

PENENTUAN UNSUR KELUMIT UMUR PARU PENDEK DALAM CUPLIKAN LINGKUNGAN DENGAN METODA ANALISIS PENGAKTIPAN NEUTRON

Sri Wardani, Edison Sihombing, Amir Hamzah,
Rochidi, Putut Hery S., Saleh Hartaman, Jaka Iman

ABSTRAK

PENENTUAN UNSUR KELUMIT DALAM CUPLIKAN LINGKUNGAN DENGAN METODA ANALISIS PENGAKTIPAN NEUTRON. Pada penentuan konsentrasi nuklida umur paruh pendek di dalam cuplikan lingkungan dengan metoda analisis pengaktipan neutron (APN), sering terjadi kehilangan cacah yang disebabkan oleh kecepatan cacah yang tinggi. Suatu sirkuit elektrik "Pile-Up Rejector (PUR)" diinstalasikan ke dalam pencacahan nuklida umur paruh pendek dengan spektrometer sinar- γ sebagai koreksi terhadap kehilangan nilai cacah. Cuplikan diiradiasi selama 30 ~ 60 detik pada fluks neutron $3,5 \times 10^{12} \text{n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, kemudian didinginkan selama 120 detik dan dilakukan pencacahan selama 180 detik dengan menggunakan sistem ini. Konsentrasi nuklida di berbagai cuplikan lingkungan mempunyai hasil analisis yang berbeda, lebih presisi dan akurat, dimana harga pengukuran dari analisis dengan sistem PUR 30% lebih besar dari pada hasil pengukuran dengan metode spektrometri sinar- γ konvensional.

ABSTRACT

DETERMINATION OF SHORT-LIVED TRACE ELEMENTS IN ENVIRONMENTAL SAMPLES BY NEUTRON ACTIVATION ANALYSIS. Concentration of a short-lived trace elements in environmental samples were determined by neutron activation analysis, a counting loss often occurs due to the high counting rate. A Pile-Up Rejector (PUR) electric circuit was installed in counting a short-lived trace elements by a γ -ray spectrometer in order to correct a counting loss. The samples were irradiated for 30 ~ 60 seconds at neutron flux of $3.5 \times 10^{12} \text{n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, then the samples cooled for 120 seconds and counted for 180 seconds using this system. The nuclide concentration in the varieties environmental samples have a difference analysis results, was more accurate and precise, which the measured results would be 30% more higher by PUR system than the result would be counted using a conventional γ -ray spectrometry method.

PENDAHULUAN

Akurasi metode Analisis Pengaktipan Neutron Instrumental (APNI) dengan spektrometer sinar- γ efisiensi tinggi diperlukan dalam analisis untuk memperoleh sensitivitas yang baik. Pada APNI, sinar- γ dari radionuklida berumur paruh pendek dicacah dengan spektrometer sinar- γ konvensional, sering terjadi kehilangan nilai cacah yang disebabkan oleh kecepatan cacah yang tinggi. Untuk mengkorkeksi terhadap kehilangan nilai cacah tersebut dipasang suatu sirkuit listrik "Pile-Up Rejector (PUR)" pada sistem spektrometer sinar- γ yang digunakan dan pembacaan radionuklida berumur paruh pendek mempunyai "dead-time" pencacahan yang tinggi. Pengukuran sinar- γ dengan kondisi

kecepatan pencacahan tinggi dapat dipergunakan. Peluruhan radioaktivitas, pulsa, pile-up pada saat pengukuran menjadi masalah penting. Penyelesaian masalah ini merupakan hal yang sangat penting untuk mencapai hasil analisa dengan sensitivitas pengukuran yang baik untuk spektrometer sinar- γ . Untuk kecepatan pencacahan tinggi dengan mengganti pulsa / pile-up dengan interval dua pulsa yang dimasukkan ke dalam detektor mendekati "piled-up" yang sesuai. Satu pulsa yang diakui ada fenomena pencacahan pada tempat yang berlainan dan kanal yang disesuaikan dengan ketinggian gelombang yang asli untuk pengukuran sinar- γ dengan kecepatan pencacahan tinggi, dengan pulsa / pile-up terjadi

paparan radiasi di atas permukaan kolam tersebut yang akan diterima oleh Operator.

METODA PENELITIAN

Diasumsikan bahwa sejumlah bahan bakar bekas di kolam penyimpanan dikelompokkan menjadi 5 waktu pendinginan, dalam perhitungan yaitu untuk 2 tahun, 4 thn, 6 thn dan 8 thn, masa pendinginan bahan bakar bekas yang ada di kolam penyimpanan dapat dilihat pada Tabel 2.

$$R_{\gamma} = LP \cdot T_{\gamma} \cdot C_v \cdot [\tan^{-1} (L/x) \cdot e^{-\mu x} \cdot L/x]$$

dimana :

- LP = Luas permukaan sumber (cm²)
Cv = Aktivitas sumber / Volume (mCi/jam)
T_γ = Faktor gamma (cm².R/mCi.jam)
μ = Koeff attenuasi massa (cm⁻¹)
L = Panjang aktivitas sumber (cm)
X = Jarak pengukuran (cm)

HASIL DAN DISKUSI

Aktivitas produk fisi yang terkukung di dalam sebuah perangkat bahan bakar yang diiradiasi di teras reaktor selama 7 siklus (175 hari) dengan power 6.600E-01 MW, Burn-up 1.15550E+02 MWD dengan variasi masa pendinginan, Hasil perhitungan dengan program Origen2, dapat dilihat pada Tabel 3.

Laju paparan radiasi bahan bakar bekas pada kedalaman tertentu di kolam penyimpanan bahan bakar menggunakan paket program *Caskfor*, dapat dilihat pada Tabel 4.

KESIMPULAN

Dari hasil evaluasi dan perhitungan perisai air kolam penyimpanan bahan bakar bekas dapat disimpulkan bahwa laju paparan

Laju paparan radiasi di kolam penyimpanan bahan bakar bekas, pada kedalaman tertentu dan pada permukaan kolam dengan variasi jumlah bahan bakar bekas, dihitung dengan paket program *Caskfor*.

Untuk laju paparan radiasi pada jarak pengukuran tertentu dari bahan bakar bekas di kolam penyimpan adalah :

radiasi di permukaan kolam penyimpanan bahan bakar masih dibawah batas yang diijinkan.

DAFTAR PUSTAKA :

1. JAMES WOOD, Dept. of Nuclear Engineering, Quen Mary College, Univ. of London, United of Kingdom, "Computational Methods in Reactor Shielding", Pergammon Pres. 1982.
2. G. CROFF, "ORIGEN-2 : Isotop Generation and Depletion Code-Matrix Exponential Method", A User's Manual for the Origen-2 Code, Radiation Shielding Information Centre (RSIC) Code Collection Nr. CCC-371, Oak Ridge National laboratory, Tennessee, USA.
3. PUDJIJANTO MS, Sub-bid Kes. Kerja PRSG BATAN, : CASKORG, Program disain transercask multi lapis, Serpong, Pebruari 1997.

PERTANYAAN

Penanya : Uju Jujuratisbela

Pertanyaan :

Judul dengan apa dinyatakan dalam tabel (terakhir) belum klop dengan pengertian tidak ada variasi jumlah elemen bakar. Kelihatan mesti

ada perubahan/kelengkapan dari tabel tersebut yaitu dengan memberikan data jumlah elemen bakar yang bervariasi. Bagaimana komentar anda ?

Jawaban :

Tabel yang dimaksud, akan dilengkapi dengan menambahkan data variasi jumlah elemen bakar

Penanya : Liem Peng Hong

Pertanyaan :

1. Angka flux neutron yang dipakai dalam perhitungan di ambil dari amana ?
2. Saran gunakan flux atau power dalam melakukan perhitungan bakran/burnup bahan bakar.

Jawaban :

1. Dari out-put arigen 2, terlampir (salah ketik)
2. Penulis memilih power untuk perhitungan arigen 2.

Tabel 1. Spesifikasi bahan bakar bekas

No.	Uraian	Keterangan
	Jumlah plat, buah	21 (Standar FE), 15 (Kontrol FE)
2.	Jenis elemen bakar	MTR tipe plat
3.	Unsur kimia	U ₃ O ₈ -Al
4.	Dimensi bahan bakar, cm	(86,8 - 86,9) x (8,040 - 8,060) x (7,56 - 7,61)
5.	Berat bahan bakar, gram	1872,64
6.	Pengkayaan, %	10,7
7.	Burn up, %	(48,34 - 59,63)
8.	Material sisi plat	
9.	Dimensi plat, cm	0,054(t) x 6,275(l) x 60,00(p)
10.	Berat plat, gram	6,143
11.	Berat U, gram	1120
12.	Berat U-235, gram	120
13.	Panas peluruhan (maks.), hari (min.), hari	15,46 Watt, waktu pendinginan 825,50 hari 2,91 Watt, waktu pendinginan 1949 hari
14.	Tebal dan berat kelongsong, gram	0,038 cm, 2318,4 gram
15.	Material kelongsong	AlMg ₂
16.	Berat material matrik, gram	558,60

Tabel 2. Waktu / masa pendinginan bahan bakar bekas

No.	Identitas	Masa pendinginan, tahun	No.	Identitas	Masa pendinginan, tahun	No.	Identitas	Masa pendinginan, tahun
1.	RI - 1	8.12	17.	RI - 20	8.53	33.	RI - 36	6.45
2.	RI - 2	7.82	18.	RI - 21	8.06	34.		6.44
	RI - 3	7.42	19.	RI - 22	8.15	35.		6.46
4.	RI - 4	7.90	20.	RI - 23	8.08	36.		6.27
5.	RI - 5	7.27	21.	RI - 24	8.11	37.		5.07
	RI - 6		22.	RI - 25	8.61	38.		5.98
			23.	RI - 26	7.74	39.		6.09
			24.	RI - 27	7.31	40.		5.78
			25.	RI - 28	6.88	41.		6.14
			26.	RI - 29	5.28	42.		6.19
11.	RI - 13		27.	RI - 30	7.31	43.		5.99
12.	RI - 14		28.	RI - 31	3.83	44.		6.10
13.	RI - 15		29.	RI - 32	7.29	45.		4.87
14.	RI - 16		31.	RI - 33	6.35	46.		5.35
15.	RI - 17		31.	RI - 34	6.83			
16.	RI - 18			RI - 35				

Tabel 3. Aktivitas dan Masa Pendinginan Bahan Bakar

OUTPUT UNIT = 8

•IRADIASI e.b dengan U-235= 250 gr

POWER = 6.60000E-01 MW, BURNUP= 1.15500E+02 MWD, FLUX= 7.26E+13 N/CM²

FISSION PRODUCTS

7 SUMMARY TABLE: RADIOACTIVITY, CURIES

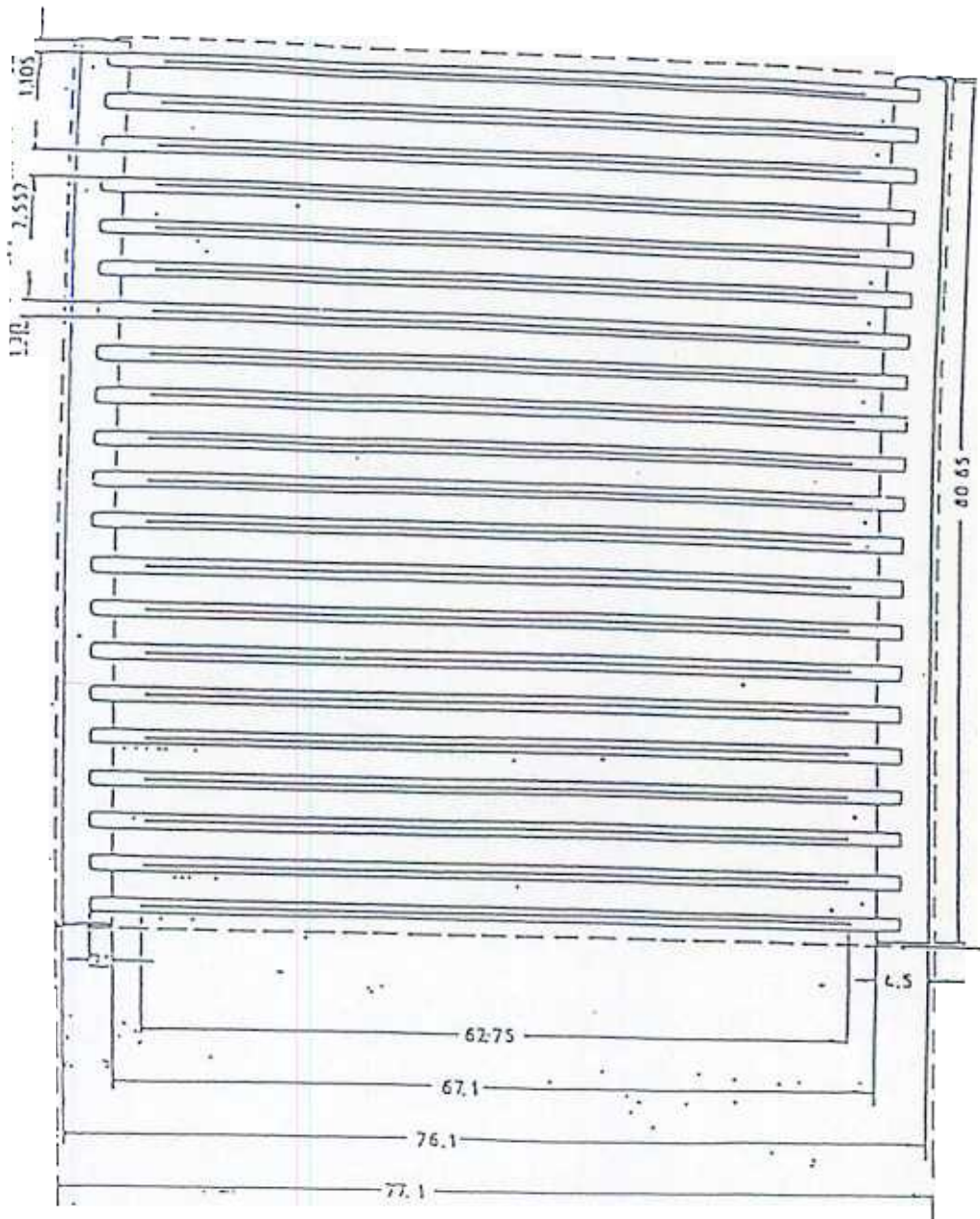
1 EBE (KAYA 19.75%) IRRADIASI 175 HARI

IR 175 DA

	1.0YR	2.0YR	4.0YR	6.0YR	8.0YR	10.0YR	12.0YR	14.0YR	16.0YR	
AS	6.341E+03	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	
SE	1.972E+04	1.350E-03	1.350E-03	1.350E-03	1.350E-03	1.350E-03	1.350E-03	1.350E-03	1.350E-03	
BR	4.595E+04	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	
KR	8.080E+04	4.131E+01	3.873E+01	3.403E+01	2.990E+01	2.627E+01	2.309E+01	2.029E+01	1.783E+01	
RB	1.094E+05	2.265E-03	9.779E-08	9.489E-08	9.489E-08	9.489E-08	9.489E-08	9.489E-08	9.489E-08	
SR	1.470E+05	1.786E+03	3.363E+02	3.115E+02	2.970E+02	2.832E+02	2.700E+02	2.575E+02	2.455E+02	
Y	1.872E+05	2.824E+03	3.596E+02	3.116E+02	2.971E+02	2.833E+02	2.701E+02	2.576E+02	2.456E+02	
ZR	1.260E+05	3.225E-03	6.168E+01	2.984E-02	7.304E-03	7.296E-03	7.296E-03	7.296E-03	7.296E-03	
NB	1.710E+05	6.413E+03	1.416E+02	5.145E-02	1.790E-03	2.272E-03	2.723E-03	3.131E-03	3.499E-03	
HO	7.730E+04	3.195E-17	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	
TC	7.685E+04	4.847E-02	4.847E-02	4.847E-02	4.847E-02	4.847E-02	4.847E-02	4.847E-02	4.847E-02	
RU	1.944E+04	8.868E+02	2.126E+02	5.354E+01	1.353E+01	3.421E+00	8.646E-01	2.185E-01	5.524E-02	
RH	2.145E+04	8.409E+02	2.125E+02	5.354E+01	1.353E+01	3.421E+00	8.646E-01	2.185E-01	5.524E-02	
SN	1.300E+04	4.975E+00	7.424E-01	2.309E-02	2.538E-03	1.330E-03	1.201E-03	1.180E-03	1.173E-03	
SB	3.785E+04	1.563E+01	1.215E+01	7.368E+00	4.467E+00	2.709E+00	1.642E+00	9.961E-01	6.043E-01	
TE	9.668E+04	5.346E+01	6.569E+00	1.832E+00	1.090E+00	6.607E-01	4.006E-01	2.428E-01	1.472E-01	
I	1.392E+05	8.521E-04	7.221E-05	7.221E-05	7.221E-05	7.221E-05	7.221E-05	7.221E-05	7.221E-05	
XE	1.111E+05	5.374E-03	3.095E-12	1.020E-30	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	
CS	1.007E+05	4.171E+02	3.890E+02	3.491E+02	3.219E+02	3.016E+02	2.850E+02	2.706E+02	2.576E+02	
BA	1.300E+05	3.287E+02	3.204E+02	3.060E+02	2.921E+02	2.789E+02	2.663E+02	2.543E+02	2.428E+02	
LA	1.303E+05	8.487E-01	2.147E-09	7.240E-13	7.240E-13	7.240E-13	7.240E-13	7.240E-13	7.240E-13	
CE	9.660E+04	6.436E+03	2.468E+03	4.156E+02	6.999E+01	1.179E+01	1.985E+00	3.344E-01	5.632E-02	
PR	7.696E+04	6.086E+03	2.497E+03	4.206E+02	7.083E+01	1.193E+01	2.009E+00	3.384E-01	5.700E-02	
ND	1.518E+04	5.336E-02	1.049E-11	5.143E-12	5.271E-12	5.293E-12	5.296E-12	5.297E-12	5.297E-12	
PH	9.656E+03	1.104E+03	8.446E+02	4.979E+02	2.935E+02	1.730E+02	1.020E+02	6.014E+01	3.546E+01	
EU	4.191E-02	9.575E+00	8.550E+00	6.924E+00	5.626E+00	4.586E+00	3.751E+00	3.077E+00	2.039E+00	
SUMTOT	2.046E+06	3.047E+04	7.910E+03	2.770E+03	1.711E+03	1.385E+03	1.228E+03	1.126E+03	1.048E+03	
OTOTAL	2.054E+06	3.048E+04	7.912E+03	2.771E+03	1.712E+03	1.386E+03	1.230E+03	1.127E+03	1.050E+03	
0	CUMULATIVE TABLE TOTALS									
AP+FP	2.054E+06	3.048E+04	7.912E+03	2.771E+03	1.712E+03	1.386E+03	1.230E+03	1.127E+03	1.050E+03	
ACT+FP	2.081E+06	3.048E+04	7.914E+03	2.774E+03	1.714E+03	1.388E+03	1.231E+03	1.129E+03	1.051E+03	
AP+ACT+FP	2.081E+06	3.048E+04	7.914E+03	2.774E+03	1.714E+03	1.388E+03	1.231E+03	1.129E+03	1.051E+03	

Tabel 4. Laju paparan radiasi dari bahan bakar bekas pada kedalaman tertentu

No.	Waktu pendinginan (tahun) Aktivitas sumber (Curie)	Tebal / Kedalaman (m)	Laju paparan radiasi (mrem / jam)
1.	2 tahun 7.914E+03	3.5	1500
		4.0	250
		4.5	40
		5.0	8
2.	4 tahun 2.774E+03	3.5	550
		4.0	90
		4.5	14
		5.0	2.4
3.	6 tahun 1.712E+03	3.5	390
		4.0	60
		4.5	9
		5.0	1.7
4.	8 tahun 1.388E+03	3.5	350
		4.0	50
		4.5	7.5
		5.0	1.5



Gambar Horizontal Section Through Fuel Element