

Gamma Spectroscopy Response Analysis of Bismuth Germanium Oxide (BGO) and NaI (Tl) Detector to Determine the Detector Efficiency using the Monte Carlo MCNPX Method

Hammam Oktajianto^{1,*}, Evi Setiawati¹, Verry Richardina¹

¹Physics Department, Faculty of Sciences and Mathematics, Diponegoro University, Semarang

*corresponding author email: hammam_oktajianto@st.fisika.undip.ac.id

ABSTRACT

Simulation of Gamma spectroscopy with Bismuth Germinate Oxide (BGO) and NaI(Tl) detectors has been done using Monte Carlo method in MCNPX computer program. Simulation was conducted by modelling detector scintillator geometry, model of radiation source which was Cobalt-60 and pulse count model. BGO and NaI(Tl) had a diameter of 3 inch and thickness of 3 inch and closed by Aluminium with 0.05 cm thickness. Extended radiation source of Cobalt-60 was in radius of 0.15 cm which was put in front of detector surface with distance of 0.001 cm, 2 cm, 4 cm, and 12 cm. The simulation results showed that the less radiation count with increasing distance of the radiation source which was put in front of detector. Reduce of the radiation count lead to decrease efficiency in each increase of radiation source distance. The detector efficiency to count gamma ray radiation of BGO detectors was better than NaI(Tl) detector. The maximum efficiency of both detectors was occurred at distance of 0.001 cm in front of detector. These results also showed that MCNPX was able to agreeably simulate detector process to determine spectroscopy Gamma response.

Keywords: BGO, NaI(Tl), MCNP, Gamma spectroscopy, efficiency

ABSTRAK

Simulasi respon spektroskopi Gamma detektor Bismut Germanium Oksida (BGO) dan NaI(Tl) telah dilakukan menggunakan metode Monte Carlo dengan program komputer MCNPX. Simulasi dilakukan dengan memodelkan geometri sintilator detektor, model sumber radiasi yaitu Cobalt-60 dan model pulsa cacah. Geometri BGO dan NaI(Tl) yaitu berdiameter 3 inci dengan tebal 3 inci yang ditutup oleh Alumunium setebal 0,05 cm. Sumber radiasi Cobalt-60 beradius 0,15 cm dan diletakkan pada jarak 0,001 cm, 2 cm, 4 cm dan 12 cm dari permukaan depan detektor. Hasil simulasi menunjukkan bahwa cacahan radiasi semakin berkurang dengan semakin jauh jarak sumber radiasi yang diletakkan di depan detektor. Berkurangnya cacahan radiasi ini menyebabkan efisiensi semakin menurun pada setiap kenaikan jarak sumber radiasi. Efisiensi detektor terhadap cacah radiasi sinar Gamma BGO lebih baik daripada detektor NaI(Tl). Efisiensi maksimum kedua detektor terjadi pada jarak 0,001 cm tepat di depan detektor. Hasil ini juga menunjukkan bahwa MCNPX dapat mensimulasikan proses dalam detektor dengan baik untuk menentukan respon spektroskopi Gamma.

Kata kunci: BGO, NaI(Tl), MCNPX, spektroskopi Gamma, efisiensi

Pendahuluan

Identifikasi radionuklida dan pengukuran radioaktivitas paling mudah dilakukan dengan teknik spektrometri gamma. Daya tembus sinar gamma yang besar menyebabkan pengukuran tidak memerlukan preparasi cuplikan yang rumit. Kelebihan ini menjadikan spektrokopi gamma efektif dalam

identifikasi dan pengukuran aktivitas radionuklida [1].

Untuk melakukan pengukuran menggunakan spektrometer gamma maka diperlukan sumber radiasi dan alat ukur standar yang biasanya menggunakan MCA atau SCA. Selain itu juga dapat dilakukan dengan suatu simulasi. Salah satu teknik perhitungan

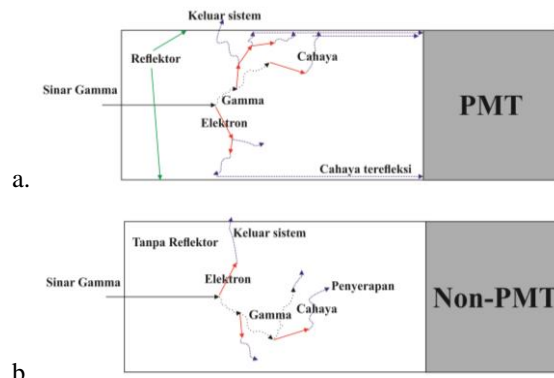
simulasi ini yaitu teknik perhitungan monte carlo dengan menggunakan perangkat lunak MCNPX. Teknik ini dapat diaplikasikan dalam berbagai bidang aplikasi radiasi seperti pemodelan untuk proteksi radiologi, intalasi nuklir, perisai dan detektor. Dalam simulasinya MCNPX akan menghitung perjalanan partikel yaitu neutron, foton dan elektron dari sumber hingga partikel mati baik karena peristiwa serapan maupun keluar dari sistem simulasi [2].

Penelitian ini menyimulasikan detektor sintilator BGO ($\text{Bi}_4\text{Ge}_3\text{O}_{12}$) dan NaI(Tl) untuk menentukan respon detektor terhadap radiasi dan efisiensinya. NaI(Tl) merupakan detektor yang kuat, murah dan dapat digunakan dalam temperatur ruang [3], demikian dengan BGO yang memiliki efisiensi yang tinggi dan juga banyak digunakan dalam berbagai aplikasi deteksi radiasi [4]. Kedua detektor ini memiliki dua bagian yaitu bagian Sintilator yang terdiri dari kristal BGO atau NaI(Tl) yang berfungsi menerima radiasi dari sumber dan diselimuti Aluminium, bagian kedua yaitu tabung PMT yang digunakan untuk memperkuat pulsa cacahan agar dapat dibaca pada alat pencacah [5].

Metode Penelitian

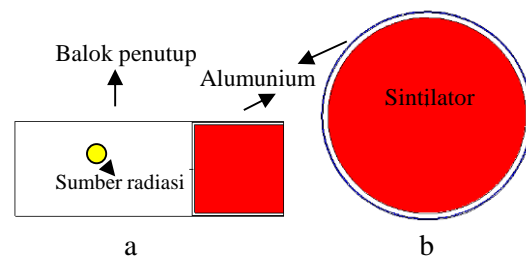
Material yang digunakan dalam penelitian ini yaitu database geometri detektor BGO [6] dan NaI(Tl) [7] serta data energi nuklir kontinu ENDF. Langkah pertama dalam simulasi detektor ini yaitu memodelkan bentuk geometri detektor dengan ukuran kedua kristal detektor adalah 3” x 3”. Dalam simulasi MCNPX bagian PMT tidak dimodelkan karena MCNPX tidak dapat mensimulasikan proses penguatan muatan ke alat pencacah sehingga hanya bagian sintilator (kristal) yang disimulasikan seperti Gambar 1. Detektor diletakkan di dalam geometri balok berongga untuk memfokuskan pancaran radiasi dari sumber mengenai bagian depan sintilator seperti Gambar 2. Langkah kedua yaitu memodelkan sumber radiasi yang digunakan. Dalam penelitian ini menggunakan sumber radiasi Co-60 dengan radius 0,15 cm dengan aktivitas yang telah diketahui dengan variasi jarak sumber ke detektor yaitu 0,001 cm, 2 cm, 4 cm, dan 12 cm untuk menentukan respon radiasi dalam bentuk kurva spektrokopi gamma.

Langkah ketiga yaitu memodelkan jenis perhitungan yaitu pulsa cacahan. Untuk mendapatkan keluaran pulsa cacahan dari MCNPX, maka pemodelan menggunakan jenis Tally yaitu Tally energi (E8) dan Tally pulsa untuk Foton (F8:p). tally E8 merupakan bin energi yang ditentukan untuk menampilkan nilai cacahan pada rentang enegi tertentu. Tally F8:p akan memberikan keluaran berupa nilai cacahan hasil interaksi Foton dengan kristal detektor. Dengan tally yang diberikan maka MCNPX akan memberikan hasil keluaran berupa nilai cacahan pada tiap bin energi yang ditentukan dan nilai ketidakpastiannya [8]. Hasil perhitungan dibuat dalam kurva sehingga akan menunjukkan besar respon radiasi detektor pada setiap energi.



Gambar 1. Proses pencacahan detektor sintilasi (a) aktual dan (b) simulasi MCNPX

Kemudian untuk menentukan efisiensi detektor BGO dan NaI(Tl) digunakan sumber Co-60. Efisiensi absolut detektor BGO dan NaI(Tl) diperoleh dari nilai cacahan pada energi 1172 keV dibagi dengan aktivitas sumber Co-60.



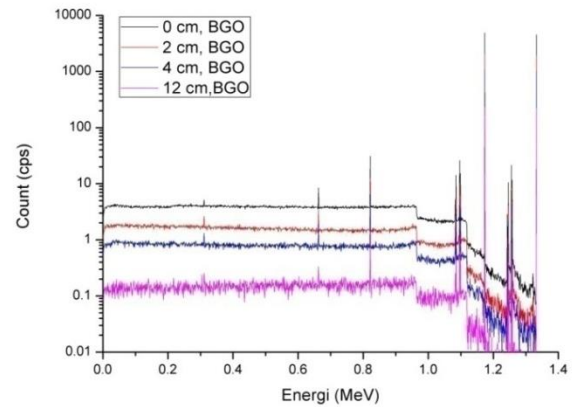
Gambar 2. Geometri model MCNPX detektor NaI(Tl) dan BGO (a) dilihat dari koordinat XZ, (b) dilihat dari koordinat YZ

Hasil dan Pembahasan

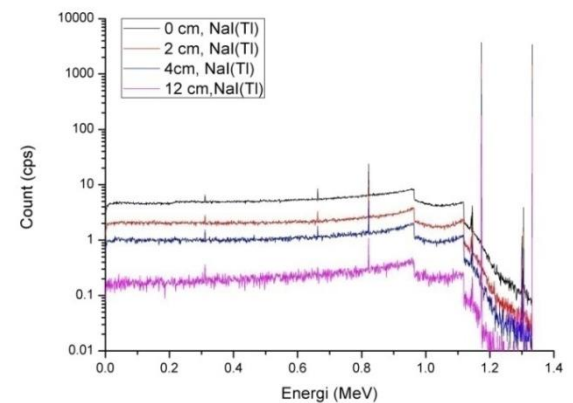
Detektor BGO dan NaI(Tl) merupakan jenis detektor sintilasi yang memiliki sensitivitas yang baik dalam mencacah radiasi Gamma. Sinar Gamma yang dipancarkan oleh sumber radiasi Co-60 memiliki probabilitas yang tinggi pada energi 1,173 MeV dan 1,332 MeV, sehingga akan ada dua puncak energi pada spektroskopi Gamma Co-60. Dari hasil simulasi MCNPX diperoleh bentuk spektroskopi Gamma dari Co-60 pada detektor BGO dan NaI(Tl) dengan jarak sumber radiasi 0, 2, 4, dan 12 cm seperti yang ditampilkan pada Gambar 3 dan 4.

Dari grafik terlihat bahwa semakin jauh jarak sumber radiasi dari detektor maka respon detektor terhadap energi radiasi yang dipancarkan akan semakin berkurang. Hal ini disebabkan sinar Gamma mengalami interaksi dengan materi di sepanjang lintasannya sebelum mengenai kristal detektor. Interaksi sinar Gamma ini dapat berupa penyerapan energi oleh elektron untuk memindahkan elektron ke lintasan di atasnya atau menyebabkan elektron keluar dari ikatan atom, dan dapat terjadi efek Compton dimana sebagian energi sinar Gamma diserap elektron dan sinar Gamma dipantulkan dengan arah tertentu. Selain itu sinar Gamma dapat menyebabkan terjadinya produksi pasangan yang disebabkan jika energi sinar Gamma minimum 1,022 MeV melalui daerah inti atom sehingga terbentuk pasangan positron dan elektron. Karena interaksi tersebut jumlah sinar Gamma yang berhasil mengenai kristal detektor akan berkurang. Interaksi ini akan semakin besar kemungkinan terjadinya jika sumber radiasi diletakkan semakin jauh dari detektor. Di dalam kristal detektor baik BGO maupun NaI(Tl), sinar Gamma mengalami interaksi dengan materi kristal.

Interaksi sinar Gamma di dalam kristal detektor hampir sama dengan interaksi material di luar detektor, namun di dalam kristal detektor dapat terjadi interaksi back scatter (pantulan balik) yang disebabkan sinar Gamma yang telah keluar dari kristal mengalami tumbukan dengan atom lain di luar kristal dan arah pantulan kembali ke kristal. Pada grafik di Gambar 3 dan 4 efek Compton terjadi di energi 0,92 dan 1,1 MeV dan back scatter terjadi pada energi 0,3, 0,68, 0,8, 1,15 dan 1,28 MeV.

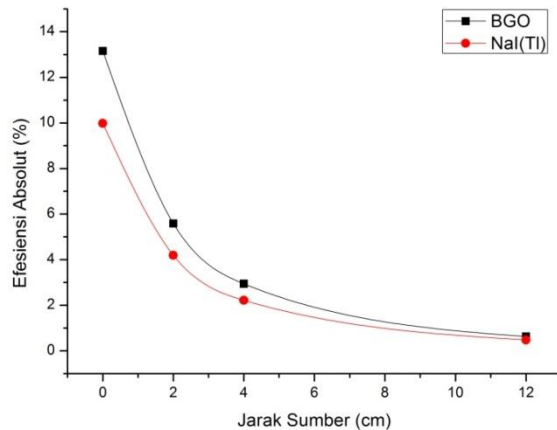


Gambar 3. Respon radiasi Gamma pada detektor BGO menggunakan MCNPX



Gambar 4. Respon radiasi Gamma pada detektor NaI(Tl) menggunakan MCNPX

Detektor BGO yang tersusun dari Bismut yang memiliki nomor atom lebih besar daripada Iodium di detektor NaI(Tl) yang menyebabkan besarnya tampang lintang serapan sinar Gamma pada detektor BGO. Dari hasil simulasi yang ditampilkan pada Gambar 5 diperoleh efisiensi cacahan pada energi sinar Gamma 1,1738 MeV pada BGO lebih besar daripada NaI(Tl) pada jarak sumber radiasi yang semakin besar. Hal ini menunjukkan BGO lebih efisien dalam melakukan cacahan radiasi Gamma daripada NaI(Tl). Namun efisiensi detektor semakin menurun pada sumber radiasi yang diletakkan semakin jauh dari detektor, hal ini karena jumlah sinar Gamma yang mengenai detektor berkurang akibat interaksi Gamma pada materi lingkungan di luar detektor.



Gambar 5. Efisiensi detektor BGO dan NaI(Tl)

Kesimpulan

Dari penelitian ini dapat diperoleh kesimpulan bahwa pemodelan MCNPX dapat menunjukkan hasil simulasi yang baik dalam deteksi radiasi dengan menggunakan detektor BGO dan NaI(Tl). Respon cacahan radiasi semakin berkurang dengan semakin jauh jarak sumber radiasi yang diletakkan di depan detektor. Berkurangnya cacahan radiasi ini menyebabkan efisiensi semakin menurun pada setiap kenaikan jarak sumber radiasi. Efisiensi detektor BGO lebih baik terhadap cacah radiasi sinar Gamma daripada detektor NaI(Tl). Efisiensi maksimum kedua detektor terjadi pada jarak 0,001 cm tepat di depan detektor.

Daftar Pustaka

- [1] Rasito, Ilham P. Y, Rini Heroe Oetami, Ade Suherman, (2010), *Simulasi Kalibrasi Efisiensi Pada Detektor HPGe Dengan Metode Monte Carlo MCNP5*, in, Pusat Teknologi Nuklir Bahan dan Radiometri, BATAN.
- [2] X-5 Monte Carlo Team, (2003), *MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Volume 1: Overview and Theory*, in, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, New Mexico.
- [3] P. H. G. M. Hendriks, M. Maučec, R. J. de Meijer, (2002), *MCNP modelling of scintillation-detector γ -ray spectra from natural radionuclides*, Applied Radiation and Isotopes,

57 (3), 449-457

[http://dx.doi.org/10.1016/S0969-8043\(02\)00118-5](http://dx.doi.org/10.1016/S0969-8043(02)00118-5)

- [4] _____, (2009), *Scintillator Materials, Detector and Electronics: Scintillator Material Data Sheet*, in, AMCRYS.
- [5] G.F. Knoll, (2000), *Radiation Detection and Measurement*, Wiley,
- [6] J Huh, A Haghghat, J Baciak, (2008), *Constructing the Response Function for a BGO Detector Using MCNP5 and a Deconvolution Algorithm in the Low Gamma Energy*, TRANSACTIONS-AMERICAN NUCLEAR SOCIETY, 98 587
- [7] C. M. Salgado, L. E. B. Brandão, R. Schirru, C. M. N. A. Pereira, C. C. Conti, (2012), *Validation of a NaI(Tl) detector's model developed with MCNP-X code*, Progress in Nuclear Energy, 59 19-25
<http://dx.doi.org/10.1016/j.pnucene.2012.03.006>
- [8] X-5 Monte Carlo Team, (2003), *MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Volume 2: User's Guide*, in, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, New Mexico.