

Urania

Jurnal Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir

Vol. 28 No. 2

Juni 2022



Particle Size Analyzer

**BADAN RISET DAN INOVASI NASIONAL
PUSAT RISET TEKNOLOGI DAUR BAHAN BAKAR NUKLIR
DAN LIMBAH RADIOAKTIF**

Urania	Vol. 28	No. 2	Hal: 57 – 124	Tangerang Selatan Juni 2022	p ISSN: 0852 – 4777 e ISSN: 2528 – 0473
--------	---------	-------	---------------	--------------------------------	--

Urania

Jurnal Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir

p ISSN 0852 – 4777; e ISSN 2528 – 0473
Keputusan Menristek/Ka. BRIN No: 200/M/KPT/2020
Beranda jurnal: <http://jurnal.batan.go.id/index.php/urania/>



Penanggung Jawab

Direktur Repositori, Multimedia, dan Penerbitan Ilmiah

Editor in Chief

Rohmad Sigit Eko Budi Prasetyo, S.T., M.Si (Badan Riset dan Inovasi Nasional)

Associate Editor

Ir. M. Husna Al Hasa, M.T (Badan Riset dan Inovasi Nasional)
Ir. Masrukan, MT (Badan Riset dan Inovasi Nasional)
Ir. Aslina Br. Ginting (Badan Riset dan Inovasi Nasional)
Ir. Supardjo, M.T (Badan Riset dan Inovasi Nasional)
Ir. Sarjono, M.Sc (Badan Riset dan Inovasi Nasional)
Deni Mustika, S.Si., M.Si. (Badan Riset dan Inovasi Nasional)
Sri Ismarwanti, M.T. (Badan Riset dan Inovasi Nasional)
Ganisa Kurniati Suryaman, S.T., M. Eng. (Badan Riset dan Inovasi Nasional)
Gagad Rahmadi, S.T., M. Sc. (Badan Riset dan Inovasi Nasional)
Juan Carlos Sihotang, S.T. (Badan Riset dan Inovasi Nasional)

Editorial Board

Prof. Dr. Ir. Budi Setiawan, M.Eng. (Badan Riset dan Inovasi Nasional)
Prof. Dr. Ir. Djarot Sulistyو Wisnubroto, M.Eng. (Badan Riset dan Inovasi Nasional)
Dr. Jan Setiawan, S.Si., M.Si. (Badan Riset dan Inovasi Nasional)
Dr. Dede Sutarya (Badan Riset dan Inovasi Nasional)
Ir. Ety Mutiara, M.Eng (Badan Riset dan Inovasi Nasional)
Ir. Sucipta, M.Si. (Badan Riset dan Inovasi Nasional)
Dr. Ir. Dadong Iskandar, M.Eng. (Badan Riset dan Inovasi Nasional)
Dr. Ratiko, M.T. (Badan Riset dan Inovasi Nasional)
Ir. Aisyah, M.T. (Badan Riset dan Inovasi Nasional)
Dr. Hendra Adhi Pratama, M.Si. (Badan Riset dan Inovasi Nasional)
Dr. Anis Rohanda, S.T., M.Si. (Badan Riset dan Inovasi Nasional)
Dr. Jaka Rachmadetin (Badan Riset dan Inovasi Nasional)
Dr. Toto Sudiro (Badan Riset dan Inovasi Nasional)
Dr. Ir. Sigit, DEA. (Politeknik Teknologi Nuklir Indonesia)
Dr. Hishamuddin Husain (Malaysian Nuclear Agency)
Dr. Mohd Idzat Idris (Universiti Kebangsaan Malaysia, Malaysia)
Dr. Hamdan Akbar Notonegoro, S.Si, M.Si (Universitas Sultan Ageng Tirtayasa)
Dr. Eng. I Made Wicaksana Ekaputra, M.Eng (Universitas Sanata Dharma)
Pipit Fitriani, PhD (Institut Teknologi Bandung)

Penerbit

Pusat Riset Teknologi Daur Bahan Bakar Nuklir dan Limbah Radioaktif (PRTDBBNLR)
Badan Riset dan Inovasi Nasional (BRIN)

Alamat Redaksi

PRTDBBNLR, BRIN
Kawasan PUSPIPTEK Serpong Gd.20 15314
HP. 081110646837
E-mail: urania@brin.go.id

PENGANTAR REDAKSI

Sidang Pembaca Yang Terhormat,

Dengan mengucapkan syukur Alhamdulillah ke hadirat Allah SWT dan atas rahmat serta karunia-Nya, Jurnal Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir "URANIA" volume 28 No.2 dapat hadir ke hadapan pembaca.

Topik pertama dalam jurnal ini membahas ilmu bahan yang berkaitan reaktor daya yang ditulis dengan judul Studi Pengaruh Penambahan Yttrium dan Perlakuan Panas Beta Terhadap Ketahanan Hidrogen Paduan Zircaloy-4-0,1%Mo pada Temperatur 600°C dan 800°C. Salah satu komponen penting reaktor daya yaitu kelongsong bahan bakar nuklir dan biasanya menggunakan material paduan *zirconium*. Namun, penggunaan paduan ini dalam waktu yang lama rentan terhadap penggetasan akibat penetrasi hidrogen. Serangkaian percobaan dilakukan untuk mengetahui pengaruh penambahan yttrium dan perlakuan panas beta terhadap ketahanan hidrogen dan sifat mekanis paduan zircaloy-4. Masih berkaitan dengan ilmu bahan, makalah berikutnya ditulis dengan judul *Study of Fission Gas Bubbles and Interaction Layer on Irradiated U₃Si₂-Al Density of 4.8 gU/cm³*. Bahan bakar uranium-silisida yang terdispersi dalam matriks aluminium (U₃Si₂-Al) telah digunakan di sejumlah besar reaktor riset di seluruh dunia karena sifatnya yang sangat baik selama diiradiasi. Untuk meningkatkan densitas bahan bakar yang saat ini digunakan di RSG. G.A Siwabessy (RSG-GAS), pelat elemen bakar dispersi U₃Si₂-Al dengan densitas 4,8 gU/cm³ (²³⁵U ~19,75%) telah diiradiasi selama 175 hari pada daya 15 MW hingga tingkat pembakaran 40%. Hasil pengujian dengan SEM-EDS menunjukkan gelembung berdiameter 0,06 hingga 0,55 µm, tidak menyebabkan pengembangan pada bahan bakar. Makalah selanjutnya ditulis dengan judul Karakterisasi Struktur dan Gugus Fungsi Material Insulasi Kabel Listrik Tegangan Rendah dari Produk Lokal Pasca Iradiasi Gamma. Penelitian ini bertujuan untuk mempelajari pengaruh radiasi gamma terhadap karakter polimer semi kristalin material insulasi kabel listrik tegangan rendah. Sampel uji diiradiasi menggunakan perangkat *Gamma Cell* dengan dosis radiasi sebesar 25, 50, 100, 200, 400 dan 800 kGy. Hasil pengujian dengan XRD, ternyata tidak ada perbedaan signifikan pada pola difraksi antara sampel uji non iradiasi maupun yang diiradiasi dengan variasi besar dosis.

Topik kedua membahas masalah ilmu kimia dan reaktor riset yang ditulis dengan judul Karakterisasi *Radioactive Fission Waste* (RFW) dari Produksi Radioisotop lutesium-177 (¹⁷⁷Lu) Menggunakan Program Origen2. Produksi radioisotop untuk kedokteran nuklir menjadi salah satu sumber limbah radioaktif yang dihasilkan reaktor nuklir. Beberapa radioisotop yang diproduksi di teras RSG-GAS diantaranya ⁹⁹Mo, ¹²⁵I, ¹⁹²Ir, dan ¹⁷⁷Lu. Penelitian ini bertujuan untuk mengetahui karakterisasi limbah produksi ¹⁷⁷Lu yang dilakukan dengan menggunakan program komputer ORIGEN-2 untuk mendapatkan sifat-sifat limbah RFW sehingga diperoleh teknik pengolahan limbah yang sesuai.

Topik ketiga membahas masalah ilmu fisika yang ditulis dengan judul Estimasi Panas Gamma pada Produksi Radioisotop LU-177, Ir-192, dan Au-198 di Teras Molibdenum RSG-GAS. Panas gamma dihasilkan dari interaksi energi gamma dengan material target. Energi gamma yang dihasilkan dari reaktor memiliki karakteristik energi yang berbeda, salah satunya dipengaruhi oleh jenis bahan bakar (jenis teras). Uranium molibdenum (UMo) merupakan bahan bakar masa depan yang memiliki keunggulan dibandingkan uranium oksida (UO₂) dan silisida (U₃Si₂) karena dapat meningkatkan operasi reaktor. Untuk itu dilakukan studi komputasi panas gamma RSG-GAS dengan bahan bakar UMo pada beberapa proses produksi radioisotop seperti radioisotop Lu-177, Ir-192, dan Au-198.

Topik keempat membahas masalah limbah radioaktif yang ditulis dengan judul Pemodelan Dinamik Pendinginan Bahan Bakar Nuklir Bekas (BBNB) Reaktor Riset Secara Natural Konveksi Pada Prototipe *Dry Cask Storage*. Penelitian ini secara khusus bertujuan untuk menguji kelayakan desain *dry cask storage* dan memberikan solusi penyimpanan BBN di Indonesia. Pengujian desain *canister* dilakukan dengan memvariasikan tegangan *heater* 50 V sampai 125 V, kondisi tertutup untuk mengetahui respon *canister* terhadap tegangan yang sebanding dengan panas peluruhan BBNB.

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.

DAFTAR ISI

	Halaman
Pengantar Redaksi	i
Daftar Isi	ii
Studi Pengaruh Penambahan Yttrium dan Perlakuan Panas Beta Terhadap Ketahanan Hidrogen Paduan Zircaloy-4-0,1%Mo pada Temperatur 600°C dan 800°C	57 - 68
(Ajra Alfatar, Eddy Agus Basuki, Djoko Hadi Prajitno)	
<i>Study of Fission Gas Bubbles and Interaction Layer on Irradiated U₃Si₂-Al Density of 4.8 gU/cm³</i>	69 - 78
(Juan Carlos Sihotang, Maman Kartaman Ajiriyanto, Anditania Sari Dwi Putri, Ely Nurlaily, Junaedi, Aslina Br. Ginting, Supardjo)	
Karakterisasi Struktur dan Gugus Fungsi Material Insulasi Kabel Listrik Tegangan Rendah dari Produk Lokal Pasca Iradiasi Gamma	79 - 88
(Antonio Gogo, Muhammad Ilham Bayquni)	
Karakterisasi <i>Radioactive Fission Waste</i> (RFW) dari Produksi Radioisotop Lutesium-177 (¹⁷⁷ Lu) Menggunakan Program Origen2	89 - 100
(Lena Rosmayani, Anis Rohanda, R Farzand Abdullatif)	
Estimasi Panas Gamma pada Produksi Radioisotop LU-177, Ir-192, dan Au-198 di Teras Molibdenum RSG-GAS	101 - 112
(Dewi Nur Riskiana, Anis Rohanda, R Farzand Abdullatif)	
Pemodelan Dinamik Pendinginan Bahan Bakar Nuklir Bekas (BBNB) Reaktor Riset Secara Natural Konveksi Pada Prototipe <i>Dry Cask Storage</i>	113 - 124
(Arifin Istavara, Ratiko, Hendra Adhi Pratama, Nasruddin)	

ABSTRAK

Ajra Alfatar, Eddy Agus Basuki, Djoko Hadi Prajitno. Vol. 28 No. 2, hal. 57–68

STUDI PENGARUH PENAMBAHAN YTTRIUM DAN PERLAKUAN PANAS BETA TERHADAP KETAHANAN HIDROGEN PADUAN ZIRCALOY-4-0,1%Mo PADA TEMPERATUR 600°C DAN 800°C. Energi listrik merupakan sumber energi yang banyak digunakan dan dibutuhkan oleh manusia. Sehingga kebutuhan energi listrik ini akan meningkat seiring bertambahnya jumlah populasi manusia. Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN) merupakan salah satu solusi dari persoalan tersebut. Salah satu komponen penting reaktor nuklir yaitu kelongsong bakar nuklir biasanya menggunakan material berupa paduan zirkonium, namun penggunaan paduan ini dalam waktu yang lama akan rentan terhadap penguatan akibat penetrasi hidrogen. Serangkaian percobaan dilakukan untuk mengetahui pengaruh penambahan yttrium dan perlakuan panas beta terhadap ketahanan hidrogen dan sifat mekanis paduan Zircaloy-4-0,1%Mo-xY ($x=0$ wt%; 0,5 wt%; 1 wt%). Penambahan yttrium menyebabkan peningkatan jumlah presipitat yang diduga adalah α -Y sekaligus meningkatkan kekerasan paduan baik pada paduan *as cast* maupun perlakuan panas beta. Perlakuan panas beta menurunkan kekerasan paduan akibat peningkatan jumlah fasa β -Zr. Peningkatan ketahanan hidrogen dapat dilakukan dengan penambahan yttrium karena bertindak sebagai penstabil fasa β -Zr. Sama halnya dengan perlakuan panas beta yang dapat meningkatkan ketahanan hidrogen dengan metode yang sama yaitu meningkatkan jumlah fasa β -Zr sehingga jumlah hidrogen yang dapat larut meningkat. Penambahan 1 wt% Y pada paduan zircaloy-4-0.1%Mo dengan perlakuan panas beta menunjukkan ketahanan hidrogen yang paling baik dengan ketebalan 6,24 μm pada temperatur 600°C dan 545,5 μm pada temperatur 800°C.

Kata kunci: Zircaloy-4, ketahanan hidrogen, variasi yttrium

Juan Carlos Sihotang, Maman Kartaman Ajiriyanto, Anditania Sari Dwi Putri, Ely Nurlaily, Junaedi, Aslina Br. Ginting, Supardjo. Vol. 28 No. 2, hal. 69–78

STUDI GELOMBANG GAS FISI DAN LAPISAN INTERAKSI U_3Si_2 -Al PASCARADIASI DENSITAS 4,8 gU/cm^3 . Bahan bakar senyawa uranium-silisida yang terdispersi dalam matriks aluminium (U_3Si_2 -Al) telah digunakan di sejumlah besar reaktor riset di seluruh dunia karena sifatnya yang sangat baik selama diiradiasi. Bahan bakar ini juga memiliki densitas uranium yang tinggi yang pada umumnya mencapai 4,8 gU/cm^3 untuk mengimbangi pengurangan jumlah fisil dalam LEU. Untuk meningkatkan densitas U_3Si_2 -Al (2,96 gU/cm^3) yang saat ini digunakan dalam Reaktor Serba Guna GA Siwabessy Indonesia, pelat elemen bakar dispersi U_3Si_2 -Al dengan densitas 4,8 gU/cm^3 ($\text{U}^{235} \sim 19,75\%$) telah diiradiasi di RSG GAS selama 175 hari pada daya 15 MW hingga tingkat pembakaran sekitar 40%. Karakterisasi dilakukan menggunakan SEM-EDS dan mikroskop optik untuk mempelajari struktur mikro bahan bakar pascairadiasi, terutama gelembung gas fisi dan lapisan interaksi antara bahan bakar U_3Si_2 dan matriks Al. Diameter rata-rata gelembung dengan ukuran diameter dari 0,06 hingga 0,55 μm adalah 0,21 μm . Lapisan interaksi teridentifikasi sebagai $\text{U}(\text{Al},\text{Si})_{2,3}$ dengan ketebalan sekitar 1,5 μm . Gelembung gas fisi dan lapisan interaksi tidak menyebabkan penggembungan pada bahan bakar dan kinerja pelat bahan bakar secara keseluruhan sangat baik.

Kata kunci: LEU, uranium silisida, uji pascairadiasi, lapisan interaksi, gelembung gas fisi.

Antonio Gogo, Muhammad Ilham Bayquni. Vol. 28 No. 2, hal. 79–88

KARAKTERISASI STRUKTUR DAN GUGUS FUNGSI MATERIAL INSULASI KABEL LISTRIK TEGANGAN RENDAH DARI PRODUK LOKAL PASCA IRADIASI GAMMA. Penelitian ini ditujukan untuk mempelajari pengaruh radiasi gamma terhadap karakter polimer semi kristalin pada material insulasi kabel listrik tegangan rendah dari produk lokal, terkait penggunaannya di fasilitas dengan radiasi gamma tinggi. Sampel uji diiradiasi menggunakan perangkat Gamma Cell dengan dosis radiasi sebesar 25, 50, 100, 200, 400 dan 800 kGy. Derajat kristalinitas dan komposisi senyawa dari sampel uji dianalisis dengan uji XRD dan dikarakterisasi menggunakan FTIR. Berdasarkan uji XRD yang dilakukan, tidak teramati adanya perbedaan signifikan pada pola difraksi antara sampel uji non iradiasi maupun sampel uji iradiasi dengan variasi besar dosis. Hal ini mengindikasikan tidak terdapat perubahan fase mayor dari senyawa kristalin yang terkandung dalam sampel uji terkait. Adapun derajat kristalinitas dari sampel uji cenderung menurun seiring meningkatnya dosis radiasi yang diberikan. Hasil analisis FTIR menunjukkan adanya perbedaan *transmittance* yang fluktuatif antar sampel uji dengan dosis radiasi gamma yang berbeda juga dengan sampel uji non-iradiasi gamma. Adanya spektra yang semakin melebar di 400 kGy dan 800 kGy, pada *wavenumber* 3369 – 3370 cm^{-1} , hal ini mengindikasikan adanya gugus *O-H stretch*. Pengujian lebih lanjut diperlukan untuk menguatkan identifikasi terhadap gugus fungsi, penentuan senyawa organik, maupun evaluasi terhadap karakter mekanik sampel uji yang sekaligus diperlukan untuk mengonfirmasi dugaan adanya gangguan terhadap asosiasi polimer-*plasticizer*.

Kata Kunci : Polimer semi kristalin, iradiasi gamma, derajat kristalinitas, perubahan kimia.

Lena Rosmayani, Anis Rohanda, R Farzand Abdullatif. Vol. 28 No. 2, hal. 89–100

KARAKTERISASI RADIOACTIVE FISSION WASTE (RFW) DARI PRODUKSI RADIOISOTOP LUTESIUM-177 MENGGUNAKAN PROGRAM ORIGEN2. Jenis maupun jumlah limbah radioaktif hasil produksi nuklir terus meningkat seiring dengan berkembangnya pemanfaatan teknologi nuklir sehingga diperlukan pengelolaan yang baik agar tidak membahayakan masyarakat atau lingkungan. Produksi radioisotop untuk kedokteran nuklir menjadi salah satu sumber limbah radioaktif yang dihasilkan reaktor nuklir. Beberapa radioisotop yang diproduksi di teras Reaktor Serba Guna G.A Siwabessy (RSG–GAS) di antaranya Molibdenum-99, Iodium-125, Iridium-192 dan Lutesium-177 (^{177}Lu). Penelitian ini bertujuan untuk mengetahui karakterisasi limbah produksi ^{177}Lu yang dilakukan dengan menggunakan program komputer ORIGEN2 untuk mendapatkan sifat-sifat limbah RFW sehingga diperoleh teknik pengolahan limbah yang sesuai. Pada penelitian ini dilakukan karakterisasi limbah radioaktif pada produksi radioisotop ^{177}Lu dari Target Lu_2O_3 pada berbagai posisi CIP pada daya 15 MWt dan 30 MWt dengan lama waktu iradiasi pada masing-masing tingkat daya selama 8 dan 12 hari. Dalam produksi radioisotop, target diiradiasi di fasilitas iradiasi teras RSG-GAS, target ditempatkan dalam ampul kuarsa yang kemudian ditempatkan di kapsul dalam (*inner capsule*) aluminium. Kemudian *inner capsule* aluminium tersebut dimasukkan ke dalam kapsul luar dan ditempatkan ke posisi iradiasi. Pasca iradiasi target didinginkan dan selanjutnya dilakukan pengambilan radioisotop ^{177}Lu . Pengambilan sampel radioisotop pasca iradiasi membentuk beberapa jenis limbah. Salah satunya adalah limbah fisi radioaktif (RFW) sebagai produk sampingan dengan sifat yang berbeda-beda. Selain dari target, limbah radioaktif juga dapat dihasilkan dari kapsul target. Iradiasi target membuat kapsul target yang terbuat dari kuarsa dan aluminium juga teraktivasi dan menjadi radioaktif. Maka dari itu dilakukan perhitungan konsentrasi aktivitas limbah hasil produksi radioisotop ^{177}Lu . Hasil karakterisasi limbah RFW menggunakan program komputer ORIGEN2 dengan variasi fluks di berbagai posisi CIP pada daya 15 MWt maupun 30 MWt dengan lama iradiasi 8 maupun 12 hari diperoleh total konsentrasi aktivitas limbah dari produksi radioisotop ^{177}Lu memiliki konsentrasi aktivitas diantara $1,06 \times 10^{16}$ – $1,24 \times 10^{16}$ Bq/g. Oleh karena itu, Limbah radioaktif RFW hasil produksi ^{177}Lu diklasifikasikan dalam limbah radioaktif tingkat sedang berdasarkan Peraturan Pemerintah mengenai pengelolaan limbah radioaktif dan diperlukan pengelolaan yang teliti guna menjamin keselamatan.

Kata kunci: RFW, Radioisotop, Lutesium-177, ORIGEN.

Dewi Nur Riskiana, Anis Rohanda, R Farzand Abdullatif. Vol. 28 No. 2, hal. 101–112

ESTIMASI PANAS GAMMA PADA PRODUKSI RADIOISOTOP Lu-177, Ir-192, DAN Au-198 DI TERAS MOLIBDENUM RSG-GAS. Panas gamma (*Gamma heating*) merupakan isu penting terkait keselamatan fasilitas iradiasi suatu reaktor dan sampel iradiasinya. Panas gamma dihasilkan dari interaksi energi gamma dengan material target. Energi gamma yang dihasilkan dari reaktor memiliki karakteristik energi gamma yang berbeda yang salah satunya dipengaruhi oleh jenis bahan bakar (jenis teras). Uranium molibdenum (UMo) merupakan bahan bakar masa depan yang memiliki beberapa keunggulan dibandingkan uranium oksida (UO_2) dan silisida (USi) salah satunya dapat meningkatkan operasi reaktor. Untuk itu dilakukan studi komputasi panas gamma RSG-GAS dengan bahan bakar UMo pada beberapa proses produksi radioisotop seperti radioisotop Lu-177, Ir-192, dan Au-198. Penelitian ini menggunakan code ORIGEN untuk menghitung energi gamma yang dihasilkan untuk jenis bahan bakar UMo. Estimasi panas gamma menggunakan program Gamset, suatu program didesain dan sudah teruji untuk menghitung panas gamma di RSG-GAS. Hasil perhitungan panas gamma berbahan bakar UMo di RSG-GAS dalam kisaran 4,85 W/g ~ 8,69 W/g. Hasil ini lebih kecil dibandingkan dengan panas gamma pada uranium silisida (USi) yaitu sekitar 9,27 W/g ~ 13,3 W/g. Radioisotop Lu-177 memiliki panas gamma terbesar sekitar 8,69 W/g, yang diikuti oleh Au-198 dan Ir-192 yang masing-masing sebesar 5,89 W/g dan 7,12 W/g. Panas gamma pada ketiga radioisotop yang diproduksi oleh RSG-GAS berbahan bakar UMo tidak melebihi panas gamma maksimum (20 W/g) yang telah ditentukan sehingga dapat diartikan aman untuk reaktor dan sampel.

Kata kunci: Panas gamma, UMo, RSG-GAS, radioisotop.

Arifin Istavara, Ratiko, Hendra Adhi Pratama, Nasruddin. Vol. 28 No. 2, hal. 113–124

PEMODELAN DINAMIK PENDINGINAN BAHAN BAKAR NUKLIR BEKAS REAKTOR RISET SECARA NATURAL KONVEKSI PADA PROTOTIPE DRY CASK STORAGE. Penelitian ini secara khusus bertujuan untuk menguji kelayakan desain dry cask storage dan secara umum memberikan solusi penyimpanan Bahan Bakar Nuklir Bekas (BBNB) di Indonesia. Karena keterbatasan ruang penyimpanan pada penyimpanan tipe basah, maka penelitian ini bertujuan untuk merancang, melakukan eksperimen dan mensimulasikan secara simultan. Pengujian desain canister memvariasikan tegangan heater 50 V sampai dengan 125 V dengan kondisi tertutup untuk mengetahui respon canister terhadap tegangan yang sebanding dengan panas peluruhan BBNB. Eksperimen dengan menggunakan ventilasi dry cask storage memvariasikan tegangan 100 V sampai dengan 175 V bertujuan untuk menguji dry cask storage terhadap pendinginan canister secara natural konveksi. Perhitungan secara teori dan simulasi menggunakan software juga dilakukan sebagai pembandingan hasil dari eksperimen dari segi pendinginan secara natural konveksi dan hambatan termal. Hasil eksperimen menunjukkan respon desain canister berfungsi dengan baik yaitu semakin besar tegangan listrik yang diberikan, maka temperatur canister bertambah tinggi, yaitu 50 V sampai 125 V merespon 33,4°C sampai 56,6°C. Pengujian pendinginan canister secara natural konveksi menunjukkan hasil yang baik, yaitu antara lain dengan metode buka dan tutup ventilasi dry cask menunjukkan penurunan temperatur canister pada tegangan 100 Volt sebesar 16,1°C dan 14,8°C pada 125 Volt. Hasil nilai komparasi antara eksperimen, perhitungan teori dan simulasi pada 175 V temperatur canister yaitu 44,9°C, 49,7°C dan 65°C secara berurutan, untuk air velocity yaitu 0,20 m/s, 0,25 m/s dan 0,39 m/s secara berurutan. Hasil perhitungan teori dan simulasi sedikit lebih tinggi dari eksperimen, ini mungkin disebabkan adanya kehilangan panas ke lingkungan saat eksperimen berlangsung. Hasil simulasi diperoleh kontur temperatur dan perilaku aliran natural konveksi didalam air gap menunjukkan desain dry cask storage berfungsi dengan baik.

Kata kunci : Bahan bakar nuklir bekas, natural konveksi, canister, dry cask storage.

ABSTRACT

Ajra Alfatar, Eddy Agus Basuki, Djoko Hadi Prajitno. Vol. 28 No. 2, pp. 57–68

EFFECT OF YTTRIUM ADDITION AND BETA HEAT TREATMENT ON HYDROGEN RESISTANCE OF ZIRCALOY-4-0.1%Mo AT 600°C AND 800°C TEMPERATURES. Electrical energy is a source of energy that is widely used and needed by humans. So that the need for electrical energy will increase along with the increase in the human population. Nuclear Power Plant is one solution to this problem. One of the important components of nuclear reactors, namely nuclear fuel cladding, usually uses a material in the form of a zirconium alloy, but the use of this alloy for a long time will be susceptible to embrittlement due to hydrogen penetration. A series of experiments were conducted to determine the effect of adding yttrium and beta heat treatment on hydrogen resistance and mechanical properties of Zircaloy-4-0.1%Mo-xY alloy (x=0 wt%; 0.5 wt%; 1 wt%). The addition of yttrium causes an increase in the amount of precipitate which is thought to be α -Y while increasing the alloy hardness in both as cast alloys and beta heat treatment. Beta heat treatment decreased the alloy hardness due to an increase in the number of β -Zr phases. Hydrogen resistance can be increased by adding yttrium because it acts as a β -Zr phase stabilizer. Similarly, beta heat treatment can increase hydrogen resistance with the same method, namely increasing the number of β -Zr phases so that the amount of soluble hydrogen increases. The addition of 1 wt% Y to zircaloy-4-0.1%Mo alloy with beta heat treatment showed the best hydrogen resistance with a thickness of 6.24 μm at 600°C and 545.5 μm at 800°C.

Keywords: Zircaloy-4, hydrogen resistance, yttrium variation.

Juan Carlos Sihotang, Maman Kartaman Ajiriyanto, Anditania Sari Dwi Putri, Ely Nurlaily, Junaedi, Aslina Br. Ginting, Supardjo. Vol. 28 No. 2, pp. 69–78

STUDY OF FISSION GAS BUBBLES AND INTERACTION LAYER ON IRRADIATED U_3Si_2 -Al DENSITY OF 4.8 gU/cm³. Uranium-silicide compound fuel dispersed in aluminium matrix (U_3Si_2 -Al) have been used in a large number of research reactors around the world because of its excellent behavior under irradiation. This fuel also provides high uranium density with typical fuel loading up to 4.8 gU/cm³ to compensate for the reduced fissile amount in LEU. To improve the density of current U_3Si_2 -Al (2.96 gU/cm³) used in Indonesian GA Siwabessy Multipurpose Research Reactor, U_3Si_2 -Al dispersion fuel plate with density of 4.8 gU/cm³ (U^{235} ~19.75%) had been irradiated in RSG GAS for 175 days at 15 MW power to burnup level of approximately 40%. The characterization was performed using SEM-EDS and optical microscope to study microstructure of the irradiated fuel, largely the fission gas bubbles and the interaction layer between U_3Si_2 fuel and Al matrix. The average diameter of the bubbles with diameter from 0.06 to 0.55 μm was 0.21 μm . The interaction layer was identified as $\text{U}(\text{Al},\text{Si})_{2,3}$ with thickness of approximately 1.5 μm . The relatively small fission gas bubbles and the interaction layer didn't cause swelling on the fuel and the overall performance of the fuel plate was very good.

Keyword: LEU, uranium-silicide, post-irradiation examination, interaction layer, fission gas bubbles.

Antonio Gogo, Muhammad Ilham Bayquni. Vol. 28 No. 2, pp. 79–88

STRUCTURE AND FUNCTIONAL GROUP CHARACTERIZATION OF GAMMA IRRADIATED MATERIALS FOR LOW VOLTAGE ELECTRICAL CABLES INSULATION FROM LOCAL PRODUCT. The aim of this research is to study the effect of gamma radiation on the semi-crystalline polymer character of local product low-voltage electrical cable insulation material, related to its use in facilities with high gamma radiation. The test samples were irradiated using a Gamma Cell device with radiation doses of 25, 50, 100, 200, 400 and 800 kGy. The degree of crystallinity and compound composition of the test material were analyzed by XRD test and characterized using FTIR. Based on the XRD test, there was no significant difference observed in the diffraction pattern between the non-irradiated test material and the irradiated test material with a large variation in dose. This indicates that there is no major phase change of the crystalline compound contained in the related test sample. The degree of crystallinity of the test sample tends to decrease as the radiation dose increases. The FTIR results show that there is a fluctuating transmittance difference between test samples with different doses of gamma radiation as well as non-gamma irradiated test samples. The presence of increasingly widening spectra at 400 kGy and 800 kGy, at wavenumber 3369 – 3370 cm^{-1} , indicates the presence of O-H stretch clusters. Further tests are needed to strengthen the identification of functional groups, determination of organic compounds as well as the evaluation of the mechanical character of the test sample, which is also necessary to confirm the suspected disturbance in the polymer-plasticizer association.

Keywords: Semi crystalline polymer, gamma irradiation, degree of crystallinity, chemical change.

Lena Rosmayani, Anis Rohanda, R Farzand Abdullatif. Vol. 28 No. 2, pp. 89–100

CHARACTERIZATION OF RADIOACTIVE FISSION WASTE (RFW) FROM LUTESIUM-177 RADIOISOTOP PRODUCTION USING ORIGEN2 PROGRAM. The types and production of radioactive waste continue to increase with the development of the use of technology so that good management is needed so as not to endanger the community or the environment. Production of radioisotopes for nuclear medicine is one of the sources of radioactive waste produced by nuclear reactors. Several radioisotopes produced at the G.A Siwabessy Multipurpose Reactor (RSG-GAS) core include Molybdenum-99, Iodine-125, Iridium-192 and Lutesium-177 (^{177}Lu). The characterization of the ^{177}Lu production waste was carried out using the ORIGEN2 computer program with the aim of obtaining the characteristics of the RFW waste to obtain an appropriate waste treatment technique. In this study, a characterization of radioactive waste was carried out on the production of the radioisotope ^{177}Lu from Target Lu_2O_3 at various CIP positions at a power of 15 MWt and 30 MWt with a long irradiation time at each power level for 8 and 12 days. In radioisotope production, the target is irradiated in the RSG-GAS core irradiation facility, the target is placed in a quartz ampoule which is then placed in a capsule in aluminum. Then the aluminum inner capsule is inserted into the outer capsule and placed into the irradiation position. After irradiation targeting and then taking ^{177}Lu radioisotope. Sampling of radioisotopes after irradiation forms several types of waste. One of them is radioactive fission waste (RFW) as a by-product with different properties. Apart from the target, radioactive waste can also be generated from the target capsule. Target irradiation makes the target capsule made of quartz and aluminum also activated and becomes radioactive. Therefore, it is necessary to calculate the activity concentration of the waste produced by the radioisotope ^{177}Lu . The results of the characterization of RFW waste using the ORIGEN2 computer program with flux variations at various CIP positions at a power of 15 MWt and 30 MWt with an irradiation period of 8 and 12 days obtained a total concentration of waste activity from the production of ^{177}Lu radioisotope which has an activity concentration between $1,06 \times 10^{16}$ – $1,24 \times 10^{16}$ Bq/g. Therefore, the RFW radioactive waste produced by ^{177}Lu is classified as moderate radioactive waste based on the Government Regulation on radioactive waste management and requires careful management to ensure safety.

Keywords: RFW, Radioisotope, Lutesium-177, ORIGEN.

Dewi Nur Riskiana, Anis Rohanda, R Farzand Abdullatif. Vol. 28 No. 2, pp. 101–112

GAMMA HEAT ESTIMATION ON PRODUCTION OF RADIOISOTOPES LU-177, IR-192, AND AU-198 IN THE MOLYBDENUM CORE RSG-GAS. Gamma heating is an important issue related to the irradiation safety of a reactor and its irradiated samples. Gamma heat is generated from the interaction of gamma energy with the target material. The gamma energy produced from the reactor has different gamma energy determined by the fuel type. Uranium molybdenum (UMo) is a future fuel that has several advantages over uranium oxide (UO_2) and silicide (USi), one of which to increase the reactor operating time. For this reason, a computational study of the RSG-GAS gamma heat with UMo fuel was carried out in several radioisotope productions such as the Lu-177, Ir-192, and Au-198. This study uses the ORIGEN code to calculate the gamma energy produced for UMo fuel types. Gamma heat estimation uses the Gamset program, designed and tested to calculate gamma heat in RSG-GAS. UMo-fueled gamma heat calculation results in RSG-GAS are 4.85 W/g ~ 8.69 W/g. This result is smaller than the gamma heat of uranium silicide (USi), which is around 9.27 W/g ~ 13.3 W/g. The radioisotope Lu-177 has the highest gamma heat of 8.69 W/g, followed by Au-198 and Ir-192, which are 5.89 W/g and 7.12 W/g, respectively. The gamma heat of the three radioisotopes produced by RSG-GAS with UMo fuel does not exceed the maximum gamma heat (20 W/g) that has been determined to ensure that it is safe for the reactor and samples.

Keywords: Gamma heating, UMo, RSG-GAS, radioisotopes.

Arifin Istavara, Ratiko, Hendra Adhi Pratama, Nasruddin. Vol. 28 No. 2, pp. 113–124

DYNAMIC MODELING OF SPENT NUCLEAR FUEL RESEARCH REACTOR COOLING USING NATURAL CONVECTION IN DRY CASK STORAGE PROTOTYPE. This study specifically aims to test the feasibility of dry cask storage design as a solution for storing spent nuclear fuel (SNF) in Indonesia. Due to the limited storage space in wet type storage, this research designed, experimented and simulated simultaneously. The canister design test varies the voltage from 50 V to 125 V with closed conditions to determine the response of the canister to the voltage which is proportional to the decay heat of SNF. Experiments using dry cask storage ventilation varying the voltage from 100 V to 175 V which aims to test dry cask storage against convection natural canister cooling. Theoretical calculations and simulations using software were also carried out as a comparison of the experimental results in terms of naturally convection cooling and thermal resistance. The experimental results show the response of the canister design to function properly, the greater the voltage supplied, the higher the canister temperature, 50 V to 125 V responds from 33.4°C to 56.6°C. The canister cooling test by natural convection showed good results, the dry cask ventilation opening and closing method showed a decrease in canister temperature at a voltage of 100 Volts of 16.1 °C and 14.8 °C at 125 V. The canister temperature comparison between experiments, theoretical calculations and simulations at 175 V are 44.9 °C, 49.7 °C and 65 °C respectively, as for velocity are 0.20 m/s, 0.25 m/s and 0.39 m/s respectively. The results of theoretical calculations and simulations are slightly higher than experiments, this is due to heat loss to the environment during the experiment. The simulation results obtained temperature contours and natural convection flow behavior in the air gap, indicating the dry cask storage design is functioning properly.

Keywords : Spent nuclear fuel, natural convection, canister, dry cask storage

Urania

Jurnal Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir

p ISSN 0852 – 4777; e ISSN 2528 – 0473
Keputusan Menristek/Ka. BRIN No: 200/M/KPT/2020
Akreditasi berlaku sampai Vol. 28 No. 2 Tahun 2022
Beranda jurnal: <http://jurnal.batan.go.id/index.php/urania/>



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, perekayasaan, modeling dan kajian. Naskah harus orisinal dan belum pernah diterbitkan. Ketentuan penulisan naskah karya tulis ilmiah adalah sebagai berikut:

1. JUDUL, ditulis menggunakan jenis huruf Arial 14, **bold** dengan spasi 1
2. NAMA PENULIS, ditulis menggunakan jenis huruf Arial 10, **bold** dengan spasi 1.
3. ALAMAT/UNIT KERJA/ALAMAT EMAIL, ditulis menggunakan jenis huruf Arial 10 dengan spasi 1.
4. ABSTRAK, ditulis menggunakan jenis huruf Arial 10 dengan spasi 1 dalam bahasa Indonesia dan bahasa Inggris maksimum 250 kata, berisi ringkasan latar belakang, tujuan, pelaksanaan, hasil dan simpulan. Di bawah abstrak dituliskan minimal 3 kata kunci dan maksimal 5 kata kunci.
5. PENDAHULUAN, ditulis menggunakan jenis huruf Arial 10 dengan spasi 1. 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 1.
7. METODOLOGI/ TATA KERJA, ditulis menggunakan jenis huruf Arial 10 dengan spasi 1. Metodologi/Tata Kerja ditulis secara terinci yang memuat metoda, ruang lingkup, bahan dan peralatan yang digunakanserta cara kerja.
8. HASIL DAN PEMBAHASAN, ditulis menggunakan jenis huruf Arial 10 dengan spasi 1. 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 1 yang berisi simpulan dari hasil pembahasan.
10. UCAPAN TERIMA KASIH, bila ada. ditulis menggunakan jenis huruf Arial 10 dengan spasi 1.
11. KONTRIBUTOR PENULIS, bila diperlukan. Ditulis menggunakan jenis huruf Arial 10 dengan spasi 1.
12. DAFTAR PUSTAKA, ditulis menggunakan jenis huruf Arial 10 dengan spasi 1 ditulis sesuai urutan yang diacu dan menggunakan nomor urut dengan angka Arab. Penulisan daftar pustaka mengacu pada standar IEEE (*Institute of Electrical and Electronics Engineers*). Acuan lengkap dapat diunduh di situs <http://www.ieee.org/>. Gunakan aplikasi *reference manager* untuk proses sitasi dan penyusunan daftar Pustaka dalam artikel. Contoh penulisan daftar pustaka dari berbagai sumber seperti berikut:
 - a. **Buku:** R.E.E. Smallman, *Metalurgi Fisik Modern* (Edisi 4). Jakarta: PT. Gramedia Pustaka Utama, 1991.
 - b. **Artikel Jurnal:** Sugondo dan A. Chaidir, "Pengaruh temperatur anil terhadap jenis dan ukuran presipitat fase kedua pada paduan Zr-1%Nb-1%Sn-1%Fe," *Jurnal Teknologi Bahan Nuklir*, vol.5, no.1, hal. 21-29, 2009.
 - c. **Makalah Referensi:** H. Suwarno, A.A. Wisnu dan I. Andon, "The X-Ray dffraction analyses on the mechanical alloying of the Mg2Ni formation," dipresentasikan pada The International Conference on Solid State Ionec Proceeding, Jakarta, Agustus 2007, Editor: Penerbit, Tahun, halaman.
 - d. **Tesis/Disertasi:** J. Setiawan, "judul tesis/disertasi," *Tesis/Disertasi*, Universitas Indonesia, Depok, Indonesia, 2010.
 - e. **Dokumen Internet:** S. L. Talleen. (1996, Apr.). *The Intranet Architecture*. Amdahl Corp., CA. [Online]. Available: <http://www.amdahl.com/infra/>.
13. LAMPIRAN, jika ada.

Ketentuan lain:

- Naskah diketik menggunakan pengolah kata (seperti *Microsoft Word*) sesuai dengan *template* naskah dengan jumlah halaman maksimal sebanyak 15 sudah termasuk gambar dan tabel.
- Naskah dapat ditulis dalam Bahasa Indonesia atau Bahasa Inggris.
- Naskah dikirim secara daring melalui beranda jurnal (jurnal.batan.go.id/index.php/urania) paling lambat satu bulan sebelum penerbitan.
- Penerbitan jurnal dilakukan 3 (tiga) kali dalam satu tahun, yakni pada bulan Februari, Juni dan Oktober.
- Urania : Jurnal Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir tidak menerima naskah dengan penulis naskah tunggal.
- Menyerahkan **Pernyataan Etika** dan **Penyerahan Perjanjian Hak Cipta** sebelum artikel dapat dipublikasikan.