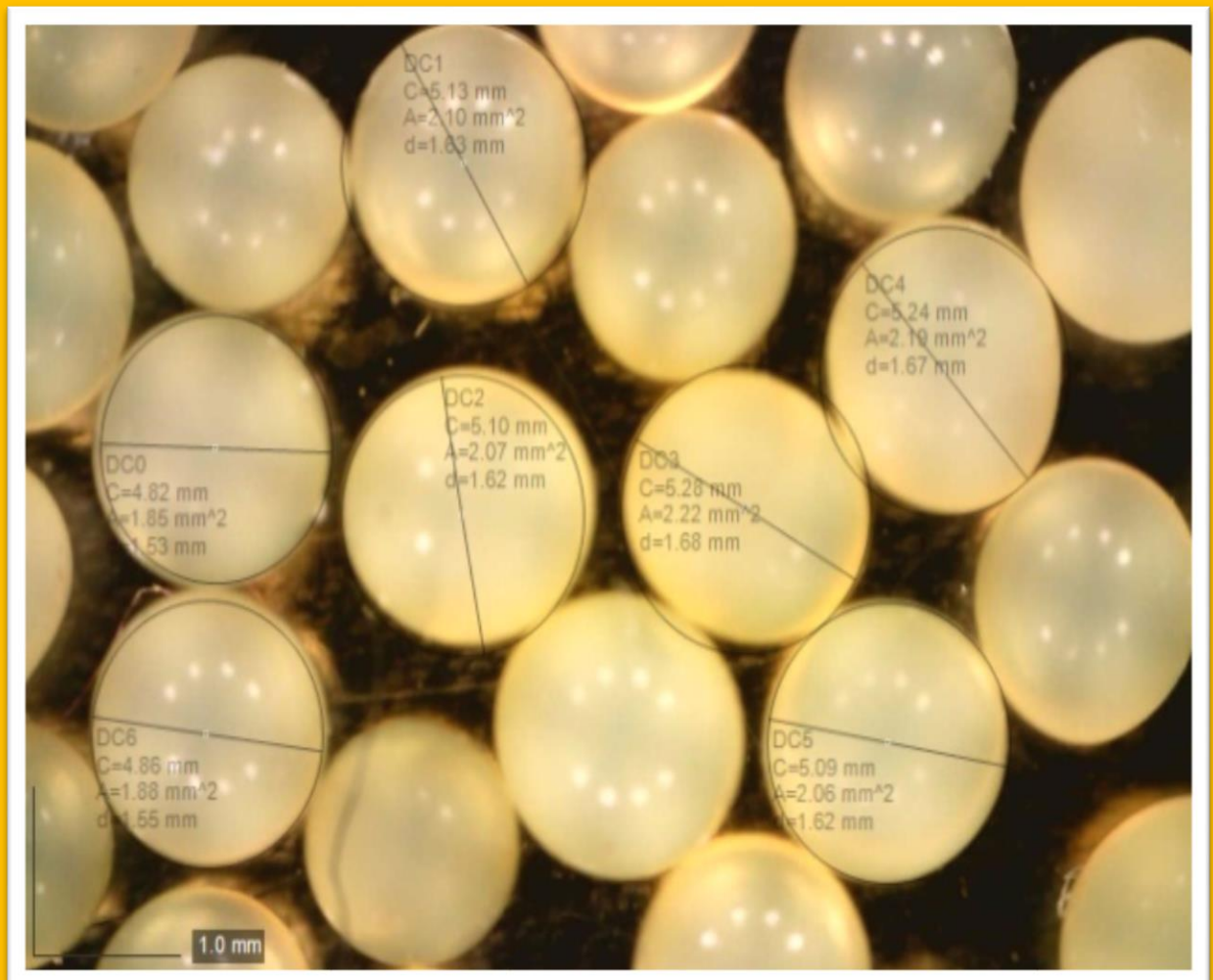


Urania

Jurnal Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir

Vol. 23 No. 2

Juni 2017



Gel Basah Dari Proses Gelasi

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

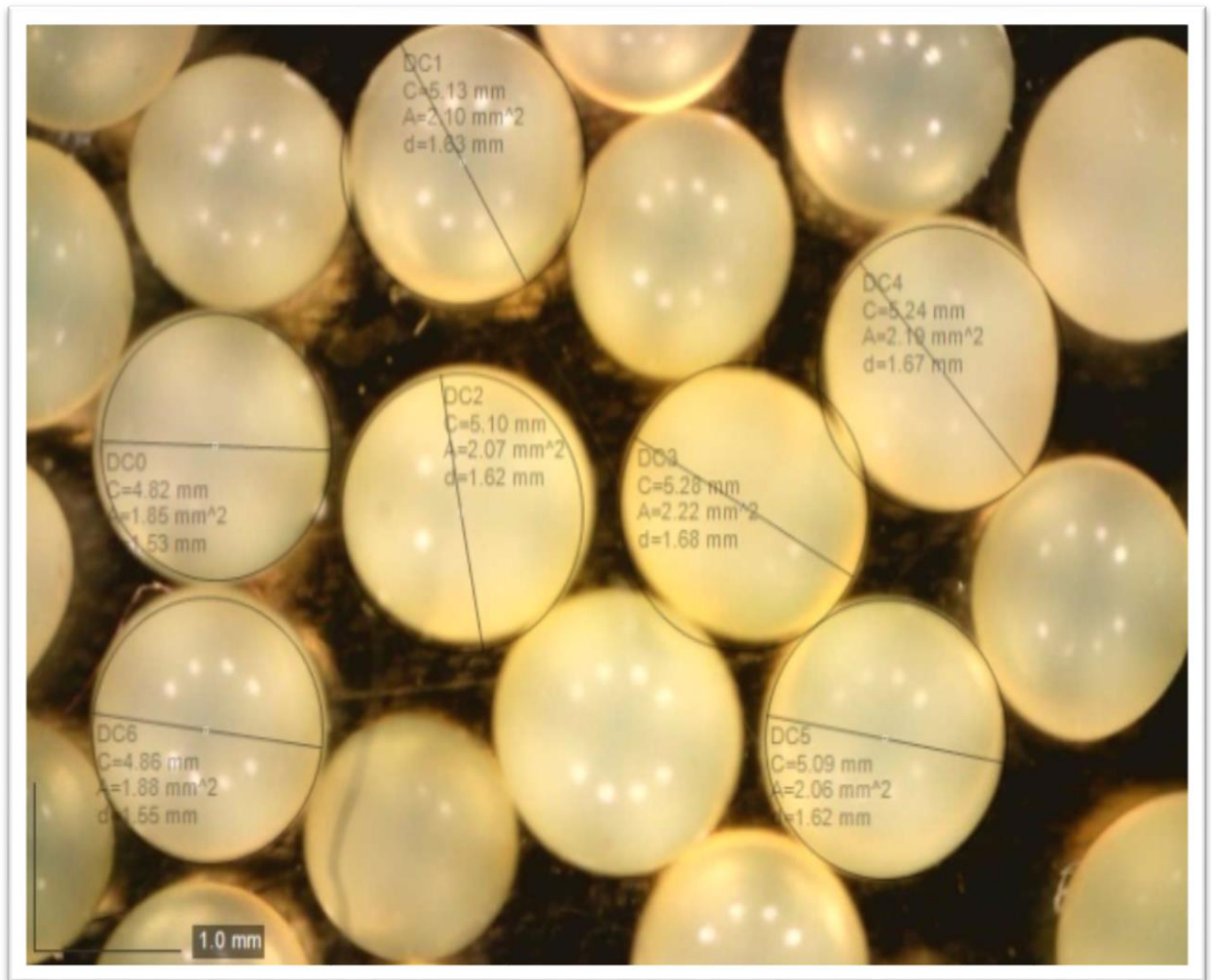
Urania	Vol. 23	No. 2	Hal : 69 - 138	Serpong Juni 2017	p ISSN 0852 – 4777; e ISSN 2528 – 0473
--------	---------	-------	----------------	----------------------	--

Urania

Jurnal Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir

Vol. 23 No. 2

Juni 2017



Gel Basah Dari Proses Gelasi

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

Urania	Vol. 23	No. 2	Hal : 69 - 138	Serpong Juni 2017	p ISSN 0852 – 4777; e ISSN 2528 – 0473
--------	---------	-------	----------------	----------------------	--

URANIA

Jurnal Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir

Vol. 23 No.2, Juni 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)

Dr. Muhammad Subekti (Sistem Reaktor, BATAN)

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

Prof.Drs. Perdamean Sebayang, M.Sc (Fisika, LIPI)

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 Puspiptek Serpong 15314

Telp. 021-756-0915

Faks. 021-756-0909

E-mail: 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.2 dapat hadir ke hadapan pembaca. Jurnal Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir terbit secara periodik setiap tiga bulan sekali mulai tahun 2011. Periode penerbitan berturut-turut, pada bulan Februari, Juni dan Oktober.

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

Tulisan pertama dalam jurnal ini menampilkan masalah teknologi bahan bakar reaktor daya yang ditulis dengan judul Pengaruh Viskositas Sol Dan Presolidifikasi Pada Gelasi Ekstrenal Dalam Pembuatan Gel Ammonium Di Uranat (ADU) Menggunakan *Sorrogate* Cerium. Proses gelasi eksternal digunakan dalam pembuatan gel ADU dan diproses lebih lanjut menjadi partikel UO_2 terlapis. Penelitian ini bertujuan untuk mengetahui pengaruh viskositas gel dan proses presolidifikasi terhadap kebulatan gel yang dihasilkan. Masih berkaitan dengan teknologi bahan dan bahan bakar reaktor riset yang ditulis dengan judul Karakteristik Ingot Paduan U-Zr-Nb Pasca Proses *Quenching*. Percobaan *quenching* paduan U-Zr-Nb dengan variasi komposisi Nb 1%; 4% dan 7% dan komposisi Zr tetap 10%. Percobaan *quenching* dimaksudkan untuk mengubah fasa δU yang tidak stabil menjadi fasa γU yang stabil.

Masalah analisis kimia dibahas dengan makalah yang berjudul Pengaruh Pelarut Organik Pada Proses Pertukaran Anion Dalam Pemisahan Uranium Dari Larutan PEB U_3Si_2/Al Pasca Iradiasi. Metode pemisahan uranium dari larutan bahan bakar nuklir dikembangkan untuk meningkatkan rekoveri hasil analisis uranium dari bahan bakar nuklir pasca iradiasi. Tujuan penelitian ini adalah untuk mengetahui pengaruh pelarut organik pada proses penukar anion terhadap rekoveri U dari larutan bahan bakar U_3Si_2/Al pasca iradiasi. Tulisan berikutnya dengan judul Analisis Kandungan Cesium Dan Uranium Dalam Bahan Bakar U_3Si_2/Al Pasca Iradiasi. Dalam analisis tersebut dilakukan pemisahan hasil fisi isotop ^{137}Cs dan ^{235}U dengan tujuan untuk mengetahui kandungan isotop ^{137}Cs maupun ^{235}U dalam PEB U_3Si_2/Al dengan tingkat muat uranium (TMU) 2,96 gU/cm³ pasca iradiasi.

Masalah modeling bahan bakar reaktor riset diulas dalam makalah ini dengan judul Pengaruh Densitas Uranium Terhadap Umur Bahan Bakar Nuklir Di Dalam Reaktor Ditinjau Dari Aspek Neutronik. Penelitian tentang bahan bakar densitas tinggi masih terfokus pada proses fabrikasi, sedangkan perhitungan umur maupun massa pemakaian bahan bakar belum banyak dilakukan. Pada tulisan ini dilakukan perhitungan umur bahan bakar menggunakan pasangan program ORIGEN dan MCNP. Hasil perhitungan menunjukkan bahwa peningkatan densitas uranium akan memperpanjang umur bahan bakar di dalam reaktor secara eksponensial.

Tulisan terakhir dalam jurnal ini menampilkan tulisan masalah teknologi pengolahan limbah radioaktif yang ditulis dengan judul Analisis Sub-Kritikalitas Rak Bahan Bakar Nuklir Bekas RSG-GAS Menggunakan Aluminium. Penggunaan bahan *stainless steel* pada rak penyimpanan bahan bakar nuklir bekas (BBNB) di fasilitas Kanal Hubung – Instalasi Penyimpanan Sementara Bahan Bakar Bekas (KH-IPSB3) berpotensi menyebabkan terjadinya korosi galvanik. Potensi korosi galvanik terjadi karena aluminium sebagai bahan utama BBNB Reaktor Serba Guna-G.A. Siwabessy (RSG GAS) berinteraksi dengan *stainless steel* sebagai bahan rak penyimpan BBNB. Penelitian ini bertujuan untuk mengkaji sub-kritikalitas rak penyimpanan BBNB dengan bahan aluminium. Jaminan sub-kritikalitas diperlukan untuk menjaga keselamatan fasilitas KH-IPSB3.

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

Juni, 2017

DEWAN REDAKSI

URANIA

Jurnal Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir

Vol. 23 No. 2, Juni 2017

DAFTAR ISI

Pengantar Redaksi	:	i
Daftar Isi	:	ii
Pengaruh Viskositas Sol Dan Presolidifikasi Pada Gelasi Ekstrenal Dalam Pembuatan Gel Ammonium Diuranat Menggunakan <i>Sorrogate</i> Cerium (Sukarsono, Meniek Rahmawati)	:	69-86
Karakteristik Ingot Paduan U-Zr-Nb Pasca Proses <i>Quenching</i> (Masrukan, Jan Setiawan)	:	87-96
Pengaruh Pelarut Organik Pada Proses Pertukaran Anion Dalam Pemisahan Uranium Dari larutan U_3Si_2/Al Pasca Iradiasi (Dian Angraini, Boybul, Yanlinastuti, Arief N, Rosika K, Aslina Br Ginting)	:	97-106
Analisis Kandungan Cesium Dan Uranium Dalam Bahan Bakar U_3Si_2/Al Pasca Iradiasi (Boybul, Yanlinastuti, Arif Nugroho, Dian Anggraini, Rosika K, Aslina Br. Ginting)	:	107-116
Pengaruh Densitas Uranium Terhadap Umur Dan Burn Up Bahan Bakar Nuklir Di Dalam Reaktor RSG-GAS Ditinjau Dari Aspek Neutronik (Saga Octadamailah, Supardjo)	:	117-126
Analisis Kritikalitas Bahan Bakar Nuklir Bekas Reaktor RSG-GAS Pada Rak Berbahan Aluminium (Pungky Ayu A, Mirawaty, Kuat Heriyanto)	:	127-138

ABSTRAK

Sukarsono, Meniek Rahmawati, (2017), Pengaruh Viskositas Sol dan Presolidifikasi Pada Proses Gelasi Dalam Eksternal Pembuatan Gel Ammonium Diuranat Menggunakan Sorrogate Cerium, Vol. 23 No. 2 hal. 69.

PENGARUH VISKOSITAS SOL DAN PRESOLIDIFIKASI PADA PROSES GELASI DALAM EKSTRENAL PEMBUATAN GEL AMMONIUM DIURANAT MENGGUNAKAN SORROGATE CERIUM. Proses gelasi eksternal digunakan dalam pembuatan gel ammonium diuranat dan diproses lebih lanjut menjadi partikel UO_2 terlapis. Partikel UO_2 terlapis merupakan inti bahan bakar reaktor suhu tinggi (RST). Dalam makalah ini akan dijelaskan proses gelasi eksternal pembuatan gel menggunakan bahan pengganti (*sorrogate*) zirkonium yang distabilkan dengan cerium. Penelitian ini bertujuan untuk mempelajari proses gelasi gel ammonium diuranat dan pengaruh viskositas gel serta proses presolidifikasi terhadap kebulatan gel yang dihasilkan. Parameter yang dianalisis adalah viskositas sol dengan variasi penambahan bahan aditif dan proses gelasi dengan presolidifikasi (dengan aliran gas NH_3) dan tanpa presolidifikasi (tanpa aliran gas NH_3). Gel Ce-Zr dibuat melalui proses yang sama dengan proses pembuatan gel ADU yaitu proses gelasi eksternal. Larutan campuran cerium nitrat dan zirkonium dengan kadar Ce 12% mol ditambahkan urea, *tetra hydro furfuryl alcohol* (THFA) dan *poly vinyl alcohol* (PVA) menjadi larutan sol sebagai umpan proses gelasi. Nozzle penetes larutan sol divibrasi dengan frekuensi berkisar 90-110 Hz dengan amplitudo tertentu. Presolidifikasi dilakukan dengan melewatkan tetesan sol pada gas NH_3 dan tetesan ditampung pada kolom gelasi berisi NH_4OH . Pengoperasian kolom gelasi untuk menghasilkan gel yang bulat dan seragam dilakukan pengaturan frekuensi, amplitudo dan laju alir larutan sol. Kolom gelasi yang diperasikan dengan frekuensi 100 Hz, viskositas larutan sol sebesar 97 cP dan laju alirnya 25,8 mL/menit menghasilkan gel dengan kehalusan, keseragaman dan kebulatan yang relatif baik. Sol dengan viskositas 56 cP mempunyai laju alir yang relatif baik sebesar 28,8 mL/menit, sedangkan pada viskositas 46 cP diperoleh laju alir 30 ml/menit. Pengoperasian alat gelasi pada frekuensi 110 Hz, 100Hz dan 90 Hz, menghasilkan gel yang halus, seragam dan bulat pada laju alir sol 27,9; 25,8 dan 21,2 mL/menit. Proses gelasi dengan aliran gas NH_3 menghasilkan gel yang lebih bulat dan seragam dibandingkan dengan tanpa aliran gas NH_3 yang menghasilkan gel yang tidak bulat. Dari penelitian ini dapat disimpulkan bahwa viskositas sol dan frekuensi vibrasi *nozzle* penetes mempengaruhi laju alir sol tetapi tidak mempengaruhi kebulatan gel. Makin besar viskositas sol, makin kecil laju alir sol untuk mendapatkan gel yang terpisah, seragam dan bulat. Meningkatkan frekuensi vibrasi akan memperbesar laju alir untuk mendapat gel yang baik dan proses gelasi tanpa presolidifikasi menghasilkan gel yang tidak bulat.

Kata kunci: proses sol-gel, bahan bakar RST, cerium, zirkonium, gelasi eksternal, presolidifikasi.

Masrukan, Jan Setiawan, (2017), Karakteristik Ingot Paduan U-Zr-Nb Pasca Proses *Quenching*, Vol. 23 No. 2 hal. 87.

KARAKTERISTIK INGOT PADUAN U-Zr-Nb PASCA PROSES QUENCHING. Telah dilakukan percobaan perlakuan panas (*quenching*) paduan U-Zr-Nb yang bervariasi komposisi Nb. Ingot paduan U-Zr-Nb dengan komposisi Nb yang bervariasi yakni 1 %, 4 % dan 7 % dan komposisi Zr tetap 10 % dibuat melalui peleburan logam U, Zr dan Nb di dalam tungku busur listrik. Percobaan perlakuan panas (*quenching*) dimaksudkan untuk mengubah fasa δU yang tidak stabil menjadi fasa γU yang stabil. Pada percobaan *quenching*, ingot paduan U-10Zr-1Nb, U-10Zr-4Nb, U-10Zr-7Nb dimasukkan ke dalam ampul yang terbuat dari pelat baja kemudian dimasukkan ke dalam tungku pemanasan dan dipanaskan pada temperatur 900 °C serta ditahan selama 2 jam untuk selanjutnya didinginkan dengan cepat di dalam air. Setelah *quenching* dikenai pengujian fasa dan pemeriksaan mikro-struktur. Pengujian fasa dilakukan menggunakan difraksi sinar X (XRD) yang datanya diolah menggunakan *software High Score*, sedangkan pemeriksaan mikrostruktur menggunakan mikroskop optik. Hasil pengujian dengan XRD menunjukkan bahwa paduan U-10Zr-1Nb sebelum *quenching* terdiri dari fasa δU , paduan U-10Zr-4Nb terdiri dari fasa δU sebesar 23,1504 % dan fasa γU sebesar 76,8495 %, sedangkan pada U-10Zr-7Nb terdiri dari fasa δU sebesar 34,1873 % dan fasa γU sebesar 65,8127 %. Untuk paduan U-10Zr-1Nb setelah *quenching* terdiri fasa δU , paduan U-10Zr-4Nb terdiri dari fasa δU sebesar 44,6711 % dan fasa γU sebesar 55,3289%, paduan U-10Zr-7Nb terdiri dari fasa δU sebesar 17,9918% dan fasa γU sebesar 82,0082 %. Hasil analisis densitas teoritis terhadap fasa yang terbentuk pada paduan U-10Zr-1Nb, U-10Zr-4Nb, U-10Zr-7Nb baik sebelum maupun setelah *quenching* diperoleh bahwa ingot paduan U-10Zr-1Nb, U-10Zr-4Nb, U-10Zr-7Nb menunjukkan bahwa densitas fasa δU dan fasa γU mengalami penurunan sedikit apabila kandungan Nb semakin rendah. Sementara itu, hasil pemeriksaan mikrostruktur menunjukkan bahwa pada kandungan Zr yang semakin tinggi (7 % Nb) terbentuk butir lebih kecil (halus) setelah mengalami *quenching*. Dapat disimpulkan bahwa proses *quenching* paduan U-10Zr-1Nb, U-10Zr-4Nb, dan U-10Zr-7Nb akan mengubah fasa yakni dari fasa δU menjadi fasa γU dan mikrostruktur yang terbentuk. Perubahan mikrostruktur menunjukkan bahwa pada kandungan Nb yang semakin tinggi maka butir yang terbentuk menjadi semakin halus.

Kata kunci: mikrostruktur, U-Zr-Nb, *quenching*, fasa, densitas.

Dian Angraini, Boybul, Yanlinastuti, Arief N, Rosika K, Aslina Br Ginting, (2017), Pengaruh Pelarut Organik Pada Proses Pertukaran Anion Dalam Pemisahan Uranium Dari Larutan PEB U_3Si_2/Al Pasca Iradiasi, Vol. 23 No. 2 hal. 97.

PENGARUH PELARUT ORGANIK PADA PROSES PERTUKARAN ANION DALAM PEMISAHAN URANIUM DARI LARUTAN PEB U_3Si_2/Al PASCA IRADIASI. Telah dilakukan pengembangan metode pemisahan uranium untuk meningkatkan rekoveri pemisahan uranium dalam bahan bakar nuklir pasca iradiasi. Tujuan penelitian ini adalah untuk mengetahui pengaruh pelarut organik pada proses penukar anion terhadap rekoveri uranium dari larutan bahan bakar U_3Si_2/Al pasca iradiasi potongan bagian atas. Larutan organik dalam hal ini metanol terdapat dalam larutan umpan pada kolom penukar anion diharapkan dapat meningkatkan daya sorpsi resin Dowex terhadap uranium. Bahan yang digunakan sebagai umpan adalah larutan standar uranil nitrat dan supernatan larutan bahan bakar U_3Si_2/Al pasca iradiasi. Metode pemisahan uranium dilakukan dengan menggunakan kolom penukar anion dengan 2 (dua) tahapan. Kolom pertama menggunakan resin Dowex 1x8- NO_3 dan kolom kedua dengan resin Dowex 1x8-Cl. Pada kolom pertama

parameter yang divariasikan adalah konsentrasi HNO_3 mulai dari 1M;2M;3M dan 4M, sedangkan variasi parameter pada kolom kedua adalah perbandingan volume antara HCl/metanol yaitu 50:50 %, 30:70%, 20:80% dan 10:90%. Hasil penelitian diperoleh rekovery uranium maksimum sebesar 90,68% dengan komposisi media pelarut pada kolom pertama adalah HNO_3 3M dan metanol sebanyak 50% volume sedangkan pada kolom kedua digunakan media pelarut HCl 6M dan metanol dalam perbandingan 10%:90% volume. Pada kondisi optimal diperoleh kandungan uranium dalam PEB $\text{U}_3\text{Si}_2/\text{Al}$ TMU 2,96 g/cm^3 potongan bagian atas sebesar 0,4725 μg .

Kata kunci: rekovery U, penukar anion, metanol, resin Dowex 1x8, PEB $\text{U}_3\text{Si}_2/\text{Al}$ pasca iradiasi.

Boybul, Yanlinastuti, Dian A, Arif N, Rosika K, Aslina Br. Ginting, (2017), Analisis Kandungan Cesium Dan Uranium Dalam Bahan Bakar $\text{U}_3\text{Si}_2/\text{Al}$ Pasca Iradiasi, Vol. 23 No. 2, hal 107.

ANALISIS KANDUNGAN CESIUM DAN URANIUM DALAM BAHAN BAKAR $\text{U}_3\text{Si}_2/\text{Al}$ PASCA IRADIASI. Telah dilakukan pemisahan hasil fisi isotop ^{137}Cs dan ^{235}U dengan tujuan untuk mengetahui kandungan isotop ^{137}Cs maupun ^{235}U dalam PEB $\text{U}_3\text{Si}_2/\text{Al}$ dengan densitas 2,96 gU/cm^3 pasca iradiasi. Langkah awal yang dilakukan untuk menentukan kandungan isotop ^{137}Cs dan ^{235}U adalah pemotongan PEB $\text{U}_3\text{Si}_2/\text{Al}$. Posisi pemotongan dilakukan pada bagian atas, tengah dan bawah dengan berat masing masing 0,095 g; 0,1103 g dan 0,1441g. Potongan PEB $\text{U}_3\text{Si}_2/\text{Al}$ dilarutkan dalam 25 mL HNO_3 6N dan HCl 6N sehingga diperoleh larutan PEB $\text{U}_3\text{Si}_2/\text{Al}$. Pemisahan ^{137}Cs dilakukan dengan metode penukar kation dan metode pengendapan. Pemisahan ^{137}Cs menggunakan metode penukar kation dilakukan dengan memipet 150 μL larutan PEB $\text{U}_3\text{Si}_2/\text{Al}$ pasca iradiasi kemudian ditambahkan zeolit Lampung 1000 mg. Sementara itu, pemisahan dengan metode pengendapan dilakukan dengan menambahkan serbuk CsNO_3 sebagai carrier sebesar 700 mg dan HClO_4 . Isotop ^{137}Cs terikat dengan zeolit berada pada fasa padat dalam bentuk ^{137}Cs -zeolit dan isotop U berada pada fasa cair atau supernatan. Proses pengendapan dilakukan di dalam ice batch dengan temperatur - 4°C hingga terbentuk endapan $^{137}\text{CsClO}_4$. Besarnya kandungan isotop ^{137}Cs dalam padatan ^{137}Cs -zeolit maupun endapan $^{137}\text{CsClO}_4$ diukur dengan menggunakan spektrometer- γ . Pemisahan ^{235}U dalam supernatan dilakukan dengan metode kolom penukar anion menggunakan resin Dowex 1x5- NO_3 . Supernatan sebanyak 500 μL dari masing-masing potongan bagian atas, tengah dan bawah sebagai umpan dimasukkan ke dalam kolom dan ditambahkan resin Dowex 1x8- NO_3 sebesar 1,2 g. Efluen U dielusi dengan HNO_3 8N dan efluen Pu dielusi dengan HCl 0,1N+HF0,036N. Efluen U yang keluar dari kolom dikenakan proses elektrodeposisi untuk selanjutnya diukur kandungan ^{235}U dengan spektrometer- α . Kandungan ^{137}Cs menggunakan metode penukar kation diperoleh sebesar 401,0335 $\mu\text{g/gPEB}$; 451,1094 $\mu\text{g/gPEB}$ dan 343,9651 $\mu\text{g/gPEB}$ masing-masing untuk potongan bagian atas, tengah dan bawah dengan recovery sebesar 99 %, sedangkan dengan metode pengendapan diperoleh ^{137}Cs masing masing sebesar 393,4581 $\mu\text{g/gPEB}$; 452,0525 $\mu\text{g/gPEB}$ dan 330,7839 $\mu\text{g/gPEB}$ dengan recovery sebesar 98 %. Kandungan ^{235}U diperoleh sebesar 45208 $\mu\text{g/gPEB}$; 50896 $\mu\text{g/gPEB}$ dan 44336 $\mu\text{g/gPEB}$ untuk potongan bagian atas, tengah dan bawah dengan recovery sebesar 68 %.

Kata kunci: Isotop ^{137}Cs , ^{235}U , PEB $\text{U}_3\text{Si}_2/\text{Al}$ densitas uranium 2,96 gU/cm^3 .

Saga Octadamailah, Supardjo, (2017), Pengaruh Densitas Uranium Terhadap Umur Dan *Burn Up* Bahan Bakar Nuklir Di Dalam Reaktor RSG-GAS Ditinjau Dari Aspek Neutronik, Vol. 23 No. 2, hal 117.

PENGARUH DENSITAS URANIUM TERHADAP UMUR DAN *BURN UP* BAHAN BAKAR NUKLIR DI DALAM REAKTOR RSG-GAS DITINJAU DARI ASPEK NEUTRONIK. Reaktor Serba Guna G.A. Siwabessy (RSG-GAS) Serpong merupakan reaktor nuklir tipe MTR. Reaktor ini awalnya dioperasikan menggunakan bahan bakar dispersi $\text{U}_3\text{O}_8/\text{Al}$ pengkayaan uranium 19,75 % ^{235}U dengan densitas uranium 2,96 gU/cm^3 . Bahan bakar $\text{U}_3\text{Si}_2/\text{Al}$ dengan densitas 2,96 gU/cm^3 telah berhasil diproduksi dan digunakan sebagai bahan bakar RSG-GAS menggantikan bahan bakar $\text{U}_3\text{O}_8/\text{Al}$, sedangkan penelitian bahan bakar berbasis UMo/Al dengan densitas 7 gU/cm^3 juga telah diperoleh dalam bentuk pelat mini. Penelitian tentang bahan bakar densitas tinggi masih berfokus pada proses fabrikasi, sedangkan perhitungan tentang umur atau masa pakai (*lifetime*) dan korelasinya dengan *burn up* bahan bakar belum banyak dilakukan. Berkaitan dengan hal tersebut, pada penelitian ini dilakukan perhitungan umur bahan bakar dan korelasinya terhadap *burn up* menggunakan pasangan program ORIGEN dan MCNP. Program ORIGEN digunakan untuk mensimulasikan proses waktu iradiasi, sehingga diperoleh data produk fisi dan uranium sisa (^{235}U tidak mengalami reaksi fisi). Sementara itu, program MCNP digunakan untuk menghitung kritikalitas di dalam teras reaktor. Waktu iradiasi digunakan untuk perhitungan umur bahan bakar, sedangkan kritikalitas digunakan untuk mengetahui *burn up* maksimal untuk bahan bakar $\text{U}_3\text{Si}_2/\text{Al}$ dan UMo/Al . Hasil perhitungan menunjukkan bahwa peningkatan densitas uranium berdampak kepada bertambahnya lama iradiasi di dalam reaktor dan *burn up* bahan bakar. Waktu yang dibutuhkan untuk mencapai *burn up* 56 % masing masing bahan bakar $\text{U}_3\text{O}_8/\text{Al}$; $\text{U}_3\text{Si}_2/\text{Al}$, dan $\text{U-7Mo}/\text{Al}$ selama 188 hari, 292 hari, dan 420 hari. Peningkatan densitas uranium menyebabkan bahan bakar $\text{U}_3\text{O}_8/\text{Al}$ mampu mencapai *burn up* 56 %, sedangkan $\text{U}_3\text{Si}_2/\text{Al}$ dan $\text{U-7Mo}/\text{Al}$ dapat mencapai nilai *burn up* sebesar 68,97 % dan 76,76 %. Meningkatnya umur (*lifetime*) dan *burn up* bahan bakar berdampak kepada meningkatkan efisiensi bahan bakar di dalam reaktor.

Kata kunci: densitas uranium, umur bahan bakar, *burn up*, reaktor riset, neutronik.

Pungky Ayu Artiani, Mirawaty, Kuat Heriyanto, (2017), Analisis Kritikalitas Bahan Bakar Nuklir Bekas Reaktor RSG-GAS Pada Rak Berbahan Aluminium, Vol. 23 No. 2, hal 127.

ANALISIS KRITIKALITAS BAHAN BAKAR NUKLIR BEKAS REAKTOR RSG-GAS PADA RAK BERBAHAN ALUMINIUM. Penggunaan *stainless steel* sebagai material rak penyimpanan bahan bakar nuklir bekas (BBNB) di fasilitas Kanal Hubung – Instalasi Penyimpanan Sementara Bahan Bakar Bekas (KH-IPSB3) berpotensi menyebabkan terjadinya korosi galvanik pada BBNB sehingga penggantian material rak penyimpanan BBNB perlu dipertimbangkan. Potensi korosi galvanik terjadi karena aluminium sebagai material utama kelongsong Bahan Bakar Nuklir (BBN) Reaktor Serba Guna - G. A. Siwabessy (reaktor RSG-GAS) berinteraksi dengan *stainless steel* sebagai material rak penyimpanan BBNB. Aluminium dapat digunakan sebagai material alternatif rak penyimpanan BBNB untuk mengurangi efek korosi galvanik. Penelitian ini bertujuan untuk mengkaji kritikalitas rak penyimpanan BBNB dengan material aluminium.

Jaminan kritikalitas diperlukan untuk menjaga keselamatan fasilitas KH-IPSB3. Rak penyimpanan aluminium yang optimum dikaji dengan melakukan simulasi ukuran *pitch* dan menghitung laju serapan neutron pada kondisi normal (tidak terjadi kecelakaan). Perhitungan nilai kritikalitas (k_{eff}) dilakukan menggunakan program *Monte Carlo N-Particle* versi 6 (MCNP6). Model yang digunakan adalah model 3-dimensi satu rak utuh yang terisi penuh dengan BBNB di dalam kolam penyimpanan. Hasil perhitungan pada ukuran *pitch* 127 mm menunjukkan bahwa nilai k_{eff} rak penyimpanan BBNB dengan material aluminium ($k_{\text{eff}} = 0,7709$) lebih besar 13,20% dibandingkan material *stainless steel* ($k_{\text{eff}} = 0,6810$). Nilai k_{eff} rak penyimpanan BBNB dengan material aluminium pada ukuran tersebut masih berada dalam rentang yang disyaratkan yaitu k_{eff} kurang dari 0,95. Nilai k_{eff} dipengaruhi oleh ukuran *pitch*, dimana dengan berkurangnya ukuran *pitch* 1 mm dapat meningkatkan nilai k_{eff} sebesar 14,24%. Nilai laju serapan neutron juga mempengaruhi nilai k_{eff} , di mana laju serap neutron rak penyimpanan dengan material aluminium lebih kecil dibandingkan material *stainless steel*. Hasil simulasi menunjukkan bahwa rak penyimpanan dengan material aluminium memenuhi aspek keselamatan untuk digunakan sebagai rak penyimpanan BBNB di KH-IPSB3 karena mempunyai nilai $k_{\text{eff}} < 0,95$ pada ukuran *pitch* lebih dari 112 mm ($k_{\text{eff}} = 0,9196$).

Kata kunci: kritikalitas, penyimpanan BBNB, rak aluminium, bahan bakar nuklir bekas.

ABSTRACT

Sukarsono, Meniek Rahmawati, (2017), *Effect Of Sol Viscosity And Presolidification On External Gelation Process Of Ammonium Diuranate Gel Preparation Using Sorrogate Cerium*, Vol. 23 No. 2 hal. 69.

EFFECT OF SOL VISCOSITY AND PRESOLIDIFICATION ON EXTERNAL GELATION PROCESS OF AMMONIUM DIURANATE GEL PREPARATION USING SORROGATE CERIUM. The external gelation process is used in the preparation of ammonium diuranate gel with processed into UO_2 coated particles. UO_2 coated particles are the core of high temperature reactor (HTR) fuels. This paper reported the research of gel preparation through external gelation process using a sorrogate of zirconium stabilized cerium. The purpose of this study was to determine the effect of sol viscosity and presolidification related to gel roundness which was produced in the operation of the gelation unit in the laboratory of High Temperature Nuclear Reactor Fuel. The parameters studied were sol viscosity by varying the addition of additive and gelation process with presolidification (with NH_3 gas stream) and without presolidification (without NH_3 gas flow). The Ce-Zr gel can be prepared through a similar process of ADU gel preparation. A mixture of cerium and zirconium nitrate solution with Ce content of 12 mole %, was added by urea as a pH regulator and added by additive materials of tetrahydrofuryl alcohol (THFA) and poly vinyl alcohol (PVA). The solution was ready to be used in the gelation process. Sol solution was fed into the gelation column by pressing using compressed air. The sol solution entered the gelation column through the dripping nozzle which was vibrated with frequency of 90-110 Hz and certain amplitude. The droplets were passed on a column containing NH_3 gas so that occurred presolidification on the surface of the droplets. The drops fall to the solution medium containing NH_4OH in the gelation column. The compaction occurred due to the polymerization of cerium nitrate and zirconium nitrate at a pH of about 10. The gel was accommodated in a container located under the gelation column and allowed to be at least 2 hours to complete the solidification. The gel was washed successively with aqueous NH_4OH , water and isopropyl alcohol and continued by drying. Operation of the gelation column to produce a round and uniform gel required adjustment the frequency, amplitude and flow rate of the sol solution. Operation of gelation columns at a frequency of 100 Hz using a sol with a viscosity of 97 cP and a flow rate of 25.8 mL/min produced a gel with smooth, uniformity and a relatively good sphere. For sol with a viscosity of 56 cP had relatively good flow rate was 28.8 mL/min and at a low viscosity of 46 cP, a flow rate of 30 ml/min is obtained. Operating the gelation device at frequencies of 110 Hz, 100 Hz and 90 Hz, produced a smooth, uniform and round gel at a sol flow rate of 27.9 mL/min, 25.8 mL/min and 21.2 mL/min. The gelation process with NH_3 gas stream as a presolidative medium produced a more rounded and uniform gel than with no NH_3 gas stream that resulted the non-round gel. From this studied it could be concluded that the viscosity of the sol and the vibration frequency of the dropout nozzle affects the flow rate of the sol but did not affect the gel roundness. The larger viscosity of solution, the smaller the flow rate of the sol to get a separate, uniform and round gel. The greater vibrational frequency also increases the flow rate to get a good gel. The gelation process without presolidification resulted a non-round gel.

Keywords: sol-gel process, high temperature reactor fuel, cerium, zirconium, external gelation, presolidification.

Masrukan, Jan Setiawan, (2017), *Ingot Characteristic Of U-Zr-Nb Alloys Post Quenching Process*, Vol. 23 No. 2 hal. 87.

INGOT CHARACTERISTIC OF U-Zr-Nb ALLOYS POST QUENCHING PROCESS. The U-Zr-Nb heat-quenching experiment has been subjected to various Nb compositions. Ingots of U-Zr-Nb alloys with varying Nb compositions are 1%, 4% and 7% and a fixed 10% Zr composition is made by melting U, Zr and Nb metals in an electric arc furnace. The quenching experiment is intended to convert an unstable phase αU into stable γU phase. Quenching experiment is intended to convert an unstable phase αU phase into a stable γU phase. In quenching experiments, the U-10Zr-1Nb, U-10Zr-4Nb, U-10Zr-7Nb ingot ingredients were fed into box that made of steel plate and then fed into a heating furnace and heated at 900 °C and held for 2 hours for then cooled rapidly in water. After quenched then subjected to phase testing and microstructure observation. The phase test is performed using X-ray diffraction (XRD) and the data is processed using High Score software, while the microstructure observation using optical microscope. Test results with XRD showed that the U-10Zr-1Nb alloy before quenched consisted only of an αU phase, the U-10Zr-4Nb alloy consisted of 23,1504% αU phases and 76,8495% γU phases, while U-10Zr-7Nb consist of 34,1873% αU phases and 65,8127% γU phases. For U-10Zr-1Nb alloys after quenched consist of an αU phase, the U-10Zr-4Nb alloy consist of 44% αU phases and 46% γU phases, the U-10Zr-7Nb alloy consisted of 19% αU and 81% phases γU . For U-10Zr-1Nb alloys after quenched consist of an αU phase, the U-10Zr-4Nb alloy consisted of 44,6711% αU phases and 55,3289% γU phase, the U-10Zr-7Nb alloy consist of 17,9918% αU phases and of 82,0082% γU phases. The results of the theoretical density analysis on the phases formed on U-10Zr-1Nb, U-10Zr-4Nb, U-10Zr-7Nb alloys both before and after quenched were obtained that ingots of U-10Zr-1Nb, U-10Zr-4Nb alloy U-10Zr-7Nb shows that the αU and γU phase densities decrease slightly if the Nb content is lower. Meanwhile, microstructure observation results showed that in the higher of Zr content (7% Nb) will formed smaller grains (fine) after quenching. It can be concluded that the quenching process of U-10Zr-1Nb, U-10Zr-4Nb, and U-10Zr-7Nb alloys will change the phase that is from the αU phase to γU and the change the microstructure formed. The microstructural changes show that in the higher Nb content, the grains that are formed become more fine.

Keywords: microstructure, U-Zr-Nb, quenching, phase, density.

Dian Angraini, Boybul, Yanlinastuti, Arief N, Rosika K, Aslina Br Ginting, *Effect Organic Solvent On The Anion Exchange Process In Uranium Separation From Solution Of U_3Si_2/Al Irradiated Fuel Plate*, Vol. 23 No. 2 hal. 97.

EFFECT ORGANIC SOLVENT ON THE ANION EXCHANGE PROCESS IN URANIUM SEPARATION FROM SOLUTION OF U_3Si_2/Al IRRADIATED FUEL PLATE. Separation method of uranium from nuclear fuel solutions was developed to improve the quality of uranium-based analysis of post-irradiation nuclear fuel. The aim of this study was to determine the effect of organic solvent on the anion exchange process on the recovery of U from U_3Si_2/Al fuel solution

post-irradiated. The organic solvent, in this case methanol, contained in solvent medium in the anion exchange column may be possible to increase the resin sorption of the uranium. The materials used are standard solution of uranyl nitrate and supernatant solution of Cs separation process from the fuel solution. The uranium separation method from U_3Si_2/Al post irradiated fuel solution uses two columns of anion exchanger with two stages. The first column uses Dowex 1x8-Cl Dowex resin. Parameters varied in the first column are HNO_3 concentrations ranging from 1M; 2M; 3M and 4M. The parameters variation in the second column is the ratio of HCl/methanol volume of 30:70%; 20:80% and 10:90%. The result obtained a maximum U recovery of 90,68 % with feed solution composition in the first column containing 3% HNO_3 and methanol by 50% volume, while in the second column with 6M HCl composition with methanol in 10%:90% ratio. In these conditions obtained uranium content in a solution of the middle PEB U_3Si_2/Al TMU 2.96g/cm³ piece of 0,4725 μ g.

Keywords: U Recovery, anion exchange, methanol, Dowex 1x8, U_3Si_2/Al post-irradiation.

Boybul, Yanlinastuti, Dian A, Arif N, Rosika K, Aslina Br. Ginting, (2017), *Analysis Of Cesium And Uranium Content In Irradiated U_3Si_2/Al Fuel*, Vol. 23 No. 2, hal 107.

ANALYSIS OF CESIUM AND URANIUM CONTENT IN IRRADIATED U_3Si_2/Al FUEL. Separation of fission product isotopes of ^{137}Cs and ^{235}U has been done to determine content of ^{137}Cs and ^{235}U in irradiated U_3Si_2/Al fuel plate of 2.96 gU/cm³ density. The initial step in the determination of ^{137}Cs and ^{235}U content is sample cutting process. The cutting position was determined at the top middle and bottom part of the plate by an amount of 0.095 g; 0.1103 g and 0.1441g for each respective position. Each sample was dissolved in 25 mL of HNO_3 6N and HCl 6N to obtain irradiated U_3Si_2/Al solution. Separation was carried out by cation exchange and precipitation methods. The separation of ^{137}Cs was done by pipeting 150 μ L of the irradiated U_3Si_2/Al sample solution and adding it to 1000 mg of Lampung zeolite, while the separation by precipitation method was done by adding 700 mg of $CsNO_3$ powder as carrier and $HClO_4$ to the U_3Si_2/Al sample solution. In the cation exchange method, ^{137}Cs would be bound by zeolite in the solid phase in the form of ^{137}Cs -zeolite and uranium would stay in the liquid phase or supernatant. The precipitation was done in an ice bath at -4 °C to obtain $^{137}CsClO_4$ precipitate. The effluent leaving the column was subjected to electrodeposition process for ^{235}U content measurement with α -spectrometer. The ^{137}Cs content obtained by cation exchange was 401.0335 μ g/g FP (FP = irradiated fuel plate); 451.1094 μ g/g FP and 343.9651 μ g/g FP for each respective sample position by 99 % recovery, while the ^{137}Cs content obtained by precipitation method was 393.4581 μ g/g FP; 452.0525 μ g/g FP and 330.7839 μ g/g FP for each respective sample position by 98 % recovery. The ^{235}U content was found to be 45208 μ g/g FP; 50896 μ g/g FP and 44336 μ g/g FP for each respective sample position by 68 % recovery.

Keywords: ^{137}Cs , ^{235}U , U_3Si_2/Al fuel plate, 2,96 gU/cm³ uranium density.

Saga Octadamaillah, Supardjo, (2017), *Effect Of Uranium Density On Nuclear Fuel Life Time In RSG-GAS Reactor From A Neutronic Point Of View*, Vol. 23 No. 2, hal 117.

EFFECT OF URANIUM DENSITY ON NUCLEAR FUEL LIFE TIME IN RSG-GAS REACTOR FROM A NEUTRONIC POINT OF VIEW. Material Testing Reactor (MTR) is a research reactor with characteristics: small power, high thermal neutron flux and short life time fuel. Reaktor Serba Guna G.A. Siwabessy (RSG-GAS) located in Serpong is an MTR type reactor initially operated with dispersion fuel of U_3O_8/Al with uranium enrichment of 19.75 % ^{235}U and uranium density of 2.96 gU/cm³. In an effort to increase the life time of nuclear fuel, BATAN has done researches on high density uranium fuel starting from U_3Si_2/Al fuel and continued with UMo based fuel in line with investigations performed by worldwide researchers in the field of research reactors. Fuel of U_3Si_2/Al with a density of 2.96 gU/cm³ has been successfully manufactured and utilized as fuel for RSG-GAS to substitute the U_3O_8/Al fuel. Post irradiation examination has also been done for U_3Si_2/Al with a density of 4.8 gU/cm³ up to a burn up of 60 %, while research on UMo with 7 gU/cm³ density has been progressing into mini plate fabrication. Research on high density fuel has been focused on fabrication process, while little has been done on life time calculation or utilization period. Therefore, this research has performed a calculation on nuclear fuel life time using a paired program of ORIGEN and MCNP. The calculation results show that an increase in uranium density will extend the life time of fuel exponentially. The longest life time is achieved by UMo type, which extends to 651 days, and this relates to a life time extension of 219 days if the RSG-GAS is operated with UMo fuel.

Keywords: uranium density, fuel life, burn up, research reactor, neutronic.

Pungky Ayu Artiani, Mirawaty, Kuat Heriyanto, (2017), *Analysis Of Criticality For Spent Fuel Of RSG-GAS Reactor In Aluminium Storage Rack*, Vol. 23 No. 2, hal 127.

ANALYSIS OF CRITICALITY FOR SPENT FUEL OF RSG-GAS REACTOR IN ALUMINIUM STORAGE RACK. The use of stainless steel in nuclear spent fuels storage racks of interim storage facility potentially causes galvanic corrosion so material replacement of spent fuels storage racks needs to be considered. Galvanic corrosion is due to interaction between aluminium as in nuclear fuel of Multipurpose Research Reactor - G. A. Siwabessy (RSG-GAS reactor) and stainless steel as storage rack material for nuclear spent fuel. The purpose of this study is to assess the criticality of nuclear spent fuel storage racks using aluminum material to reduce galvanic corrosion effect. criticality guarantee is necessary to maintain the safety of nuclear spent fuel interim storage facility. Optimum criticality of aluminum storage rack is assessed by varying pitch size and calculating neutron absorption rate performed under normal condition (not an accident). criticality (k_{eff}) calculation is performed using Monte Carlo N-Particle version 6 (MCNP6) code. The model used in this study is a 3-dimensional model where racks are filled fully with spent fuels in the storage pool. The calculations show that nuclear spent fuel storage rack stainless steel materials ($k_{eff} = 0.6810$) compared to aluminum ($k_{eff} = 0.7709$) in the size of 127 mm pitch, k_{eff} increased by 13.20%, but still within the value of safety requirement ($k_{eff} \leq 0.95$). k_{eff} is affected by pitch size, where the reduction in the size of 1 mm pitch can increase the k_{eff} of 14.24%. Neutron absorption rate also affects k_{eff} , where neutron absorption rate in aluminum storage racks smaller than stainless steel. Storage racks

using aluminum materials meet safety aspect to use as a storage rack in nuclear spent fuel interim storage facility because it has a k_{eff} less than 0.95 on a pitch size more than 112 mm ($k_{\text{eff}} = 0.9196$).

Keywords: *criticality, spent fuel storage, aluminium rack, spent fuel.*

UCAPAN TERIMA KASIH

Redaksi mengucapkan terimakasih 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. Dr. Muhammad Subekti (PTKRN, BATAN), mempunyai kepakaran dalam bidang teknik nuklir.
4. Prof. Dr. Yanni Sudiyani (LIPI), mempunyai kepakaran dalam bidang biologi lingkungan.
5. Prof.Drs. Perdamean Sebayang, M.Sc (LIPI), mempunyai kepakaran dalam bidang fisika 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.2 (edisi Juni 2017).

Juni, 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, perekayasaan, 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, 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 IEEE (*Institute of Electrical and Electronics Engineers*). Acuan lengkap dapat diunduh di situs <http://www.ieee.org/>. Contoh penulisan Daftar pustaka dari berbagai sumber seperti berikut:
 - a. **Buku:** R.E.E. Smallman, *Metalurgi Fisik Moderen* (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 BahanNuklir*, 5 (1), hal. 21-29, 2009.
 - c. **Makalah Referensi:** H. Suwarno, A.A. Wisnu, dan I. Andon, "The X-Ray Diffraction 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/>.
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 melalui sistem OJS (jurnal.batan.go.id/index.php/urania).
- 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.
- Menyerahkan **Pernyataan Etika** dan **Penyerahan Perjanjian Hak Cipta** sebelum artikel dapat dipublikasikan sebagai bagian dari kiriman artikel awal Anda.

ANALISIS KRITIKALITAS BAHAN BAKAR NUKLIR BEKAS REAKTOR RSG-GAS PADA RAK BERBAHAN ALUMINIUM

Pungky Ayu Artiani, Mirawaty, Kuart Heriyanto

Pusat Teknologi Limbah Radioaktif – BATAN

Kawasan Puspiptek, Serpong, Tangerang Selatan, 15314

e-mail : pungky@batan.go.id

(Naskah diterima: 07-03-2017, Naskah direvisi: 02-05-2017, Naskah disetujui: 12-06-2017)

ABSTRAK

ANALISIS KRITIKALITAS BAHAN BAKAR NUKLIR BEKAS REAKTOR RSG-GAS PADA RAK BERBAHAN ALUMINIUM. Penggunaan *stainless steel* sebagai material rak penyimpanan bahan bakar nuklir bekas (BBNB) di fasilitas Kanal Hubung – Instalasi Penyimpanan Sementara Bahan Bakar Bekas (KH-IPSB3) berpotensi menyebabkan terjadinya korosi galvanik pada BBNB sehingga penggantian material rak penyimpanan BBNB perlu dipertimbangkan. Potensi korosi galvanik terjadi karena aluminium sebagai material utama kelongsong Bahan Bakar Nuklir (BBN) Reaktor Serba Guna - G. A. Siwabessy (reaktor RSG-GAS) berinteraksi dengan *stainless steel* sebagai material rak penyimpan BBNB. Aluminium dapat digunakan sebagai material alternatif rak penyimpanan BBNB untuk mengurangi efek korosi galvanik. Penelitian ini bertujuan untuk mengkaji kritikalitas rak penyimpanan BBNB dengan material aluminium. Jaminan kritikalitas diperlukan untuk menjaga keselamatan fasilitas KH-IPSB3. Rak penyimpanan aluminium yang optimum dikaji dengan melakukan simulasi ukuran *pitch* dan menghitung laju serapan neutron pada kondisi normal (tidak terjadi kecelakaan). Perhitungan nilai kritikalitas (k_{eff}) dilakukan menggunakan program *Monte Carlo N-Particle* versi 6 (MCNP6). Model yang digunakan adalah model 3-dimensi satu rak utuh yang terisi penuh dengan BBNB di dalam kolam penyimpanan. Hasil perhitungan pada ukuran *pitch* 127 mm menunjukkan bahwa nilai k_{eff} rak penyimpanan BBNB dengan material aluminium ($k_{eff} = 0,7709$) lebih besar 13,20% dibandingkan material *stainless steel* ($k_{eff} = 0,6810$). Nilai k_{eff} rak penyimpanan BBNB dengan material aluminium pada ukuran tersebut masih berada dalam rentang yang disyaratkan yaitu k_{eff} kurang dari 0,95. Nilai k_{eff} dipengaruhi oleh ukuran *pitch*, dimana dengan berkurangnya ukuran *pitch* 1 mm dapat meningkatkan nilai k_{eff} sebesar 14,24%. Nilai laju serapan neutron juga mempengaruhi nilai k_{eff} , di mana laju serap neutron rak penyimpanan dengan material aluminium lebih kecil dibandingkan material *stainless steel*. Hasil simulasi menunjukkan bahwa rak penyimpanan dengan material aluminium memenuhi aspek keselamatan untuk digunakan sebagai rak penyimpanan BBNB di KH-IPSB3 karena mempunyai nilai $k_{eff} < 0,95$ pada ukuran *pitch* lebih dari 112 mm ($k_{eff} = 0,9196$).

Kata kunci: kritikalitas, penyimpanan BBNB, rak aluminium, bahan bakar nuklir bekas.

ABSTRACT

ANALYSIS OF CRITICALITY FOR SPENT FUEL OF RSG-GAS REACTOR IN ALUMINIUM STORAGE RACK.

The use of stainless steel in nuclear spent fuels storage racks of interim storage facility potentially causes galvanic corrosion so material replacement of spent fuels storage racks needs to be considered. Galvanic corrosion is due to interaction between aluminium as in nuclear fuel of Multipurpose Research Reactor - G. A. Siwabessy (RSG-GAS reactor) and stainless steel as storage rack material for nuclear spent fuel. The purpose of this study is to assess the criticality of nuclear spent fuel storage racks using aluminum material to reduce galvanic corrosion effect. criticality guarantee is necessary to maintain the safety of nuclear spent fuel interim storage facility. Optimum criticality of aluminum storage rack is assessed by varying pitch size and calculating neutron absorption rate performed under normal condition (not an accident). criticality (k_{eff}) calculation is performed using Monte Carlo N-Particle version 6 (MCNP6) code. The model used in this study is a 3-dimensional model where racks are filled fully with spent fuels in the storage pool. The calculations show that nuclear spent fuel storage rack stainless steel materials ($k_{eff} = 0.6810$) compared to aluminum ($k_{eff} = 0.7709$) in the size of 127 mm pitch, k_{eff} increased by 13.20%, but still within the value of safety requirement ($k_{eff} \leq 0.95$). k_{eff} is affected by pitch size, where the reduction in the size of 1 mm pitch can increase the k_{eff} of 14.24%. Neutron absorption rate also affects k_{eff} , where neutron absorption rate in aluminum storage racks smaller than stainless steel. Storage racks using aluminum materials meet safety aspect to use as a storage rack in nuclear spent fuel interim storage facility because it has a k_{eff} less than 0.95 on a pitch size more than 112 mm ($k_{eff} = 0.9196$).

Keywords: *criticality, spent fuel storage, aluminium rack, spent fuel.*

PENDAHULUAN

Kanal Hubung - Instalasi Penyimpanan Sementara Bahan Bakar Nuklir Bekas (KH-IPSB3) merupakan salah satu fasilitas penting di Pusat Teknologi Limbah Radioaktif - Badan Tenaga Nuklir Nasional (PTLR-BATAN). Fasilitas ini adalah tempat untuk menyimpan sementara BBNB reaktor RSG-GAS[1]. Penyimpanan ini merupakan tahapan penting pada daur Bahan Bakar Nuklir agar radiasi yang ditimbulkan tidak berdampak terhadap pekerja, masyarakat dan lingkungan. Bahan bakar nuklir bekas disimpan di dalam rak-rak pada kolam KH-IPSB3 selama puluhan tahun sebelum dipindahkan ke fasilitas penyimpanan kering atau penyimpanan lestari[1]. Bahan Bakar Nuklir Bekas ini masih mengandung sisa bahan fisil uranium sehingga berpotensi menimbulkan kecelakaan kritikalitas jika tidak disimpan dalam kondisi yang tidak tepat. Oleh karena itu, integritas BBNB di kolam KH-IPSB3 harus terjamin.

Saat ini rak penyimpanan BBNB terbuat dari *stainless steel*. Material ini digunakan karena mempunyai sifat tahan terhadap korosi[2] dan memiliki nilai tampang lintang serapan neutron yang tinggi sebesar $2,86 \times 10^{-4}$ [3,4]. Kelongsong dan pendukung elemen bakar reaktor RSG-GAS terbuat dari aluminium (AlMgSi dan AlMg2)[5]. Adanya kontak antara material *stainless steel* dan AlMg2 pada lingkungan yang sama di kolam KH-IPSB3 dapat menyebabkan terjadinya korosi galvanik. Potensi terjadinya korosi galvanic ini dapat merusak kelongsong BBNB sehingga dapat menimbulkan kontaminasi dalam kolam[6],[7]. Oleh karena itu, penggantian material rak dengan aluminium perlu dilakukan untuk mencegah kerusakan lebih lanjut pada kelongsong BBNB. Penggunaan rak penyimpanan dengan aluminium telah digunakan di Afika Selatan[9].

Material *stainless steel* dan aluminium mempunyai nilai tampang lintang

serap neutron yang berbeda sehingga penggantian material rak akan berpengaruh terhadap perubahan nilai kritikalitas. Nilai kritikalitas merupakan perbandingan jumlah neutron yang dihasilkan suatu generasi dengan jumlah neutron pada generasi sebelumnya yang dinyatakan sebagai persamaan. Perubahan jumlah neutron ini terjadi karena adanya perubahan laju reaksi pada rak BBNB. Laju reaksi ini dipengaruhi oleh nilai tampang lintang serap neutron suatu material dan jarak antar bahan bakar. Korelasi ini dapat dilihat pada persamaan 1.

$$\text{Laju reaksi} = \sigma \cdot I \cdot N \cdot A \cdot X \quad 1$$

Dimana,

σ = tampang lintang mikroskopis reaksi neutron.

I = intensitas neutron

N = kerapatan radionuklida (inti/volume)

A = tampang lintang (barn), dimana 1 barn = 10^{-24} cm^2

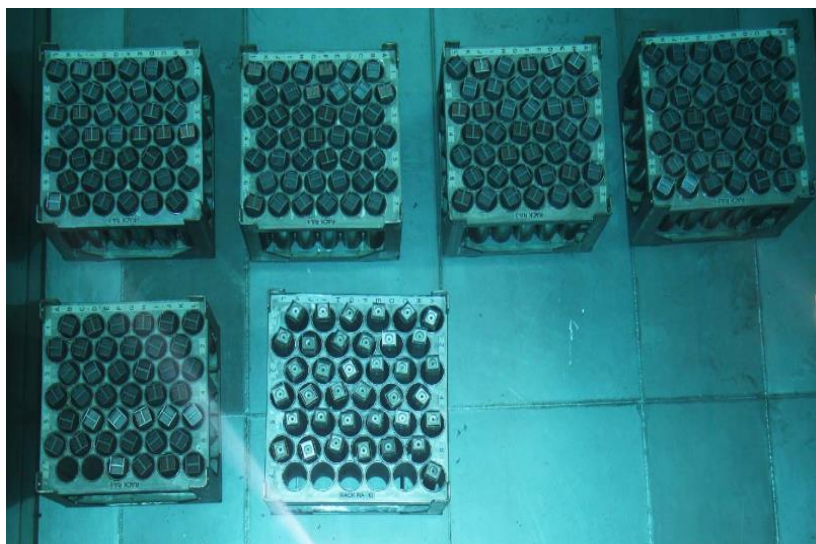
X = jarak (m)

Penelitian ini akan menganalisis nilai kritikalitas material bakar nuklir bekas di dalam rak aluminium pada fasilitas KH-IPSB3 dengan mensimulasikan variasi ukuran *pitch* dan menghitung laju serapan neutron. Penelitian ini dilakukan pada kondisi yang normal. Variasi ukuran *pitch* dilakukan untuk menentukan ukuran *pitch* optimum rak penyimpanan BBNB sedangkan laju serapan neutron dihitung untuk mengetahui besar serapan neutron setiap posisi BBNB[10]. Perhitungan kritikalitas dilakukan dengan menggunakan program *Monte Carlo N-Particle* 6 versi 1.0 (MCNP6) yang telah banyak dilakukan oleh peneliti sebelumnya[4][7][10][11][12][13]. Perhitungan laju serapan neutron dilakukan dengan menggunakan *tally* F4 pada program MCNP6 [10]. Rak penyimpanan dan BBNB akan dimodelkan secara rinci dalam geometri 3-dimensi untuk mendapatkan nilai kritikalitas (k_{eff}) yang akurat[14].

DESKRIPSI KH-IPSB3 DAN ELEMEN BAKAR REAKTOR RSG-GAS

KH-IPSB3 terdiri dari dua fasilitas, yaitu fasilitas kanal hubung dan kolam penyimpanan BBNB. Fasilitas kanal hubung digunakan sebagai jalur pemindahan BBNB dan material teriradiasi, sedangkan kolam penyimpanan digunakan untuk menyimpan

sementara BBNB dan material teriradiasi. Rak penyimpanan BBNB berukuran 94 cm x 94 cm. Setiap rak mempunyai lubang tempat penyimpanan BBNB sebanyak 42 buah dengan susunan *triangular* 7 x 6, ukuran *pitch* 12,7 cm dan diameter lubang 14 cm. Rak penyimpanan BBNB di KH-IPSB3 ditunjukkan pada Gambar 1.



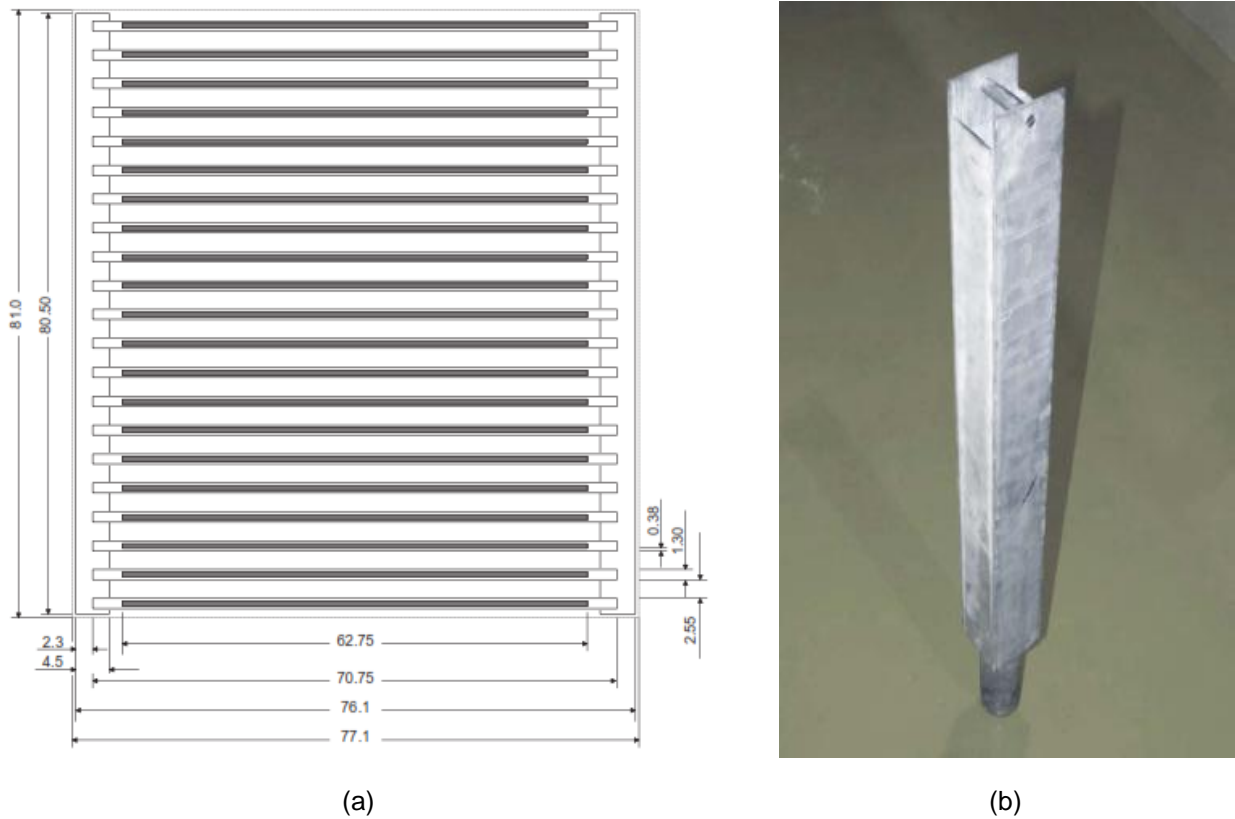
Gambar 1. Rak Penyimpanan BBNB dalam Kolam KH-IPSB3 [1]

Reaktor Serba Guna - G. A. Siwabessy merupakan reaktor riset tipe *material testing reactor* (MTR) dengan elemen bakar uranium silisida U_3Si_2/Al yang memiliki pengayaan uranium ^{235}U 19,75 % dan densitas 2,96 gU/cm². Setiap elemen bakar terdiri dari 21 plat sejajar dengan ketebalan *meat* bahan bakar 0,54 mm;

ketebalan kelongsong (AlMg₂) 0,38 mm; tinggi elemen bakar 6 mm; dan massa total ^{235}U per elemen bakar 250 g. Celah kanal yang terbentuk antar plat bahan bakar mempunyai ketebalan sebesar 2,55 mm [15],[16]. Gambar dan data rinci mengenai elemen bakar reaktor RSG-GAS dapat dilihat pada Tabel 1 dan Gambar 2.

Tabel 1. Spesifikasi elemen bakar dari reaktor RSG-GAS [15], [16]

Dimensi (mm x mm x mm)	77,1 x 81 x 600
Tebal plat bahan bakar (mm)	1,3
Lebar kanal pendingin (mm)	2,55
Jumlah plat per <i>Fuel Element</i> (FE)	21
Material Kelongsong	AlMg ₂
Tebal kelongsong (mm)	0,38
Dimensi bahan bakar (mm x mm x mm)	0,54 x 62,75 x 600
bahan bakar	U ₂ Si ₃ Al
Pengayaan U-235 (w/o)	19,75 %
Densitas Uranium (g/cm ³)	2,96
Berat U-235 per FE (g)	250

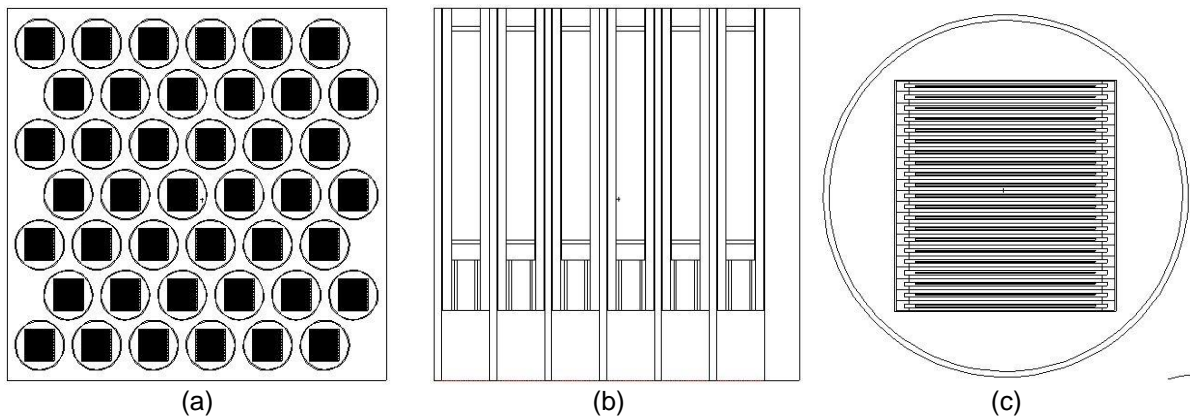


Gambar 2. (a) Dimensi BBNB elemen bakar standar reaktor RSG-GAS, ukuran dalam mm[15], [16] dan (b) tampak utuh BBNB elemen bakar reaktor RSG-GAS

METODOLOGI

Perhitungan kritikalitas dilakukan menggunakan program MCNP 6 versi 1.0[10]. Gambar 3 menunjukkan model 3 dimensi rak penyimpanan BBNB reaktor RSG-GAS seperti yang ditunjukkan pada Gambar 1 yang dimodelkan secara akurat.

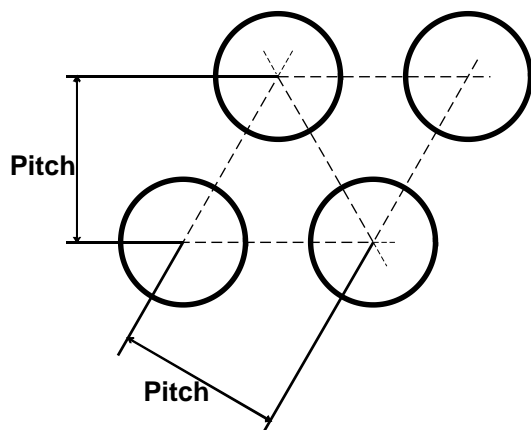
Gambar 3a dan Gambar 3b menunjukkan gambar tampak atas dan tampak samping model geometri rak penyimpanan yang terisi penuh BBNB, sedangkan Gambar 3c adalah gambar tampak atas geometri bundel BBNB. Gambar 3 ini akan digunakan sebagai acuan untuk perhitungan nilai k_{eff} .



Gambar 3. (a) Geometri tampak atas ; (b) Geometri tampak samping ; (c) Geometri rinci BBNB tampak atas

Untuk mendapatkan kondisi yang paling reaktif dalam perhitungan kritikalitas[13],[16],[17], simulasi pada penelitian ini menggunakan BBNB dalam kondisi *fresh* (belum diiradiasi), meskipun kenyataannya BBNB yang disimpan di KH-IPSB3 merupakan bahan bakar yang telah diiradiasi. Perhitungan kritikalitas dilakukan dengan menggunakan beberapa parameter asumsi sebagai berikut :

1. Temperatur air pendingin pada kolam penyimpanan sebesar 25 °C dan homogen di sepanjang kolam
2. Densitas air pendingin kolam penyimpanan pada temperatur 25 °C sebesar 0,998 g/cm³
3. Kondisi air pendingin di sepanjang kanal elemen bakar sama dengan kondisi air kolam

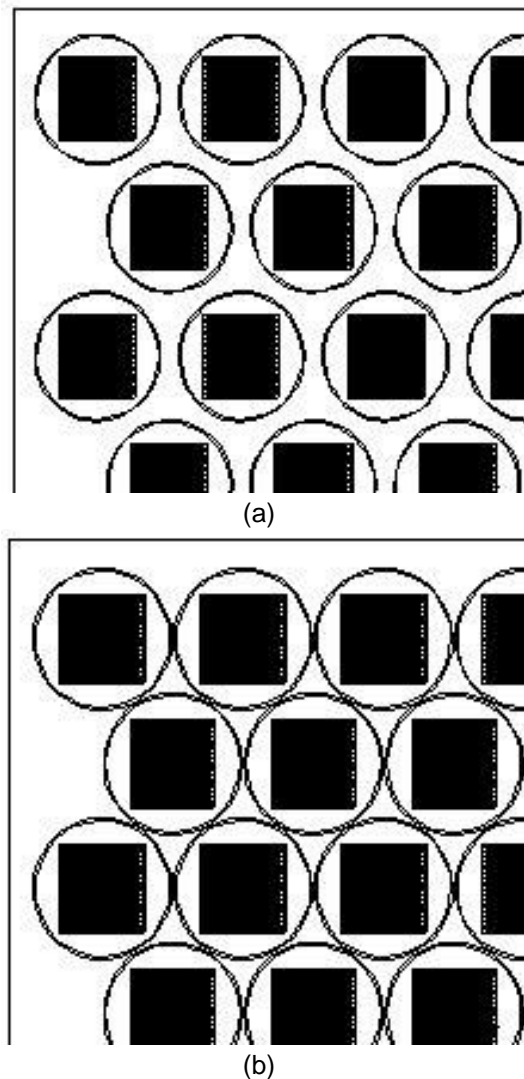


Gambar 4. Jarak Antar Titik Tengah (*pitch*)

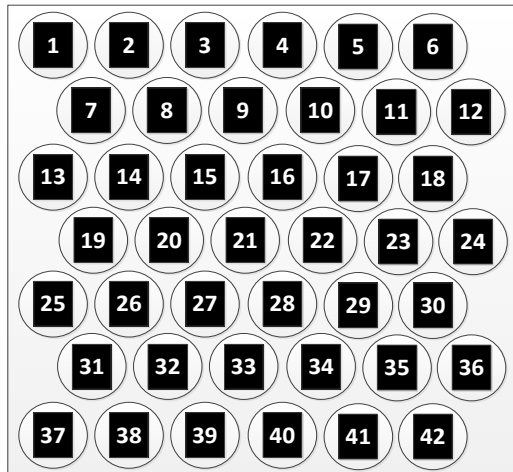
Selain parameter diatas, dalam penelitian ini diperlukan beberapa simulasi untuk mengetahui pengaruh yang ditimbulkan jika material rak KH-IPSB3 diganti dengan aluminium. Tampang lintang serapan neutron *stainless steel* dan aluminium yang berbeda memerlukan simulasi untuk mendapatkan ukuran *pitch* yang optimum (rekomendasi). Beberapa simulasi yang akan digunakan antara lain sebagai berikut :

1. Material rak yang disimulasikan adalah *stainless steel-304* dan aluminium.

2. Kritikalitas dihitung dengan variasi ukuran *pitch* sebesar 127 mm; 126 mm; 124 mm; 122 mm; 120 mm; 118 mm; 116 mm ; 114 mm; 112 mm; dan 110 mm, untuk kedua material rak. *Pitch* merupakan jarak terdekat antara lubang BBNB yang diukur dari masing-masing titik tengah kedua lubang tersebut seperti pada Gambar 4 sedangkan pengaruh perubahan ukuran *pitch* dapat ditunjukkan pada Gambar 5.
3. Penentuan laju serapan neutron dilakukan untuk ukuran *pitch* 127 mm.
4. Optimasi ukuran *pitch* dilakukan dengan memakai nilai batas $k_{eff} \leq 0,95 \pm 3\sigma$ (99% tingkat kepercayaan)[14].



Gambar 5. (a) Ukuran *Pitch* 127 mm ;
(b) Ukuran *Pitch* 110 mm



Gambar 6. Penomoran Posisi Zona untuk Penentuan Laju Serapan Neutron

Perhitungan laju serapan neutron pada penelitian ini dilakukan dengan

menggunakan sumber 50.000 partikel untuk 300 siklus. Pada 50 siklus pertama digunakan untuk mencari konvergensi perhitungan. Laju serapan neutron dihitung untuk 42 zona BBNB dengan kartu *tally* F4. Pembagian zona dilakukan berdasarkan letak bahan bakar seperti yang ditunjukkan pada Gambar 6. Perhitungan laju serapan neutron dilakukan dengan menggunakan 2 jenis data nuklir yaitu ENDF/B-VI.0 dan ENDF/B-VII.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Nilai k_{eff} rak penyimpanan material *stainless steel* dan aluminium dengan ukuran *pitch* yang digunakan saat ini di KH-IPSB3 yaitu 127 mm ditunjukkan pada Tabel 2.

Tabel 2. Nilai k_{eff} dan Laju serapan Neutron untuk Rak Penyimpanan *Stainless Steel* dan Aluminium dengan *pitch* 127 mm menggunakan ENDF/B-VI

Material	$k_{eff} \pm 3\sigma$	Laju serapan Neutron (MeV/cm ²)
<i>stainless steel</i>	0,681015 ± 0,0011	2,86E-04
aluminium	0,7709 ± 0,0010	7,74E-05

Hasil ini menunjukkan adanya kenaikan nilai k_{eff} sebesar 13,2% jika menggunakan material aluminium. Kenaikan yang signifikan ini diakibatkan oleh aluminium yang memiliki laju serapan neutron yang lebih rendah 72,9% dibanding

stainless steel. Meskipun demikian nilai k_{eff} rak aluminium penyimpanan aluminium masih jauh dari nilai batas yaitu $k_{eff} \leq 0,95$ [2], [19], sehingga dapat digunakan untuk rak penyimpanan BBNB.

Tabel 3. Nilai Tampang Lintang Serap Neutron

Material	Nilai Tampang Lintang Serap Neutron
Al	0,231
Fe	2,56

Tabel 4. Nilai k_{eff} pada Rak Penyimpanan Material *Stainless steel*

No	Ukuran <i>Pitch</i> (mm)	$k_{eff} \pm 3\sigma$	
		ENDF/B-VI	ENDF/B-VII
1	127	0,681015 ± 0,0011	0,68211 ± 0,0010
2	126	0,6891 ± 0,0010	0,689315 ± 0,0011
3	124	0,704025 ± 0,0010	0,704315 ± 0,0010
4	122	0,719725 ± 0,0010	0,72041 ± 0,0010
5	120	0,73616 ± 0,0010	0,73617 ± 0,0011
6	118	0,752575 ± 0,0011	0,752825 ± 0,0011
7	116	0,769595 ± 0,0011	0,76997 ± 0,0011

No	Ukuran <i>Pitch</i> (mm)	$k_{eff} \pm 3\sigma$	
		ENDF/B-VI	ENDF/B-VII
8	114	0,78731 ± 0,0011	0,78735 ± 0,0011
9	112	0,804825 ± 0,0011	0,80551 ± 0,0011
10	110	0,82324 ± 0,0011	0,824265 ± 0,0011

Tabel 5. Nilai k_{eff} pada Rak Penyimpanan Material Aluminium

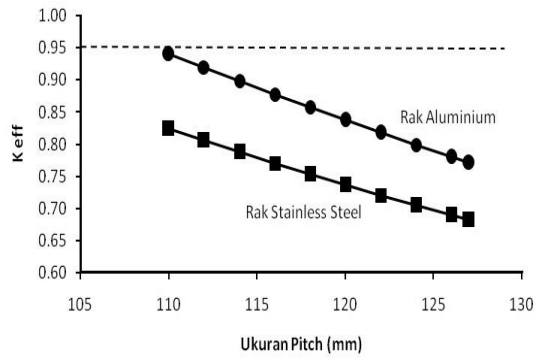
No	Ukuran <i>Pitch</i> (mm)	$k_{eff} \pm 3\sigma$	
		ENDF/B-VI	ENDF/B-VII
1	127	0,7709 ± 0,0010	0,771605 ± 0,0010
2	126	0,77996 ± 0,0011	0,780075 ± 0,0010
3	124	0,79875 ± 0,0010	0,799165 ± 0,0010
4	122	0,817725 ± 0,0010	0,818255 ± 0,0010
5	120	0,837145 ± 0,0010	0,837895 ± 0,0010
6	118	0,857625 ± 0,0010	0,857855 ± 0,0010
7	116	0,877855 ± 0,0011	0,87846 ± 0,0011
8	114	0,898595 ± 0,0011	0,8991 ± 0,0011
9	112	0,919605 ± 0,0010	0,91999 ± 0,0010
10	110	0,940505 ± 0,0011	0,941195 ± 0,0011

Tabel 4 dan Tabel 5 menunjukkan nilai k_{eff} rak penyimpanan material *stainless steel* dan aluminium untuk berbagai ukuran *pitch*. Nilai k_{eff} meningkat dengan berkurangnya ukuran *pitch*, di mana untuk rak *stainless steel* mengalami kenaikan sebesar 20,88% dan rak aluminium sebesar 22%. Tabel 5 dan Gambar 7 menunjukkan bahwa ukuran *pitch* 110 mm untuk rak aluminium memberikan nilai k_{eff} (0,9655 ± 0,0010) yang melebihi nilai batas k_{eff} yang disyaratkan. Akan tetapi jika menggunakan data nuklir ENDF VII nilai k_{eff} menjadi 0,9412 ± 0,0011, yang nilainya mendekati dari nilai k_{eff} yang disyaratkan. Nilai k_{eff} menggunakan data nuklir ENDF/B-VII memberikan nilai k_{eff} lebih kecil dibanding data nuklir ENDF/B-VI dengan nilai selisih rata-rata 2,69 %. *Pitch* dengan ukuran 110 mm sebaiknya tidak digunakan karena nilai k_{eff} dari data nuklir ENDF B/VI lebih besar dari nilai batas k_{eff} yang disyaratkan, dengan demikian ukuran *pitch* yang optimum adalah sebesar 112 mm.

Salah satu usaha untuk mencegah potensi korosi galvanik adalah mengganti

rak penyimpanan dengan menggunakan material aluminium. Material ini dapat digunakan sebagai rak penyimpanan BBNB dengan dimensi yang sama pada rak penyimpanan *stainless steel* ukuran *pitch* 127 mm, namun tidak dapat digunakan dengan dimensi ukuran *pitch* 110 mm karena nilai batas k_{eff} nya melebihi yang disyaratkan.

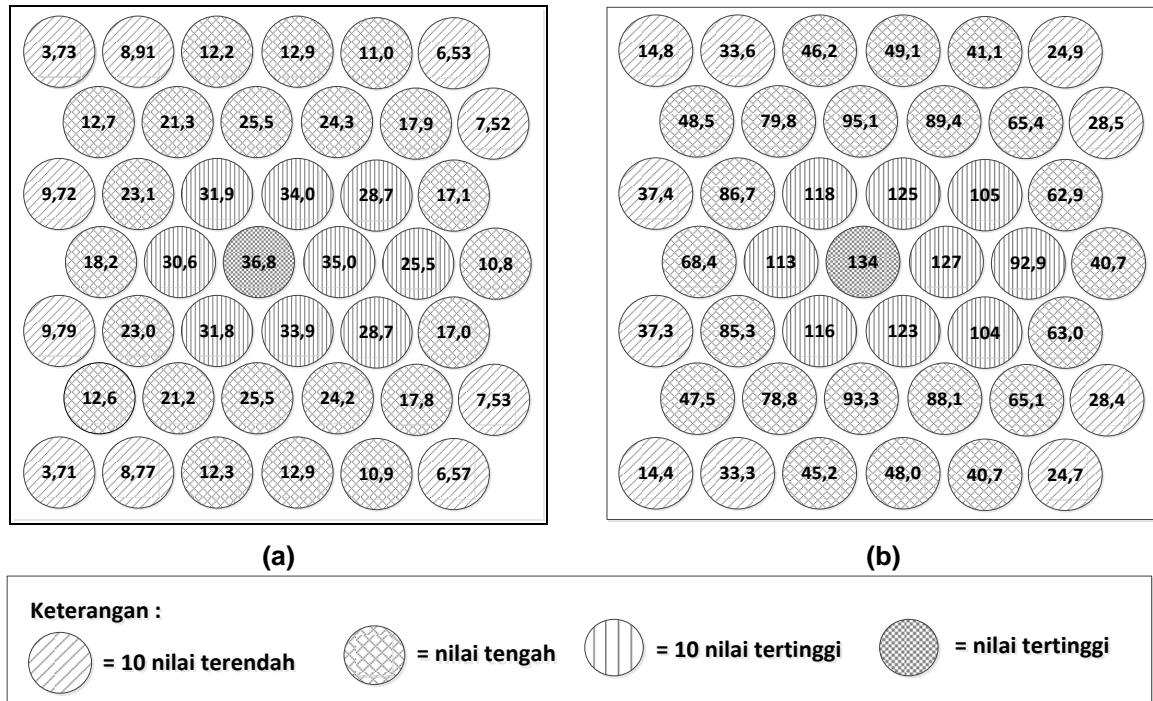
Penggantian material rak dari *stainless steel* menjadi aluminium juga berpengaruh terhadap faktor sensitivitas ukuran *pitch* pada rak BBNB. Gambar 7 menunjukkan bahwa penggantian material rak menyebabkan kenaikan nilai kritikalitas sebesar 13,20 % untuk ukuran *pitch* 127 mm. Persentase kenaikan nilai kritikalitas semakin meningkat hingga 14,24 % dengan berkurangnya ukuran *pitch*. Persentase kenaikan nilai kritikalitas terbesar terjadi pada ukuran *pitch* untuk jarak antar lubang yang berhimpit. Hal ini disebabkan oleh kenaikan nilai positif reaktivitas ketika BBNB didekatkan[14].



Gambar 7. Pengaruh ukuran *pitch* terhadap nilai k_{eff} dengan ENDF/B-VI

Gambar 8 menunjukkan secara rinci laju serapan neutron di setiap BBNB untuk rak penyimpanan menggunakan material

stainless steel dan aluminium. Laju serapan neutron dibagi atas 10 nilai terendah, 10 nilai tertinggi dan selain itu adalah nilai tengah. Laju serapan neutron tertinggi berada pada zona 21, baik di rak penyimpanan menggunakan material *stainless steel* maupun aluminium. Nilai k_{eff} terendah terdapat di zona 37 dan yang tertinggi di 10 zona terjadi di daerah tengah rak. Dengan demikian dapat disimpulkan bahwa laju serapan neutron tidak dipengaruhi oleh material rak. Hal ini terjadi karena seluruh BBNB memiliki fraksi bakar yang sama yaitu *fresh fuel*. Jika distribusi fraksi bakar berbeda maka laju serapan neutron berbeda pula.



Gambar 8. Laju Serapan Neutron (dalam 10^{-7} MeV/cm²) untuk: (a) Rak aluminium (b) Rak *stainless steel*

KESIMPULAN

Hasil perhitungan pada ukuran *pitch* 127 mm menunjukkan bahwa nilai k_{eff} rak penyimpanan BBNB dengan material aluminium ($k_{eff} = 0,7709$) lebih besar 13,20% dibandingkan *stainless steel* ($k_{eff} = 0,6810$). Nilai k_{eff} rak penyimpanan BBNB mebggunakan material aluminium pada

ukuran tersebut masih berada dalam rentang yang disyaratkan. Nilai k_{eff} dipengaruhi oleh ukuran *pitch*, di mana dengan berkurangnya ukuran *pitch* 1 mm dapat meningkatkan nilai k_{eff} 14,24%. Nilai laju serapan neutron juga mempengaruhi nilai k_{eff} , di mana laju serapan neutron rak penyimpanan menggunakan material aluminium lebih kecil dibandingkan material

stainless steel. Rak penyimpanan aluminium masih memenuhi aspek keselamatan untuk digunakan sebagai rak penyimpanan BBNB di KH-IPSB3 karena mempunyai nilai $k_{eff} < 0,95$ pada ukuran *pitch* lebih dari 112 mm ($k_{eff} = 0,9196$).

UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis mengucapkan terima kasih kepada Pusat Teknologi Limbah Radioaktif (PTLR), Badan Tenaga Nuklir Nasional (BATAN) yang telah memberikan dana penelitian ini, serta kepada Ir. Tagor M. Sembiring dan Ir. R. Sumarbagiono, M.T (Kepala Bidang Teknologi Pengolahan dan Penyimpanan Limbah, PTLR, BATAN) atas diskusi dan bantuannya sehingga penelitian ini dapat diselesaikan dengan baik.

DAFTAR PUSTAKA

- [1] E. Nuraeni and R. Sumarbagiono, "Upaya Pencegahan Korosi Galvanik Pada Kelongsing Bahan Bakar Nuklir Bekas di Fasilitas Kanal Hubung – Instalasi Penyimpanan Bahan Bakar Bekas (KH-IPSB3)." Prosiding Seminar Nasional Teknologi Pengelolaan Limbah XIII, 2015.
- [2] "Dokumen Laporan Analisis Kecelakaan di Kanal Hubung-Instalasi Penyimpanan Sementara Bahan Bakar Bekas (KH-IPSB3)," 2015.
- [3] A. T. Silva, M. Mattar Neto, R. P. Moura, L. L. Silva, C. C. Lopes, and M. C. C. Silva, "Options for the interim storage of IEA-R1 research reactor spent fuels," *Prog. Nucl. Energy*, vol. 50, no. 7, pp. 836–844, 2008.
- [4] H. E. E. D. Sohn and J. K. Kim, "Effect of Stainless Steel Plate Position on Neutron Multiplication Factor in Spent Fuel," *Nucl. Eng. Technol.*, vol. 43, no. 1, pp. 75–82, 2011.
- [5] M. K. A, D. Kisworo, D. Hariyadi, and Sigit, "Ketahanan Korosi Bahan Struktur AlMg-2 dalam Media Air Pasca Perlakuan Panas dan Pendinginan," *J. Teknol. Bahan Nukl.*, vol. 1, no. 2, pp. 88–94, 2005.
- [6] R. Kusumastuti and G. R. Sunaryo, "Analisis Laju Korosi Material AlMg2 dan SS304 dalam Lingkungan Air Kolam Penyimpanan Bahan Bakar Bekas (ISSF)," *Pros. Semin. Nas. Teknol. Pengelolaan Limbah XII*, Pus. Teknol. Limbah Radioaktif-BATAN, pp. 78–85, 2014.
- [7] G. R. Sunaryo and SRIYONO, "Spent Fuel Storage Corrosion Management," *Int. Conf. Res. React. Safe Manag. Eff. Util. Proc. an Int. Conf. Organ. by Int. At. Energy Agency*, pp. 1–7, 2011.
- [8] V. Barkauskas, R. Plukiene, and A. Plukis, "Actinide-only and full burn-up credit in criticality assessment of RBMK-1500 spent nuclear fuel storage cask using axial burn-up profile," *Nucl. Eng. Des.*, vol. 307, pp. 197–204, 2016.
- [9] H. J. Choi, D. Cho, D. Kook, and J. Choi, "Current status of spent fuels and the development of computer programs for the PWR spent fuel management in Korea," *Prog. Nucl. Energy*, vol. 53, no. 3, pp. 290–297, 2011.
- [10] J. F. Briesmeister, "MCNPTM – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code," *Los Alamos Natl. Lab.*, no. March, p. 790, 2000.
- [11] P. Wang, X. Tang, F. Chen, and D. Chen, "The design, fabrication and safety evaluation of a novel spent fuel storage basket material," *Nucl. Eng. Des.*, vol. 284, pp. 91–96, 2015.
- [12] A. Y. Chen, Y. F. Chen, J. N. Wang, R. J. Sheu, Y. W. H. Liu, and S. H. Jiang, "A comparison of dose rate calculations for a spent fuel storage cask by using

- MCNP and SAS4," *Ann. Nucl. Energy*, vol. 35, no. 12, pp. 2296–2305, 2008.
- [13] R. G. Abrefah, S. A. Birikorang, B. J. B. Nyarko, J. J. Fletcher, and E. H. K. Akaho, "Design of serpentine cask for Ghana research reactor-1 spent nuclear fuel," *Prog. Nucl. Energy*, vol. 77, pp. 84–91, 2014.
- [14] T. Y. Han, C. J. Park, B. C. Lee, and J. M. Noh, "Uncertainty analysis of criticality safety for the plate type fuel assembly storage rack," *Ann. Nucl. Energy*, vol. 53, pp. 82–89, 2013.
- [15] A. B. Ginting and P. H. Liem, "Absolute burnup measurement of LEU silicide fuel plate irradiated in the RSG GAS multipurpose reactor by destructive radiochemical technique," *Ann. Nucl. Energy*, vol. 85, pp. 613–620, 2015.
- [16] P. H. Liem and T. M. Sembiring, "Development of new ORIGEN2 data library sets for research reactors with light water cooled oxide and silicide LEU (20 w/o) fuels based on JENDL-3.3 nuclear data," *Nucl. Eng. Des.*, vol. 262, pp. 52–62, 2013.
- [17] D. Čalić and M. Ravnik, "Criticality calculations of spent fuel in deep geological repository," *Nucl. Eng. Des.*, vol. 240, no. 3, pp. 668–671, 2010.
- [18] R. F. Mahmoud, M. K. Shaat, M. E. Nagy, S. A. Agamy, and A. A. Abdelrahman, "Burn-up credit in criticality safety of PWR spent fuel," *Nucl. Eng. Des.*, vol. 280, pp. 628–633, 2015.
- [19] International Atomic Energy Agency, *Measurement and storage of research reactor spent nuclear fuel: proceedings of a technical meeting held in Thurso, United Kingdom, 19-22 October 2009.*, no. October. 2013.

