

ANALISIS PAPARAN RADIASI TERHADAP KETINGGIAN AIR KOLAM REAKTOR MENGGUNAKAN ORIGEN2.1

THE RADIATION EXPOSURE ANALYSIS OF REACTOR POOL WATER HEIGHT LEVEL USING ORIGEN2.1

Fahmi Alfa Muslimu¹, Nugroho Luhur², Zaenal Abidin³

^{1,2}PRSG-BATAN Kawasan Puspptek Gd.30 Serpong 15310, ³STTN-BATAN Yogyakarta 55281.

Email : fahmi_am@batan.go.id

Diterima: 22 April 2019, diperbaiki : 11 Mei 2019, disetujui : 13 Mei 2019

ABSTRAK

ANALISIS PAPARAN RADIASI TERHADAP KETINGGIAN AIR KOLAM REAKTOR MENGGUNAKAN ORIGEN2.1. Air pada kolam reaktor selain berfungsi sebagai pendingin, juga berfungsi sebagai penahan radiasi yang bersumber dari berbagai komponen yang teraktivasi. Tujuan dari penelitian ini untuk menentukan nilai paparan radiasi di atas kolam reaktor sebagai fungsi ketinggian air kolam reaktor. Model komputasi dengan kode atau program komputer ORIGEN2.1 digunakan untuk menghitung inventori hasil belah dan inventori bahan bakar reaktor. Proses simulasi dilakukan pada akhir siklus ke-89 dengan variasi waktu tunda 244 hari, 8 hingga 80,2 tahun untuk mengetahui paparan radiasi di atas permukaan kolam. Penentuan waktu tunda berdasarkan waktu paruh terpanjang untuk hasil perhitungan produk aktivasi yakni Zn-65 yang memiliki waktu paruh 244 hari, dan setiap kelipatan 8 tahun dengan mempertimbangkan waktu paruh dari Zn-65. Dari hasil perhitungan diperoleh paparan radiasi sebesar $1,33 \cdot 10^{-15}$ mR/jam di permukaan kolam reaktor. Sedangkan pada jarak 100 cm tanpa penahan air sebesar $4,63 \cdot 10^8$ mR/jam, setelah 80,2 tahun paparan radiasi pada jarak 100 cm tanpa penahan air berkurang menjadi 15,54 mR/jam. Setelah reaktor tidak beroperasi selama 8 tahun hingga 80,2 tahun nilai paparan radiasi tidak berkurang secara signifikan dikarenakan masih terdapat nuklida Fe-55, Ni-59 dan Ni-63 yang memiliki waktu paruh di atas 1 tahun.

Kata kunci: Origen2.1, paparan radiasi, produk aktivasi, aktinida, produk fisi

ABSTRACT

THE RADIATION EXPOSURE ANALYSIS OF REACTOR POOL WATER HEIGHT LEVEL USING ORIGEN2.1. The water in the reactor pool has a role as a coolant and the radiation shielding for all of the component that has been activated. The purpose of this study is to determine the radiation exposure value above the reactor pool as a function of water level. The computational model with code or computer program ORIGEN2.1 has been used to calculate the fission product and reactor fuel inventory. The simulation process was carried out at the end of the 89th cycle reactor operation with a variation of delay time 244 days, 8 until 80,2 years to find out radiation exposure above the reactor pool surface. The delay time is based on the longest half-life of the activation product, which is Zn-65 that has a half-life 244 days, and for every 8-year considering the half-life of Zn-65. The radiation exposure that has been obtained from the calculation results is $1,33 \cdot 10^{-15}$ mR / h above the surface of the reactor pool. While at a distance of 375 cm water level is 0.08 mR/hour and at a distance of 100 cm without water is $4,63 \cdot 10^8$ mR/jam, setelah 80,2 tahun paparan radiasi pada jarak 100 cm tanpa penahan air berkurang R / hour, after 80,2 years' radiation exposure at 100 cm without water is reduced to 15,54 mR / hour. After the reactor did not operate for 8 until 80,2 years the radiation exposure did not decrease significantly because Fe-55, Ni-59 and Ni-63 nuclides that had a half-life more than 1 year still remaining.

Keywords: Origen2.1, radiation exposure, activation products, actinides, fission products

PENDAHULUAN

Reaktor Serba Guna G.A. Siwabessy (RSG-GAS), merupakan reaktor penelitian dengan daya maksimum 30 MW dan telah mencapai kritis pertama kali pada bulan juli 1987. Setelah melalui tahap operasi yang panjang, komponen-komponen reaktor memiliki tingkat kandungan zat radioaktif yang beragam. Jenis dan komposisi dari zat radioaktif tersebut bergantung pada beberapa faktor, yaitu jenis material, jangka waktu operasi dan jangka waktu peluruhan.

Dari berbagai komponen reaktor yang ada, sumber utama zat radioaktif di RSG-GAS berasal dari komponen-komponen dengan fraksi besi dan seng dalam $AlMg_3$ yang menerima fluks neutron dengan kerapatan yang tinggi, yaitu [1]:

- 1) Penguat teras dengan lempeng penyangga teras;
- 2) Reflektor Beryllium;
- 3) Tabung berkas neutron;
- 4) Tabung pengarah detektor, dan dudukan pengarah detektor bagian bawah;
- 5) Pipa pendingin primer yang (*inlet* dan *outlet*) yang berada di kolam reaktor;
- 6) Alat penukar panas (JNA10, 20, 30) yang berada di kolam reactor bagian bawah;
- 7) Tabung-tabung dari *rabbit system*.

Penelitian terkait radioaktivitas pernah dilakukan oleh Jaja Sukmana dan kawan-kawan pada tahun 2008 dan 2010. Dari penelitian tersebut diketahui bahwa source-term beraktivitas besar ditimbulkan karena lama operasi dan waktu paro radionuklidanya dan berasal dari teras reaktor aktif, elemen bakar bekas, pendingin reaktor, udara di reaktor, dan fasilitas percobaan [2]. Perhitungan radioaktivitas diperoleh radionuklida hasil

fisi Uranium. Parameter yang digunakan untuk perhitungan adalah daya termal reaktor P , yield y , lama operasi t , dan waktu paro $T^{1/2}$ [3]

Model komputasi dengan kode atau program komputer seperti ORIGEN2.1 dapat digunakan untuk menghitung inventori hasil belah dan inventori bahan bakar reaktor dengan menggunakan data riwayat pengoperasian reaktor. Dalam penelitian sebelumnya, diperoleh nilai dari perhitungan menggunakan ORIGEN2.1 sesuai dengan data pengukuran [4].

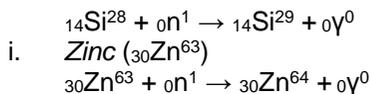
Batasan masalah penelitian ini adalah perhitungan dilakukan dari data siklus operasi hingga tahun 2015, dengan waktu tunda sesuai dengan waktu paruh hasil produk aktivasi terpanjang di bawah 1 tahun dan kelipatannya untuk menentukan nilai paparan radiasi di atas kolam reaktor sebagai fungsi ketinggian air kolam. Sehingga, diharapkan dari data analisis ini dapat bermanfaat untuk program dekomisioning RSG-GAS.

TEORI

Interaksi Neutron- $AlMg_3$

Reaksi (n,γ) dari interaksi neutron dengan unsur penyusun $AlMg_3$ sebagai berikut:

- a. *Aluminium* ($_{13}Al^{27}$)
 $_{13}Al^{27} + {}_0n^1 \rightarrow {}_{13}Al^{28} + {}_0\gamma^0$
- b. *Kromium* ($_{24}Cr^{48}$)
 $_{24}Cr^{48} + {}_0n^1 \rightarrow {}_{24}Cr^{49} + {}_0\gamma^0$
- c. *Cooper* ($_{29}Cu^{62}$)
 $_{29}Cu^{62} + {}_0n^1 \rightarrow {}_{29}Cu^{63} + {}_0\gamma^0$
- d. *Iron* ($_{26}Fe^{54}$)
 $_{26}Fe^{54} + {}_0n^1 \rightarrow {}_{26}Fe^{55} + {}_0\gamma^0$
- e. *Magnesium* ($_{12}Mg^{24}$)
 $_{12}Mg^{24} + {}_0n^1 \rightarrow {}_{12}Mg^{25} + {}_0\gamma^0$
- f. *Manganese* ($_{25}Mn^{52}$)
 $_{25}Mn^{52} + {}_0n^1 \rightarrow {}_{25}Mn^{53} + {}_0\gamma^0$
- g. *Nikel* ($_{28}Ni^{56}$)
 $_{28}Ni^{56} + {}_0n^1 \rightarrow {}_{28}Ni^{57} + {}_0\gamma^0$
- h. *Silicon* ($_{14}Si^{28}$)



$$T_{(1/2)} = \frac{0,693}{\lambda} \quad (5)$$

Perilaku Zat Radioaktif

Peluruhan merupakan perilaku aktivitas zat radioaktif untuk menuju atom stabil. Peluruhan zat radioaktif secara kuantitatif dapat digambarkan sebagai reaksi:

P (zat radioaktif, induk) \rightarrow D (zat stabil, anak) + partikel.

a. Aktivitas Zat Radioaktif.

Jika N menyatakan banyaknya inti dalam sampel suatu zat, maka aktivitas zat tersebut (A) dinyatakan sebagai :

$$A = -\frac{dN}{dt} \quad (1)$$

Aktivitas zat radioaktif menurun secara eksponensial terhadap waktu dan dinyatakan sebagai:

$$A = A_0 e^{-\lambda t} \quad (2)$$

Dimana λ adalah tetapan peluruhan. Sehingga, persamaan (1 dan 2) digabungkan menghasilkan bentuk:

$$A = \lambda N \quad (3)$$

b. Waktu Paruh

Informasi empiris perubahan nilai aktivitas zat terhadap waktu dapat dinyatakan dalam bentuk persamaan (untuk n T(1/2)) akan menjadi:

$$A = A_0 (1/2)^n \quad (4)$$

Dari persamaan 2 dan 4, diperoleh:

$$\frac{1}{2} A_0 = A_0 e^{-\lambda T_{(1/2)}}$$

$$e^{\lambda T_{(1/2)}} = 2,$$

Sehingga,
 $\lambda T_{(1/2)} = \ln 2$

c. Keseimbangan Radioaktif

Jika waktu cukup panjang $\lambda_2 N_2 = \lambda_1 N_0 \rightarrow$ keseimbangan radioaktif. Untuk deret radioaktif kita dapatkan deret persamaan diferensial sebagai bentuk:

$$\frac{dN_2}{dt} = \lambda_1 N_1 - \lambda_2 N_2 \quad (6)$$

Bila kita tunggu sampai keseimbangan terjadi dalam setiap deret yang dimulai dari unsur dengan waktu paruh panjang sehingga ketergantungan waktu menjadi hilang Semua $\frac{dN}{dt}$ akan mendekati nol serta dapat ditulis menjadi:

$$\lambda_1 N_1 = \lambda_2 N_2 = \lambda N \quad (7)$$

Atenuasi Radiasi Gamma pada Materi

Variasi dari koefisien atenuasi linier μ untuk air diberikan pada Tabel 1.

Buildup Factor

Build up factor digunakan untuk perhitungan berkas lebar, untuk menghitung intensitas radiasi yang disebabkan hamburan radiasi dari proses Compton.

Berbagai formula yang melibatkan buildup factor telah diusulkan, parameter yang digunakan disesuaikan untuk memberikan data buildup factor yang sesuai (dari data [5] dan survei yang dilakukan [6]). [7])

Fluks dari foton yang menembus materi untuk titik sumber radiasi yang isotropik pada jarak r dari titik sumber adalah:

$$\phi = B \cdot S \cdot \frac{e^{-\mu r}}{4 \cdot \pi \cdot r^2} \quad (8)$$

Dimana :

B = factor buildup

S = kekuatan sumber dalam foton/detik

μ = koefisien atenuasi linear untuk energi foton S

Origen2.1

Perhitungan inventori hasil fisi didasarkan pada basis 1 kelompok deplesi dan peluruhan radioaktif. Persamaan umumnya diformulasikan sebagai berikut [7] :

$$\frac{dX_i}{dt} = \sum_{j=1}^N l_{ij} \lambda_j X_j - \phi \sum_{k=1}^N f_{ik} \sigma_k X_k - (\lambda_i + \phi \sigma_i + r_i) X_i + F_i$$

$i = 1, 2, \dots, N$

(8)

Dimana :

X_j = rapat atom dari nuklida I

N = jumlah nuklida

l_{ij} = fraksi peluruhan radioaktif oleh nuklida lain j yang menuju formasi spesies i

λ_i = konstanta peluruhan radioaktif.

Φ = fluks neutron rerata posisi dan energi

f_{ik} = fraksi serapan neutron oleh nuklida lain yang menuju formasi spesies i .

σ_k = tampang lintang serapan neutron nuklida k pada spektrum rerata.

r_i = laju perpindahan kontinu nuklida i dari sistem.

F_i = laju umpan kontinu dari nuklida i .

METODE

TEKNIK PENGUMPULAN DATA

Parameter yang digunakan dalam penelitian ini adalah: dimensi komponen reaktor, konsentrasi dari komposisi komponen reaktor, ketinggian air kolam reaktor, data parameter operasi selama siklus operasi ke-1 hingga siklus operasi ke-89.

Terdapat 21 komponen di dalam reaktor yang menggunakan material AlMg₃ seperti pada Tabel 2 berikut ini.

Tabel 1. Koefisien atenuasi massa (μ/ρ) untuk air [9]

Energi (MeV)	Koefisien atenuasi massa (μ/ρ) (cm ² /gram)	Energi (MeV)	Koefisien atenuasi massa (μ/ρ) (cm ² /gram)
0,5	0,0966	3,0	0,0396
0,6	0,0896	4,0	0,0339
0,8	0,0786	5,0	0,0301
1,0	0,0706	6,0	0,0275
1,5	0,0575	8,0	0,0240
2,0	0,0493	10,0	0,0219

Sumber : <https://physics.nist.gov/PhysRefData/XrayMassCoef/ComTab/water.html>

Tabel 2. Instalasi utama dan perlengkapan bantu RSG-GAS [1].

No.	Komponen	Berat (kg)	Volume (m ³)
1	Tangki/liner reaktor bagian bawah	2583,24	0,97114
2	Pelat kisi	332,5	0,125

No.	Komponen	Berat (kg)	Volume (m ³)
3	Selubung teras mengelilingi pelat kisi	92,568	0,0348
4	Penyangga teras	133	0,05
5	Pipa isap sistem Pendingin primer	250,7999	0,09
6	Pipa tekan sistem Pendingin primer	250,7999	0,09
7	Ring distributor	72,625	0,0273
8	Dudukan pengarah detektor neutron bagian bawah (9 buah)	53,2	0,02
9	Katup sirkulasi alam (2 buah)	49,199	0,01848
10	Pipa tekan katup sirkulasi alam (2 buah)	5,1072	0,00192
11	Pelat dudukan berilium blok	36,708	0,0138
12	Ramp test insert	7,980	0,003
13	Beam tube S1	37,2242	0,13994
14	Beam tube S2	37,2242	0,13994
15	Beam tube S3	37,2242	0,13994
16	Beam tube S4	37,2242	0,13994
17	Beam tube S5	40,0665	0,150626
18	Beam tube S6	37,2242	0,13994
19	Ramp test and radiography support	49,742	0,01870
20	Waste decay heat cooler bagian bawah (3 buah)	(35,910 x 3) = 107,730	(0,0135 x 3) = 0,0405
21	Dudukan ujung fasilitas iradiasi pneumatik dan rabbit system	35,910	0,0135

Sumber : Program Dekomisioning Reaktor Serba Guna G.A Siwabessy (RSG-GAS) [1]

Tabel 3. Komposisi AlMg₃ [10].

Komposisi AlMg ₃ (%)								
Al	Cr	Cu	Fe	Mg	Mn	Ni	Si	Zn
98,3227	0,15	0,3	0,235	0,57	0,06	0,0043	0,294	0,064

Sumber : IAEA-TECDOC-1637 [10]

Dalam dokumen laporan kerja yang dilaksanakan oleh IAEA dengan judul "Corrosion of Research Reactor Aluminium Clad Spent Fuel in Water" menunjukkan komposisi dari komponen AlMg₃ yang digunakan dalam reaktor riset untuk program perhitungan. Pada tabel 3 menunjukkan komposisi komponen AlMg₃ yang akan digunakan sebagai input perhitungan program Origen2.1.

Teknik Analisis Data

Data yang diperoleh dalam penelitian ini adalah dimensi komponen reaktor dengan material AlMg₃, komposisi AlMg₃ dan parameter operasi reaktor dari siklus ke-1 hingga siklus ke-89.

Setelah diperoleh komposisi material AlMg₃, selanjutnya dilakukan penentuan massa total setiap unsur penyusun komponen reaktor dengan material AlMg₃.

Setelah diperoleh massa total setiap unsur penyusun komponen reaktor dengan material $AlMg_3$, selanjutnya dilakukan input program Origen2.1 sesuai dengan parameter operasi dari siklus ke-1 hingga siklus ke-89.

Setelah akhir siklus operasi ke-89 kemudian operasi reaktor dihentikan, sehingga aktivitas dari komponen reaktor dengan material $AlMg_3$ mengalami peluruhan. Untuk simulasi waktu tunda disesuaikan dengan umur paruh hasil aktivasi dari unsur penyusun komponen reaktor yang memiliki waktu terlama di bawah 1 tahun, hal ini dilakukan agar lebih mudah melakukan evaluasi setiap tahunnya.

Hasil perhitungan Origen2.1 menghasilkan aktivitas produk aktivasi setiap unsur penyusun komponen reaktor serta laju lepasan foton dari 18 kelompok energi, sehingga agar hasil perhitungan lebih mendekati hasil pembacaan alat ukur maka laju foton dari 18 kelompok energi menjadi data awal untuk menentukan *fluence rate*, dan selanjutnya menentukan besarnya paparan yang dihasilkan untuk setiap titik ketinggian kolam reaktor hingga dihasilkan paparan yang sesuai dengan Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 4 Tahun 2013.

HASIL DAN PEMBAHASAN

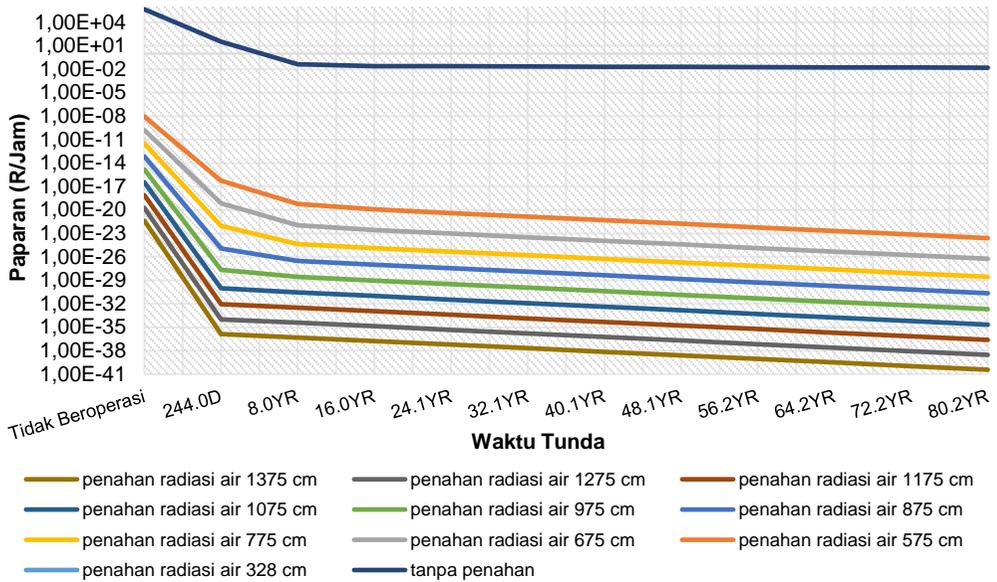
Pada bagian ini disajikan hasil penelitian yang telah dilakukan beserta analisisnya. Adapun hasil penelitian terdiri dari paparan radiasi di atas permukaan kolam Reaktor Serba Guna G.A Siwabessy setelah mengalami siklus operasi ke-1 hingga siklus operasi ke-89 yang disimulasikan sesuai dengan ketinggian permukaan kolam reaktor

dengan asumsi siklus ke-89 adalah siklus akhir dari kegiatan operasi reaktor dengan variasi waktu 244 hari, 8 hingga 80,2 tahun dari akhir siklus ke-89 untuk mengetahui paparan radiasi di atas permukaan kolam. Penentuan waktu tunda berdasarkan waktu paruh terpanjang untuk hasil perhitungan produk aktivasi yakni Zn-65 yang memiliki waktu paruh 244 hari, dan setiap kelipatan 8 tahun dengan mempertimbangkan waktu paruh dari Zn-65.

HASIL

Berkas sinar radioaktif setelah melalui materi akan mengalami pelemahan, sesuai dengan koefisien atenuasi materi dan ketebalannya. Interaksi radiasi γ dengan materi berada pada kisaran energi 0,1 sampai dengan 10 MeV. Besarnya energi dan kekuatan sumber dapat diketahui untuk setiap produk aktivasi, aktinida dan produk fisi dari tangki reaktor menggunakan program Origen2.1 setelah mengalami siklus operasi ke-1 hingga siklus 89. Gambar 1 menunjukkan hubungan waktu tunda dari total komponen reaktor berbahan $AlMg_3$ dengan paparan radiasi berdasarkan variasi waktu tunda.

Dengan menggunakan asumsi bahwa bahan bakar dikeluarkan dari teras reaktor setelah akhir siklus ke 89, maka tidak ada aktinida dan produk fisi dari bahan bakar dan perhitungan hanya berdasarkan produk aktivasi dari komponen reaktor yang berbahan $AlMg_3$, dari hasil perhitungan menggunakan program Origen2.1 dapat diketahui besarnya kekuatan sumber energi radiasi untuk mengetahui besarnya paparan radiasi berdasarkan waktu tundanya.



Gambar 1. Hubungan waktu tunda 21 komponen reaktor dengan paparan berdasarkan variasi waktu tunda

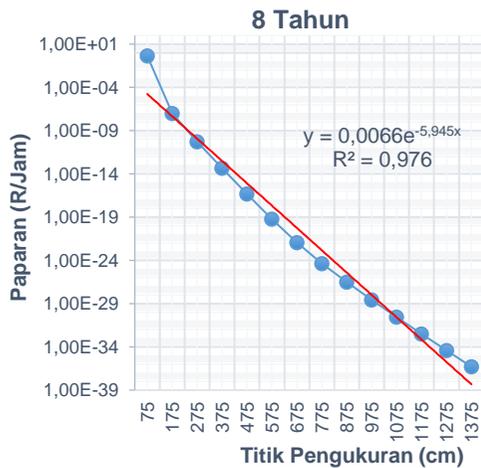
Perhitungan dilakukan untuk mengetahui besarnya paparan radiaais dengan asumsi bahwa setelah siklus ke-89 reaktor tidak beroperasi selama beberapa tahun dan di asumsikan pula ketinggian air berkurang dari ketinggian 1375 cm hingga 75 cm untuk kegiatan dekomisioning. Hubungan antara jarak titik pengukuran komponen reaktor dengan penahan radiasi air ketika reaktor tidak beroperasi dari jarak 1375 cm hingga jarak 75 cm dengan besarnya paparan radiasi ditunjukkan pada Gambar 2 hingga Gambar 13 di bawah ini.



Gambar 2. Hubungan titik pengukuran akhir siklus ke-89 vs paparan radiasi



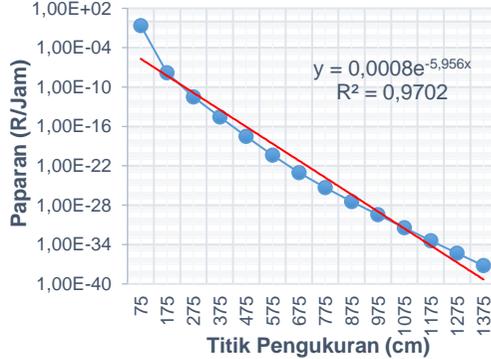
Gambar 3. Hubungan titik pengukuran setelah 244 hari vs paparan radiasi



Gambar 4. Hubungan titik pengukuran setelah 8 tahun vs paparan radiasi



Gambar 5. Hubungan titik pengukuran setelah 16 tahun vs paparan radiasi



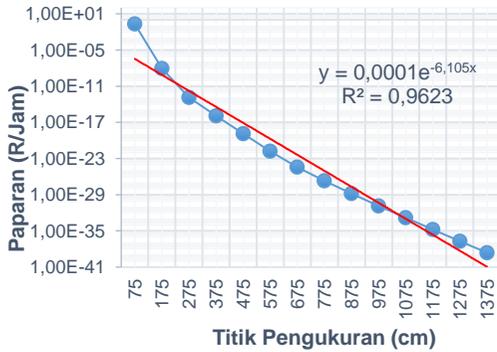
Gambar 6. Hubungan titik pengukuran setelah 24,1 tahun vs paparan radiasi



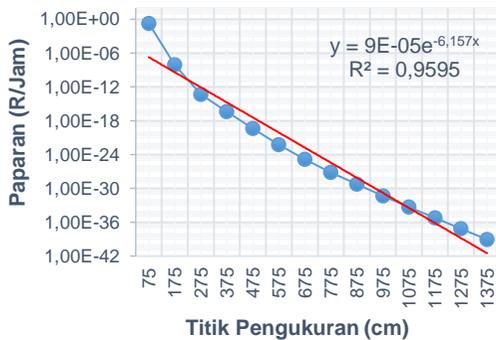
Gambar 7. Hubungan titik pengukuran setelah 32,1 tahun vs paparan radiasi



Gambar 8. Hubungan titik pengukuran setelah 40,1 tahun vs paparan radiasi
48.1 Tahun



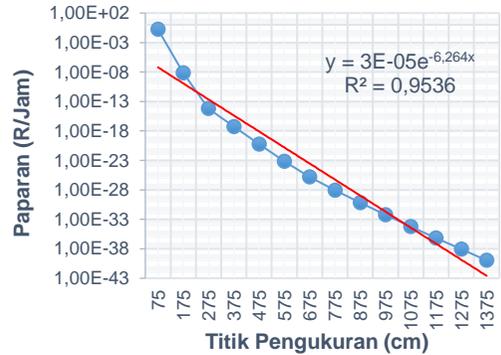
Gambar 9. Hubungan titik pengukuran setelah 48,1 tahun vs paparan radiasi
56.2 Tahun



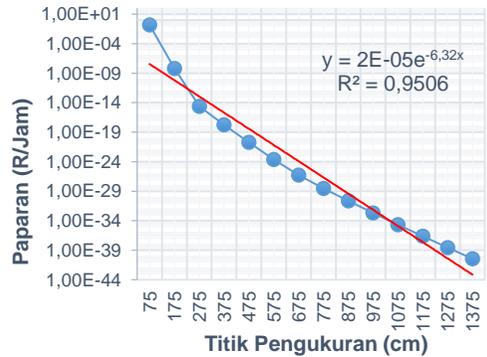
Gambar 10. Hubungan titik pengukuran setelah 56,2 tahun vs paparan radiasi
64.2 Tahun



Gambar 11. Hubungan titik pengukuran setelah 64,2 tahun vs paparan radiasi
72.2 Tahun



Gambar 12. Hubungan titik pengukuran setelah 72,2 tahun vs paparan radiasi
80.2 Tahun



Gambar 13. Hubungan titik pengukuran setelah 80,2 tahun vs paparan radiasi

PEMBAHASAN

Pada penelitian ini dilakukan analisis radiasi dengan fungsi ketinggian air kolam reaktor RSG-GAS menggunakan Origen2.1. Perhitungan dilakukan berdasarkan data dari siklus operasi ke-1 hingga siklus operasi ke-89. Analisis radiasi ini digunakan untuk mengetahui besarnya paparan radiasi pada akhir siklus operasi ke-89 dari komponen reaktor dengan material $AlMg_3$ sebagai fungsi ketinggian air kolam reaktor.

Dari hasil perhitungan menunjukkan dengan waktu tunda selama 244 hari nilai paparan radiasi berkurang sebesar 99,99 % untuk seluruh komponen reaktor tanpa *shielding* dan dengan menggunakan *shielding* air 75 cm hingga 1375 cm, hal ini dikarenakan unsur penyusun komponen reaktor dengan material AlMg3 menghasilkan 7 nuklida produk aktivasi

dengan waktu paruh di bawah 1 tahun sehingga nilai paparan radiasi berkurang secara signifikan selama 244 hari.

Hasil perhitungan program Origen2.1, menghasilkan produk aktivasi dari komponen reaktor berupa unsur pada Tabel 4 berikut ini.

Tabel 4. Produk aktivasi AlMg₃

Unsur		Waktu Paro
Al-28	2,2	menit
Cr-51	27,7	hari
Mn-56	2,6	jam
Fe-59	44,6	hari
Cu-64	12,7	hari
Zn-65	244	hari
Fe-55	2,7388	tahun
Cu-66	5,117	menit
Ni-59	1,012x10 ⁵	tahun
Ni-63	100,17	tahun

Hal ini dapat dilihat dari Gambar 1 yang menampilkan grafik setelah reaktor tidak beroperasi selama 8 tahun sampai 80,2 tahun nilai paparan radiasi tidak berkurang secara signifikan dikarenakan masih terdapat nuklida Fe-55, Ni-59 dan Ni-63 yang memiliki waktu paruh di atas 1 tahun.

Kecocokan model dikatakan lebih baik jika koefisien determinasi (R^2) semakin mendekati 1. Dari Gambar 2 hingga Gambar 13 titik pengukuran komponen reaktor setelah 244 hari akhir siklus ke-89 memiliki koefisien determinasi paling besar dibandingkan variasi waktu tunda lainnya, yakni sebesar 0,9859, dan setelah 244 hari nilai koefisien determinasi semakin berkurang, dikarenakan tidak ada aktivitas dari nuklida dengan waktu paruh di bawah 244 hari sehingga nilai paparan radiasi tidak berkurang secara signifikan.

Nilai Batas Dosis (NBD) untuk pekerja radiasi yang telah ditetapkan oleh BAPETEN adalah sebesar 10 μ Sv/jam. Dari hasil perhitungan diperoleh bahwa besarnya paparan radiasi pada akhir siklus ke-89 dengan ketinggian air 375 cm sebesar 0,08 mR/jam (0,8 μ Sv/jam), nilai tersebut tidak melebihi NBD yang telah ditetapkan.

Besarnya paparan radiasi pada jarak 100 cm tanpa penahan radiasi ketika akhir dari siklus ke-89 adalah 463.029.153,38 mR/jam, dari hasil perhitungan hingga waktu tunda selama 80,2 tahun besarnya paparan radiasi pada jarak 100 cm tanpa penahan radiasi sebesar 15,54 mR/jam.

Banyak faktor yang mempengaruhi hasil perhitungan, diantaranya adalah terdapat sumber radiasi lain yang tidak masuk dalam perhitungan (posisi

penyimpanan bahan bakar bekas yang berada di kolam penyimpanan bahan bakar bekas lebih tinggi dari dasar kolam reaktor, pengotor dalam air yang teraktivasi dan tersirkulasi di dalam kolam reaktor, *sample* iradiasi, dan lain-lain), serta keterbatasan program Origen2.1 dalam melakukan perintah perhitungan sebanyak 200 perintah sehingga tidak memungkinkan untuk memasukkan secara detail data seluruh data yang ada di lapangan.

Hasil perhitungan program Origen2.1, menghasilkan produk aktivasi dari komponen reaktor dengan materi $AlMg_3$ selama siklus operasi ke-1 hingga siklus operasi ke-89 berupa unsur Al-28, Cr-51, Mn-56, Fe-59, Cu-64, Zn-65, Fe-55, Cu-66, Ni-59, Ni-63.

Selama waktu tunda 80,2 tahun besarnya paparan radiasi pada jarak 100 cm tanpa penahan radiasi sebesar 15,54 mR/jam dan setelah reaktor tidak beroperasi selama 8 hingga 80,2 tahun nilai paparan radiasi tidak berkurang secara signifikan dikarenakan masih terdapat nuklida Fe-55, Ni-59 dan Ni-63 yang memiliki waktu paruh di atas 1 tahun, sehingga setelah tahun ke-8 komponen reaktor dapat diserahkan ke pihak pengelola limbah untuk mengurangi paparan radiasi.

KESIMPULAN

Berdasarkan hasil analisa yang telah dilakukan maka dapat diambil kesimpulan sebagai berikut.

a) Nilai paparan radiasi akhir dari siklus ke-89 dengan ketinggian air 375 cm sebesar 0,08 mR jam, dengan batasan tidak ada sumber radiasi lain selain dari komponen reaktor dengan material $AlMg_3$ (tidak terdapat aktinida dan produk fisi dari bahan bakar, serta sumber radiasi lainnya). Pada ketinggian tersebut besarnya paparan radiasi tidak melebihi NBD yang

ditentukan oleh BAPETEN sebesar 1 mR/jam untuk pekerja radiasi.

- b) Besarnya paparan radiasi pada jarak 100 cm tanpa penahan radiasi ketika akhir dari siklus ke-89 adalah 463.029.153,38 mR/jam.
- c) Paparan radiasi akan meningkat ketika ketinggian air kolam berkurang (Intensitas radiasi bertambah dikarenakan berkurangnya ketebalan penahan radiasi).

SARAN

Perlunya pengembangan program Origen2.1 untuk mengatasi keterbatasan perintah program, agar perhitungan yang dihasilkan dapat lebih akurat.

UCAPAN TERIMA KASIH

Terima kasih sebesar-besarnya kepada bapak Ir. Pudjijanto MS yang telah banyak memberikan inspirasi dalam menyelesaikan penelitian ini.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] J. Sukmana, "Identifikasi source-term RSG-GAS untuk keselamatan operasional," dalam Seminar Nasional IV, Yogyakarta, 2008.
- [2] J. Sukmana, J. A. Korua dan S. Suwanto, "Analisis kuantitatif source-term RSG-GAS pada daya 15 MW," Buletin Pengelolaan Reaktor Nuklir Vol 7 No 2, pp. 39-50, Oktober 2010.
- [3] D. K. Cho, J. H. Cha, D. H. Kook, J. Y. Lee, H. J. Choi, J. Choi, W. i. Ko dan J. H. Park, "Source term characterization program for the decommissioning waste from a CANDU reactor," Progress in

- Nuclear Energy, vol. 55, pp. 1-11, 2012.
- [4] H. Goldstein dan J. J. Wilkins, "Calculation of the penetration of gamma-rays," Nuclear Development Associates, NY, 1954.
- [5] D. K. Trubey, "A Survey of Empirical Functions used to fit Gamma Ray Buildup Factors," Oak Ridge National Laboratory, U.S, 1966.
- [6] J. Zeb, W. Arshed dan S. S. Ahmad, "Radiation Dose Reduction by Water Shield," Pakistan Institute of Nuclear Science and Technology, Islamabad.
- [7] A. G. Croff, "ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials," Nuclear Technology, vol. 62, no. 3, pp. 335-352, 1983.
- [8] "physics.nist.gov," [Online]. Available: <https://physics.nist.gov/PhysRefData/XrayMassCoef/ComTab/water.html>. [Diakses 19 February 2019].
- [9] PRSG, "Program Dekomisioning Reaktor Serba Guna G.A. Siwabessy (RSG-GAS)," PRSG, Serpong, 2017.
- [10] IAEA, "Corrosion of Research Reactor Aluminium Clad Spent Fuel in Water," International Atomic Energy Agency, Vienna, 2009.