

## ANALISIS LAJU REAKSI DETEKTOR AKTIVASI KAWAT DALAM SPEKTRUM NEUTRON CEPAT

Sigit Asmara SANTA

Pusbang Teknologi Keselamatan Nuklir - BATAN

### ABSTRAK

**ANALISIS LAJU REAKSI DETEKTOR AKTIVASI KAWAT DALAM SPEKTRUM NEUTRON CEPAT.** Telah dilakukan pengukuran laju reaksi seperangkat detektor aktivasi kawat yang terdiri dari bahan paduan logam Co-Al dan Ta-Al, dan bahan kawat logam Ti, Fe, Ni dan Cu, yang diiradiasi dalam medan neutron cepat. Laju reaksi detektor aktivasi kawat beserta nilai galatnya dianalisis berdasarkan reaksi resonansi  $^{59}\text{Co} (n, \gamma) ^{60}\text{Co}$  dan  $^{181}\text{Ta} (n, \gamma) ^{182}\text{Ta}$ , dan reaksi ambang  $^{46}\text{Ti} (n, p) ^{46}\text{Sc}$ ,  $^{54}\text{Fe} (n, p) ^{54}\text{Mn}$ ,  $^{58}\text{Ni} (n, p) ^{58}\text{Co}$  dan  $^{63}\text{Cu} (n, \alpha) ^{60}\text{Co}$ . Spektrum sinar gamma detektor teraktivasi dicacah dengan menggunakan perangkat detektor semi-konduktor germanium murni  $63 \text{ cm}^3$  dan puncak-puncak fotonya dianalisis dengan paket program BOB75. Galat laju reaksi pengukuran berkisar antara 3,99 % sampai dengan 4,62 %, memenuhi target ketelitian pengukuran di bawah 5 %. Nisbah hasil perhitungan laju reaksi terhadap hasil pengukuran berkisar antara 0,53 hingga 1,39.

### ABSTRACT

**REACTION RATE ANALYSIS OF ACTIVATION WIRE DETECTOR IN THE FAST NEUTRON SPECTRUM.** The reaction rate measurements of wire activation detector sets consisting of Co-Al and Ta-Al alloy metal and Ti, Fe, Ni and Cu wire metal irradiated in fast neutron field spectral have been conducted. Detector sets reaction rates and its uncertainly value were analyzed based on  $^{59}\text{Co} (n, \gamma) ^{60}\text{Co}$  and  $^{181}\text{Ta} (n, \gamma) ^{182}\text{Ta}$  resonance reaction, and  $^{46}\text{Ti} (n, p) ^{46}\text{Sc}$ ,  $^{54}\text{Fe} (n, p) ^{54}\text{Mn}$ ,  $^{58}\text{Ni} (n, p) ^{58}\text{Co}$  and  $^{63}\text{Cu} (n, \alpha) ^{60}\text{Co}$  threshold reactions. The gamma ray spectra of the irradiated wire activation detectors were measured with  $63 \text{ cc}$  HP-GE semi-conductor detector and its photo-peak spectrum were analyzed using BOB75 computer code. The uncertainly measured reaction rate are between 3.99 % to 4.62 % , below 5 % accuracy goal. Ratio calculated and measures reaction rates are shown within 0.53 to 1.39.

### PENDAHULUAN

Teknik aktivasi detektor yang tersusun dari beberapa material merupakan metode dasar untuk menentukan dosimetri neutron dalam teras reaktor terutama untuk penentuan fluks neutron, karakteristik neutron dalam teras, dan daya reaktor serta karakteristik material-material uji. Spektrum neutron pada posisi-posisi tertentu dalam teras reaktor secara umum dapat pula ditentukan dengan mengaktivasi seperangkat material detektor baik yang berbentuk kawat maupun dalam bentuk foil, melalui teknik *unfolding* neutron dari beberapa hasil pengukuran laju reaksi material detektor yang mempunyai fungsi tanggap yang berbeda terhadap energi neutron.<sup>(1,2)</sup> Salah satu persoalan utama dalam pendugaan spektrum neutron dalam teras reaktor adalah menentukan seberapa besar ketelitian spektrum yang diperkirakan melalui teknik *unfolding* ini, yang ditentukan oleh ketelitian

pengukuran laju reaksi detektor-detektor tersebut. Beberapa penelitian terakhir tidak lagi ditujukan pada pengembangan metode pengukuran laju reaksi material detektor dalam medan neutron, tetapi sudah terkonsentrasikan pada upaya bagaimana untuk mendapatkan kejelasan sumber galat (*error*) dan memperbaiki ketelitian teknik pengukuran laju reaksi material detektor teraktivasi dalam medan neutron, evaluasi tampang reaksi dan beberapa penetapan/pengaturan spektrum dugaan serta metode *unfolding* spektrum neutron.<sup>(3,4)</sup>

Sasaran ketepatan pengukuran 1~3 % ( $1\sigma$ ) telah ditentukan untuk penetapan pengukuran parameter-parameter nuklir dalam program energi reaktor di Amerika.<sup>(5)</sup> Nilai ini ditetapkan karena tuntutan keandalan operasi reaktor yang memerlukan keakuratan informasi yang berkaitan dengan fluks neutron dan beberapa reaksi nuklir pokok dalam teras seperti laju pembelahan isotop-isotop bahan

bakar nuklir. Ketelitian yang tinggi tidaklah mudah dicapai, seperti telah dibuktikan dengan besarnya biaya dan usaha yang telah dilakukan. Berbagai eksperimen dan prosedur perhitungan untuk mencapai sasaran ketelitian tertentu telah dilakukan. Tidak ada satu pun teknik tunggal dapat mencapai sasaran ketelitian tinggi dalam jangkauan dan intensitas spektrum energi neutron tertentu. Diperlukan beberapa data nuklir terevaluasi antara lain energi sinar gamma, tampang reaksi, umur paro dan mengharuskan dilakukan dengan pendekatan berbagai metode perhitungan.

Greenwood<sup>(6)</sup> telah dapat mencapai tingkat ketelitian kurang dari 5 % dengan menggunakan material detektor tak dapat belah (*non-fission*) dalam menentukan laju reaksi pada medan neutron cepat. Ketelitian ini dicapai dengan menggunakan material detektor dengan tingkat kemurnian yang tinggi dan tidak menyebabkan faktor koreksi aktivitas material pengotor lebih besar dari 10%. McElroy<sup>(7)</sup> dengan menggunakan material detektor dapat belah (*fission*) telah mencapai tingkat ketelitian 2-5 % dari 1% yang ditargetkan oleh Laboratorium Hanford Engineering Development, Richland, Washinton. Aoyama dkk.<sup>(8)</sup> telah dapat mengembangkan metode dosimetri neutron untuk teras reaktor JOYO yang telah mencapai spesifikasi pengukuran dengan ketelitian 5 %. Upaya mencapai tingkat ketelitian pengukuran besaran integral neutron tersebut pada daerah reflektor dan bejana reaktor sedang terus diupayakan. Bila laju reaksi material detektor dapat ditentukan dengan tingkat ketelitian yang tinggi, maka besaran-besaran integral lainnya dalam teras reaktor seperti fluks, fluensi, spektrum neutron, pergeseran per atom (*displacement per atom*) material uji dan sebagainya dapat ditentukan lebih teliti. Persoalan peningkatan ketelitian pengukuran masih akan menjadi kecenderungan tema ketelitian dosimetri neutron masa-masa mendatang dalam upaya untuk memperbaiki tingkat ketelitian perhitungan fluks neutron terutama pada teras dan bejana reaktor yang merupakan parameter utama untuk memverifikasi hasil-hasil program pengawasan reaktor.<sup>(9)</sup>

Penelitian ini bertujuan untuk menganalisis tingkat ketelitian laju reaksi terukur material detektor berdasarkan reaksi-reaksi resonans dan ambang, dan meneliti sumber-sumber ketakpastian pengukuran serta seberapa besar sumbangan galatnya terhadap galat pengukuran laju reaksi. Tulisan ini melaporkan pula analisis ketakpastian atau galat yang ditentukan secara cermat untuk

mencapai sasaran ketelitian dibawah 5 % dalam pengukuran laju reaksi berdasarkan beberapa data nuklir terevaluasi. Diharapkan penelitian ini dapat memberikan pedoman dan petunjuk umum untuk memperbaiki ketelitian pengukuran laju reaksi detektor teraktivasi.

## TATA KERJA

### Bahan

Detektor-detektor aktivasi kawat Ni, Cu dan Fe buatan Material Research Corp. masing-masing berdiameter 0,03 in dan Ti, paduan logam (*alloy wire*) Co-Al serta Ta-Al buatan Reactor Experiment Inc. yang berturut-turut berdiameter 0,5 ; 1,0 dan 0,5 mm telah dipilih untuk mengukur laju reaksi material detektor aktivasi dalam medan neutron cepat. Material detektor ini dipotong kecil-kecil dan ditimbang dengan timbangan kimia Chyo Balance Model Jupiter M1-20A. Berat detektor aktivasi dibuat dengan mempertimbangkan agar setelah detektor mengalami aktivasi dalam teras reaktor, aktivitas detektor teraktivasi masuk dalam jangkauan kemampuan ukur spektrometri sinar gamma yang akan digunakan. Tingkat kemurnian detektor aktivasi diperoleh dari sertifikat pemasok (*vendor*). Dalam sertifikat tersebut dicantumkan pula kandungan unsur pengotor penting yang dapat mengganggu hasil pengukuran spektrometri sinar gamma. Data-data diameter, berat dan tingkat kemurnian material detektor aktivasi beserta unsur-unsur pengotor yang harus diperhatikan, disarikan pada Tabel 1.

Material detektor aktivasi tersebut dimasukan dalam dua lapis kapsul baja tahan karat SS316 dengan ketebalan masing-masing 1 mm sebelum dimuat dalam kompartemen *sub-assembly* uji. Kapsul dalam berukuran panjang 11 mm dan berdiameter 18 mm. Kapsul ini dimasukkan ke dalam kapsul luar berukuran 41 mm dan berdiameter 22 mm dan diisi dengan gas He. *Sub-assembly* uji ini mengalami iradiasi dalam medan neutron cepat reaktor Joyo dari siklus iradiasi ke 8 hingga 12 formasi Mark II pada posisi reflektor dalam 6C6 yang berjarak 42,70 cm dari pusat teras pada 4,4 cm di bawah bidang tengah teras. Daya akumulatif detektor aktivasi adalah sebesar 22 322 MWd dengan lama waktu iradiasi efektif pada daya purata 100 MWth adalah sebesar 242,285 hari.

Tabel 1. Material detektor aktivasi kawat.

Jenis Detektor	Diameter Detektor Aktivasi (cm)	Berat Detektor (mg)	Tingkat ** kemurnian (%)	Unsur Pengotor yang Harus Diperhatikan
Co-Al <i>Alloy wire</i>	0,100	7,116 (0,15)*	0,61	Ni
Ta-Al <i>Alloy wire</i>	0,050	0,598 (0,60)	0,096	Nb, Sc
Ti <i>Metal wire</i>	0,050	2,674 (0,23)	99,955	Sc
Fe <i>Metal wire</i>	0,076	8,977 (0,05)	99,984	Co, Mn
Ni <i>Metal wire</i>	0,076	8,853 (0,05)	99,987	Co
Cu <i>Metal wire</i>	0,100	14,626 (0,06)	99,9226	Co, Au, Ag

\* Baca (0,15) sebagai galat pengukuran ( $1\sigma$ ) 0,15 %

\*\* Data dari pemasok (*vendor*)

### Metode

Detektor aktivasi yang telah mengalami iradiasi dalam medan neutron cepat diambil dari kapsulnya, dibersihkan dari kontaminasi pada proses pelucutan (*dismantling*) dan dibungkus dengan keping-keping plastik cuplikan. Keping-keping cuplikan detektor aktivasi dicacah dengan sistem spektrometri sinar gamma dengan detektor Ge murni 63 cc model ORTEC-119 yang dilengkapi pula dengan sistem pemindah cuplikan (*Automatic Sample Exchanger*) model OKEN S-1310. Jarak detektor Ge dengan cuplikan dapat diatur dari beberapa cm hingga 6 meter sehingga sistem ini mampu untuk mencacah radioisotop pada orde aktivitas dari pCi hingga mCi. Untuk meningkatkan ketelitian pengukuran dari gangguan radiasi latar, baik detektor sinar gamma dan sistem pemindah cuplikan disungkupi dengan perisai timbal pada bagian luar dan tembaga pada bagian dalam sungkup tersebut. Hasil pencacahan MCA Canberra-8100 oleh sistem Komputer YPH 9845 dengan menggunakan perangkat lunak Donena disimpan dalam media pita magnet. Identifikasi dan penentuan luas puncak-puncak foto spektrum sinar gamma detektor aktivasi dihitung dengan paket program BOB75.<sup>(10)</sup> Paket program ini mendasarkan perhitungan luas puncak foto dengan cara pengaturan dan penghalusan (*adjustment and fitting*) puncak foto pencacahan sebagai fungsi Gauss tak linier dengan metode kuadrat terkecil tak linier.

Detektor Ge dikalibrasi dengan 17 sumber radioisotop standar buatan LMRI yang energinya membentang dari 300,124 keV hingga 1332,49 keV

pada jarak 8, 28, 100 dan 300 cm untuk maksud standarisasi pengukuran. Kuat sumber radiasi standar tercantum pada sertifikat pemasok dengan galat berkisar 2~3 %. Efisiensi detektor sebagai fungsi energi sinar gamma pada jarak tertentu dari detektor ke sumber radiasi ditentukan berdasarkan rumus semi-empiris McNelles dan Campbell :<sup>(11)</sup>

$$\varepsilon(E) = K (1 - e^{-\Sigma_T l}) \left( \frac{\Sigma_F}{\Sigma_T} + \frac{\Sigma_C}{\Sigma_T} \frac{A}{E^N} + \frac{\Sigma_P}{\Sigma_T} B \right) \quad (1)$$

dimana  $\varepsilon(E)$  efisiensi puncak foto sinar gamma sebagai fungsi energi,  $K$  faktor efisiensi geometri,  $l$  ketebalan efektif detektor Ge terhadap arah berkas sinar gamma ( $\text{cm}^{-1}$ ),  $\Sigma_F$  tampang lintang foto listrik ( $\text{cm}^{-1}$ ),  $\Sigma_C$  tampang lintang hamburan Compton ( $\text{cm}^{-1}$ ),  $\Sigma_P$  tampang lintang bentukan pasangan ( $\text{cm}^{-1}$ ), dan  $\Sigma_T$  tampang lintang total ( $\text{cm}^{-1}$ ). Nilai  $K$ ,  $l$ ,  $N$ ,  $A$ , dan  $B$  adalah parameter *fitting* yang diperoleh dan ditentukan dari data eksperimen.

Efisiensi detektor  $\varepsilon(E)$  pada suatu energi sinar gamma  $E$  yang terletak diantara dua energi sinar gamma  $E_1$  dan  $E_2$  masing-masing dengan data pengukuran efisiensi detektor  $\varepsilon(E_1)$  dan  $\varepsilon(E_2)$ , ditentukan berdasarkan interpolasi log-log data efisiensi detektor tersebut yang dinyatakan dengan rumus sebagai berikut :

$$\ln \varepsilon(E) = \frac{1}{\ln \left( \frac{E_2}{E_1} \right)} \left[ \ln \left( \frac{E}{E_1} \right) \ln \varepsilon(E_2) + \ln \left( \frac{E_2}{E} \right) \ln \varepsilon(E_1) \right] \quad (2)$$

### Penentuan Laju Reaksi

Laju reaksi material detektor aktivasi dalam medan neutron ditentukan berdasarkan pengukuran aktivitas mutlak radioisotop terpilih hasil reaksi imbas (*induce reaction*) dengan partikel neutron dalam teras reaktor. Aktivitas jenis (*specific activity*) radioisotop tersebut dalam detektor aktivasi kawat pada saat akhir iradiasi dapat dihitung dengan rumus<sup>(12)</sup>

$$A_s = \lambda \frac{C_p}{\varepsilon_p(E) P_y W f_c f_s} \frac{e^{-\lambda T_c}}{(1 - e^{-\lambda T_M})} \quad (3)$$

dimana  $A_s$  aktivitas jenis pada akhir iradiasi (Bq/gram),  $\lambda$  konstanta peluruhan ( $dt^{-1}$ ),  $C_p$  cacah puncak foto sinar gamma (cacah),  $\varepsilon_p(E)$  efisiensi puncak foto detektor sebagai fungsi energi sinar gamma,  $P_y$  intensitas cabang peluruhan sinar gamma (%),  $f_c$  faktor koreksi *random coincident summing* pencacahan sinar gamma,  $f_s$  faktor koreksi serapan diri sinar gamma pada material detektor aktivasi,  $W$  - berat material detektor aktivasi (gram),  $T_c$  - selang waktu antara iradiasi terakhir sampai waktu mulai pencacahan (dt), dan  $T_M$  waktu pencacahan (dt).

Laju reaksi detektor aktivasi dihitung dengan rumus<sup>(9)</sup>

$$LR = A_s \frac{A}{p a N_A f_i f_B S} \quad (4)$$

dimana  $LR$  laju reaksi detektor aktivasi dengan neutron (reaksi/atom/detik),  $A_s$  aktivitas jenis pada akhir iradiasi (Bq/gram),  $A$  massa atom detektor aktivasi (sma),  $p$  tingkat kemurnian detektor aktivasi (%),  $a$  kejenuhan isotop (%),  $N_A$  bilangan Avogadro,  $f_i$  faktor koreksi kemurnian detektor aktivasi,  $f_B$  faktor koreksi *burn-up* detektor, dan  $S$  faktor kejenuhan. Faktor kejenuhan  $S$  dapat dinyatakan sebagai :

$$S = \frac{\lambda}{P_0} \int_0^{T_i} P(t) e^{-\lambda(T_i-t)} dt \quad (5)$$

dimana  $T_i$  waktu iradiasi (dt),  $P(t)$  daya reaktor sebagai fungsi waktu,  $P_0$  daya nominal reaktor (100 MWth).

Galat total pengukuran laju reaksi detektor aktivasi merupakan turunan (*deferential*) rumus laju reaksi pada persamaan (4) di atas terhadap besaran-besaran variabel pengukurannya yang secara umum dapat dinyatakan dalam persamaan sebagai berikut :

$$\Delta LR_i = \sum_m S_{i,m} + R_i \quad (6)$$

dimana  $S_{i,m}$  dan  $R_i$  adalah galat statistik dan random pengukuran. Galat total laju reaksi (4) di atas dapat dituliskan menjadi :

$$\begin{aligned} \left(\frac{\Delta LR_i}{LR}\right)^2 &= \left(\frac{\Delta C_p}{C_p}\right)^2 + \left(\frac{\Delta \varepsilon_p}{\varepsilon_p}\right)^2 + \left(\frac{\Delta P_y}{P_y}\right)^2 + \left(\frac{\Delta A}{A}\right)^2 \\ &+ \left(\frac{\Delta W}{W}\right)^2 + \left(\frac{\Delta S}{S}\right)^2 + \left(\frac{\Delta p}{p}\right)^2 + \left(1 + \lambda T_c - \frac{\lambda T_M}{e^{\lambda T_M} - 1}\right)^2 \\ &\times \left(\frac{\Delta T_M}{T_M}\right)^2 + \left(\frac{\Delta T_i}{e^{\lambda T_i} - 1} - \lambda T_i\right)^2 \left(\frac{\Delta T_{i/2}}{T_{i/2}}\right)^2 + (\lambda T_c)^2 \left(\frac{\Delta T_c}{T_c}\right)^2 \\ &+ \left(\frac{\lambda T_M}{e^{\lambda T_M} - 1}\right)^2 \left(\frac{\Delta T_M}{T_M}\right)^2 + \left(\frac{\Delta L}{L}\right)^2 \end{aligned} \quad (7)$$

dimana  $\Delta L$  adalah galat pengukuran jarak detektor semi-konduktor germanium murni ke sumber radiasi detektor aktivasi kawat yang dihitung kelipatan dua dari setengah skala meter ukur terkecil.<sup>(13)</sup>

### HASIL DAN PEMBAHASAN

Laju reaksi detektor aktivasi yang diiradiasi pada medan neutron cepat tersebut dapat diukur dengan ketelitian yang tinggi bila aktivitas detektor teraktivasi dapat diukur dengan ketelitian yang tinggi pula. Laju reaksi pengukuran dapat ditentukan dari hasil pengukuran aktivitas radioisotop imbas atau aktivitas jenis detektor tersebut dengan memasukkan konstanta-konstanta fisis detektor dan kondisi pengukurannya.

Data-data diameter detektor aktivasi kawat dan tingkat kemurniannya diperoleh dari sertifikat pemasok, dan berat masing-masing detektor beserta galat pengukurannya serta unsur-unsur pengotor yang harus diperhatikan disajikan pada Tabel 1. Tingkat kemurnian material detektor aktivasi yang digunakan berkisar antara 99,9226 hingga 99,987 % kecuali untuk material detektor yang berupa paduan logam. Hampir semua detektor yang digunakan tidak memiliki pengotor dari unsur yang dapat mengganggu proses pengukuran laju reaksi. Persyaratan utama kandungan unsur pengotor material detektor aktivasi harus tidak membuat faktor koreksi aktivitas lebih dari 10 %.<sup>(6)</sup> Kandungan unsur pengotor tiap material detektor aktivasi tercantum dalam sertifikat pemasok. Namun unsur pengotor yang penting yaitu Sc dalam material Ti, Co dalam material detektor Ni dan Co, Au dan Ag dalam material detektor Cu telah diverifikasi dengan spektrografi massa dan optik yang menghasilkan unsur Sc tak terdeteksi pada

material detektor Ti, kandungan Co dalam detektor Ni sebanyak 3 ppm dan material detektor Cu mengandung Co kurang dari 0,3 ppm, Au kurang dari 1 ppm dan Ag kurang dari 0,4 ppm.<sup>(13)</sup>

Detektor-detektor aktivasi yang telah diiradiasi tersebut, setelah mengalami pendinginan lebih dari 778 hari, dicacah dengan fasilitas spektrometri sinar gamma dengan kondisi pengukuran yaitu jarak detektor germanium ke sumber radiasi detektor aktivasi dan lama waktu pencahannya tergantung dari besarnya aktivitas detektor aktivasi tersebut. Hal ini diatur sedemikian sehingga agar laju cacah sumber radiasi cukup kecil dan menyebabkan faktor waktu mati detektor, pengaruh *random summing* dan koinsidensi acak dapat diabaikan. Jarak detektor germanium ke sumber radiasi distandarisasikan pada 8, 28, 100 dan 300 cm untuk memudahkan kalibrasi dan penentuan efisiensi puncak foto pada berbagai energi sinar gamma.

Hasil pengukuran tiap detektor aktivasi memberikan spektrum puncak-puncak foto radioisotop imbas, namun tidak semua puncak foto hasil reaksi tersebut dipakai untuk analisis. Hanya puncak-puncak foto hasil reaksi resonans  $^{59}\text{Co}$  ( $n,\gamma$ )  $^{60}\text{Co}$  dan  $^{181}\text{Ta}$  ( $n,\gamma$ )  $^{182}\text{Ta}$ ; dan reaksi ambang  $^{46}\text{Ti}$  ( $n,p$ )  $^{46}\text{Sc}$ ,  $^{54}\text{Fe}$  ( $n,p$ )  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{58}\text{Ni}$  ( $n,p$ )  $^{58}\text{Co}$  dan  $^{63}\text{Cu}$  ( $n,\alpha$ )  $^{60}\text{Co}$  yang memberikan spektrum puncak-puncak foto terbaik. Pada Tabel 2 disajikan kondisi pencahahan radioisotop-radioisotop imbas  $^{60}\text{Co}$  yang dicacah pada jarak detektor ke sumber radiasi 300 cm selama  $1 \times 10^3$  detik dan  $^{182}\text{Ta}$ ,  $^{46}\text{Sc}$  dan  $^{54}\text{Mn}$  yang masing-masing dicacah pada jarak 28 cm selama  $5 \times 10^3$  detik. Sedangkan radioisotop imbas  $^{58}\text{Co}$  dan  $^{60}\text{Co}$  dari detektor aktivasi Ni dan Cu dicacah pada jarak 100 cm selama  $10 \times 10^3$  kdetik. Hasil penentuan efisiensi puncak foto pada energi-energi radioisotop-radioisotop imbas tersebut dan

luas puncak-puncak foto yang dihitung dengan program komputer BOB75 disajikan pada Tabel 2 pula.

Puncak-puncak foto tersebut tidak selalu berasal dari reaksi nuklir tunggal, tetapi dapat pula berasal dari puncak-puncak foto interferens dari reaksi nuklir unsur pengotor yang membentuk radioisotop imbas yang sama dengan reaksi imbas yang ditinjau atau karena puncak foto sinar gamma yang ditinjau berimpit dengan puncak foto yang berasal dari radioisotop lain. Sebagai contoh, analisis laju reaksi  $^{63}\text{Cu}$  ( $n,\alpha$ )  $^{60}\text{Co}$  dan  $^{46}\text{Ti}$  ( $n,p$ )  $^{46}\text{Sc}$  harus memperhatikan pengotor unsur Co dalam material detektor Cu dan pengotor Sc pada material detektor Ti karena radioisotop  $^{60}\text{Co}$  dan  $^{46}\text{Sc}$  tidak hanya terbentuk dari reaksi  $^{63}\text{Cu}$  ( $n,\alpha$ )  $^{60}\text{Co}$  dan  $^{46}\text{Ti}$  ( $n,p$ )  $^{46}\text{Sc}$  saja, tetapi dapat terbentuk dari reaksi  $^{59}\text{Co}$  ( $n,\gamma$ )  $^{60}\text{Co}$  dan  $^{45}\text{Sc}$  ( $n,\gamma$ )  $^{46}\text{Sc}$ . Sumbangan aktivitas  $^{60}\text{Co}$  dari reaksi ( $n,\gamma$ ) pengotor Co dalam detektor aktivasi Cu, terhadap aktivitas  $^{60}\text{Co}$  dalam reaksi  $^{63}\text{Cu}$  ( $n,\alpha$ )  $^{60}\text{Co}$  dapat dihitung berdasarkan perbandingan perkalian tampang lintang reaksi ( $n,\gamma$ ) dan fluks neutron thermal terhadap perkalian tampang lintang ( $n,\alpha$ ) dan fluks neutron cepat. Meskipun tampang lintang ( $n,\gamma$ ) jauh lebih besar dibandingkan tampang lintang ( $n,\alpha$ ), namun karena kandungan Co dalam Cu hanya kurang dari 0,3 ppm maka diperoleh bahwa puncak foto  $^{60}\text{Co}$  dari pengotor Co dalam Cu kurang dari 0,9 %. Sedang sumbangan puncak interferens  $^{46}\text{Sc}$  dalam reaksi  $^{46}\text{Ti}$  ( $n,p$ )  $^{46}\text{Sc}$  dianggap tidak ada karena tidak terdeteksi pengotor Sc dalam detektor aktivasi Ti. Interferensi reaksi  $^{59}\text{Co}$  ( $n,2n$ )  $^{58}\text{Co}$  pada detektor aktivasi Ni dan interferensi puncak foto 1120,516 keV  $^{46}\text{Sc}$  pengotor pada detektor aktivasi Ta yaitu puncak 1121,418 dari  $^{182}\text{Ta}$  tidak diperhitungkan karena hanya memberikan galat kurang dari 0,1 %.

Tabel 2. Hasil Spektrometri Sinar Gamma Detektor Aktivasi

Jenis Reaksi	Energi Sinar Gamma (keV)	Jarak Detektor Sumber (cm)	Efisiensi Puncak Foto Detektor Germanium	Lama pencahahan ( $10^3$ dt)	Luas Puncak Foto (cacah)
$^{59}\text{Co}$ ( $n,\gamma$ ) $^{60}\text{Co}$	1173,208	300 (0,03)	2,017 E-6 (2,64)	1	198385 (0,23)
	1332,464		1,797 E-6 (2,64)		177508 (0,25)
$^{181}\text{Ta}$ ( $n,\gamma$ ) $^{182}\text{Ta}$	1121,28	28 (0,36)	2,014 E-4 (2,21)	5	22590 (0,67)
	1221,418		1,857 E-4 (3,39)		16221 (0,79)
$^{46}\text{Ti}$ ( $n,p$ ) $^{46}\text{Sc}$	889,256	28 (0,36)	2,510 E-4 (2,21)	5	3232 (1,76)
	1120,516		2,016 E-4 (2,21)		2935 (1,85)
$^{54}\text{Fe}$ ( $n,p$ ) $^{54}\text{Mn}$	834,827	28 (0,36)	2,745 E-4 (2,99)	5	25497 (0,64)
$^{58}\text{Ni}$ ( $n,p$ ) $^{58}\text{Co}$	810,757	100 (0,10)	2,145 E-3 (1,72)	10	4276 (1,53)
$^{63}\text{Cu}$ ( $n,\alpha$ ) $^{60}\text{Co}$	1173,208	100 (0,10)	1,782 E-5 (2,99)	10	24882 (0,66)
	1332,464		1,591 E-5 (2,59)		22358 (0,67)

Data-data nuklir yang meliputi massa atom dan kejerahan (*abundance*) unsur pada detektor aktivasi, dan umur paro, energi sinar gamma dan intensitas masing-masing cabang energi sinar gamma diambil dari data nuklir terevaluasi yang diacu dari Helmer<sup>(14)</sup> dan Baard,<sup>(15)</sup> yang disarikan pada Tabel 3.

Beberapa faktor koreksi untuk penentuan aktivitas dan laju reaksi detektor aktivasi seperti pada persamaan (3) dan (4) di atas, yaitu antara lain faktor serapan diri  $f_s$ , faktor koreksi *random coincident summing*  $f_c$ , faktor koreksi radioisotop pengotor detektor  $f_i$ , dan faktor koreksi burn-up radioisotop imbasan  $f_B$  ditentukan dan dievaluasi dengan cara sebagai berikut.

Faktor koreksi serapan diri sinar gamma oleh material detektor adalah ukuran kementakan bahwa sinar gamma dari radioisotop imbas dapat keluar dari material detektor aktivasi tanpa mengalami tumbukan dan intensitasnya akan berkurang yang dinyatakan dengan rumus :

$$\frac{I}{I_0} = e^{-\frac{8}{3\pi} \mu_A R} \quad (8)$$

dimana  $\mu_A$  adalah koefisien serapan linier ( $\text{cm}^{-1}$ ) sebagai fungsi energi sinar gamma dan  $R$  adalah jari-jari detektor aktivasi (cm). Melalui pendekatan orde pertama deret Taylor persamaan diatas dapat ditulis menjadi :

$$f_c = 1 - \frac{8}{3\pi} \mu_A R \quad (9)$$

Nilai koefisien serapan diri tiap material detektor aktivasi pada energi pancaran sinar gamma radioisotop imbasan diperoleh dengan pendekatan interpolasi log-log dua buah data koefisien serapan diri dari data acuan.<sup>(16)</sup> Hasil perhitungan koefisien serapan diri pada energi-energi radioisotop imbasan pada material detektor akvivasinya disajikan pada Tabel 4.

Faktor koreksi *random coincident summing* adalah faktor koreksi yang harus dilakukan yang disebabkan karena tidak semua sinar gamma yang masuk ke detektor dapat tercacah oleh spektrometer sinar gamma. Hal ini terjadi karena fluks sinar gamma sangat tinggi, jarak detektor ke sumber radiasi dekat dan geometri sudut ruang pencacahan sangat tinggi. Pengaruh lolosnya sebagian cacahan sinar gamma ini dapat diabaikan karena pencacahan dilakukan dengan kondisi laju cacahan sangat rendah yaitu dengan mengatur kombinasi jarak detektor germanium ke sumber radiasi detektor aktivasi, serta waktu pencacahan yang cukup lama. Dengan demikian waktu mati detektor pun akan mendekati nilai nol. Koreksi *burn-up* terjadi karena radioisotop imbasan juga dapat bereaksi kembali dengan neutron. Oleh karena itu pengurangan aktivitas radioisotop tersebut harus dikoreksi. Besarnya koreksi *burn-up* diacu dari Daftar Pustaka<sup>(10)</sup> seperti yang tersaji pada Tabel 4.

Tabel 3. Data nuklir detektor aktivasi yang direkomendasikan.

Isotop	Massa Atom (sma)	Kejerahan (%)	Umur Paro*	Energi Sinar Gamma (keV)*	Intensitas Sinar Gamma (%)
<sup>59</sup> Co (n,γ) <sup>60</sup> Co	58,9332 (0)	100 (0)	5,268 (5) tahun	1173,208 (25) 1332,464 (30)	99,86 (2) 99,986 (2)
<sup>181</sup> Ta (n,γ) <sup>182</sup> Ta	180,9479 (0)	99,988 (0)	114,41 (2) hari	1121,28 (3) 1221,418 (25)	35,30 (32) 27,17 (25)
<sup>46</sup> Ti (n,p) <sup>46</sup> Sc	47,90 (0)	8,1 (1,23)	83,85 (10) hari	889,256 (18) 1120,516 (25)	99,984 (6) 99,987 (6)
<sup>54</sup> Fe (n,p) <sup>54</sup> Mn	53,9396 (0)	5,8 (1,72)	312,6 (3) hari	834,827 (21)	99,97 (2)
<sup>58</sup> Ni (n,p) <sup>58</sup> Co	58,70 (0)	68,27 (0)	71,23 (15) hari	810,757 (21)	99,44 (5)
<sup>63</sup> Cu (n,α) <sup>60</sup> Co	63,546 (3)	69,17 (2)	5,268 (5) tahun	1173,208 (25) 1332,464 (30)	99,86 (2) 99,986 (2)

\* Nilai 5,268 (5) dibaca sebagai  $5,268 \pm 0,00$

Tabel 4. Faktor Koreksi Serapan-diri dan *Burn-up* Detektor Aktivasi.

Jenis Reaksi	Energi Sinar Gamma (keV)	Koefisien Serapan Linier (cm <sup>-1</sup> )	Diameter Detektor Aktivasi (cm)	Faktor Koreksi Serapan Diri	Faktor Koreksi <i>Burn-up</i> Detektor*
<sup>59</sup> Co (n,γ) <sup>60</sup> Co	1173,208	0,149	0,100	0,9934	0,9987
	1332,464	0,139		0,9938	
<sup>181</sup> Ta (n,γ) <sup>182</sup> Ta	1121,28	0,163	0,050	0,9964	0,9950
	1121,28	0,164		0,9986	
<sup>46</sup> Ti (n,p) <sup>46</sup> Sc	889,256	0,283	0,050	0,9937	0,9982
	1120,516	0,251		0,9944	
<sup>54</sup> Fe (n,p) <sup>54</sup> Mn	834,827	0,515	0,076	0,9826	0,9976
<sup>58</sup> Ni (n,p) <sup>58</sup> Co	810,757	0,607	0,076	0,9795	0,6783
<sup>63</sup> Cu (n,α) <sup>60</sup> Co	1173,208	0,486	0,100	0,9835	0,9994
	1332,464	0,455		0,9848	

\* Faktor Koreksi *Burn-up* detektor aktivasi diacu dari rujukan<sup>(13)</sup>

Faktor koreksi radioisotop pengotor  $f_i$  yang terpenting adalah pengotor Co dalam detektor aktivasi Cu yang berjumlah kurang dari 0,3 ppm, dan pengotor Sc dalam detektor aktivasi Ti. Hasil analisis dan perhitungan yang telah dilakukan di atas menunjukkan bahwa pengotor Co hanya memberikan kesalahan 0,9 % dalam penentuan luas puncak <sup>60</sup>Co yang berasal dari reaksi detektor aktivasi Cu. Tidak terdapat pengaruh pengotor Sc dalam detektor aktivasi Ti karena detektor ini tidak mengandung pengotor Sc.

Data-data parameter operasi reaktor meliputi waktu, daya integral, suhu pendingin, posisi batang kendali, laju cacah sistem instrumentasi pemantau dan lain-lain, dipantau secara *on-line* oleh sistem komputer HIDIC-500 dan harga reratanya dicatat secara berkala tiap jam pada media pita magnetik. Dengan demikian parameter faktor kejenuhan yang berkaitan dengan daya reaktor setiap waktu pada persamaan (5) dapat dihitung berdasarkan pendekatan sebagai berikut:<sup>(12)</sup>

$$S = \frac{\lambda}{P_0} \sum_{\text{kesiklus}} P(t_k) (t_{k+1} - t_k) e^{-\lambda(t_j - t_k)}$$

atau dapat ditulis

$$S = \frac{\lambda}{P_0} \sum_{\text{kesiklus}} [PI(t_{k+1}) - PI(t_k)] e^{-\lambda(t_j - t_k)}$$

dimana  $t_j = (t_{k+1} + t_k)/2$  dan  $PI$  adalah daya integral reaktor.

Dengan menggunakan rumus (4) dan (7) di atas diperoleh laju reaksi detektor aktivasi pengukuran beserta galatnya seperti yang disajikan pada Tabel 5. Terlihat bahwa laju reaksi resonans <sup>59</sup>Co (n,γ) <sup>60</sup>Co dan <sup>181</sup>Ta (n,γ) <sup>182</sup>Ta pada orde 10<sup>14</sup> ~ 10<sup>15</sup> reaksi/(dt.atom.100 MWth) dengan ketelitian 4,37 ~ 4,62 %. Laju reaksi ambang <sup>46</sup>Ti (n,p) <sup>46</sup>Sc, <sup>54</sup>Fe (n,p) <sup>54</sup>Mn, <sup>58</sup>Ni (n,p) <sup>58</sup>Co dan <sup>63</sup>Cu (n,α) <sup>60</sup>Co berkisar pada orde 10<sup>10</sup> ~ 10<sup>12</sup> reaksi/(dt.atom.100 MWth) dengan galat 3,99 ~ 4,63 %. Hasil pengukuran ini menunjukkan bahwa galat yang dicapai dapat memenuhi sasaran ketelitian yang ditetapkan yaitu dibawah 5%.

Analisis sumber-sumber galat pengukuran dapat dikategorikan berasal dari tahap persiapan detektor aktivasi, proses iradiasi dalam teras, spektrometri sinar gamma reaksi-reaksi utama dan data-nuklir material detektor aktivasi seperti yang disajikan pada Tabel 6. Penyumbang galat terbesar pada tahap persiapan detektor aktivasi adalah pada proses penimbangan material detektor. Pada tahap proses iradiasi galat terbesar adalah dari galat daya purata reaktor yaitu sebesar 3,47 %. Sedangkan pada tahap spektrometri sinar gamma faktor utama penyumbang galat laju reaksi adalah galat statistik pencacahan puncak-puncak foto sinar gamma radioisotop imbas detektor berkisar antara 1,72~3,37 %. Galat posisi detektor Ge murni terhadap sumber radiasi sangat tergantung dari jarak detektor Ge terhadap sumber radiasinya yang besarnya ditentukan sebesar 2 kali skala terkecil meter pengukur jarak. Galat efisiensi detektor untuk semua pengukuran sinar gamma detektor aktivasi hampir sama yaitu berkisar 2,21~2,99 %.

Tabel 5. Hasil Pengukuran Laju Reaksi beserta Galatnya.

Jenis Reaksi Detektor Aktivasi	Laju Reaksi Terukur (reaksi/dt/atom/ 100MWth)	Laju Reaksi Terhitung (reaksi/dt/atom/ 100MWth)	Nisbah Laju Reaksi Terhitung/ Terukur
$^{59}\text{Co} (n,\gamma) ^{60}\text{Co}$	$7,690 \cdot 10^{14} (4,37)^*$	$1,066 \cdot 10^{15}$	1,39
$^{180}\text{Ta} (n,\gamma) ^{181}\text{Ta}$	$4.189 \cdot 10^{15} (4,62)$	$5,831 \cdot 10^{15}$	1,39
$^{46}\text{Ti} (n,p) ^{46}\text{Sc}$	$5.180 \cdot 10^{11} (3,99)$	$2,812 \cdot 10^{11}$	0,54
$^{54}\text{Fe} (n,p) ^{54}\text{Mn}$	$4.568 \cdot 10^{12} (4,63)$	$2,683 \cdot 10^{12}$	0,59
$^{58}\text{Ni} (n,p) ^{58}\text{Co}$	$6.637 \cdot 10^{12} (4,26)$	$3,740 \cdot 10^{12}$	0,56
$^{63}\text{Cu} (n,\alpha) ^{60}\text{Co}$	$2.576 \cdot 10^{10} (4,36)$	$1,374 \cdot 10^{10}$	0,53

\* Baca (4,37) sebagai % galat

Tabel 6. Analisis ketakpastian pengukuran laju reaksi.

No	Sumber Ketakpastian Pengukuran	Metode Analisis	Hasil Analisis ( $1\sigma$ ) %
1	<b>Persiapan Detektor Aktivasi</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Penimbangan detektor aktivasi</li> <li>• Kemurnian material detektor aktivasi</li> <li>• Pengotoran selama persiapan material detektor</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Pengulangan pengukuran</li> <li>• Evaluasi lembar data sertifikat dari vendor</li> <li>• Penyucian material detektor sebelum masuk ke kapsul</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 0,05 ~ 0,60</li> <li>• 0,00045 ~ 0,58</li> <li>• Kecil, dapat diabaikan</li> </ul>
2	<b>Kondisi Iradiasi dalam Teras</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Fluktuasi daya reaktor tiap siklus iradiasi</li> <li>• Normalisasi daya reaktor tiap siklus</li> <li>• Posisi iradiasi Detektor Aktivasi, Gradien Fluks neutron dan efek gangguan iradiasi</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Meneliti kurva monitor daya reaktor</li> <li>• Estimasi integral melalui perulangan iradiasi yang independen</li> <li>• Ukuran detektor aktivasi dibuat sekecil-kecilnya</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 3,47</li> <li>• Tidak dilakukan, dianggap kecil</li> <li>• Masuk dalam galat geometri ~ 0,1</li> </ul>
3	<b>Spektrometri Sinar Gamma</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Geometri detektor aktivasi saat pencacahan</li> <li>• Pengaruh efek serapan diri</li> <li>• Pengaruh laju pencacahan (<i>random summing</i>)</li> <li>• Metode analisis luas puncak</li> <li>• Efisiensi puncak foto</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Pengulangan penempatan posisi jarak sumber - detektor</li> <li>• Mengukur koreksi faktor serapan diri</li> <li>• Ukur dengan 2 buah sumber berbeda dan divariasikan jaraknya</li> <li>• Kalkulasi otomatis paket program</li> <li>• Analisis dengan sumber standar, statistik pencacahan dan interpolasi log untuk energi yang berbeda dengan sumber standar.</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 0,03 ~ 1,25</li> <li>• 0,14 ~ 2,05</li> <li>• Sangat kecil, dapat diabaikan</li> <li>• 0,25 ~ 6,00</li> <li>• 1,72 ~ 3,39</li> </ul>
4	<b>Data Nuklir Material Detektor Aktivasi</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Massa atom</li> <li>• Umur Paro</li> <li>• Kejerahan isotop</li> <li>• Energi sinar gamma</li> <li>• Intensitas sinar gamma</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Mengevaluasi kembali beberapa nilai besaran tersebut yang didasarkan pada berbagai acuan data nuklir yang ada</li> <li>• Membandingkan dengan nilai besaran tersebut dengan nilai yang direkomendasikan oleh masyarakat ilmiah</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 0,000 ~ 0,005</li> <li>• 0,017 ~ 0,119</li> <li>• 0,00 ~ 1,72</li> <li>• 0,002 ~ 0,0027</li> <li>• 0,002 ~ 0,900</li> </ul>

Hasil pengukuran laju reaksi dibandingkan dengan hasil perhitungan laju reaksi berdasarkan spektrum neutron yang dihitung pada titik posisi 43,578 cm dari pusat teras dan 3,757 cm di bawah bidang datar teras. Laju reaksi detektor aktivasi terhitung diperoleh dengan mengintegrasikan perkalian fluks neutron terhitung dengan tampang lintang reaksi detektor pada seluruh spektrum energinya. Fluks neutron pada titik posisi dimana detektor aktivasi diiradiasi dalam teras, dihitung berdasarkan paket program DOT 3.5 yang tersusun atas 100 kelompok energi yang membentang dari 1 eV hingga 20 MeV dan data tampang lintang reaksi diambil dari data ENDF/B-V. Hasil perhitungan disajikan pada Tabel 5. Nisbah hasil perhitungan laju reaksi terhadap hasil pengukuran berkisar antara 0,53 hingga 1,39.

## KESIMPULAN

Analisis laju reaksi seperangkat detektor kawat yang terbuat dari paduan logam Co-Al dan Ta-Al, serta bahan kawat logam Ti, Fe, Ni dan Cu dalam medan neutron cepat telah dapat ditunjukkan. Laju reaksi detektor aktivasi diukur berdasarkan reaksi resonans  $^{59}\text{Co} (n,\gamma) ^{60}\text{Co}$  dan  $^{181}\text{Ta} (n,\gamma) ^{182}\text{Ta}$ , dan reaksi ambang  $^{46}\text{Ti} (n,p) ^{46}\text{Sc}$ ,  $^{54}\text{Fe} (n,p) ^{54}\text{Mn}$ ,  $^{58}\text{Ni} (n,p) ^{58}\text{Co}$  dan  $^{63}\text{Cu} (n,\alpha) ^{60}\text{Co}$ . Hasil pengukuran menunjukkan laju reaksi resonans  $^{59}\text{Co} (n,\gamma) ^{60}\text{Co}$  dan  $^{181}\text{Ta} (n,\gamma) ^{182}\text{Ta}$  pada orde  $10^{14} \sim 10^{15}$  reaksi/(dt.atom.100 MWth) dengan galat 4,37 ~ 4,62 %, dan laju reaksi ambang  $^{46}\text{Ti} (n,p) ^{46}\text{Sc}$ ,  $^{54}\text{Fe} (n,p) ^{54}\text{Mn}$ ,  $^{58}\text{Ni} (n,p) ^{58}\text{Co}$  dan  $^{63}\text{Cu} (n,\alpha) ^{60}\text{Co}$  berkisar pada orde  $10^{10} \sim 10^{12}$  reaksi/(dt.atom.100 MWth) dengan galat 3,99 ~ 4,63 %, memenuhi target ketelitian dibawah 5 %. Hasil penting dari penelitian ini adalah faktor utama penyumbang galat laju reaksi adalah tahapan spektrometri sinar gamma radioisotop imbas detektor aktivasi. Tingkat ketelitian pengukuran dapat ditingkatkan dengan mengoptimalkan kombinasi lama waktu pendinginan sumber radiasi, waktu pencacahan, desain aktivitas jenis material detektor. Nisbah hasil pengukuran laju reaksi detektor aktivasi terhadap laju reaksi hasil perhitungan yaitu integrasi perkalian antara spektrum neutron hasil paket program DOT 3.5 dan tampang lintang reaksi dalam 100 kelompok energi, menunjukkan harga berkisar antara 0,53 ~ 1,39.

## DAFTAR PUSTAKA

1. SHIMAKAWA, S., *et al.*, *Integral test of JENDL Dosimetry File 99 with High Flux Neutron Field*, JAERI-Data/Code 99-043, 1999.

2. SEKIGUCHI, A., *et al.*, *Recent Japanese Activities in Fast Breeder Reactor program and Reactor Dosimetry Works*, Proceeding of the 9<sup>th</sup> ASMT-EURATOM Symposium on Reactor Dosimetry, Geesthacht, 1984.
3. SASAKI, M., *et al.*, *Production of Analysis Code for JOYO Dosimetry Experiment, User's Manual of Neutron Unfolding Code Package NEUPAC*, PNC N941 80-192Tr, 1981.
4. AOYAMA, T., *et al.*, *Introduction of Nuclear Instrumentation and Radiation Measurements in Experimental Fast Reactor JOYO*, 4 ed., ERD-OEC-PNC, 1998.
5. GOLD, R., *et al.*, *Application of Solid State Track Recorders in United States Nuclear Reactor Energy Programs*, Westinghouse Hanford Corp, HEDL, Richland, Washinton 99352, 1981.
6. GREWOOD, R.C., *et al.*, *Non Fission Reaction Rate Measurements*, Nuclear Technology, vol. 25, Februari 1975.
7. MC'ELROY, W. N., *et al.*, *Fuels and Materials Fast-Reactor Dosimetry Data Development and Testing*, Nuclear Technology, vol. 25, Februari 1975.
8. AOYAMA, T., *et al.*, *Current Status Upgrading Activity of Reactor Material Dosimetry in Experimental fast Reactor JOYO*, Proc. 9<sup>th</sup> International Symp. On Reactor Dosimetry, pp. 302-310, World Scientific Publ., 1998.
9. KIMURA, I. *et al.*, *Developments in Reactor Dosimetry in Japan*, Reactor Dosimetry, ASTM STP 1398, John G. Williams, *et al.*, Eds., American Society for Testing and Materials, West Conshohocken, PA, (2000)
10. BABA, H., *et al.*, *A Method of Gamma Ray Spectrum Analysis FORTRAN IV Program BOB75*, JAERI-1227, 1978.
11. NAKAZAWA, M., *New Physical Formula for Gamma-Ray Full Energy Peak Efficiency of Ge Detector*, Proceedings of Second PNC/DOE Specialists Meeting on Collaborative Dosimetry Test, SA013 FWG 81-01, PNC-Japan 1981.
12. SASAKI, M., *Reaction Rate Calculation Method and Correction Factor in JOYO Dosimeter Experiment*, Proceedings of Second PNC/DOE Specialists Meeting on Collaborative Dosimetry Test, SA013 FWG 81-01, PNC-Japan 1981.

13. TANIGUCHI, T., *Uncertainty Evaluation of Measured Reaction Rate Values*, Proceedings of Second PNC/DOE Specialists Meeting on Collaborative Dosimetry Test, SA013 FWG 81-01, PNC-Japan, 1981.
14. HELMER, R.G., *et al.*, *Evaluated Decay Scheme Data*, Nuclear Technology, vol. 25, Februari 1975.
15. BAARD, J.H., *et al.*, *Nuclear data Guide for Reactor Neutron Metrology*, Kluwer Ac. Publ., Dordrecht, The Netherlands, 1989.
16. STROM, E., *et al.*, *Foton Cross Sections from 1 keV to 100 MeV for Element Z=1 to Z=100*, Nuclear Data Tables, vol. 7, No. 6, Academic Press, New York, 1970.

---

## TANYA JAWAB

### Sriyana

- Komponen PLTN apa saja yang menjadi ukuran untuk diberikannya ijin Life Extension?
- Bagaimana mengetahui korelasi antara uji umur dengan umur komponen itu sendiri?

### Sigit A. Santa

- Ijin life extension diajukan kepada Badan Regulator oleh pengusaha instalasi/PLTN/utility disertai dengan kelengkapan data dukung yang dapat menyatakan bahwa instalasi PLTN tersebut masih layak untuk dioperasikan diluar lisensinya.

Data dukung yang paling utama ditunjukkan adalah terutama SSC (Sistem, Struktural and Component) yang "safety system" dan "safety related".

- Korelasi uji umur dengan umur komponen diteliti dengan eksperimen "surverllanel" sejumlah "sample coupon" yang terbuat dari material yang sama diirradiasi di dalam teras reaktor. Secara berkala sample coupon tersebut diangkat dari reaktor dan diuji/diukur perubahan sifat-sifat mekaniknya. Fluensi neutron yang diterima sample coupon diukur dengan mengukur laju reaksi material dosimeter. Pola perubahan sifat-sifat mekanik vs fluensi yang diterima sample kupon dibuat kurvanya. Bila batas keselamatan perubahan sifat mekanik sudah ditetapkan maka dari "trend curve" ini dapat ditentukan sisa umur pakai komponen.

### Sudarmono

- Asumsi-asumsi apa yang digunakan dalam menentukan perhitungan menggunakan paket program DOT3.5, BOB75 maupun ENDF/B-5.

### Sigit A. Santa

- Asumsi yang dipakai adalah teras dianggap homogen dan bahan bakar berbentuk heksagonal yang dibagi dalam 6 sektor masing-masing berbentuk segitiga. Asumsi ini juga dipakai dalam membangkitkan data tampang lintang dalam 100 grup energi yang terbentang hingga 20 MeV. BOB75 adalah perangkat lunak untuk menghitung luas puncak foto dengan metode coval atau gaussian yang difiting/diperhalus.