

Pengukuran Konsentrasi Uranium dari Industri Fosfat Menggunakan Spektrometer Gamma

Margi Puji Rahayu

Pusdiklat - Badan Tenaga Nuklir Nasional

Abstrak

Telah dilakukan pengukuran konsentrasi uranium (U-238) pada *yellowcake* dan pupuk TSP yang berasal dari industri pupuk fosfat PT. PETRO KIMIA Gresik menggunakan spektrometer gamma dengan detektor HPGe. Untuk dapat melakukan pengukuran ini, maka perlu untuk mengkalibrasi dan menentukan Batas Oeteksi Terendah (BOT) dari detektor HPGe. Lima buah sampel yang mengandung konsentrasi *yellowcake* yang berbeda-beda ditempatkan dalam wadah dengan diameter 10,2 em dan tinggi 3,3 em. Selanjutnya dilakukan peneaeahan menggunakan spektrometer gamma, dengan waktu peneaeahan masing-masing sampel adalah 1800 detik.. Sampel pupuk TSP diletakkan pada wadah yang sarna dan dieaeah selama 17 jam. Hasil pengukuran konsentrasi uranium *yellowcake* dengan metode ini menunjukkan bahwa sampel *yellowcake* dengan konsentrasi tertinggi yaitu 100% mengandung uranium dengan konsentrasi sebesar 59.255,34 Bq/kg dan sampel *yellowcake* dengan konsentrasi terendah yaitu 38,84% sebesar 24.994,78 Bq/kg. Untuk pupuk TSP besarnya konsentrasi uranium adalah 27,89 Bq/kg.

Kata kunei: uranium, *yellowcake*, pupuk TSP, industri pupuk fosfat, spektrometer gamma, detektor HPGe

Abstract

The concentration of uranium (U-238) in yellowcake and TSP fertilizers sample from phosphate fertilizer industry PT. PETRO KIMIA Gresik by gamma spectrometer with HPGe detector has been done. In order to do this measurement, it is needed to calibrate and calculate the minimum detectable limit of detector HPGe. From the five samples that contain different yellowcake concentration were placed on basin with 10,2-cms of diameter and 3,3-cms of depth.. After that, each of samples counted by gamma spectrometer for 1800 second.. TSP fertilizers samples is also placed with similar basin and counted for 17 hours. The result of this method shows that sample with highest concentration of yellowcake (100%) have uranium concentration is 59.255,34 Bqlkg and the sample with lowest concentration of yellowcake (38,84%) have uranium concentration is 24.994,78 Bqlkg. TSP fertilizer have uranium concentration is 27,89 Bqlkg..

Key word: uranium, *yellowcake*, TSP fertilizer, phosphate fertilizer industry, gamma spectrometer, HPGe detector

1. Pendahuluan

Kandungan radioaktivitas alam seperti U-238, Th-232, Ra-226 dan K-40 yang terdapat dalam batuan fosfat pada umumnya lebih tinggi daripada dalam tanah maupun batuan lainnya. Terjadinya radioaktivitas alam ini karena peluruhan uranium dan thorium yang ada di alam menjadi Pb dengan memancarkan radiasi alpha, beta dan gamma.

Hasil pengukuran berdasarkan penelitian yang telah dilakukan sebelumnya oleh Annaliah dkk, 1994, mengenai pengukuran kadar radioaktivitas alam dari batuan fosfat alam dan hasil pengolahannya menggunakan spektrofotometer, fluorimeter dan spektrometri gamma, memperlihatkan bahwa kadar aktivitas U-238 dalam batuan fosfat, pupuk fosfat dan asam fosfat mencapai 1440,3 Bq/kg, 1052,5 Bq/kg dan 1923,1 Bq/kg [1]. Adanya radioaktivitas dalam deposit fosfat dan hasil pengolahannya dapat mengakibatkan dampak radiologi untuk lingkungan salah satunya seperti pada lahan pertanian. Oleh karena itu dalam penelitian ini dilakukan pengukuran konsentrasi uranium yang terkandung dalam pupuk TSP (Triple Super Phospat) yang merupakan salah satu produk dari industri fosfat.

Pada industri fosfat terdapat fasilitas pemisahan uranium dari batuan fosfat. Dalam proses pemisahan uranium ini, sekitar 50% uranium yang terkandung dalam bijih fosfat berubah menjadi konsentrat U_3O_8 (*yellowcake*). Sebagian *yellowcake* akan tertinggal dan menempel pada

beberapa peralatan fasilitas pemisahan uranium dalam bentuk kerak.

Apabila fasilitas pemisahan uranium tersebut telah mencapai akhir masa manfaatnya, maka fasilitas itu tidak akan dioperasikan lagi (*shut-down*) dan kemudian dilakukan dekomisioning (pembongkaran). Bahan bongkaran dari fasilitas pemisahan uranium yang sebagian besar terkontaminasi oleh *yellowcake* akan diklasifikasikan menjadi bahan yang dapat didekontaminasi dan bahan yang harus dilimbahkan sesuai dengan ketentuan *clearance levels*, sehingga perlu diketahui konsentrasi radionuklida yang terkandung di dalamnya yang sebagian besar adalah uranium.

Untuk menentukan tingkat konsentrasi uranium pada pupuk TSP dan berbagai unit fasilitas pemisahan uranium yang didekomisioning tersebut, diperlukan suatu metode pengukuran secara cepat dengan peralatan portabel dan dapat diterapkan untuk mengukur jumlah *item* yang banyak. Metode yang biasa digunakan adalah dengan spektrometri gamma *in-situ* dengan menggunakan detektor germanium kemurnian tinggi (HPGe). Keunggulan metode ini adalah dengan cepat dapat menentukan tingkat radiasi dan radionuklida di lingkungan seperti paparan radiasi gamma, radionuklida alam, radionuklida jatuhan (*fallout*) dan kontaminasi dari fasilitas nuklir[2]. Oleh karena itu, untuk menentukan konsentrasi uranium dalam pupuk TSP dan

yellowcake dari industri fosfat, dapat digunakan spektrometri gamma *in-situ* dengan detektor HPGe.

2. Teori Dasar

2.1 Radioaktif Pada Batuan Fosfat dan Produk Turunannya

Berdasarkan penelitian oleh Annaliah dkk, 1994 seperti terlihat pada Tabel 2.1 mengenai pengukuran kadar radioaktivitas alam dari deposit fosfat alam dan hasil pengolahannya menggunakan spektrofotometer, fluorimeter dan spektrometri gamma, memperlihatkan bahwa kadar aktivitas U-238 total dalam batuan fosfat, pupuk fosfat dan asam fosfat mencapai 1440,3 Bq/kg, 1052,5 Bq/kg dan 1923,1 Bq/kg. Adapun kadar Ra-226 dalam batuan fosfat, pupuk fosfat dan gips mencapai 2100 Bq/kg, 811,3 Bq/kg dan 1010,3 Bq/kg. Dengan demikian, dapat disimpulkan bahwa adanya radioaktivitas dalam batuan fosfat dan hasil pengolahannya dapat mengakibatkan dampak radiologi untuk lingkungan.

Alasan pentingnya aspek radiologi pada industri fosfat adalah karena keberadaan uranium dan turunannya pada elemen sisa dari bijih fosfat. Jumlah sisa uranium, radium dan turunan lainnya dalam bijih fosfat akan terus terbawa dan kadang-kadang terkonsentrasi pada produk fosfat dan produk sampingannya. Proses pengolahan batuan fosfat ada dua jenis yaitu proses basah dan proses termal. Batuan fosfat digunakan untuk pembuatan asam fosfat dan pupuk fosfat melalui proses basah. Dalam proses basah

tersebut, Ra-226 akan terkonsentrasi di dalam gypsum sedang uranium akan terkonsentrasi di dalam asam fosfat. Perlu diketahui bahwa kombinasi antara asam fosfat dan batuan fosfat untuk pembuatan pupuk fosfat akan mengakibatkan penambahan kadar uranium di dalam pupuk fosfat, sedangkan Ra-226 hanya berasal dari batuan fosfat. Produk komersial yang dihasilkan dari proses basah adalah asam fosfat dan berbagai jenis pupuk. Radioaktif memasuki rantai makanan melalui penggunaan produk tersebut pada makanan atau pemupukan tanaman yang selanjutnya akan dikonsumsi manusia. Produk utama lainnya yang dihasilkan pada proses basah adalah gypsum yang mengandung radium yang merupakan sumber radiasi gamma dan potensial dapat mengkontaminasi permukaan air [3]. Pada proses termal, elemen fosfor keluar dari proses pembakaran dan merupakan produk komersial dari proses pengolahan termal. Produk turunan lainnya adalah *slag*, *fluid bed* dan lapisan logam padat hasil dari pembakaran yang disebut FEP. Selanjutnya *slag* tersebut akan diolah menjadi aspal, beton, bantalan kereta api, dan lain-lain.

Konsentrat bijih uranium disebut juga dengan "*Yellowcake*" dihasilkan dari proses pengolahan bijih fosfat dengan kandungan uranium sebesar 50% dari kandungan uranium dalam batuan fosfat yang selanjutnya berikatan dengan oksida yang biasanya ditunjukkan sebagai U_3O_9 ($UO_2 \cdot 2UO_3$). Dari 1000 ton bijih rata-rata dapat dihasilkan 1,5 ton *yellowcake*.

1 ton U_3O_8 sama dengan 0,848 ton uranium.

Yellowcake dengan densitas sebesar 8,38 g/cm³, dihasilkan di fasilitas pemisahan uranium pada industri fosfat, dengan demikian dapat dipastikan sebagian *yellowcake* masih tertinggal di beberapa peralatan pada fasilitas pemisahan uranium tersebut [4].

2.2 Spektrometer Gamma dengan Detektor HPGe

Pengukuran uranium menggunakan spektrometer gamma telah dilakukan sebelumnya oleh Uyttenhove et al. 2002 pada sampel tanah di Kosovo. Metode spektrometri gamma dipilih dalam penelitian ini untuk membedakan antara uranium alam dan isotop alam lainnya. Dengan spektrometri gamma resolusi tinggi sesuai untuk melakukan pengukuran tersebut. Hasil penelitian menunjukkan bahwa limit deteksi uranium dari spektrometer gamma adalah 20 Bq untuk 11 jam waktu pengukuran dan 15 Bq untuk 18 jam waktu pengukuran dengan variasi ketebalan sampel antara 100-150 gram[5].

Tingkat konsentrasi U-238 dapat diketahui melalui analisis sinar-y dari peluruhan utamanya yaitu Th-234 (waktu paro 24,1 hari) dan Pa-234m (waktu paro 1,17 menit). Dua nuklida ini secara umum dapat diasumsikan mencapai kesetimbangan sekuler dengan U-238 dengan kenyataan bahwa keduanya akan terbentuk dalam periode hanya dalam beberapa bulan. Meskipun kedua nuklida tersebut intensitasnya rendah dan akan cukup sulit untuk

dideteksi, tetapi kesulitan ini akan dapat diatasi dengan tersedianya efisiensi detektor germanium yang lebih tinggi[6].

Berdasarkan bentuk fisiknya spektrometer gamma dapat dibedakan atas dua macam yaitu spektrometer gamma terpasang tetap (*non portable*) dan spektrometer gamma tak tetap atau mudah dibawa (*portable*).

Dalam spektrometer gamma jenis *non portable*, komponen-komponen seperti detektor, sistem penguat pulsa, tegangan tinggi, sistem pengolah pulsa dan penyimpan data dirangkai secara terpisah satu sama lain. Adapun pada spektrometer gamma *portable*, semua komponen kecuali detektor sudah tersusun secara kompak berupa satu kesatuan sehingga dapat digunakan untuk pengukuran secara *in-situ* dan biasa disebut spektrometer gamma *in-situ*.

2.3 Kalibrasi Detektor

a. Kalibrasi Energi

Spektrometri gamma *in-situ* setara dengan energi sinar gamma yang mengenai detektor. Cahaya pulsa yang mempunyai tinggi dieat dalam suatu salur dengan nomor salur tertentu. Dengan demikian nomor salur penganalisis salur ganda juga sebanding dengan energi sinar-y.

Untuk suatu perangkat spektrometer gamma dan satu *setting* kondisi kerja, perlu diketahui korelasi antara nomor salur dan tingkat energinya. Hal ini dapat dilakukan dengan mencah beberapa macam sumber radioaktif standar. Bila dibuat plot tingkat energi sinar-y versus nomor

salur maka didapatkan satu garis lurus. Plot ini dinamakan kalibrasi energi. Korelasi linier ini dapat dinyatakan dengan persamaan:

$$E(x) = a_1X + a_2 \quad (1)$$

dengan $E(x)$ menyatakan tingkat energi sinar-y, X menyatakan nomor salur, sedangkan a_1 dan a_2 masing-masing menyatakan konstanta regresi.

b. Kalibrasi Efisiensi

Efisiensi dalam fisika eksperimen didefinisikan sebagai nisbah antara respon suatu instrumen pengukuran (misalnya pembaca skala, arus listrik, jumlah cacah) dengan nilai besaran fisika yang diukur. Dalam spektrometri, besaran fisika yang diukur adalah laju cacah total atau cacah puncak fotolistrik dan tingkat energi sinar-y. Dalam pencacahan secara spektrometri, pencacahan ditujukan pada salah satu energi dari sekian banyak energi dan mode peluruhan yang ada dalam cuplikan, maka efisiensi pencacahan didasarkan pada nisbah antara laju cacah, aktivitas, dan nilai intensitas mutlak. Secara matematis dapat ditulis dalam bentuk persamaan:

$$seE) = \frac{N}{dpsPyCE) \times 100\% \quad (2)$$

dengan $seE)$ menyatakan efisiensi pencacahan sebagai fungsi energi sinar-y, N menyatakan laju cacah (cps), dps menyatakan peluruhan per detik ($I \text{ dps} = IBq$), dan Py menyatakan kelimpahan energi gamma (%).

Nilai efisiensi detektor dapat diperoleh dengan dua cara, yaitu melalui perhitungan geometri dan

koefisien interaksi sinar-y dengan materi detektor, atau melalui pencacahan suatu sumber standar yang telah diketahui aktivitasnya. Tetapi cara yang terakhir lebih akurat sehingga lebih banyak digunakan [7].

Untuk menghitung aktivitas sumber standar pada saat digunakan dalam pengukuran digunakan persamaan

$$A(= Aoe \frac{-0,693}{T_{1/2}} \quad (3)$$

dengan A_t menyatakan aktivitas pada saat pengukuran (Bq), A_o menyatakan aktivitas mula-mula (Bq), $T_{1/2}$ menyatakan waktu paro radionuklida (tahun), sedangkan t menyatakan waktu antara mula-mula sampai waktu pengukuran (tahun).

3. Alat dan Bahan

- I. Spektrometer gamma terdiri dari:
 - a. Sumber tegangan
 - b. Detektor HPGe Portabel
 - c. Penganalisis Salur Ganda (MeA) In-Spector
 - d. Komputer laptop pentium IV
 - e. Software Genie 2000
2. Timbangan digital
3. Neraca Ohaus
4. Lampu Inframerah
5. Gelas kimia 100 ml, 250 ml, dan 500 ml
6. Grinder (mesin penghalus)
7. Batang pengaduk
8. Penggerus
9. Ayakan 100 mesh
10. Mistar
11. Botol minum
12. Sarung tangan karet
13. Masker penutup hidung dan mulut

4. Prosedur

Untuk melakukan kalibrasi detektor HPGe, menentukan Batas Deteksi Terendah (BOT) dan menentukan konsentrasi uranium *yellowcake* dan pupuk TSP, analisis data yang digunakan sebagai berikut:

4.1 Kalibrasi Efisiensi-Ketebalan

Analisis data bertujuan untuk menghitung besarnya nilai efisiensi pada tingkat energi gamma 1001 keV. Besaran-besaran yang diperoleh dari pencacahan pada kalibrasi efisiensi-ketebalan adalah cacah per sekon (cps) dan energi puncak gamma yaitu pada 1001 keV. Besarnya nilai cacah per sekon (cps) pada tingkat energi 1001 keV (nuklida Pa-234m) diperoleh dari pencacahan sumber standar selama 1 jam. Nilai cps ini dikonversi terhadap nilai cacah latar. Nilai kelimpahan mutlak (*yield*) untuk Pa-234m pada energi 1001 keV diperoleh dari tabel pada lampiran. Masing-masing ketebalan sumber standar mempunyai nilai aktivitas radioisotop U-238 yang sama. Nilai aktivitas radioisotop U-238 dihitung berdasarkan persamaan (6), sedangkan efisiensi pencacahan sumber standar pada energi gamma 1001 keV dihitung dengan persamaan (5)

Perbedaan ketebalan sumber standar dimaksudkan untuk menyelidiki pengaruh ketebalan terhadap efisiensi pencacahan. Selanjutnya dibuat grafik kalibrasi efisiensi versus ketebalan sampel. Grafik kalibrasi efisiensi-ketebalan merupakan persamaan garis linier yang dibuat dengan mengplot nilai efisiensi pada energi 1001 keV

untuk tiap ketebalan terhadap variasi ketebalan.

4.2 Penentuan Batas Deteksi Terendah (BDT)

Pengukuran BOT dilakukan untuk mengetahui kemampuan deteksi detektor HPGe. Besaran-besaran yang diperlukan untuk perhitungan BOT adalah nilai cacah per sekon (cps) dari latar, waktu pencacahan latar, efisiensi pencacahan dan kelimpahan gamma pada energi 1001 keV. Selanjutnya, nilai BOT dengan tingkat kepercayaan 67% dihitung menurut persamaan:

$$BOT = \frac{2,33 \sim Nb}{SPy} \quad (4)$$

dengan N_s menyatakan laju cacah latar (cps), T_b menyatakan waktu cacah latar (sekon), e menyatakan efisiensi detektor (%), dan P_y menyatakan kelimpahan energi sinar gamma (pada 1001 keV).

4.3 Pengukuran Konsentrasi Radionuklida

Besaran-besaran yang diperoleh dari pencacahan sampel radioaktif adalah cacah per sekon (cps) sampel, cacah latar sampel dan puncak energi gamma yaitu 1001 keV. Perhitungan konsentrasi radionuklida di dalam sampel dapat dihitung menggunakan persamaan sebagai berikut:

$$C = \frac{(N_t - N_b) \pm \sigma}{sPyFW} \quad (5)$$

dengan C adalah konsentrasi radionuklida (Bq/kg), N_s adalah laju cacah sampel (cps), N_b adalah laju cacah latar (cps), e adalah efisiensi pencacahan (%) yang ditentukan

dari kurva efisiensi-ketebalan detektor HPGe, P_y adalah kelimpahan energi gamma (%), W adalah massa sampel (kg), F_k adalah faktor koreksi serapan diri dan σ adalah deviasi standar.

Deviasi standar dihitung dengan persamaan:

$$\sigma = IN_s \sqrt{\frac{1}{T} + \frac{N_s}{N_s^2}} \quad (6)$$

dengan N_s menyatakan laju cacah sampel (cps), N_t menyatakan laju cacah latar (cps), T menyatakan waktu cacah sampel (detik), dan T_t menyatakan waktu cacah latar,

wadahnya dengan massa yang sama. Selanjutnya keempat titik sumber standar tersebut dicacah menggunakan spektrometer gamma selama 30 menit.

Berdasarkan data yang diperoleh pada Tabel 1 di atas, diketahui bahwa jumlah cacah per sekon tiap titik sumber berkisar antara 0,0261 sampai 0,0306. Adapun simpangan hasil pengukuran berkisar antara 1,94% sampai 7,94%. Perbedaan tersebut relatif kecil, dengan demikian dapat dikatakan bahwa sumber standar relatif homogen meskipun tidak 100%.

5. Hasil dan Pembahasan

5.1. Uji Homogenitas

Hasil uji homogenitas sumber standar diperlihatkan pada Tabel I.

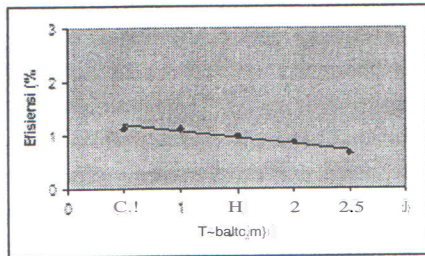
Tabel 1. Hasil uji homogenitas sumber standar.

Titik Sumber	cps	Simpangan (%)
1	0,0289	1,94
2	0,0306	7,94
3	0,0261	7,94
4	0,0278	1,94

Uji homogenitas sumber standar dilakukan pada ketebalan sumber standar yang paling besar yaitu 2,5 cm. Dengan asumsi jika ketebalan 2,5 cm sebagai ketebalan paling besar terbukti homogen, maka ketebalan lainnya yang lebih tipis juga homogen karena cara preparasi sumber standar yang dipakai untuk semua variasi ketebalan sama. Uji homogenitas dilakukan dengan cara mengambil sumber standar pada empat titik yang berbeda dari

5.2. Kalibrasi Efisiensi- Tebal

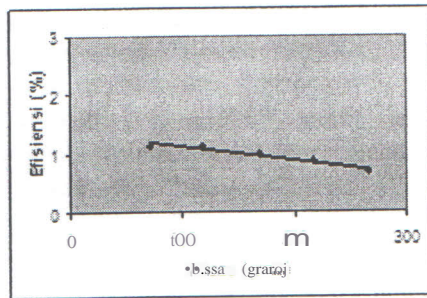
Efisiensi pencacahan pada penelitian ini ditentukan pada energi-y 1001 keV, dimana nuklida induknya adalah U-238 sedangkan nuklida anak yang berada pada kesetimbangan dengan U-238 adalah Pa-234m. Dengan adanya variasi ketebalan sumber standar, maka tiap-tiap ketebalan dicacah kemudian ditentukan efisiensi pencacahannya masing-masing. Nilai efisiensi dihitung menggunakan persamaan (5), selanjutnya diplot dalam grafik kalibrasi ketebalan-efisiensi seperti pada Gambar 1. Tujuan dibuat grafik kalibrasi ketebalan-efisiensi dimaksudkan untuk menyelidiki pengaruh ketebalan terhadap efisiensi pencacahan.



Gambar 1. Grafik hubungan tebal versus efisiensi

Grafik hubungan antara tebal dan efisiensi tersebut memiliki persamaan garis yaitu $E = -0,24x + 1,31$; dengan E menyatakan efisiensi peneaeahan (%) dan x menyatakan tebal sumber standar (em).

Penambahan tebal sumber standar sebanding dengan penambahan massa sumber standar, sehingga dapat dibuat juga grafik kalibrasi efisiensi-massa yang terlihat pada Gambar2.



Gambar 2. Grafik hubungan massa versus efisiensi

Grafik hubungan antara massa dan efisiensi tersebut memiliki persamaan garis yaitu $E = -0,24m + 1,31$; dengan E menyatakan efisiensi peneaeahan (%) dan m menyatakan massa sumber standar (gram). Dari kedua grafik kalibrasi ketebalan-efisiensi dan massa-efisiensi di atas menunjukkan bahwa hubungan

antara tebal dengan efisiensi peneaeahan sumber standar adalah linier.. Semakin besar tebal dan massa sumber standar, efisiensi peneaeahan semakin kecil, atau dengan kata lain penambahan tebal dan massa sumber standar sebanding dengan penurunan nilai efisiensi peneaeahan.

Efisiensi peneaeahan didefinisikan sebagai nisbah antara jumlah pulsa dengan hasil kali antara nilai kelimpahan mutlak (*yield*) dan aktivitas sumber sinar-y pemaneamya. Jika material yang diceaah berupa matrik, maka ketebalan dan jenis material tersebut akan mempengaruhi nilai efisiensi peneaeahan akibat adanya efek serapan diri. Besar-kecilnya efek serapan diri terhadap nilai efisiensi peneaeahan ini tergantung pada ketebalan (penambahan massa) dan jenis material yang diceaah.

5.3. Batas Deteksi Terendah (BDT)

Hasil pengukuran BDT diperlukan pada Tabel2.

Tabel2. Data perhitungan BOT seeara teoritik dan eksperimen

Tebal (em)	Massa (gram)	BOT Eksperimen Bq(71.266) gram
0.5	70.84	2.99
1	117.51	2.99
1.5	168.33	3.41
2	216.2	3.89
2.5	265.85	5.13

Berdasarkan nilai perhitungan BDT pada Tabel 2 terlihat bahwa semakin tebal material, nilai batas Deteksi

Terendah detektor HPGe semakin besar. Artinya semakin tebal material kemampuan detektor HPGe untuk mendeteksi sinar-y yang dipancarkan radioaktif dari material tersebut semakin kecil. Hal ini disebabkan karena semakin tebal material, energi sinar-y yang dipancarkan oleh materi semakin kecil karena efek serapan diri sehingga sinar-y yang terdeteksi oleh detektor HPGe juga semakin kecil. Dengan demikian kemampuan detektor HPGe untuk mendeteksi konsentrasi radioaktif dari sumber semakin rendah, ditunjukkan dengan semakin besarnya aktivitas sumber yang terdeteksi (Bq). Faktor lain yang menyebabkan nilai BDT semakin tinggi untuk ketebalan sumber yang semakin tinggi pula yaitu adanya pengaruh efek hamburan balik.

Sumber yang dicacah menggunakan spektrometri gamma berlaku sebagai sumber sinar-y dan selalu diukur pada jarak tertentu dari detektor. Padahal cacah sinar-y dari sumber yang diukur selalu menyebar ke segala arah (4π rad), sehingga detektor hanya menerima cacah sinar-y dari salah satu sisi dari sumber. Dengan demikian tidak seluruh cacah sinar-y yang dipancarkan oleh sumber dapat dideteksi oleh detektor. Selain berinteraksi dengan detektor, sinar-y yang dideteksi juga berinteraksi dengan materi disekitarnya, yang paling sering terjadi adalah interaksi sinar-y dengan bahan pensai detektor yaitu timbal (Pb). Foton terhambur yang dihasilkan oleh interaksi sinar-y dengan timbal dapat

masuk ke dalam detektor dan dideteksi. Efek ini disebut dengan efek hamburan balik. Semakin tebal suatu materi maka semakin besar pula efek hamburan balik, sehingga cacah sinar-y dari material yang dideteksi oleh detektor semakin kecil yang ditunjukkan dengan semakin besarnya nilai BDT pada ketebalan lebih tinggi.

5.4 Pengukuran Konsentrasi Uranium Sampel *Yellowcake* dan Pupuk TSP

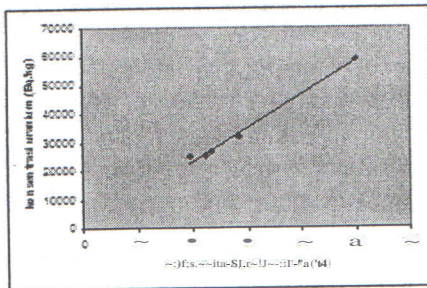
Hasil pengukuran lima macam sampel yang terdiri dari *yellowcake* mumi dan *yellowcake* yang dicampur dengan tanah serta diperlihatkan pada Tabel 3. Kelima sampel tersebut diukur pada puncak energi gamma yang sama yaitu 1001 keV dengan kelimpahan gamma sebesar 0,845 %.

Berdasarkan hasil perhitungan yang diperoleh diketahui bahwa konsentrasi *yellowcake* dalam sampel berkisar antara (38,84-100)%, sedangkan konsentrasi uranium dalam sampel berkisar antara (24.994,78-59.255,34) Bq/kg. Konsentrasi uranium pada *yellowcake* ini tinggi karena telah melebihi *clearance levels* yaitu 1000 Bq/kg. Jika dibandingkan dengan konsentrasi uranium dalam sampel *yellowcake*, konsentrasi uranium dalam pupuk TSP lebih rendah yaitu sebesar 27,89 Bq/kg. Besarnya konsentrasi uranium dalam sampel tersebut dapat dideteksi karena berada di atas Batas Deteksi Terendah (BDT) dari detektor yaitu sebesar 5,13 Bq/(71-266) gram sampel.

Tabell Hasil pengukuran konsentrasi uranium dalam yellowcake

Mauaaampel (gr.ml)	Konsentrasi yellowcake (%)	Konsentrasi uranium (Bq/kg)
83.59	100	5925534
1-6,74	56.96	31658.-
118.3	45.88	2565939
186.21	44.89	25244.34
215.22	33.84	24994.78

Hubungan antara konsentrasi yellowcake dalam sampel dengan konsentrasi uranium diperlihatkan pada Gambar 3.



Gambar 3. Grafik hubungan antara konsentrasi yellowcake dan konsentrasi uranium

Berdasarkan grafik tersebut dapat diketahui bahwa hubungan antara konsentrasi uranium dalam sampel (Bq/kg) dengan konsentrasi yellowcake dalam sampel (%) adalah linier, yaitu semakin besar konsentrasi yellowcake dalam sampel maka semakin besar pula konsentrasi uranium. Hal ini disebabkan karena semakin tinggi konsentrasi yellowcake, maka semakin besar jumlah cacah foton-y isotop uranium yang diterima oleh detektor, dengan demikian konsentrasi uranium tertinggi

dimiliki oleh konsentrasi yellowcake 100%.

6. Kesimpulan

Setelah dilakukan analisis pengaruh ketebalan sumber dengan efisiensi peneaeahan, pengukuran BOT (Batas Deteksi Terendah) dan pengukuran konsentrasi uranium sampel yellowcake dan pupuk TSP, maka dapat ditarik kesimpulan sebagai berikut:

1. Telah berhasil dibuat sumber standar uranium dengan matrik Ah03 yang relatif homogen dengan besar simpangan masing-masing titik sumber terhadap rata-ratanya berkisar antara (1,94-7,94) %.
2. Efisiensi deteksi spektrometri gamma tergantung pada tebal atau massa sampel dengan rentang nilai efisiensi antara (0,6592-1,1277) %, dengan variasi tebal antara 0,5-2 em dan variasi massa antara 71-266 gram.
3. Batas Deteksi Terendah (BOT) rata-rata untuk peneaeahan selama 17 jam adalah 4 Bq/(71-266) gram sampel..
4. Besarnya konsentrasi uranium dalam sampel dengan konsentrasi yellowcake antara (38,84-100)% berkisar antara (24.994,78-59.255,34) Bq/kg, sedangkan konsentrasi uranium pada pupuk TSP adalah 27,89 Bq/kg.

Daftar Pustaka.

- Annaliah, I., Surtipanti, Bunawas, Minami. 1994. Pengukuran Kadar Radioaktivitas Alam Dari Deposit Fosfat Alam dan Penelitian Keselamatan Radiasi. Jakarta. Puslitbang Keselamatan Radiasi dan Biomedika Nuklir-BATAN.
- Bunawas, Wahyudi, Syarbaini, Utara. 2000. Penentuan ^{228}Th , ^{226}Ra , dan ^{40}K Dalam Tanah Menggunakan Spektrometer Gamma In-Situ. Jakarta. Puslitbang Keselamatan Radiasi dan Biomedika Nuklir-BA TAN.
- Boothe, G. F., 1976. The Need For Radiation Controls in the Phosphate and Related Industries. Health Physics. Volume 32. Hal 285-290.
- Akhadi, M., 2000. Daur Bahan Bakar Nuklir. <http://www.elektroindo.com/elektrolener33.html>
- Haditjahyono, H., 1992. Sistem Pengukuran Radiasi. Jakarta. Badan Tenaga Nuklir Nasional.
- Uyttenhove, J., M. Lemmens, M. Zizi. 2002. Depleted Uranium in Kosovo: Results of A Survey by Gamma Spectrometry on Soil Samples. Health Physics. Volume 83. No.4. Hal 543-547.
- Legrand, J., 1973. Calibration of γ -spectrometers. North-Holland Publishing Co.