah mencapai  $\sim 0,025$  mR/jam. Nilai banding hasil ukur dan hasil hitung rerata dari paparan gamma yang berasal dari radionuklida yang terkandung dalam air kolam dari 10 titik pengukuran jarak 1 meter diatas permukaan kolam adalah  $0,864 \pm 0,178$ . Hasil pengukuran dapat diterima karena rentang nilai banding adalah  $0,686 - 1,042$ . Nilai rerata pengukuran, diperoleh sebesar  $2,88 \pm 0,949$  mr/jam. Nilai ini dapat dipergunakan sebagai masukan dalam *justifikasi* paparan yang diharapkan (*expected dose*) untuk Balai Operasi yang tercantum dalam SAR yaitu  $0,75 \text{ mR/jam} \leq \dot{D} \leq 2,5$  dan nilai jangkauan laju dosis atau *Permissible Dose* adalah  $2,5 \text{ mR/jam} \leq \dot{D} \leq 125$  mR/jam. Melalui pengukuran dan perhitungan ini dapat dinyatakan bahwa terjadi sedikit perbedaan nilai paparan radiasi diatas dan di sekitar permukaan kolam RSG GAS dari nilai perkiraan atau *expected dose* yang tercantum dalam SAR RSG-GAS.

### ABSTRACT :

**EVALUATION OF THE RADIATION EXPOSURE ABOVE AND VICINITY OF REACTOR POOL.** Value of the radiation exposure above and vicinity of reactor pool at RSG GAS at 15 MW during operation full power show that deviation with the valuees stated in SAR. For aim controlle and regulation radiation safety that we need carry out evaluation. Evaluation of the radiation exposure above and vicinity of reactor pool at RSG GAS at 15 MW was carried out by observing data on reactor operation and primary water, calculating and measuring, comparing them with the valuees stated in SAR MPR 30 MW. The Gamma exposure above the reactor pool results directly from the core and radionuclides contained in the pool water. Results of calculation introducing the operational parameter and change in pool water level during operation show that gamma exposure at pool surface directly coming out from the core in very low, nearly zero or uncounted because at the distance of 3.7 meter above the core surface, the dose rate reached  $\sim 0.025$  mR/hour. The compared average values between the result of measurement and calculation of gamma exposure contained in the pool water during reactor operation 10 at monitoring point at the distance of 1 meter above the pool surface are  $0,864 \pm 0,178$ . Result of average measurement can be received because range of the compared average values are  $0,686 - 1,042$  Result. of average measurement are  $2,88 \pm 0,949$  mr/hour While this value can be used for input on the justification of expected dose for classification working area for operation hall. The classification working area for operation hall in SAR MPR 30 MW is as follow : *Permissible Dose, Expected Dose* is  $2.5 \text{ mR/horr} \leq \dot{D} \leq 125 \text{ mR/hour}$ ,  $0.75 \text{ mR/hour} \leq \dot{D} \leq 2.5 \text{ mR/hour}$ . Based on result of research, it can be concluded that the radiation exposure above and in the vinity of the pool surface of RSG GAS differs from the *expected dose* stated in SAR MPR 30 MW



## PENDAHULUAN

Program Keselamatan radiasi di Reaktor Serba Guna "G.A. Siwabessy" (*Multi Purpose Reactor 30 MW*) direalisasikan antara lain melalui kegiatan pemantauan paparan radiasi gamma di daerah radiasi terutama daerah kerja personil. Dengan cara ini diharapkan penerimaan dosis melalui Nilai Batas Dosis yang diizinkan sebagai akibat bekerja pada daerah radiasi dapat terkendali. Untuk tujuan ini dilakukan pembagian daerah radiasi di RSG-GAS sesuai dengan klasifikasi daerah radiasi yang tercantum dalam SAR RSG-GAS.

Program ini dilaksanakan sejak beroperasinya Reaktor Serba Guna "GA Siwabessy" (*Multi Purpose Reactor 30 MW*) yaitu Juli 1987 sampai dengan saat ini telah lebih dari 10 tahun reaktor beroperasi. Sesuai dengan perjalanan kurun waktu lebih dari sepuluh tahun ini ditemui sedikit perbedaan dalam hasil pemantauan paparan radiasi oleh Bidang Keselamatan Kerja dibandingkan dengan data desain yang tercantum dalam SAR RSG-GAS.

Data paparan radiasi gamma atau laju dosis gamma di atas kolam reaktor yang diamati berdasarkan pengukuran alat ukur radiasi untuk operasi reaktor daya tinggi menunjukkan penyimpangan dari laju dosis perkiraan (*expected dose*) dan laju dosis terhitung (*calculation dose*). Untuk mengetahui terjadinya ketidaksesuaian ini perlu evaluasi dan analisis berdasarkan data operasi dan sistem air pendingin kolam serta peralatan yang ada saat ini. Dengan mengetahui tingkat paparan radiasi saat ini melalui pengukuran dan melakukan perhitungan dengan menggunakan pemodelan dan membandingkan dengan data desain zona radiasi pada SAR-RSG GAS, klasifikasi daerah radiasi di atas dan sekitar kolam reaktor dapat dievaluasi kembali, sehingga dapat dilakukan

pengendalian dan pengaturan keselamatan radiasi.

Paparan radiasi gamma di atas dan sekitar kolam reaktor balai operasi RSG-GAS setelah reaktor beroperasi 10 tahun telah dievaluasi, dengan cara mengamati data sistem pendingin air kolam, data operasi saat ini serta melakukan perhitungan dan pengukuran paparan radiasi kemudian membandingkannya dengan data desain yang tertera dalam SAR RSG-GAS. Pada penelitian ini tidak diperhitungkan kontribusi radioaktivitas udara yang berasal dari kolam reaktor terhadap laju dosis di titik peninjauan dan dengan anggapan lapisan air hangat (*warm water layer*) berfungsi.

Hipotesa yang diambil dalam penelitian ini yaitu paparan radiasi di atas permukaan kolam yang berasal dari teras reaktor tidak akan memberikan sumbangsih yang berarti sehubungan dengan ketebalan air sebagai perisai dan paparan radiasi yang berasal dari radionuklida yang terkandung dalam air kolam yang terdistribusi merata dalam seluruh elemen volume air sebagai sumber radiasi yang akan memberikan sumbangsih terhadap paparan radiasi di atas permukaan kolam. Nilai rerata paparan radiasi permukaan kolam cukup rendah dan untuk pembuktian hipotesa ini maka perlu dilakukan perhitungan dan pengukuran, serta diharapkan hasil perhitungan dan pengukuran tidak berbeda nyata.

## DASAR TEORI

Paparan radiasi di atas permukaan kolam reaktor RSG-GAS berasal dari sumber gamma primer yang dipancarkan dari teras dan sumber gamma sekunder dari radionuklida hasil fisi dan aktivasi



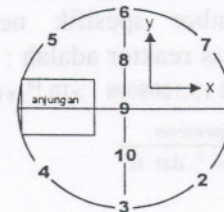
yang terkandung dalam air kolam reaktor. Untuk mengetahui besarnya paparan radiasi diatas permukaan kolam reaktor dengan cara pengukuran dan perhitungan.

Pengukuran paparan radiasi diatas permukaan kolam dilaksanakan menggunakan detektor *Ion Chamber Babyline 81* yang dikalibrasi menggunakan sumber standard Cs-137 oleh Pusat Standardisasi dan Penelitian Keselamatan Radiasi (PSPKR) dengan faktor kalibrasi  $F_k = 1,18$ . Keuntungan dari alat ini adalah radiasi gamma yang muncul dibaca langsung dalam satuan radiologis. Alat ini lebih stabil untuk pengukuran rentang energi gamma 0,4-10 Mev. Kesalahan (*error*) pengukuran terdiri dari *error kalibrasi* ( $\epsilon_k$ ) dan *error random* ( $\epsilon_R$ ). Berdasarkan informasi dari PSPKR error kalibrasi sangat kecil (0,3 %) maka error pengukuran berasal dari error random (error bacaan pada saat pengukuran) yang dapat dijelaskan sebagai berikut ; Pengukuran yang dilakukan dalam rentang 1-10 mr/jam yang mempunyai 50 skala, berarti setiap skala mempunyai nilai 0,2 mr/jam, deviasi kesalahan bacaan 1 skala atau 0,2 mr/jam.

Juga dilakukan pengamatan terhadap hasil bacaan detektor gamma UJA 07 CR004 yang terletak dipinggir kolam reaktor untuk kondisi reaktor tidak beroperasi dan beroperasi 15 MW dalam periode Mei 1998 s.d April 1999.

Pengukuran dilaksanakan pada 10 titik pengukuran (6 titik di pinggiran kolam, 2 di jembatan dan 1 pada titik pusat kolam) dengan jarak 1 meter diatas permukaan air kolam. Lokasi titik pengukuran seperti ditunjukkan pada Gambar 3, ditentukan dengan koordinat bidang datar dengan titik pusat koordinat pada pusat kolam reaktor dengan sumbu datar (x- positif) menuju *Hot cell*, sumbu tegak (y-positip) menuju

Ruang Kendali Utama (RKU). Pengukuran dilakukan pada saat reaktor beroperasi 15 MW dan pada setiap titik pengukuran dilakukan 3 kali pengukuran.



Gambar 1. Tampang pandang atas permukaan kolam RSG-GAS dengan lokasi titik Penelitian pada ketinggian 1 m di atas permukaan air (No.1 s.d.10)

Paparan gamma langsung dari teras diperhitungkan dengan asumsi teras sebagai sumber radioaktif berbentuk volume dengan air kolam sebagai perisai (*shielding*) arah axial. Untuk menghitung paparan radiasi gamma di permukaan kolam yang berasal dari teras langsung dalam penelitian ini digunakan program CADRMOD1. Program CADRMOD1 menggunakan teknik pemodelan sebagai berikut :

Teras sebagai sumber neutron cepat dalam kolam reaktor. Neutron-neutron cepat ini diandaikan dihasilkan secara seragam di dalam teras reaktor kemudian menerobos teras papan datar dengan kuat sumber persatuan volume yang sama besarnya dengan yang ada di dalam teras reaktor sesungguhnya yang sedang ditinjau. Seperti halnya dengan semua jenis sumber zarah yang diperhitungkan oleh program, sumber neutron cepat ini diandaikan memancarkan zarah-zarah neutronik secara isotropis. Neutron cepat yang lolos ke luar dari sistem teras untuk kemudian masuk ke dalam sistem perisai (air pendingin kolam reaktor) dipertimbangkan mengikuti kernel pelemahan titik yang secara matematik berbentuk  $\exp(-\sum_R z)/(4 \pi R^2)$ , di mana



$\Sigma_R$  adalahampang lintang removal untuk neutron cepat hasil dari pembelahan.

Jika volume teras aktif yang ditinjau adalah  $V_{core}$  (dalam  $cm^3$ ), maka kuat sumber spesifik neutron cepat dalam teras reaktor adalah :

$$S_{V^{n,f}} = 2,5 \times 3,1209098 \times 10^{10} \times 10^6 \times \left[ \frac{P_{th}}{V_{core}} \right] \frac{neutron}{cm^3 \cdot det \cdot ik} \quad (1)$$

di mana  $P_{th}$  adalah daya reaktor pada operasi maksimum, dalam megawatt termal ( $\Delta \cdot W_{th}$ ).

Fluks neutron cepat dipermukaan luar perisai diberikan oleh:

$$\phi_{n,f}(z) = \frac{1}{2} \cdot S_{V^{n,f}} \cdot \Sigma_R \cdot \{E_2(b) - E_2(b_1 + b_2)\} \frac{neutron}{cm^2 \cdot det \cdot ik} \quad (2)$$

Laju setara dosis di titik P dari neutron cepat yang dibangkitkan dalam teras adalah

$$\dot{D}_f = f_c \times \Phi_f \frac{mrem}{jam} \quad (3)$$

Fluks neutron termal  $\phi_{n,th}$  disimpulkan dari fluks neutron cepat  $\phi_{n,f}$  dengan menurunkannya dari persamaan (1)

$$\Phi_{n,th}(z) = B_{th}(z) \cdot \Phi_{n,f}(z) \frac{neutron}{cm^2 \cdot detik} \quad (4)$$

atau

$$\Phi_{n,th}(z) = S_j \cdot e^{-\kappa_j \cdot z} \frac{n_{termal}}{cm^2 \cdot det} \quad (5)$$

di mana  $B_{th}$  adalah faktor bangkit neutron termal

Sumber volume foton gamma primer untuk foton-foton gamma bertenaga  $E_{\gamma,f}$  mempunyai kuat sumber sebesar :

$$S_{V^{f,primar}} = 3,1209098 \times 10^{16} \times \eta_k \times \left( \frac{P_{th}}{V_{core}} \right) \frac{foton \cdot \gamma}{cm^3 \cdot detik} \quad (6)$$

Fluks foton gamma total di titik P yang berasal dari sinar gamma primer bertenaga  $E_{\gamma,f}$  sebagai :

$$\Phi_{\gamma,p} = \frac{3,1209098 \times 10^{16}}{2\mu_s} \cdot \eta_c \cdot \frac{P_{th}}{V_c} \cdot \bar{\omega}_{ef} \cdot e^{-b_1} \cdot (1 - e^{-b_2}) \quad (7)$$

di mana :

$\mu_s \equiv$  koefisien pelemahan linier dari

daerah teras yang terpukul rata atas seluruh bahan struktur teras (termasuk bahan bakar),  $|cm^{-1}|$ ;

$b_1 \equiv$  "tebal" pelemahan foton gamma dari lapisan perisai (tanpa dimensi)

$b_2 \equiv$  "tebal" perlambatan neutron cepat di dalam teras reaktor (tanpa dimensi).

Sumbangan laju dosis untuk foton gamma primer di titik P pada permukaan perisai yang dibangkitkan dari proses pembelahan inti berat U dan proses peluruhan hasil-hasil belah umur pendek di dalam teras dihitung dengan rumus :

$$\dot{D}_{\gamma,p} = f_{\gamma,p} \times \Phi_{\gamma,p} \frac{mrem}{jam} \quad (8)$$

di mana  $f_{\gamma,p} = f_{\gamma}(E_{\gamma,p})$  adalah faktor konversi dari fluks gamma primer [ $\gamma/(cm^2 \cdot det)$ ] ke laju dosis [mrem/jam], dinyatakan dalam [ $\{mrem/jam\}$  per  $\{\gamma/(cm^2 \cdot det)\}$ ].

Sumbangan laju dosis untuk foton gamma sekunder di titik P pada permukaan perisai yang dibangkitkan dari proses tangkapan radiaktif di setiap lapisan perisai adalah :

$$\dot{D}_{\gamma,s} = f_{\gamma,s} \times \Phi_{\gamma,s} \frac{mrem}{jam} \quad (9)$$

di mana :

$f_{\gamma,s} = f_{\gamma}(E_{\gamma,s})$  adalah faktor konversi dari fluks foton gamma sekunder [ $\gamma/(cm^2 \cdot det)$ ] ke laju dosis [mrem/jam] untuk tenaga  $E_{\gamma,s}$  yang bersesuaian [ $\{mrem/jam\}$  per  $\{\gamma/(cm^2 \cdot det)\}$ ]

$$\Phi_{\gamma,s} = \frac{1}{2} \cdot \eta_k \cdot \Sigma_{n,\gamma} \cdot S_j \cdot \alpha \cdot \frac{e^{-\mu_j \cdot z_j} - e^{-\kappa_j \cdot z_j}}{\kappa_j - \mu_j} \cdot e^{-b_1} \quad (10)$$

di mana :

$\mu_k =$  koefisien pelemahan linier dari bahan perisai lapisan ke- $k$  untuk foton gamma bertenaga tunggal  $E$  yang dibangkitkan dalam lapisan  $j$ ,  $|cm^{-1}|$ ;

$b_1 =$  "tebal" pelemahan foton gamma dari perisai (tanpa dimensi)

Akhirnya, untuk memperoleh laju dosis total di titik P pada permukaan perisai air kolam reaktor, sumbangan-sumbangan laju dosis yang berasal dari



persamaan (3), (8), (9) harus dijumlahkan bersama secara serentak.

$$D_{total} = \left( D_{n,f} + D_{\gamma,p} + D_{\gamma,s} \right) \frac{mrem}{jam}; D_{n,th} \approx 0 \quad (11)$$

Penjumlahan ini tidak termasuk sumbangan laju dosis yang dibangkitkan oleh neutron termal, karena neutron ini dianggap terserap semua oleh bahan perisai dan oleh karenanya eksistensinya pun dianggap nol).

Paparan radiasi gamma di atas permukaan kolam berasal dari radioaktivitas air pendingin primer dalam kolam reaktor. Radioaktivitas ini berasal dari berbagai macam sumber, yaitu dari aktivasi neutron terhadap air pendingin primer dalam kolam reaktor, aktivasi neutron terhadap atom-atom pengotor yang terkandung dalam air pendingin dan aktivasi terhadap hasil korosi bahan-bahan struktur yang terkandung dalam air kolam. Dalam kesetimbangan atmosferis, sebagian dari udara larut dalam air pendingin primer ( $\approx 10 \mu g/cm^3$ ). Udara yang terlarut ini mengandung 0,934 % gas argon alam, dengan kelimpahan isotopis Argon-40  $\approx 99,6$  %. Aktivasi Argon-40 ( $^{40}Ar$ ) oleh neutron termal,  $^{40}Ar(n,\gamma)^{41}Ar$ , reaksi nuklirnya termasuk eksotermis dengan disertai pancaran radiasi  $\beta/\gamma$ . Aktivasi argon dalam air oleh induksi neutron termal dalam teras reaktor yang menghasilkan  $^{41}Ar$  memberikan sumbangan yang cukup berarti pada radioaktivitas total dalam air pendingin primer.  $^{41}Ar$ , yang radioaktif ini akan

berdifusi dan akhirnya muncul ke permukaan air kolam reaktor dari kedalaman  $\pm 10$  m dalam tempo  $\pm 200$  detik untuk kemudian masuk ke dalam udara di balai operasi reaktor [7].

Aktivitas  $^{41}Ar$  di pada outlet cincin pembagi atau air dasar kolam, dihitung dengan rumus :

$$S_V = \alpha_{m_{maks}} e^{-\lambda \cdot t_{rd}} \quad (12)$$

di mana :

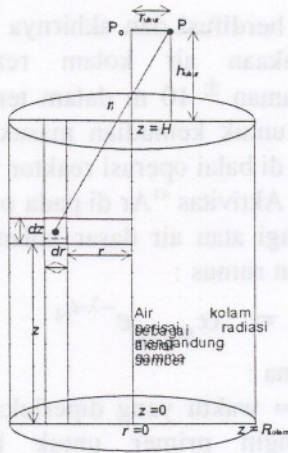
$t_{rd}$  = waktu yang diperlukan bagi air pendingin primer untuk bersirkulasi sejak dari outlet teras sampai ke inlet ring distributor.

$$\alpha_m = \frac{C_{160}^{(0)}(0) \cdot \alpha_{act} \cdot \phi \cdot \lambda}{\lambda + (\sigma_2 - \sigma_1) \phi} \left[ \frac{e^{-\sigma_1 \phi \cdot t_{core}} - e^{-(\lambda + \sigma_2 \phi) \cdot t_{core}}}{e^{-m \cdot \sigma_1 \cdot \phi \cdot t_{core}} - e^{-m \cdot (\lambda + \sigma_2 \phi) \cdot t_{core}}} \right] \quad (13)$$

adalah konsentrasi  $^{41}Ar$  di outlet teras;  $C_{160}^{(0)}$ ,  $\sigma_{act}$  dan  $\sigma_1$  berturut-turut adalah konsentrasi awal sirkulasi, tampang aktivasi dan tampang serapan neutron total mikroskopis untuk  $^{40}Ar$ ,  $\sigma_2$  dan  $\lambda$  berturut-turut adalah tampang serapan neutron total mikroskopis dan tetapan peluruhan untuk  $^{41}Ar$ , dan  $\Phi$  adalah fluks neutron cepat yang menginduksi reaksi  $^{40}Ar(n,\gamma)^{41}Ar$ ;  $t_{core}$  dan  $T$  berturut-turut adalah waktu yang diperlukan air pendingin primer untuk transit di dalam teras dan waktu total selama perioda sirkulasi. Menurut data desain SAR RSG-GAS,  $t_{core} = 0,22$  det dan  $T=104$  detik.

Bentuk pemodelan dan rumusan untuk menghitung paparan gamma (yang berasal dari radionuklida yang terkandung dalam air kolam) di atas permukaan kolam seperti tertera pada Gambar 2, dimana air kolam reaktor dimodelkan sebagai difinit tabung .





Gambar 2. Air kolam sebagai perisai RSG-GAS arah aksial mengandung sumber sinar- $\gamma$  dari radionuklida yang terkandung di dalamnya

Pemodelan kolam di atas dibagi atas beberapa elemen yang kecil (fungsi radial, aksial dan polar. Fluks foton gamma total di titik P ( $\phi_b$ ) dapat dihitung dari sumbangan tiap elemen sebagai berikut :

$$\phi_b = \frac{1}{4\pi} \sum_{i=1}^N \frac{S_i B_p (\mu r_i) e^{-\mu r_i}}{r_i^2}$$

(foton- $\gamma$ )/(cm<sup>2</sup>·det)  
(14)

$S_i$   $\equiv$  elemen sumber ke  $i$ ,  $B_p$   $\equiv$  faktor bangkit gamma,  $\mu$   $\equiv$  koefisien pelemahan,  $r_i$   $\equiv$  jarak rata-rata elemen volume ke titik pengamatan.

Elemen sumber dianggap sebagai sumber titik, pelemahan foton  $\gamma$  di udara di atas permukaan kolam diabaikan (faktor *build-up* = 1), refleksi foton  $\gamma$  terhadap dinding kolam diabaikan (semua diserap).

Laju paparan radiasi titik P :

$$D_{udara} = 0,0576756 \times \frac{\mu_{a,udara}(E_\gamma)}{\rho_{udara}} \times \dots \quad (15)$$

$$I_\gamma \times E_\gamma \times \phi_\gamma(x, r, S_V, A_1, A_2, \alpha_1, \alpha_2)$$

Keterangan :

- $\gamma$   $\Phi_\gamma$   $\equiv$  fluks foton gamma di titik pengukuran / peninjauan (P), | $\gamma$ /(cm<sup>2</sup>·detik)|
- $\gamma$   $I_\gamma$   $\equiv$  Intensitas mutlak foton gamma karakteristik, | $\gamma$ /disint|.
- $\gamma$   $\rho_{udara}$   $\equiv$  rapat massa udara pada suhu  $t$  dan tekanan  $p$ , |gram/cm<sup>3</sup>|
- $\gamma$   $\mu_{abs, udara}(E_\gamma)/\rho_{udara}$  = koefisien pengendapan tenaga oleh massa udara, |cm<sup>2</sup>/gram| sebagai fungsi dari tenaga foton gamma  $E_\gamma$ , |MeV|;
- $\gamma$   $r$  : jarak elemen volume yang ditinjau ke titik P | cm |
- $\gamma$   $z$  : kedalaman air kolam | cm |
- $\gamma$   $S_V$  = adalah konsentrasi radioaktivitas zalir, |Bq/cm<sup>3</sup>|.
- $\gamma$   $A_1, A_2$ , adalah parameter-parameter pelemahan yang ada kaitannya dengan tetapan Taylor (tanpa dimensi)

### TATA KERJA (BAHAN DAN METODE)

Metode dalam pelaksanaan penelitian ini, sebagai berikut :

#### 1. Tahap pertama

- Pengamatan dan pemeriksaan data mengenai :
  - Data operasi dan sistim pendingin air kolam, untuk kondisi reaktor *shut down* dan operasi pada daya tinggi, dan korelasinya dengan level air kolam.
  - Kualitas air pendingin, yang diperoleh dari pengukuran dan perhitungan analisis kualitatif dan kuantitatif dari pencacahan menggunakan Spektrometer gamma.
  - Paparan radiasi di atas dan sekitar permukaan kolam pada kondisi reaktor tidak beroperasi dan beroperasi.



- Persiapan membuat pemodelan awal, rumusan untuk menghitung paparan radiasi gamma dipermukaan air kolam
- Penyiapan alat ukur radiasi Babyline 81 E793/1247 dan metode pengukuran paparan radiasi.

Peralatan dan Bahan yang diperlukan dalam penelitian :

- Personal Komputer
- Perangkat lunak (Software)
- Kertas dan ATK
- Filter

## 2. Tahap kedua :

Survey meter Babyline 81 E793/1247

Pengukuran paparan radiasi di atas permukaan kolam dan titik-titik pengukuran di sekitar kolam reaktor dalam Balai operasi pada kondisi reaktor beroperasi daya tinggi (15 MW-20 MW).

## HASIL DAN PEMBAHASAN

### HASIL:

## 3. Tahap ketiga

## 1. Hasil pengamatan dari data operasi :

- Pembuatan pemodelan lanjutan, perumusan untuk menghitung paparan gamma di atas permukaan kolam.
- Perhitungan paparan gamma di permukaan air kolam dengan pemodelan dan perumusan yang telah dibuat.
- Evaluasi dan analisis paparan radiasi di atas permukaan dan sekitar kolam reaktor berdasarkan perhitungan, pengukuran dan desain dasar yang tertera dalam SAR RSG-GAS.

- Pola kecenderungan dari data operasi diperoleh kenyataan bahwa pada saat reaktor beroperasi daya tinggi (15 MW - 23 MW) terjadi kenaikan level air kolam sekitar 0,15 m dan setelah reaktor *shut down* kemudian dilakukan *venting* atau pembuangan udara dari tangki tunda (volume udara sekitar 20 m<sup>3</sup>) maka level air kolam akan turun kembali ke keadaan semula.

Kualitas air pendingin primer RSG-GAS dari data operasi serta dari SAR-RSG GAS (Tabel 1)

Tabel 1. Kualitas air pendingin Primer RSG-GAS

Besaran Fisis/ Radionuklida	SAR	Pengukuran
Te-132 (T <sub>1/2</sub> =78,2jam)	1,4 x 10 <sup>-5</sup> (Ci/m <sup>3</sup> )	2,89±0,32.10 <sup>-5</sup> (Ci/m <sup>3</sup> )
Ar-41(T <sub>1/2</sub> =1,83jam)	-	3,904±0,201 .10 <sup>-5</sup> (Ci/m <sup>3</sup> )
Na-24(T <sub>1/2</sub> =15jam)	2,4± 0,254.10 <sup>-5</sup> (Ci/m <sup>3</sup> )	2,332±0,254 .10 <sup>-5</sup> (Ci/m <sup>3</sup> )
Ce-141(T <sub>1/2</sub> =32,5hari)	2,1x10 <sup>-5</sup> (Ci/m <sup>3</sup> )	0,95 10 <sup>5</sup> (Ci/m <sup>3</sup> )
Mn-56(T <sub>1/2</sub> =2,8jam)	3,9 x 10 <sup>-5</sup> (Ci/m <sup>3</sup> )	1,201±0,296 .10 <sup>-5</sup> (Ci/m <sup>3</sup> )
PH	5,2	6
Konduktivitas listrik	8 [mS/cm]	7 [mS/cm]



• 2. Hasil Pengamatan dan Pengukuran paparan radiasi :

Hasil pengamatan paparan radiasi dari alat ukur terpasang di pinggir kolam UJA07 CR004 (titik 4 pada Gambar 3) pada kondisi reaktor tidak beroperasi dan beroperasi pada daya 15 MW.

Tabel 2. Data Penunjukan Paparan Radiasi dari alat ukur UJA 07 CR004 yang terletak dipinggir kolam reaktor

Waktu / periode Operasi	Paparan Radiasi (mR/jam) Pada saat reaktor <i>shut down</i>	Paparan Radiasi (mR/jam) Pada saat reaktor beroperasi 15 MW
Mei 1998	~0,1	~0,3-~0,8
Juni 1998	~0,1	~0,8
Juli 1998	~0,15	-
Agustus 1998	~0,15	~0,6-1
September 1998	~0,15	~0,3-~0,8
Oktober 1998	~0,1	~0,3-~0,6
November 1998	~0,15	~0,6
Desember 1998	~0,15	-
Januari 1999	~0,1	~0,3
Februari 1999	~0,1	~0,3
Maret 1999	~0,15	~0,3
April 1999	~0,1	~0,4

Data hasil pengukuran menggunakan Portable Surveimeter Babyline 81 E793/1247 :

- Diperoleh nilai paparan radiasi yang diukur 1 meter di atas permukaan dan di sekitar kolam reaktor untuk kondisi reaktor beroperasi 15 MW, pengukuran pada jarak 1 meter di atas permukaan air kolam untuk 10 titik pengukuran sebagai berikut:

Tabel 3. Data hasil pengukuran paparan radiasi diatas permukaan kolam dan sekitar kolam reaktor pada daerah penelitian

Titik	Koordinat (meter)	Paparan (mR/jam)
1	(2.5,0.0)	3,4 ± 0,2
2	(-1.76,1.76)	2,4 ± 0,2
3	(0.0,2.5)	2,4 ± 0,2
4	(1.76,1.76)	0,3 ± 0,2
5	(1.76,-1.76)	1,8 ± 0,2
6	(0.0,2.5)	2 ± 0,2
7	(-1.76,1.76)	2 ± 0,2
8	(0.0,1.25)	4 ± 0,2
9	(0.0,0.0)	4 ± 0,2
10	(0.0,-2.5)	4 ± 0,2

## 2. Hasil Perhitungan

Diperoleh nilai paparan radiasi gamma teras langsung. Nilai paparan radiasi gamma teras langsung yang dihitung menggunakan program CADRMOD1, diperoleh harga paparan yang sudah sangat rendah (tak terdeteksi). Sebagai pembandingan dari hasil perhitungan ini pada jarak 3,717 meter air di atas permukaan teras laju dosisnya sudah mencapai 0,025 mrem/jam.

Diperoleh pemodelan dan rumusan untuk menghitung paparan radiasi gamma di atas permukaan kolam dan di sekitar kolam reaktor yang berasal dari radionuklida yang terkandung dalam air kolam. Berdasarkan pemeriksaan terhadap data kualitas air kolam pada Tabel 1 dan perhitungan konsentrasi radionuklida di dalam air kolam, radionuklida yang memberikan sumbangsih terbesar pada radioaktivitas air kolam adalah Argon-41 dan Na-24.



Dengan pertimbangan bahwa Ar-41 yang berwujud gas akan mudah terlepas ke udara dan berdasarkan pengukuran Pondi Adiando terhadap udara balai operasi yang terindikasi di udara balai operasi adalah radionuklida Ar-41 dan Xe-135, maka dapat disimpulkan dalam penelitian ini bahwa radionuklida yang memberikan sumbangsih terbesar

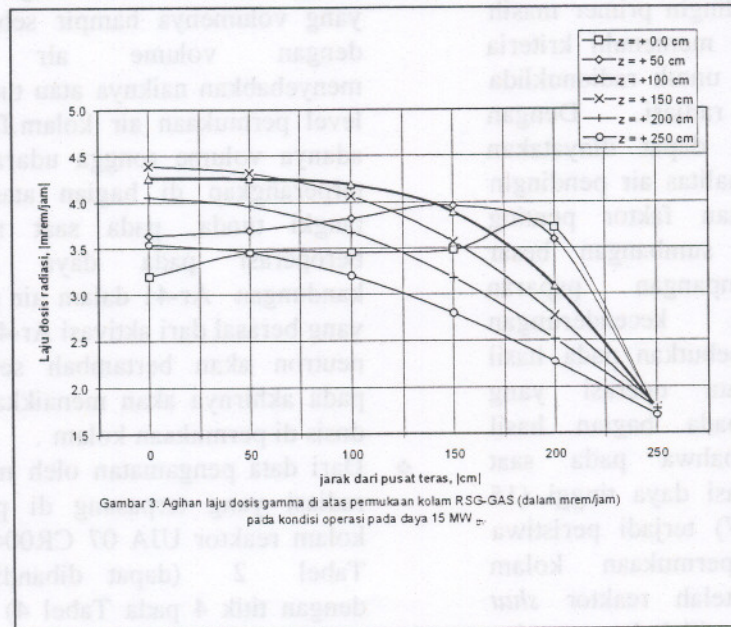
terhadap nilai paparan radiasi yang tercacah oleh survey meter adalah Ar-41. Berdasarkan perhitungan konsentrasi Ar-41 pada kedalaman air kolam untuk kondisi reaktor beroperasi 15 MW dengan menggunakan data parameter teras dan air kolam reaktor saat ini, adalah  $C = 7,379 \cdot 10^{-3} \text{ Ci/m}^3$ .

•  
• **Tabel 4. Agihan laju dosis radiasi gamma terhitung di atas kolam RSG-GAS (dalam mrem/jam) pada kondisi operasi tingkat daya 15 MW<sub>th</sub> (lihat Gambar 2).**

	R = 0	50	100	150	200	250
Z=0	3.197251E+00	3.455538E+00	3.453235E+00	3.474940E+00	3.714681E+00	1.739957E+00
50	3.636084E+00	3.693321E+00	3.824205E+00	3.956130E+00	3.593211E+00	1.738260E+00
100	4.258930E+00	4.255046E+00	4.189313E+00	3.888805E+00	3.084345E+00	1.760154E+00
150	4.385648E+00	4.312901E+00	4.064002E+00	3.564521E+00	2.767677E+00	1.781297E+00
200	4.051152E+00	3.957552E+00	3.669736E+00	3.179574E+00	2.512905E+00	1.762385E+00
250	3.541648E+00	3.455715E+00	3.201114E+00	2.792721E+00	2.268656E+00	1.695404E+00

Hasil perhitungan laju dosis gamma pada jarak 1 meter di atas permukaan air

kolam untuk 10 titik penelitian dapat dilihat pada Tabel 4 dan Gambar 3





Perbandingan antara hasil perhitungan dan pengukuran laju dosis radiasi gamma di daerah penelitian tertera pada Tabel 5.

Tabel 5. Perbandingan laju dosis radiasi gamma di atas kolam RSG-GAS (dalam mrem/jam) pada jarak 1 meter kondisi operasi tingkat daya 15 MW<sub>th</sub> hasil pengukuran dan perhitungan.

Titik	Koordinat (meter)	Paparan radiasi terhitung (Mr/jam)	Paparan radiasi terukur (mR/jam)	Titik	Koordinat (meter)	Paparan radiasi terhitung (mR/jam)	Paparan radiasi terukur (mR/jam)
1	(+2.5, ±0.0)	1,76	3,4± 0,2	6	(±0.0, +2.5)	1,76	2± 0,2
2	(+1.76, -1.76)	1,76	2,4± 0,2	7	(+1.76, +1.76)	1,76	2± 0,2
3	(±0.0, -2.5)	1,76	2,4± 0,2	8	(±0.0, +1.25)	4,03	4± 0,2
4	(-1.76, -1.76)	1,76	0,3± 0,2	9	(±0.0, ±0.0)	4,25	4± 0,2
5	(-1.76, +1.76)	1,76	1,8± 0,2	10	(±0.0, -1.25)	4,03	4± 0,2

## PEMBAHASAN

❖ Dari data sekunder pemeriksaan kualitas air pendingin primer seperti yang disajikan dalam Tabel 1 diperoleh data radionuklida dan data fisis yang mendekati harga yang tercantum dalam SAR. Berdasar hasil ini dapat dinyatakan bahwa kualitas air pendingin primer masih cukup baik dan memenuhi kriteria SAR khususnya untuk radionuklida penyumbang radiasi. Dengan demikian maka dapat dinyatakan bahwa faktor kualitas air pendingin bukan merupakan faktor penting yang memberi sumbangan besar dalam penyimpangan paparan radiasi. Pola kecenderungan sebagaimana disebutkan pada hasil pengamatan data operasi yang dinyatakan pada bagian hasil menunjukkan bahwa pada saat reaktor beroperasi daya tinggi (15 MW - 23 MW) terjadi peristiwa naiknya air permukaan kolam reaktor dan setelah reaktor *shut down* kemudian dilakukan *venting* atau pembuangan udara dari tangki tunda, maka level air kolam akan turun kembali ke keadaan semula.

- Jadi kecendrungan perubahan level air kolam ini sebagai fungsi dari daya reaktor. Diperkirakan, naik atau turunnya ketinggian (level) permukaan air kolam seiring dengan turun dan naiknya level air di dalam tangki tunda. Kalau perkiraan ini benar maka berarti ada rongga udara di dalam tangki tunda yang volumenya hampir sebanding dengan volume air yang menyebabkan naiknya atau turunnya level permukaan air kolam. Dengan adanya volume rongga udara yang terperangkap di bagian atas dari tangki tunda, pada saat reaktor beroperasi pada daya tinggi, kandungan Ar-41 dalam air primer yang berasal dari aktivasi Ar-40 oleh neutron akan bertambah sehingga pada akhirnya akan menaikkan laju dosis di permukaan kolam.
- ❖ Dari data pengamatan oleh monitor radiasi yang terpasang di pinggir kolam reaktor UJA 07 CR004 pada Tabel 2 (dapat dibandingkan dengan titik 4 pada Tabel 4) untuk kondisi reaktor *shut down* dan reaktor beroperasi pada daya 15 MW, terjadi kenaikan paparan radiasi. Hal ini menunjukkan adanya pengaruh pengoperasian reaktor



terhadap paparan radiasi di sekitar kolam (UJA 07 CR004). Data pengamatan paparan di atas bagian pusat kolam dan di jembatan dari alat terpasang tidak diperoleh terhubung monitor paparan radiasi gamma lokal hanya terpasang pada bagian pinggir kolam (Titik 4 pada Gambar 1).

- ❖ Dari data pengukuran dan perhitungan pada bagian hasil diatas serta dengan menolak *Imerejec* data pada titik 4 dengan kriteria "chouvenet" berdasarkan metode "chi-square" [8], nilai banding hasil ukur dan hasil hitung rerata adalah  $0,864 \pm 0,178$  sehingga hasil pengukuran dapat diterima karena rentang nilai banding adalah 0,686-1,042. Nilai rerata pengukuran, diperoleh sebesar  $2,88 \pm 0,949$  mr/jam. Nilai ini dapat dipergunakan sebagai masukan dalam *justifikasi* paparan yang diharapkan (*expected dose*) untuk Balai Operasi yang tercantum dalam SAR yaitu  $0,75 \text{ mR/jam} \leq \dot{D} \leq 2,5 \text{ mR/jam}$  sedangkan menurut SAR paparan yang diizinkan (*permissible dose*) untuk Balai operasi adalah  $2,5 \text{ mR/jam} \leq \dot{D} \leq 125 \text{ mR/jam}$ .
- ❖ Dari perhitungan secara teoritis untuk paparan radiasi yang telah dilakukan, adanya pengaruh level air kolam terhadap hasil akhir perhitungan, meskipun penyimpangan hasil perhitungan relatif kecil. Metoda dan hasil perhitungan teoritis ini memang perlu diperbaiki dan

disempurnakan, khususnya anggapan terhadap beberapa parameter fisis antara lain fluks neutron cepat, konsentrasi nuklida dalam air pendingin, pemodelan air kolam. Agar dapat diketahui, lebih rinci mengenai parameter-parameter fisis yang berpengaruh terhadap harga paparan radiasi di atas permukaan kolam, maka perlu dilakukan perbaikan dan validasi program untuk perhitungan.

## KESIMPULAN

Nilai banding hasil ukur dan hasil hitung rerata adalah  $0,864 \pm 0,178$ . sehingga hasil pengukuran dapat diterima karena rentang nilai banding adalah 0,686-1,042. Nilai rerata pengukuran, diperoleh sebesar  $2,88 \pm 0,949$  mr/jam. Nilai ini dapat dipergunakan sebagai masukan dalam *justifikasi* paparan yang diharapkan (*expected dose*) untuk Balai Operasi yang tercantum dalam SAR yaitu  $0,75 \text{ mR/jam} \leq \dot{D} \leq 2,5$  dan nilai jangkauan laju dosis atau Permissible Dose adalah  $2,5 \text{ mR/jam} \leq \dot{D} \leq 125 \text{ mR/jam}$ . Melalui pengukuran dan perhitungan ini dapat dinyatakan bahwa terjadi sedikit perbedaan nilai paparan radiasi diatas dan di sekitar permukaan kolam RSG GAS dari nilai perkiraan atau *expected dose* yang tercantum dalam SAR RSG-GAS.

## DAFTAR PUSTAKA

1. JAMES WOOD, Dept. of Nuclear Engineering, Quen Mary College, Univ. of London, United of Kingdom, "Computational Methods in Reactor Shielding", 1<sup>st</sup> edition, Pergammon Press, 1982, p.70-74, 177, 188-190.



2. JOHN R. LAMARSH, Formerly of the Polytechnic Institute of New York Univ., United States of America, "Introduction to Nuclear Reactor Theory", 2<sup>nd</sup> edition, Addison Wesley Publ. Co, Inc., 1966, p.15-16.
3. JOHN R. LAMARSH, Formerly of the Polytechnic Institute of New York Univ., United States of America, "Introduction to Nuclear Engineering", 2<sup>nd</sup> edition, Addison Wesley Publ. Co, Inc., (1983), p.520-525, 530-531.
4. Editing Group of the ANL, "Reactor Physics Constants", ANL-5800, 1<sup>st</sup> edition, Argonne National Laboratory, PO Box 299, Lemont, Illinois, (July 1<sup>st</sup>, 1958), p.467-473.
5. MURRAY R. SPIEGEL, Professor of Mathematics, Rensselaer Polytechnic Institute, "Mathematical Handbook of Formulas and Tables", Schaum's Outlines in Mathematics McGraw-Hill Book Co., New York, USA, (September 1988), p.183, 257.
6. R. G. JAEGER et al, " Engineering Compendium on Radiation Shielding", Vol I, II & III, New York, (1975).
7. Tim Penyusun LAK RSG-GAS, "Safety Analysis Report of Multipurpose Research Reactor", 7<sup>th</sup> edition, (September 1986), Chapter 6, 12, etc
8. DYAH ERLINA LESTARI, " Studi awal radionuklida hasil korosi pada air pendingin primer RSG-GAS ", Buletin Iptek Reaktor Nuklir Volume 7, nomer 1 Maret 1998, hal 26-35.
9. G.H. Doefer, " Analisis Pengukuran Fisika", Jurusan Fisika F-Mipa UGM, (1973).

#### **DISKUSI :**

**Pertanyaan :** ( Syafrul )

1. Apakah sasaran dari penelitian ini hanya untuk keselamatan operasi reaktor saja, bagaimana tinjauan keselamatan untuk pekerja (karyawan) yang bekerja.

**Jawaban :** (Suryawati)

Tujuan/sasaran dari penelitian ini adalah "keselamatan radiasi" yang ditekankan kepada keselamatan terhadap manusia/proteksi radiasi, yaitu dengan mengetahui laju paparan radiasi di atas permukaan kolam dapat dilakukan pengaturan waktu bekerja bagi karyawan yang bekerja di atas kolam reaktor. Jadi tujuan/sasaran penelitian ini yang ditekankan bukan keselamatan operasi reaktor.

**Pertanyaan :** (Dr. M. Dhandang P.)

2. Bagaimana Saudari membandingkan hasil perhitungan, pengukuran dan SAR RSG-GAS untuk kondisi yang tidak sama ?

**Jawaban :** (Suryawati)

3. Perhitungan dan pengukuran dikondisikan sama. Nilai paparan radiasi yang diambil adalah nilai paparan on spot yang direratakan, tetapi nilai expected dose untuk Balai Operasi yang tercantum dalam SAR adalah nilai rerata untuk seluruh Balai Operasi. Membandingkan hasil yang diperoleh dari dua metode yang berbeda dilakukan sebagai berikut : dari data pengukuran langsung dan hasil perhitungan, nilai banding antara hasil ukur dan hasil hitung rerata adalah  $0,864 \pm 0,178$  sehingga hasil



pengukuran dapat diterima karena rentang nilai banding adalah 0,686-1,042 dan hasilnya melingkupi nilai banding yang diharapkan, yaitu 1,00 nilai ini dapat dipergunakan sebagai masukan dalam justifikasi paparan yang diharapkan (expected dose) untu Balai Operasi yang tercantum dalam SAR yaitu  $0,75 \text{ mR/jam} \leq D \leq 2,5 \text{ mR/jam}$ .