

# Urania

Jurnal Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir

Vol. 23 No. 1

Februari 2017



*Peralatan Elektrodialisis*

**BADAN TENAGA NUKLIR NASIONAL  
PUSAT TEKNOLOGI BAHAN BAKAR NUKLIR**

Urania	Vol. 23	No. 1	Hal : 1 - 68	Serpong Februari 2017	p ISSN 0852 – 4777; e ISSN 2528 – 0473
--------	---------	-------	--------------	--------------------------	--

# Urania

Jurnal Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir

Vol. 23 No. 1

Februari 2017



*Peralatan Elektrodialisis*

**BADAN TENAGA NUKLIR NASIONAL  
PUSAT TEKNOLOGI BAHAN BAKAR NUKLIR**

Urania	Vol. 23	No. 1	Hal : 1 - 68	Serpong Februari 2017	p ISSN 0852 – 4777; e ISSN 2528 – 0473
--------	---------	-------	--------------	--------------------------	--

# URANIA

---

## Jurnal Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir

---

Vol. 23 No.1, Februari 2017

Jurnal Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir URANIA adalah wahana informasi tentang Daur Bahan Bakar Nuklir yang berisi hasil penelitian, pengembangan, dan tulisan ilmiah terkait. Terbit pertama kali pada tahun 1995 dengan frekuensi terbit sebanyak empat kali dalam satu tahun yakni pada bulan Januari, April, Juli dan Oktober. Sementara itu, mulai tahun 2011 Jurnal Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir “URANIA” terbit tiga kali dalam satu tahun, yaitu pada bulan Februari, Juni dan Oktober.

**Penanggung Jawab**

Kepala PTBBN

**Penasehat**

Komisi Pembina Tenaga Fungsional

**Pemimpin Dewan Redaksi  
Merangkap Penyunting Ahli**

Ir. Aslina Br. Ginting (Teknik Kimia, BATAN)

**Pemimpin Redaksi Pelaksana  
Merangkap Penyunting Ahli**

Ir. Masrukan, MT (Teknik Material, BATAN)

**Penyunting Ahli**

Ir. M. Husna Al Hasa, M.T (Metalurgi, BATAN)

Prof. Dr. Sigit (Kimia, BATAN)

Ir. Futichah, M.T (Metalurgi, BATAN)

Dr. Jan Setiawan (Material, BATAN)

Ir. Ety Mutiara, M. Eng (Teknik Kimia, BATAN)

Ir. Supardjo, M.T (Teknik Material, BATAN)

**Penyunting Mitra Bestari**

Prof. Dr. Ir. Agus Taftazani (Kimia Lingkungan, BATAN)

Dr. Azwar Manaf, M. Met (Universitas Indonesia)

Ir. Tagor Malem Sembiring (Fisika Reaktor, BATAN)

Prof. Dr. Yanni Sudiyani (Biologi Lingkungan, LIPI)

Prof. Drs. Surian Pinem, M.Si (Material, BATAN)

Ir. Rudi Setya Wahjudi, M.T (Instrumentasi, USAKTI)

**Pemeriksa Naskah**

Yanlinastuti, S.Si

Waringin Margi Yusmaman, S.ST

**Sekretaris**

Dwi Agus Wrihatno, S.Kom

---

**Penerbit**

Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir (PTBBN), BATAN

---

**Alamat Redaksi**

PTBBN, BATAN

Kawasan Puspipetek Serpong 15314

Telp. 021-756-0915

Faks. 021-756-0909

E-mail: [urania@batan.go.id](mailto:urania@batan.go.id)

---

## PENGANTAR REDAKSI

Sidang Pembaca Yang Terhormat,

Dengan mengucapkan syukur Alhamdulillah ke hadirat Allah SWT serta atas rahmat dan karuniaNya, Jurnal ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir "URANIA" volume 23 No.1 dapat hadir ke hadapan pembaca. Jurnal ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir terbit secara periodik setiap empat bulan sekali mulai tahun 2011. Periode penerbitan berturut-turut, yaitu periode Februari, Juni dan Oktober.

Penerbitan edisi kali ini menampilkan beberapa topik hasil kegiatan penelitian yang berkenaan dengan kegiatan daur bahan bakar nuklir.

Topik pertama dalam jurnal ini menampilkan masalah teknologi bahan yang berkaitan dengan reaktor daya yang ditulis dengan judul *Dip-Coating Process In Colloidal Graphite Of Fuel Element Zircaloy-2 Cladding*. Penelitian ini bertujuan untuk memperoleh kelongsong zirkaloi-2 berlapis ZrC. Proses pelapisan carbon dengan ketebalan lapisan 10-30  $\mu\text{m}$  akan memperbaiki ketahanan korosi kelongsong tanpa mengubah dimensi kelongsong.

Topik kedua dalam jurnal ini menampilkan makalah yang berkaitan dengan teknologi kimia yang ditulis dengan judul *Effect Of Current, Time, Feed And Cathode Type On Electroplating Process Of Uranium Solution*. Dalam tulisan tersebut, diuraikan teknik elektroplating dari larutan umpan uranil nitrat dan efluen proses dengan tujuan untuk memungut uranium yang terkandung di dalamnya menggunakan elektroda Pt/Pt dan Pt/SS pada berbagai arus dan waktu yang bervariasi. Masih berkaitan dengan tehnologi kimia, tulisan berikutnya menampilkan masalah ekstraksi yang ditulis dengan judul *Proses Ekstraksi-Stripping  $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$  Berimpuritas Hasil Pelarutan Dari Yellow Cake*. Uranil nitrat/  $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$  merupakan bahan dasar atau umpan yang dipakai sebagai bahan bakar baik reaktor riset maupun reaktor daya. Di dalam  $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$  masih terdapat impuritas sehingga untuk mendapatkan larutan  $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$  yang memenuhi persyaratan sebagai bahan bakar nuklir perlu dimurnikan dengan metode ekstraksi-*stripping*.

Topik ketiga dalam jurnal ini menampilkan tulisan yang berkaitan dengan teknologi Reaktor Daya Eksperimetal (RDE) yang ditulis dengan judul *Analisis Kuat Sumber Neutron Dan Perhitungan Laju Dosis Neutron Teras Awal RDE*. Teras reaktor RDE berbentuk silinder non anular, berbahan bakar kernel partikel berlapis TRISO yang berbentuk bola (*pebble*) dan berpendingin gas helium. Bahan bakar reaktor berbentuk bola yang berisikan kernel partikel berlapis TRISO yang berupa uranium dioksida ( $\text{UO}_2$ ) berpengkayaan uranium 17% ( $^{235}\text{U}$ ). Tulisan berikutnya masih berkaitan dengan Reaktor Daya Eksperimen yang ditulis dengan judul *Estimasi Lepasn Radionuklida Pada Kondisi Operasi Rutin Reaktor Daya Eskperimental*. Untuk menjamin keselamatan pekerja dan masyarakat sekitar reaktor RDE serta untuk memenuhi persyaratan dari badan pengawas pada tahap pembangunan dan operasi perlu dilakukan penelitian radioaktivitas lingkungan untuk reaktor RDE pada kondisi operasi normal maupun kecelakaan.

Topik terakhir dalam jurnal ini menampilkan tulisan dengan judul *Penentuan Kemurnian Radiokimia  $^{99\text{m}}\text{Tc}$ -MiBi Secara Cepat Dan Praktis Menggunakan Dose Calibrator*. Pengujian kemurnian radiokimia diawali pemisahan radiokimia secara kromatografi lapis tipis (KLT) selanjutnya diukur dengan *gamma counter*, tetapi metoda ini tidak dapat diterapkan di rumah sakit karena umumnya hanya mempunyai alat ukur *dose calibrator*. Oleh karena itu, dilakukan metoda pemisahan secara ekstraksi, dan selanjutnya diukur menggunakan *dose calibrator*.

Akhir kata, semoga jurnal ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir "URANIA" ini bermanfaat bagi masyarakat Indonesia umumnya dan khususnya bagi pengembangan IPTEK Daur Bahan Bakar Nuklir. Selamat menyimak

Februari, 2017  
DEWAN REDAKSI

# URANIA

---

## Jurnal Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir

---

Vol. 23 No. 1, Februari 2017

### DAFTAR ISI

Pengantar Redaksi	: i
Daftar Isi	: ii
Dip-Coating Process In Colloidal Graphite Of Fuel Element Zircaloy-2 Cladding (Etty Mutiara, Meniek Rachmawati)	: 1-10
<i>Effect Of Current, Time, Type Of Feed And Cathode On Electroplating Process Of Uranium Solution</i> (Sigit, Ghaib Widodo, Bangun Wasito, KrisTri Basuki, Fahrnunissa)	: 11-22
Proses Ekstraksi- <i>Stripping</i> $UO_2(NO_3)_2$ Berimpuritas Hasil Pelarutan Dari <i>Yellow Cake</i> (Anwar Muchsin, Ghaib Widodo)	: 23-32
Analisis Kuat Sumber Neutron Dan Perhitungan Laju Dosis Neutron Teras Awal RDE I (Suwoto, Hery Adrial, Zuhair)	: 33-44
<i>Estimation Of Routine Discharge Of Radionuclides On Power Reactor Experimental RDE</i> (PM. Udiyani, S. Kuntjoro)	: 45-56
Penentuan Kemurnian Radiokimia $^{99m}Tc$ -MIBI Secara Cepat Dan Praktis Menggunakan <i>Dose Calibrator</i> (Maskur, Enny Lestari, Endang Sarmini, Yayan Tahyan, Amal Rezka Putra, Dede Kurniasih, Adang Hardi Gunawan)	: 57-68

## ABSTRAK

Etty Mutiara, Meniek Rachmawati, (2017), Pelapisan ZrC Pada Kelongsong Elemen Bakar Nuklir Zirkaloi-2, Vol. 23 No. 1, hal. 1.

**PELAPISAN ZrC PADA KELONGSONG ELEMEN BAKAR NUKLIR ZIRKALOI-2.** Penelitian intensif pada elemen bakar reaktor berpendingin air dengan fraksi bakar tinggi terus dilakukan dalam rangka memperpanjang umur operasi elemen bakar. Salah satu penelitian adalah proses mengubah kelongsong berbasis zirkonium yang ada saat ini dengan cara pelapisan dengan unsur carbon. Proses pelapisan carbon dengan ketebalan lapisan 10-30  $\mu\text{m}$  akan memperbaiki ketahanan korosi kelongsong tanpa mengubah dimensi kelongsong. Penelitian ini bertujuan untuk memperoleh kelongsong zirkaloi-2 berlapis ZrC. Lapisan ZrC berada pada daerah antarmuka kelongsong dengan lapisan karbon yang diperoleh melalui proses pencelupan (dipping) spesimen zirkaloi-2 dalam koloid grafit pada temperatur kamar. Spesimen, selanjutnya dipanaskan pada temperatur 700°C, 900°C dan 1100°C dalam media gas Argon selama 1 jam. Spesimen hasil pemanasan, kemudian dikarakterisasi menggunakan mikroskop optik dan uji difraksi sinar-X. Pengujian dengan mikroskop optik memperlihatkan terjadinya penebalan lapisan seiring dengan kenaikan temperatur pemanasan. Ketebalan lapisan diperoleh masing-masing 10  $\mu\text{m}$ , 20 - 40  $\mu\text{m}$  dan 100  $\mu\text{m}$  untuk spesimen yang dipanaskan pada 700°C, 900°C dan 1100°C. Ketebalan lapisan akibat pemanasan dikorelasikan dengan hasil perhitungan difusivitas karbon. Besarnya difusivitas karbon ke dalam kelongsong zirkaloi-2 diperoleh masing-masing sebesar  $3,10216\text{E}-11 \text{ cm}^2\text{s}^{-1}$ ;  $3,60479\text{E}-11 \text{ cm}^2\text{s}^{-1}$  dan  $4,00613\text{E}-11 \text{ cm}^2\text{s}^{-1}$  yang bersesuaian dengan kenaikan temperatur pemanasan. Sementara itu, hasil analisis uji dengan XRD mengungkapkan bahwa struktur ZrC terbentuk pada permukaan spesimen kelongsong zirkaloi-2 yang dipanasi pada temperatur 1100°C. Fasa ini tidak muncul pada pemanasan dengan temperatur 700°C and 900°C walaupun terjadi kenaikan difusivitas atom karbon. Pada pemanasan 700°C dan 900°C diperkirakan sebagian atom-atom karbon dalam lapisan mampu mendifusi ke dalam zirkaloi-2 dan mensubstitusi atom zirkonium membentuk larutan padat C-Zr tetapi bukan fasa ZrC. Pada temperatur 1100 °C, dengan naiknya energi vibrasi karena agitasi termal maka sebagian atom karbon mempunyai energi yang cukup untuk mendifusi ke permukaan kelongsong membentuk fasa ZrC. Walaupun demikian, proses pemanasan yang dilakukan pada temperatur tinggi di atas 700°C akan merusak kelongsong zirkaloi. Dari hasil ini dapat disimpulkan bahwa proses pencelupan kelongsong zirkaloi dalam koloid grafit yang diikuti dengan pemanasan pada temperatur tinggi bukanlah cara yang tepat untuk memperoleh kelongsong zirkaloi-2 berlapis ZrC. Penelitian lebih lanjut perlu dilakukan untuk mencari dan meneliti metode lain yang tepat untuk memperoleh kelongsong zirkaloi LWR yang berlapis ZrC yang memenuhi persyaratan dimensi dan kualitas sebagai kelongsong bahan bakar nuklir.

**Kata Kunci:** zirkaloi, kelongsong, pelapisan dengan pencelupan, koloid grafit, ZrC.

Sigit, Ghaib Widodo, Bangun Wasito, KrisTri Basuki, Fahrunita, (2017), Pengaruh Arus, Waktu, Jenis Umpan Dan Katoda Pada Proses Elektroplating Larutan Uranium, Vol. 23 No. 1, hal. 11.

**PENGARUH ARUS, WAKTU, JENIS UMPAN DAN KATODA PADA PROSES ELEKTROPLATING LARUTAN URANIUM.** Telah dilakukan proses elektroplating dari larutan umpan uranyl nitrat dan efluen proses dengan tujuan untuk memungut uranium yang terkandung di dalamnya menggunakan elektroda Pt/Pt dan Pt/SS pada berbagai arus dan waktu yang bervariasi. Bahan untuk elektroda adalah Pt (platinum) dan SS (Stainless Steel). Elektroplating dilaksanakan dengan memasukkan larutan umpan sebanyak 250 mL ke dalam gelas beaker yang dilengkapi dengan anoda Pt – katoda Pt atau anoda Pt – katoda SS, kemudian dialiri arus searah dari DC power supply dengan arus dan waktu tertentu sehingga terbentuk endapan uranium menempel di katoda. Setelah selesai, katoda dilepas dan ditimbang guna mengetahui berat endapan, sedangkan larutan dianalisis kandungan uraniumnya guna menentukan penurunan konsentrasi setelah dan sebelum proses elektroplating. Dari percobaan yang dilakukan diperoleh hasil bahwa waktu yang relatif baik untuk memperoleh endapan uranium di katoda adalah 1 jam dengan kuat arus 7 Ampere, umpan yang digunakan adalah larutan uranyl nitrat dengan katoda Pt. Pada kondisi tersebut diperoleh endapan uranium yang menempel di katoda sebesar 74,96 % dari berat uranium oksida semula dalam umpan atau seberat 206,5 mg. Penggunaan katoda Pt untuk umpan uranyl nitrat, katoda SS dan katoda Pt untuk umpan efluen proses diperoleh berat spesifik uranium di katoda masing-masing sebesar 12,99 mg/cm<sup>2</sup>, 2,4 mg/cm<sup>2</sup> dan 5,37 mg/cm<sup>2</sup> untuk arus 7 amper dan waktu 1 jam.

**Kata Kunci:** elektroplating, uranyl nitrat, efluen proses, elektroda Pt/Pt, elektroda Pt/SS.

Anwar Muchsini, Ghaib Widodo, (2017), Proses Ekstraksi-Stripping UO<sub>2</sub>(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub> Berimpuritas Hasil Pelarutan Dari Yellow Cake, Vol. 23 No. 1, hal. 23.

**PROSES EKSTRAKSI-STRIPPING UO<sub>2</sub>(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub> BERIMPURITAS HASIL PELARUTAN DARI YELLOW CAKE.** Uranyl nitrat/UO<sub>2</sub>(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub> merupakan bahan dasar atau umpan yang dipakai sebagai bahan bakar baik reaktor riset maupun reaktor daya. Di dalam UO<sub>2</sub>(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub> masih terdapat impuritas sehingga untuk mendapatkan larutan UO<sub>2</sub>(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub> yang memenuhi persyaratan sebagai bahan bakar nuklir (*nuclear grade*) perlu dilakukan pemurnian dengan menggunakan metode ekstraksi-*stripping*. Metode *ekstraksi stripping* dilakukan dengan menggunakan 3 (tiga) parameter yaitu laju alir umpan, keasaman umpan pada proses ekstraksi, dan keasaman. Mekanisme proses ekstraksi menyebabkan UO<sub>2</sub>(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub> masuk ke dalam fasa organik TBP (tributylphosphat), sedangkan impuritasnya berada dalam fasa air (rafinat). Pemungutan uranium dalam fasa organik dilakukan dengan proses *stripping* dengan cara menentukan keasaman (sebagai parameter), sehingga diperoleh larutan campuran UO<sub>2</sub>(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub> murni nuklir (*nuclear grade*). Larutan uranyl nitrat hasil pelarutan dengan kadar uranium 225,6282 gU/liter digunakan sebagai umpan. Hasil proses ekstraksi diperoleh laju alir umpan sebesar 15 L/jam, keasaman umpan pada proses ekstraksi sebesar 3 M dan diperoleh kadar uranium sebesar 48,5365 gU/L, sedangkan melalui proses *stripping* diperoleh UO<sub>2</sub>(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub> sebesar



64,7860 gU/L pada keasaman 0,04 M.

**Kata Kunci:** ekstraksi, *stripping*, laju alir umpan, perbandingan TBP/kerosin, keasaman.

Suwoto, Hery Adrial, Zuhair, (2017), Analisis Kuat Sumber Neutron Dan Perhitungan Laju Dosis Neutron Teras Awal RDE, Vol. 23 No. 1, hal. 33.

**ANALISIS KUAT SUMBER NEUTRON DAN PERHITUNGAN LAJU DOSIS NEUTRON TERAS AWAL RDE.** Teras reaktor RDE (Reaktor Daya Eksperimental) berbentuk silinder non anular, berbahan bakar kernel partikel berlapis TRISO yang berbentuk bola (*pebble*) dan berpendingin gas helium. Desain teras reaktor ini sangat aman karena mengadopsi teknologi reaktor temperatur tinggi HTGR (*High Temperature Gas-cooled Reactor*) dengan keselamatan inheren pasif. Temperatur keluaran gas helium teras reaktor dirancang pada kisaran 700°C dengan temperatur masukan sekitar 250°C. Di samping menghasilkan listrik, reaktor didesain menghasilkan panas temperatur tinggi yang dapat digunakan untuk keperluan kogenerasi lainnya (penelitian panas proses lainnya). Bahan bakar reaktor berbentuk bola yang berisikan kernel partikel berlapis TRISO yang berupa uranium dioksida (UO<sub>2</sub>) berpengkayaan 17% (<sup>235</sup>U). Lapisan TRISO terdiri 4 lapisan yaitu lapisan karbon penyangga berpori, lapisan karbon pirolitik bagian dalam (*IPyC, Inner Pyrolytic Carbon*), lapisan Silikon Karbida (SiC) dan lapisan pirolitik karbon bagian luar (*OPyC, Outer Pyrolytic Carbon*). Analisis kuat sumber dan perhitungan awal laju dosis neutron pada RDE dilakukan menggunakan program Monte Carlo MCNP5v1.2. Pemodelan heterogenitas ganda bahan bakar dilakukan pada bahan bakar kernel partikel berlapis TRISO dan pada bahan bakar bola pada teras reaktor. Pemanfaatan program EGS99304 untuk menentukan jumlah struktur group energi yaitu 640 (*SAND-II group structure*) yang digunakan dalam perhitungan spektrum neutron pada reaktor. Teras reaktor dibagi dalam 100 zona (10 arah radial dan 10 arah aksial). Analisis hasil perhitungan menunjukkan bahwa kuat sumber neutron reaktor sebesar 8,47027X10<sup>17</sup> neutron/detik. Distribusi laju dosis neutron ditentukan menggunakan faktor konversi fluks neutron ke dalam dosis neutron dari *International Commission on Radiological Protection (ICRP)* dan *National Council on Radiation Protection and Measurements (NCRP)*. Hasil perhitungan awal laju dosis neutron dengan faktor konversi ICRP-21 dan NCRP-38 untuk pekerja radiasi pada arah radial di perisai biologis sudah melemah memberikan nilai masing-masing sebesar 6,69915 μSv/jam dan 6,9964 μSv/jam pada posisi 215 cm dari pusat teras reaktor. Hasil analisis ini mengindikasikan bahwa pekerja radiasi aman dan terlindungi dari sumber radiasi neutron sesuai dengan persyaratan regulasi yang berlaku. Secara keseluruhan, dari hasil analisis perhitungan tersebut tampak bahwa model perisai radiasi dan perisai biologis telah memenuhi standar keselamatan radiasi yang dipersyaratkan. Hasil penelitian ini dapat digunakan untuk melengkapi data desain ketebalan perisai radiasi reaktor.

**Kata Kunci:** TRISO, *pebble*, RDE, laju dosis neutron, ICRP dan NCRP.

PM. Udiyani, S. Kuntjoro, (2017), Estimasi Lepas Radionuklida Pada Kondisi Operasi Rutin Reaktor Daya Eksperimental, Vol. 23 No. 1, hal. 45.

**ESTIMASI LEPASAN RADIONUKLIDA PADA KONDISI OPERASI RUTIN REAKTOR DAYA ESKPERIMENTAL.** Reaktor daya eksperimental (RDE) yang akan dibangun BATAN adalah jenis High Temperature Gas Cooled Reactor (HTGR) dengan daya 10 MWth. HTGR merupakan reaktor berpendingin gas helium dengan bahan bakar TRISO dengan pelapis yang mampu mengungkung produk fisi tidak lepas ke luar teras. Untuk menjamin keselamatan pekerja dan masyarakat sekitar reaktor RDE serta untuk memenuhi persyaratan dari badan pengawas pada tahap pembangunan dan operasi perlu dilakukan penelitian radioaktivitas lingkungan untuk reaktor RDE pada kondisi operasi normal maupun kecelakaan. Pada makalah ini dilakukan penelitian untuk kondisi operasi normal, sedangkan untuk kondisi kecelakaan akan dilakukan bila disain final telah lengkap. Estimasi radiologi di lingkungan melibatkan suku sumber nuklida yang lepas ke lingkungan pada kondisi operasi rutin. Tujuan dari penelitian ini adalah untuk estimasi suku sumber lepas ke lingkungan berdasarkan postulasi operasi rutin atau normal RDE. Metodologi penelitian dimulai dengan asumsi adanya cacat dan pengotor pada bahan bakar TRISO karena keterbatasan fabrikasi. Mekanisme lepasan produk fisi dari bahan bakar TRISO ke lingkungan dibuat berdasarkan desain fitur keselamatan RDE. Inventori reaktor dihitung menggunakan ORIGEN-2 yang sudah dimodifikasi untuk suhu tinggi HTGR, dan asumsi TRISO cacat serta fraksi lepasan untuk setiap kompartemen sistem keselamatan RDE menggunakan parameter acuan. Estimasi menghasilkan untuk radionuklida suku sumber yang berperan di RDE-10 MWth adalah kelompok gas mulia (Kr dan Xe), halogen (I), Sr, Cs, H-3, dan Ag. Aktivitas suku sumber RDE untuk kondisi operasi rutin tidak ada perbedaan yang berarti dengan suku sumber HTR-10 dengan daya yang sama.

**Kata Kunci:** Operasi rutin, radionuklida, suku sumber, RDE, HTGR.

Maskur, Enny Lestari, Endang Sarmini, Yayan Tahyan, Amal Rezka Putra, Dede Kurniasih, Adang Hardi Gunawan, (2017), Penentuan Kemurnian Radiokimia <sup>99m</sup>Tc-MIBI Secara Cepat Dan Praktis Menggunakan *Dose Calibrator*, Vol. 23 No. 1, hal. 57.

**PENENTUAN KEMURNIAN RADIOKIMIA <sup>99m</sup>Tc-MIBI SECARA CEPAT DAN PRAKTIS MENGGUNAKAN DOSE CALIBRATOR.** Pada umumnya pengujian kemurnian radiokimia diawali dengan pemisahan radiokimia secara kromatografi lapis tipis (KLT), untuk selanjutnya dapat diukur menggunakan *gamma counter*, namun metoda ini tidak dapat diterapkan di rumah sakit karena umumnya rumah sakit hanya mempunyai alat ukur *dose calibrator*. Oleh karena itu, perlu mencari metoda alternatif yang lebih praktis dan cepat, salah satunya adalah metoda pemisahan secara ekstraksi dan pengukuran radioaktivitasnya dilakukan dengan menggunakan *dose calibrator*. Senyawa <sup>99m</sup>Tc-MIBI diekstraksi menggunakan campuran salin dan chloroform dengan perbandingan volume 1:1, sehingga <sup>99m</sup>Tc-MIBI terpisah dari pengotornya. Senyawa <sup>99m</sup>Tc-MIBI berada dalam fasa organik (chloroform) sedangkan <sup>99m</sup>TcO<sub>2</sub> dan <sup>99m</sup>TcO<sub>4</sub> dalam fasa air (salin). Masing-masing fasa dicuplik dengan volume yang sama, kemudian diukur

radioaktivitasnya menggunakan *dose calibrator* untuk menghitung kemurnian radiokimianya. Hasil ekstraksi dibandingkan dengan hasil pemisahan menggunakan metoda baku KLT. Hasil penelitian menunjukkan bahwa kemurnian radiokimia kit  $^{99m}\text{Tc}$ -MIBI menggunakan kedua metoda tersebut hampir sama yaitu sebesar  $98,34\% \pm 0,65$  dengan presisi atau RSD sebesar 0,65 % dengan menggunakan metoda baku KLT dan  $97,15\% \pm 0,56$  dengan RSD sebesar 0,56 % dengan menggunakan metode ekstraksi. Waktu yang diperlukan untuk pemisahan dengan menggunakan KLT hingga pengukuran menggunakan *gamma counter* selama 180 menit, sedangkan pemisahan menggunakan ekstraksi hingga pengukuran menggunakan *dose calibrator* hanya 20 menit. Hasil ini menunjukkan bahwa metoda pemisahan secara ekstraksi dan pengukuran aktivitas menggunakan *dose calibrator* dapat digunakan sebagai alternatif untuk pengujian kemurnian radiokimia senyawa radiofarmaka  $^{99m}\text{Tc}$ -MIBI. Keunggulan metoda ekstraksi adalah waktu pengujian lebih cepat bila dibandingkan metoda pemisahan menggunakan KLT.

**Kata Kunci:** kemurnian radiokimia, radiofarmaka,  $^{99m}\text{Tc}$ -MIBI, *gamma counter*, *dose calibrator*.



## ABSTRACT

Etty Mutiara, Meniek Rachmawati, (2017), *DIP-Coating Process In Colloidal Graphite Of Fuel Element Zircaloy-2 Cladding*, Vol. 23 No. 1, hal. 1.

**DIP-COATING PROCESS IN COLLOIDAL GRAPHITE OF FUEL ELEMENT ZIRCALOY-2 CLADDING.** The intensive researchs on high discharge burn-up of Light Water Reactor (LWR) fuel element have been continuously performed due to the extension of fuel element's utility life. One of these researches was allowing for alteration of the existing zirconium-based clad system through coating. A coating technique with the coating layer thickness of 10-30  $\mu\text{m}$  will improve the corrosion resistance of cladding without changing the dimension of cladding. The scope of this current research is to obtain the zircaloy-2 cladding coated with ZrC layer by dipping process of zircaloy-2 specimens in colloidal graphite at room temperature. The dip-coated specimens then undergoes heating process at 700°C, 900°C and 1100°C respectively in Argon gas atmosphere for 1 hour. The coated cladding specimens then are characterized by optical microscope and XRD. The optical microscope images show that the coating layers thickness are increased as the heating temperature increased. The coating layers thickness are 10  $\mu\text{m}$ , 20 - 40  $\mu\text{m}$  and 100  $\mu\text{m}$  for the specimens heated at 700°C, 900°C and 1100°C respectively. The calculated diffusivity of carbon into zircaloy-2 cladding for the coated specimens at 700°C, 900°C and 1100°C are  $3,10216\text{E-}11 \text{ cm}^2\text{s}^{-1}$ ;  $3,60479\text{E-}11 \text{ cm}^2\text{s}^{-1}$  and  $4,00613\text{E-}11 \text{ cm}^2\text{s}^{-1}$  respectively. An XRD examination analysis is revealed that the ZrC phase appears in the specimens heated at 1100°C and doesn't appear for specimens heated at both 700°C and 900°C. The coating layer of specimens heated at both 700°C and 900°C mostly consists of carbon. At these heating temperatures, carbon atoms have diffused into zircaloy-2 and substituted the zirconium atoms with a limited occupation to form C-Zr solid solution. At the temperature of 1100°C, due to the increase in vibration energy, the carbon atoms have enough energy to diffuse to form the carbide phase. However, the heating process at higher temperature than 700°C will degrade the zircaloy-2 cladding. It is concluded that the dip-coating process of zircaloy-2 cladding in graphite colloid with subsequent high temperature heating is not the proper method to gain the ZrC-coated zircaloy-2 cladding. Therefore, as for the future works of this research, the others method should be searched and investigated to obtain the proper ZrC coating process on LWR zircaloy cladding which fulfills the dimension and quality requirements

**Keywords:** zircaloy, cladding, dip-coating, colloidal graphite, ZrC.

Sigit, Ghaib Widodo, Bangun Wasito, KrisTri Basuki, Fahrnunissa, (2017), *Effect Of Current, Time, Type Of Feed And Cathode On Electroplating Process Of Uranium Solution*, Vol. 23 No. 1, hal. 11.

**EFFECT OF CURRENT, TIME, TYPE OF FEED AND CATHODE ON ELECTROPLATING PROCESS OF URANIUM SOLUTION.** Electroplating of uranyl nitrate and process effluent has been carried out in order to collect uranium contained therein using Pt/Pt and Pt/SS electrodes at various current and time values. The materials used as electrode were Pt (platinum) and SS (Stainless Steel). Feed solution of 250 mL was entered into a beaker glass equipped with Pt anode - Pt cathode or Pt anode - SS cathode and connected to direct current source from DC power supply at various current values and for various time periods so that uranium precipitated and deposited onto the cathode. Upon deposition completion, the cathode was removed and weighed to determine weight of precipitates, while the solution was analyzed to determine uranium concentration decrease after electroplating process. The experiment shows that a relatively good time to acquire uranium deposit at the cathode was 1 hour at 7 ampere, with uranyl nitrate as feed and Pt (platinum) as cathode. In these conditions, uranium deposit attached to the cathode amounted to 74.96% of the original weight of uranium oxide in the feed or 206.5 mg by weight. The use of Pt cathode for uranyl nitrate feed, and SS and Pt cathodes for effluent feed resulted in uranium specific weight at the cathode of 12.99 mg/cm<sup>2</sup>, 2.4 mg/cm<sup>2</sup> and 5.37 mg/cm<sup>2</sup> respectively for 7 Ampere current for 1 hour electroplating time.

**Keywords:** electroplating, uranyl nitrate, effluent process, Pt/Pt electrode, Pt/SS electrode.

Anwar Muchsin, Ghaib Widodo, (2017), *Extraction-Stripping Process Of UO<sub>2</sub>(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub> Impurities Dissolution From Yellow Cake*, Vol. 23 No. 1, hal. 23.

**EXTRACTION-STRIPPING PROCESS OF UO<sub>2</sub>(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub> IMPURITIES DISSOLUTION FROM YELLOW CAKE.** Uranyl nitrate/UO<sub>2</sub>(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub> is a basic material/bait that is used as fuel both a research reactor fuel and power reactors. The process of extraction-stripping necessary to UO<sub>2</sub> (NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub>, because in the UO<sub>2</sub>(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub> is still contained impurities are entrained during the dissolution process yellow cake. To obtain a solution of UO<sub>2</sub> (NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub> which meets the requirements of pure nuclear (nuclear grade), it should be a process of purification by extraction-stripping using three (3) parameters of the feed flow rate, the acidity of the feed to the extraction process, and acidity in the stripping process. The mechanism of the extraction process takes UO<sub>2</sub> (NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub> will go into the organic phase TBP, whereas impurity are in the water phase (refined). Uranium in the organic phase stripping process is carried out by determining the acidity (as a parameter), in order to obtain a mixed solution UO<sub>2</sub> (NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub> pure nuclear (nuclear grade). As a bait used uranyl nitrate solution with levels of uranium amounted to 225.6282 gU/L. The results extraction process obtained the rate of feed water 15 L/h, the acidity of the feed to the extraction process by 3 M and obtained levels of uranium amounted to 48.5365 gU/L, while the stripping process is obtained UO<sub>2</sub> (NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub> amounted to 64.7860 gU/L the acidity of 0.04 M.

**Keywords:** extraction, stripping, feed rate, ratio of TBP/kerosene, acidity.

Suwoto, Hery Adrial, Zuhair, (2017), *Analisis Kuat Sumber Neutron Dan Perhitungan Laju Dosis Neutron Teras Awal RDE*, Vol. 23 No. 1, hal. 33.

**ANALYSIS OF NEUTRON SOURCE STRENGTH AND NEUTRON DOSE RATE CALCULATION OF RDE INITIAL CORE.** The reactor core RDE (Experimental Power Reactor) has non-annular cylindrical shape with coated fuel particles TRISO kernel in the spherical form (pebble) and cooled by helium gas. The RDE reactor core design is very safe, because it adopts the high-temperature reactor technology (HTGR) with inherent passive safety. The designed input helium temperature of RDE core is about 250°C and the output of helium gas temperature helium of the reactor core of 700°C. Beside of generating electricity, the RDE reactor is designed to generate high temperature gas that can be used for any purposes such as cogeneration (heat process application research). The spherical fuel called as pebble containing thousand of kernel TRISO-coated fuel particles of uranium dioxide 17% (<sup>235</sup>U) enriched. TRISO coating comprises four layers, namely: porous carbon buffer layer, inner part pyrolytic carbon layer (IPyC, Inner Pyrolytic Carbon), silicon carbide layer (SiC) and a layer of pyrolytic carbon outer part (OPyC, Outer Pyrolytic Carbon). Analysis of neutron source strength and preliminary calculation of neutron dose rate on the RDE core were performed using Monte Carlo MCNP5v1.2 code. Double heterogeneity treatment in TRISO-coated fuel particles kernel and the pebble of the core are applied. Utilization of EGS99304 code to determine 640 amount of energy group structures (SAND-II neutron group structures) are used in the neutron spectrum calculation in the reactor. The reactor core is divided into 100 zones (10 in radial and 10 in axial directions). An analyses calculation result shows that the neutron source strength of the core is about  $8.47027 \times 10^{17}$  neutron/sec. The neutron dose rate distributions are determined using a conversion factor of flux-to-dose taken from International Commission on Radiological Protection (ICRP) and National Council on Radiation Protection and Measurements (NCRP). The preliminary calculations result of neutrons dose rate using ICRP-21 and NCRP-38 conversion factor for radiation workers in the radial direction in the shield biological are already weakened as low as 6.69915 and 6.9964  $\mu$ Sv/h, respectively, at a position of 215 cm from the center part of the core. This result analysis indicate that radiation workers are safe and protected from neutron radiation sources in accordance with the regulatory requirements. Overall from the calculation and analysis, it appears that the radiation and biological shielding model meets to the standards of radiation safety required. The results of this study can be used to complete the design data thickness of shielding of the reactor.

**Keywords:** TRISO, pebble, RDE, neutron dose rate, ICRP and NCRP.

PM. Udiyani, S. Kuntjoro, (2017), *Estimation Of Routine Discharge Of Radionuclides On Power Reactor Experimental RDE*, Vol. 23 No. 1, hal. 45.

**ESTIMATION OF ROUTINE DISCHARGE OF RADIONUCLIDES ON POWER REACTOR EXPERIMENTAL RDE.** Experimental power reactor (RDE), which is planned to be constructed by BATAN, is a kind of High Temperature Gas Cooled Reactor (HTGR) with 10 MWth power. HTGR is a helium gas-cooled reactor with TRISO-coated fuel that is able to confine fission products to be remained in the core. To ensure the safety for workers and public surroundings of the RDE site and to meet the regulatory body requirements for construction and operation, research is needed for environmental radiation in normal and abnormal condition. This study is focused on normal operating condition, while for the accident condition study will be carried out after the final design has been completed. Estimation of radiology in the environment involves the source term released into the environment under routine operation condition. The purpose of this study is to estimate the source terms released into the environment based on postulation of normal or routine operation of the RDE-10 MWth. The research approach starts with an assumption that there are defects and impurities in the TRISO fuel because of limitations during the fabrication. Mechanisms of fission products release from the fuel to the environment were created based on the safety features design of RDE. Radionuclides inventories in the reactor were calculated by the use of ORIGEN-2 whose library has been modified for HTGR type, while assumptions on TRISO fuel defects and release fraction for each compartment of the RDE safety systems are defined by a reference parameter. The results show that the important source terms of RDE are group of noble gases (Kr and Xe), halogen (I), Sr, Cs, H-3, and Ag. Activities of RDE source terms for routine operations have no significant difference with the HTR-10 source terms with the same power.

**Keywords:** Routine discharge, radionuclide, source terms, RDE, HTGR.

Maskur, Enny Lestari, Endang Sarmini, Yayan Tahyan, Amal Rezka Putra, Dede Kurniasih, Adang Hardi Gunawan, (2017), *Radiochemical Measurements Of <sup>99m</sup>Tc-MIBI By Fast And Practical Using Dose Calibrator*, Vol. 23 No. 1, hal. 57.

**RADIOCHEMICAL MEASUREMENTS OF <sup>99m</sup>Tc-MIBI BY FAST AND PRACTICAL USING DOSE CALIBRATOR.** Generally the determination of radiochemical purity begins with Radiochemical separation using thin layer chromatography (TLC), and then measurement using a gamma counter, but this method can not be applied in hospitals since there is only a dose calibrator available in the hospitals. Therefore, we conducted such an investigation using an alternative method which is more practical and faster, ie begins with radiochemical separation using extraction method, and then measurement using a dose calibrator. The determination was carried out in which <sup>99m</sup>Tc-MIBI was extracted using a mixture of saline and chloroform with volume ratio of 1: 1, the mixture was then extracted. The <sup>99m</sup>Tc - MIBI was in organic phase (chloroform), where as <sup>99m</sup>TcO<sub>2</sub> and <sup>99m</sup>TcO<sub>4</sub> were both in water phase (saline). Then, each phase of the sample was taken with the same volume, and then the radioactivity was measured using a gamma ionization chamber and the radiochemical purity was calculated. Radiochemical purity with extraction process method Compared measuring using standard methods of TLC Furthermore, the results of the extraction were compared with the standard method of TLC. The results showed that the radiochemical purity of <sup>99m</sup>Tc-MIBI using the two methods were almost the same, ie =98,34% ± 0, 65 for TLC standard method and = 97,15% ± 0, 56 for extraction method with good measurement precision, ie RSD <1% (RSD of standard TLC method = 0.65% and extraction method=0, 56%). The time of determination for extraction method was 20 minutes and 180 minutes for TLC standard method respectively. These results indicated that the extraction method can be used as an alternative method for determination of radiochemical purity of <sup>99m</sup>Tc-MIBI radiopharmaceutical. The advantage of extraction method that it is

*faster compared to the TLC Method.*

**Keywords:** *radiochemical purity, radiopharmaceutical, <sup>99m</sup>Tc-MIBI, gamma counter, dose calibrator.*

## UCAPAN TERIMA KASIH

Redaksi mengucapkan terima kasih kepada:

1. Prof. Dr. Agus Taftazani (PSTA, BATAN), mempunyai kepakaran dalam bidang kimia.
2. Dr. Azwar Manaf, M.Met (Universitas Indonesia), mempunyai kepakaran dalam bidang material.
3. Ir. Tagor Malem Sembiring (PTKRN, BATAN), mempunyai kepakaran dalam bidang teknik nuklir.
4. Prof. Dr. Yanni Sudiyani (LIPI), mempunyai kepakaran dalam bidang biologi lingkungan.
5. Ir. Rudi Setya Wahjudi, M.T (USAKTI, Jakarta), mempunyai kepakaran dalam bidang elektro/instrumentasi.
6. Prof. Drs. Surian Pinem, M.Si (PTKRN,BATAN) mempunyai kepakaran dalam bidang material.

Sebagai penyunting mitra bestari yang telah menyediakan waktu, pikiran serta saran-saran untuk mereview jurnal ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir "URANIA" Volume 23 No.1 (edisi Februari 2017).

Februari, 2017

Redaksi

Jurnal Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir "**URANIA**"

# URANIA

## Jurnal Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir

### PEDOMAN PENULISAN NASKAH

Naskah berupa karya tulis ilmiah hasil penelitian dan pengembangan yang berkaitan dengan daur bahan bakar nuklir yang meliputi: proses, analisis, uji bahan, perekayasa, modeling dan keselamatan. Naskah harus orisinal dan belum pernah diterbitkan. Ketentuan penulisan naskah karya tulis ilmiah adalah sbb:

1. JUDUL, ditulis menggunakan jenis huruf arial 14, *bold* dengan spasi 1,5.
2. NAMA PENULIS, ditulis menggunakan jenis huruf arial 12, *bold* dengan spasi 1,5.
3. ALAMAT/UNIT KERJA/ALAMAT EMAIL, ditulis menggunakan jenis huruf arial 12 dengan spasi 1,5.
4. ABSTRAK, ditulis menggunakan jenis huruf arial 10 dengan spasi *exactly* 14 dalam bahasa Indonesia dan bahasa Inggris maksimum 200 kata, berisringkas latar belakang, tujuan, pelaksanaan, hasil dan simpulan. Di bawah abstrak dituliskan kata kunci.
5. PENDAHULUAN, ditulis menggunakan jenis huruf arial 10 dengan spasi *exactly* 14. Pendahuluan memuat latar belakang dan permasalahan, status ilmiah saat ini, cara pendekatan penyelesaian masalah, hipotesis, tujuan, metoda dan hasil yang diharapkan.
6. TEORI, bila diperlukan ditulis menggunakan jenis huruf arial 10 dengan spasi *exactly* 14.
7. METODOLOGI/ TATA KERJA, ditulis menggunakan jenis huruf arial 10 dengan spasi *exactly* 14. Metodologi/Tata Kerjaditulis secara terinci yang memuat metoda, ruanglingkup, bahan dan peralatan yang digunakanserta cara kerja.
8. HASIL DAN PEMBAHASAN, ditulis menggunakan jenis huruf arial 10 dengan spasi *exactly* 14. Hasil dan Pembahasan disusun secara rinci yang memuat data (tabel, gambar), bahasan hasil yang diperoleh dan kaitan dengan konsep dasar atau hipotesis, perbandingan dengan hasil penelitian lain dan implikasi hasil penelitian.
9. SIMPULAN, ditulis menggunakan jenis huruf arial 10 dengan spasi *exactly* 14 yang berisi simpulan dari hasil pembahasan.
10. UCAPAN TERIMA KASIH, bila ada.ditulis menggunakan jenis huruf arial 10 dengan spasi *exactly* 14.
11. DAFTAR PUSTAKA, ditulis menggunakan jenis huruf arial 10 dengan spasi *exactly* 14 ditulis sesuai urutan yang diacu dan menggunakan nomor urut dengan angka Arab. Penulisan daftar pustaka mengacu pada standar APA (*American Psychological Association*). Acuan lengkap dapat dilihat di situs <http://www.apastyle.org>. Contoh penulisan Daftar pustaka dari berbagai sumber seperti berikut:
  - a. **Buku:** Smallman, RE.E. (1991). *Metallurgy of Physical Properties* (Edisi 4). Jakarta: PT. Gramedia Pustaka Utama.
  - b. **Artikel Jurnal:** Sugondo, Chaidir, A. (2009). Pengaruh Temperatur Anil Terhadap Jenis dan Ukuran Presipitat Fase Kedua pada Paduan Zr-1%Nb-1%Sn-1%Fe. *Jurnal Teknologi BahanNuklir*, 5(1), 21-29.
  - c. **Makalah Referensi:** Suwarno, H., Wisnu, A.A., & Andon, I. (2007, August). *The X-Ray Diffraction Analyses on the Mechanical Alloying of the Mg<sub>2</sub>Ni Formation. Paper presented at the International Conference on Solid State Ionec Proceeding*, Jakarta.
  - d. **Tesis/Disertasi:** Setiawan, J. (2010). JUDUL. Tesis Magister Teknis, Universitas Indonesia (...kode jika ada).
  - e. **Dokumen Internet:** Bacon, H.P. (n.d.). *The pig pen: Frequently Asked Questions About Pig Latin* [WWW page]. URL <http://www.hammet.org/pigfaqs.html>.  
Catatan: \*n.d (no date given) jika tanggal terbit tidak tersedia.
12. LAMPIRAN, jika ada.

#### Ketentuan lain:

- Naskah diketik menggunakan pengolah kata *Microsoft Word* dan dicetak pada kertas ukuran A4 dengan *margin* atas, bawah dan kanan masing-masing 2,54 cm sedangkan *margin* kiri 3,17 cm. Jumlah halaman minimal 8 dan maksimal 15 termasuk gambar dan tabel.
- Naskah dapat ditulis dalam Bahasa Indonesia atau Bahasa Inggris.
- Naskah dikirim langsung ke redaksi rangkap dua, satubulan sebelum penerbitan.
- Penulis memperoleh 1 (satu) naskah cetak lepas untuk setiap penerbitan.
- Penerbitan jurnal dilakukan 3 (tiga) kali dalam satu tahun, yakni pada bulan Februari, Juni dan Oktober.
- Jurnal Ilmiah Daur Bahan Bakar Urania tidak menerima naskah dengan penulis naskah tunggal.