

p ISSN 0852-4777; e ISSN 2528-0473

Akreditasi No. 21/E/KPT/2018

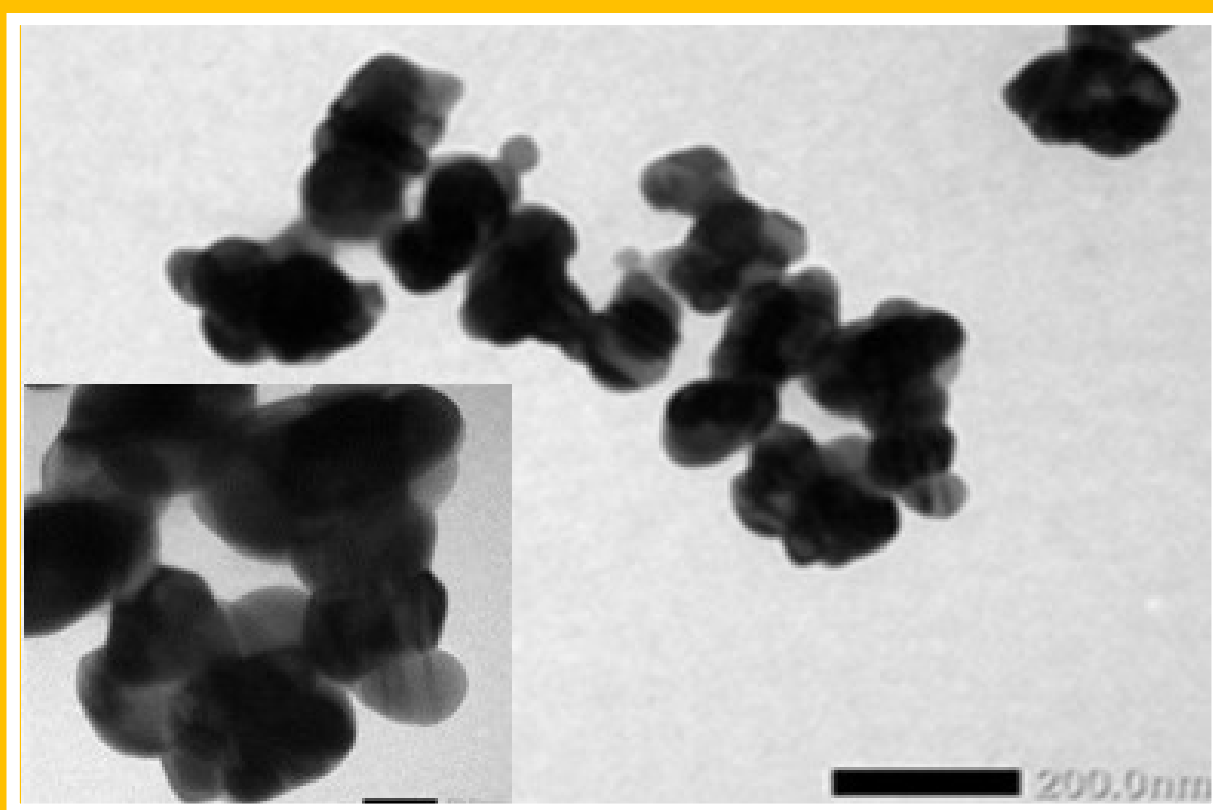
Berlaku s/d 2020

# Urania

Jurnal Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir

Vol. 25 No.1

Februari 2019



*Partikel Nano ZrO<sub>2</sub>*

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

Urania	Vol. 25	No. 1	Hal : 1-70	Serpong Februari 2019	p ISSN 0852-4777; e ISSN 2528-0473
--------	---------	-------	------------	--------------------------	------------------------------------

# URANIA

---

## Jurnal Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir

---

Vol. 25 No.1, Februari 2019

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 yaitu 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**

Dr. Jan Setiawan (Material, BATAN)

### **Pemimpin Redaksi Pelaksana**

#### **Merangkap Penyunting Ahli**

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

### **Penyunting Ahli**

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

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

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

Ir. Tri Yulianto (Teknik Nuklir, BATAN)

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

Ir. Sarjono, M. Sc (Teknik Nuklir, BATAN)

Erilia Yusnitha, S.T, M. Sc (Teknik Kimia, BATAN)

Rohmad Sigit Eko Budi Prasetyo, S.T, M.Si (Material, BATAN)

### **Penyunting Mitra Bestari**

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

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

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

Dr. Toto Sudiro (Fisika, LIPI)

Dr. Muhammad Subekti, M.Eng, (Teknik Nuklir, PTKRN-BATAN)

Ir. Tagor Malem Sembiring (Teknik Nuklir, PKSEN-BATAN)

Dr. Eng. I Made Wicaksana Ekaputra, M.Eng (Universitas Sanata Dharma)

Daisman Purnomo Bayyu Aji, S.T, Ph.D (Universitas Trisakti)

Dr. Hishamuddin Husain (Malaysian Nuclear Agency)

Dr. Mohd Idzat Idris (Universiti Kebangsaan Malaysia, Malaysia)

### **Pemeriksa Naskah**

Yanlinastuti, S.Si

Dwi Agus Wrihatno, S.Kom

### **Sekretaris**

Mulkah Sari Banon, A. Md

---

### **Penerbit**

Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir (PTBBN)-BATAN

---

### **Alamat Redaksi**

Pusat Teknologi Bahan Bakar Nuklir

Kawasan Puspipstek Serpong 15314

Telp. 021-756-0915 Faks. 021-756-0909

E-mail: [urania@batan.go.id](mailto:urania@batan.go.id) / [batanurania@gmail.com](mailto:batanurania@gmail.com)

---

## 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 25 No.1 dapat hadir ke hadapan pembaca.

Topik pertama membahas masalah teknologi bahan yaitu teknologi bahan bakar reaktor daya yang ditulis dengan judul Ketahanan Oksidasi Zircaloy-4 Yang Dipadu Dengan Yttrium Pada Temperatur Tinggi. Yttrium merupakan salah satu logam unsur tanah jarang yang digunakan untuk memperbaiki sifat logam. Penelitian ini dilakukan untuk mengetahui pengaruh penambahan Yttrium terhadap ketahanan oksidasi temperatur tinggi pada paduan zirconium-4 dengan menggunakan metode oksidasi isothermal pada temperatur 900 °C dan 1000 °C.

Topik kedua membahas masalah ilmu kimia yang berkaitan dengan bahan struktur reaktor daya yang ditulis dengan judul Perilaku Elektrokimia Baja Tahan Karat SS 316 Sebagai Bahan Struktur Reaktor Nuklir Dalam Media Nanofluida. Korosi adalah problem umum yang sering terjadi pada logam dan paduan logam teknik. Metode yang tepat untuk mempelajari korosi logam dan paduan logam dalam lingkungan adalah Elektrokimia. Penelitian ini untuk mengevaluasi perilaku elektrokimia baja tahan karat SS 316 dalam media air demin dan nanofluida yang mengandung partikel nano ZrO<sub>2</sub>.

Topik ketiga membahas masalah lingkungan yang ditulis dengan judul Adsorpsi Limbah Simulasi Uranium Menggunakan Bentonit Titanium Dioksida. Bentonite adalah material lempung yang mempunyai luas permukaan besar dan mempunyai ruang antar lapis. Ruang antar lapis pada bentonit dapat dimodifikasi menggunakan TiO<sub>2</sub> yang mempunyai kemampuan mengadsorpsi limbah uranium. Modifikasi bentonit dengan TiO<sub>2</sub> akan menjadikan material tersebut mengalami peningkatan kemampuan mengadsorpsi limbah uranium. Makalah selanjutnya ditulis dengan judul *Gamma Dose Rate Analysis In Biological Shielding of HTGR-10 Mwth Pebble-Bed Reactor*. Reaktor HTGR 10 MWth merupakan reaktor temperatur tinggi berpendingin gas menggunakan bahan bakar dan moderator berbentuk *pebble* beradius 3 cm. Satu bola bahan bakar terdiri dari ribuan kernel UO<sub>2</sub> berdensitas padatan 10,4 g/cm<sup>3</sup>. Radiasi yang dihasilkan dari reaksi nuklir harus terpantau untuk menjamin keselamatan pekerja radiasi. Masalah lingkungan berikutnya ditulis dalam makalah dengan judul Karakterisasi Radionuklida Pada Bahan Bakar Nuklir Bekas Dari *Experimental Pebble Bed Reactor (AVR)*. *Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR)* merupakan reaktor nuklir jenis *High Temperature Gas Cooled Reactor (HTGR)* yang menggunakan bahan bakar berbentuk *pebble* berlapis TRISO dengan tipe yang sama dengan Reaktor Daya Eksperimental (RDE) yang direncanakan akan dibangun di Indonesia. Oleh karena itu karakteristik radionuklida dalam bahan bakar bekas (BBNB) reaktor AVR dapat digunakan untuk mempelajari karakteristik BBNB reaktor RDE.

Topik keempat membahas masalah teknologi reaktor yang ditulis dengan judul *Sensitivity Analysis On Thermohydraulic Code For Modified Plate-Fueled 2 MW TRIGA*. Rencana modifikasi reaktor TRIGA 2000 Bandung dari bahan bakar TRIGA menjadi tipe pelat, perlu didukung dengan penggunaan program komputasi yang tepat. Pada penelitian ini dipilih tiga program untuk mendesain termohidrolika pada kondisi tunak. Analisis digunakan untuk mengetahui sensitivitas program, menggunakan input dan pemilihan korelasi yang sama.

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

Februari, 2019  
DEWAN REDAKSI

# URANIA

---

## Jurnal Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir

---

Vol. 25 No. 1, Februari 2019

### DAFTAR ISI

Pengantar Redaksi	:	i
Daftar Isi	:	ii
Ketahanan Oksidasi Zircaloy-4 Yang Dipadu Dengan Yttrium Pada Temperatur Tinggi (Perdana Immanuel, Pradoto Ambardi, Djoko Hadi Prajitno)	:	1-8
Perilaku Elektrokimia Baja Tahan Karat SS 316 Sebagai Bahan Struktur Reaktor Nuklir Dalam Media Nanofluida (Djoko Hadi Prajitno, Jan Setiawan)	:	9-18
<i>Adsorption of Uranium Simulation Waste Using Bentonite: Titanium Dioxide (Bentonite: TiO<sub>2</sub>)</i> (Kris Tri Basuki, Lutfi Aditya Hasnowo, Elza Jamayanti)	:	19-32
<i>Gamma Dose Rate Analysis In Biological Shielding of HTGR-10 Mwth Pebble-Bed Reactor</i> (Hery Adrial, Amir Hamzah, Entin Hartini)	:	33-44
Karakterisasi Radionuklida Pada Bahan Bakar Nuklir Bekas Dari <i>Experimental Pebble Bed Reactor (AVR)</i> (Aisyah, Mirawaty, Dwi Luhur Ibnu Saputra, Risdiyana Setiawan)	:	45-58
<i>Sensitivity Analysis On Thermohydraulic Code For Modified Plate-Fueled 2 MW TRIGA</i> (Endiah Puji Hastuti, Surip Widodo)	:	59-70

## ABSTRAK

Perdana Immanuel, Pradoto Ambardi, Djoko Hadi Prajitno. Vol. 25 No. 1, hal. 1-8

**KETAHANAN OKSIDASI ZIRCALOY-4 YANG DIPADU DENGAN YTTRIUM PADA TEMPERATUR TINGGI.** Yttrium merupakan salah satu logam unsur tanah jarang yang digunakan untuk memperbaiki sifat logam. Penelitian ini dilakukan untuk mengetahui pengaruh penambahan Yttrium terhadap ketahanan oksidasi temperatur tinggi pada paduan zirkonium 4 dengan menggunakan metode oksidasi isothermal pada temperatur 900 °C dan 1000 °C. Penelitian ini dilakukan dengan melakukan variasi tiga (3) konsentrasi yttrium yaitu 0 wt%, 0,5 wt% dan 1 wt% sebagai pepadu pada zirkaloi-4 (Zr, Sn, Fe, dan Cr). Proses oksidasi isothermal dilakukan pada temperatur 900 °C dan 1000 °C dengan waktu pemanasan 9 jam terhadap sampel *as cast* di dalam tungku tabung. Sampel zirkaloi-4 yang telah dioksidasi kemudian dilakukan pengujian yang meliputi metalografi, kekerasan, *X-Ray Diffraction* (XRD) dan pengukuran ketebalan oksida. Hasil pengujian menunjukkan bahwa kandungan yttrium yang bervariasi tidak mempengaruhi nilai kekerasan yang berarti, dimana semakin besar kandungan yttrium yang ditambahkan mengakibatkan nilai kekerasan semakin menurun. Penambahan unsur yttrium dapat mempengaruhi ketahanan oksidasi pada temperatur tinggi yang dapat dilihat dari grafik perubahan ketebalan oksida serta morfologi permukaan oksidasi dari setiap sampel yang ada.

**Kata Kunci :** zirkaloi-4, oksidasi isothermal, yttrium

Djoko Hadi Prajitno, Jan Setiawan. Vol. 25 No. 1, pp. 9-18

**PERILAKU ELEKTROKIMIA BAJA TAHAN KARAT SS 316 DALAM MEDIA NANO FLUIDA.** Korosi merupakan permasalahan umum yang sering terjadi pada logam dan paduannya. Metode pengujian secara elektrokimia merupakan salah satu metode yang tepat untuk mempelajari korosi logam dan paduannya dalam lingkungan tertentu. Pada penelitian ini dilakukan evaluasi baja tahan karat SS 316 dalam media air demin dan nano fluida yang mengandung partikel nano  $ZrO_2$  dengan metode elektrokimia. Potensial korosi, polarisasi Tafel, dan *Electrochemical Impedance Spectroscopy* (EIS) digunakan untuk mempelajari perilaku elektrokimia baja tahan karat SS 316 dalam media air demin dan nano fluida dengan variasi waktu perendaman selama 10, 60 dan 120 menit. Hasil pengukuran terhadap potensial korosi baja tahan karat SS 316 dalam media air demin dan nanofluid menunjukkan peningkatan seiring dengan bertambahnya waktu perendaman. Hasil pengukuran konstanta Tafel anodik pada baja tahan karat SS 316 dalam media air demin dan nano fluida menunjukkan bahwa nilai konstanta Tafel naik dengan bertambahnya waktu perendaman. Hasil dari analisis polarisasi Tafel ditunjukkan bahwa laju korosi baja tahan karat SS 316 dalam media air demin dan nanofluid tidak terlihat perbedaan yang berarti dan laju korosi cenderung turun seiring dengan bertambahnya waktu perendaman. Hasil analisis dengan EIS pada baja tahan karat SS 316 menunjukkan bahwa nilai *impedance* yang tinggi dalam media nano fluida sehingga memiliki laju korosi yang rendah bila dibandingkan dalam media air demin. Pemeriksaan dengan difraksi sinar X menunjukkan bahwa fasa utama pada baja tahan karat SS 316 hasil pengujian korosi dalam media air demin dan nano fluida adalah  $\gamma$  austenit. Baja tahan karat SS 316 mempunyai ketahanan korosi yang tinggi dalam media air demin dan nano fluida dengan laju korosi di bawah 1 MPY.

**Kata kunci:** SS 316, korosi,  $ZrO_2$ , nano fluida, EIS.

Kris Tri Basuki, Lutfi Aditya Hasnowo, Elza Jamayanti. Vol. 25 No. 1, hal. 19-32

**ADSORPSI LIMBAH SIMULASI URANIUM MENGGUNAKAN BENTONIT:TITANIUM DIOKSIDA.** Bentonite adalah material lempung yang mempunyai luas permukaan yang besar dan mempunyai ruang antar lapis. Ruang antar lapis pada bentonit dapat dimodifikasi menggunakan  $TiO_2$  yang mempunyai kemampuan mengadsorpsi limbah uranium. Memodifikasi bentonit dengan  $TiO_2$  akan menjadikan material tersebut mengalami peningkatan kemampuan mengadsorpsi limbah uranium. Pada penelitian ini telah dilakukan karakterisasi bentonite dan bentonit: $TiO_2$  menggunakan instrumen FTIR, XRD dan BET untuk mengetahui gugus fungsi, basal spacing, dan luas permukaan. Selain itu juga untuk mengetahui pengaruh pH larutan uranium (1, 3, 5, dan 8), waktu adsorpsi (10, 20, 30, 40, 50, 60, 70, 90, dan 120 menit), dan konsentrasi larutan uranium (20, 40, 60, dan 80 ppm) terhadap kapasitas adsorpsi bentonit: $TiO_2$ , serta menentukan persamaan kinetika dan isotherm adsorpsi. Hasil penelitian FTIR menunjukkan terjadi penurunan bilangan gelombang pada ikatan O-H dari molekul air yang mengindikasikan adanya  $TiO_2$  menyisip di daerah interlapis bentonit. Hasil karakterisasi XRD pada bentonit: $TiO_2$  tidak menunjukkan puncak difraksi di bidang 001, sehingga basal spacing tidak dapat ditentukan. Hal ini diperkirakan karena delaminasi struktur bentonit. Delaminasi disebabkan oleh jumlah  $TiO_2$  yang terlalu banyak sehingga merusak struktur interlapis bentonit menjadi lembaran-lembaran yang tidak teratur. Struktur bentonit berbentuk lembaran akan menyebabkan jarak interlapis mengalami peningkatan yang sangat besar sehingga diperkirakan XRD sulit mendeteksi bidang 001 pada sudut 2 theta yang rendah. Luas permukaan bentonit: $TiO_2$  mengalami kenaikan sebesar 12,04  $m^2/g$ . Kapasitas adsorpsi terbaik didapatkan pada kondisi pH 5, waktu penyerapan selama 70 menit dan konsentrasi uranium sebesar 60 ppm. Kinetika adsorpsi dan isotherm adsorpsi dalam penelitian ini adalah kinetika pseudo orde dua dan isotherm Langmuir. Konstanta kinetika dan kapasitas adsorpsi maksimum yang diperoleh sebesar 0,075  $g/mg \cdot menit$  dan 5,848  $mg/g$ .

**Kata kunci:** Bentonit,  $TiO_2$ , Adsorpsi, Uranium.

Hery Adrial, Amir Hamzah, Entin Hartini. Vol. 25 No. 1, hal. 33-44

**ANALISA LAJU DOSIS GAMMA PADA PERISAI BIOLOGIS REAKTOR PEBBLE-BED HTGR 10 MWth.** HTGR 10 MWth merupakan reaktor temperatur tinggi berpendingin gas dengan bahan bakar dan moderator berbentuk pebble beradius 3 cm. Satu bola bahan bakar terdiri dari ribuan kernel  $\text{UO}_2$  berdensitas padatan  $10,4 \text{ g/cm}^3$  dengan tingkat pengkayaan uranium sebesar 17% (17%-235U). Teras HTGR-10 MWth merupakan pusat asal radiasi neutron maupun gamma hasil dari interaksi neutron dengan bahan bakar pebble, moderator maupun perisai biologis. Radiasi yang dihasilkan dari reaksi nuklir tersebut harus terpantau untuk menjamin keselamatan pekerja radiasi. Penelitian ini dilakukan dengan menggunakan paket Program MCNP6 dan bertujuan untuk menghitung dan menganalisis dosis radiasi gamma yang terjadi pada perisai biologis HTGR-10 MWth. erisai biologis terbagi dalam 10 segmen yang sama. Langkah awal penelitian adalah melakukan bechmark program yang dibuat terhadap tinggi kritis HTR-10. Hasil benchmark menunjukkan tingkat kesalahan sebesar  $\pm 1,1327\%$ . Sedangkan tinggi teras kritis HTGR 10 MWth untuk rasio bahan bakar pebble terhadap moderator pebble (F:M) sebesar 52:48 terjadi pada ketinggian 134 cm. Laju dosis gamma yang terjadi pada teras adalah sebesar  $3.0052\text{E}+05 \text{ mSv/jam}$ . Pada perisai biologis yang terbuat dari beton reguler berdensitas  $2,3 \text{ g/cm}^3$ , laju dosis gamma menurun mengikuti persamaan  $y = 0,0042 e^{-0,03x}$ . Dengan merujuk Perka Bapeten no 4 tahun 2013 maka batas aman untuk pekerja dan petugas proteksi radiasi akan tercapai bila minimal ketebalan perisai biologis sebesar 115 cm dengan nilai laju dosis gamma  $0 \text{ mSv/jam}$ .

**Kata Kunci** :Laju Dosis Gamma, HTGR 10 MWth, perisai biologis, pebble

Aisyah, Mirawaty, Dwi Luhur Ibnu Saputra, Risdiyana Setiawan. Vol. 25 No. 1, hal. 45-58

**KARAKTERISASI RADIONUKLIDA PADA BAHAN BAKAR NUKLIR BEKAS DARI EXPERIMENTAL PEBBLE BED REACTOR (AVR).** *Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR)* merupakan reaktor nuklir jenis *High Temperature Gas Cooled Reactor (HTGR)* yang menggunakan bahan bakar berbentuk *pebble* berlapis TRISO dengan tipe yang sama dengan Reaktor Daya Eksperimental (RDE) yang direncanakan akan dibangun di Indonesia. Oleh karena itu karakteristik radionuklida dalam bahan bakar bekas (BBNB) reaktor AVR dapat digunakan untuk mempelajari karakteristik BBNB reaktor RDE. Salah satu hal penting dalam operasional reaktor nuklir adalah pengelolaan BBNB yang ditimbulkannya. Pengelolaan BBNB reaktor AVR dilakukan dengan penyimpanan dalam *dry cask* untuk jangka waktu yang lama. Untuk mendisain keselamatan dalam sistem penyimpanan BBNB salah satu kajian penting yang diperlukan adalah karakterisasi radionuklida yang terkandung dalam BBNB. Pada penelitian ini dilakukan karakterisasi radionuklida yang terkandung dalam BBNB dengan menggunakan *software* ORIGEN 2.1 yang didasarkan pada operasional reaktor AVR. Penelitian ini bertujuan untuk analisis keselamatan penyimpanan BBNB *pebble* pada *dry cask* dalam jangka panjang. Hasil penelitian menunjukkan bahwa sampai dengan waktu penyimpanan selama 100 tahun, BBNB sebuah *pebble* memiliki karakteristik radionuklida hasil aktivasi, aktinida dan anak luruhnya, serta radionuklida hasil fisi dengan total konsentrasi aktivitas sebesar  $4,03 \times 10^{10} \text{ Bq/g}$ . Sampai dengan waktu penyimpanan 100 tahun konsentrasi aktivitas radionuklida total dalam *dry cask* sebesar  $7,66 \times 10^{13} \text{ Bq/g}$  untuk kapasitas *dry cask* yang berisi BBNB *pebble* berjumlah 1900 buah. Terdapat BBNB *pebble* dalam *dry cask* yang mengalami kerusakan pada lapisan TRISO, sehingga dalam *dry cask* kemungkinan terdapat beberapa radionuklida hasil fisi yang dapat lepas dari BBNB seperti  $^{85}\text{Kr}$ ,  $^{135}\text{Xe}$ , dan  $^{131}\text{I}$  yang berupa gas, serta  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{106}\text{Ru}$ ,  $^{110\text{m}}\text{Ag}$  dan  $^{107}\text{Pd}$  yang bersifat logam.

**Kata kunci**: Karakterisasi radionuklida, AVR, bahan bakar nuklir bekas, *pebble berlapis TRISO*

Endiah Puji Hastuti, Surip Widodo. Vol. 24 No. 3, hal. 59-70

**ANALISIS SENSITIVITAS PROGRAM THERMOHIDROLIKA PADA MODIFIKASI REAKTOR TRIGA BERBAHAN BAKAR TIPE PELAT 2 MW.** Rencana modifikasi reaktor TRIGA 2000 Bandung dari bahan bakar TRIGA menjadi tipe pelat, perlu didukung dengan penggunaan program komputasi yang tepat. Pada penelitian ini dipilih tiga program untuk mendesain termohidrolika pada kondisi tunak. Analisis digunakan untuk mengetahui sensitivitas program, menggunakan input dan pemilihan korelasi yang sama. Program komputasi yang digunakan di sini adalah COOLOD-N2, Heathyd dan PARET-ANL. Input yang digunakan berasal dari analisis awal perhitungan laju alir sebesar  $70 \text{ kg/s}$  dan daya nominal 2 MW. Untuk membandingkan ketiga program ini tidak digunakan faktor ketidakpastian baik perhitungan neutronik maupun faktor-faktor teknis. Hasil perhitungan temperature yang diperoleh dari program komputasi COOLOD-N2, Heathyd dan PARET ANL menghasilkan sensitivitas dengan nilai deviasi temperature pendingin 2.83% hingga 12.5%; temperatur kelongsong 2.14% hingga 31.30%; dan temperatur bahan bakar 6.63% hingga 18.64%. Sedangkan margin keselamatan terhadap instabilitas aliran masing masing sebesar 5.03; 5.68 dan 4.21, pada perhitungan COOLOD-N2, Heathyd, dan PARET-ANL, nilai tersebut menunjukkan bahwa instabilitas aliran belum terjadi. Hasil analisis menunjukkan bahwa penggunaan program perhitungan steady state dengan input yang sama, dimana faktor ketidakpastian diabaikan menghasilkan trend line temperatur pendingin, kelongsong dan fuel meat yang sama. Pemodelan pada tiap program komputasi berbeda sehingga menghasilkan nilai yang tidak tepat sama.

**Kata kunci**: analisis sensitivitas, TRIGA Pelat, COOLOD-N2, Heathyd, PARET-ANL

## ABSTRACT

Perdana Immanuel, Pradoto Ambardi, Djoko Hadi Prajitno. Vol. 25 No. 1, pp. 1-8

**OXIDATION RESISTANCE OF ZIRCONIUM ALLOY 4 DOPPED WITH YTTRIUM IN HIGH TEMPERATURES.** Yttrium is one of the rare earth metals which is used to improve properties of metals. This study was conducted to determine the effect of Yttrium (Y) on high-temperature oxidation resistance of Zirconium Alloy 4 by using isothermal oxidation method at temperatures of 900 °C and 1000 °C. This study employs 3 varied yttrium concentration of 0 wt%, 0.5 wt% and 1 wt% as doping material for zircalloy-4 (Zr, Sn, Fe, and Cr). The isothermal oxidation process was conducted at temperatures of 900 °C and 1000 °C for 9 hours heating of samples as cast in a furnace. Tests were done to the samples after oxidation process, which include metallographic testing, hardness testing, X-Ray Diffraction (XRD) testing and oxide thickness measurements. Test results show that the varying content of yttrium does not significantly affect the value of hardness, but there is a tendency that greater yttrium content decreases hardness value. The addition of yttrium affects the oxidation resistance at high temperatures, which can be seen from the graph of oxide thickness as well as the morphology of the oxide surface of each sample.

**Keywords:** zircalloy-4, isothermal oxidation, yttrium.

Djoko Hadi Prajitno, Jan Setiawan. Vol. 25 No. 1, pp. 9-18

**ELECTROCHEMICAL BEHAVIOR OF STAINLESS STEEL SS 316 AS NUCLEAR REACTOR STRUCTURE MATERIAL IN NANOFUID MEDIUM.** Corrosion is a common problem in many engineering metals and alloys. Electrochemical method is powerful instrument to use as tool to study corrosion behavior of metals and alloys in corrosive environment. The present study is to evaluate interaction between stainless steel SS 316 and nanofluid containing nano particles of ZrO<sub>2</sub> as an additive to demineralized water by electrochemical method. Corrosion potential, Tafel polarization, and electrochemical impedance spectroscopy (EIS) of stainless steel SS 316 were performed in both demineralized water and demineralized water containing nano particle 0,05% ZrO<sub>2</sub> at different immersion time. Corrosion potential examination shows that stainless steel 316 is actively corroded in both demin water and nanofluid. The corrosion potential tends to increase toward positive value for longer immersion time, both in demin water and nanofluid media. The value of anodic Tafel slope of also tends to increase for longer immersion time, both in demin water and nanofluid. Tafel polarization examination shows that corrosion rate of stainless steel 316 in demin water and nanofluid is not significantly different, and corrosion rate decreases with immersion time. EIS technique shows that the impedance of stainless steel 316 in nanofluid is higher when compared to the impedance in demineralized media, resulting in lower corrosion rates in nano fluids. X-ray diffraction examination of the specimens shows that the phase present in the stainless steel 316 alloys after corrosion testing is  $\gamma$  austenite, both in demin water and nanofluid. Stainless steel SS 316 is very good corrosion resistant material both in demin water and nanofluid with corrosion rate under 1MPY.

**Kata kunci:** SS 316 1, corrosion, ZrO<sub>2</sub>, nanofluid, EIS

Kris Tri Basuki, Lutfi Aditya Hasnowo, Elza Jamayanti. Vol. 25 No. 1, pp. 19-32

**ADSORPTION OF URANIUM SIMULATION WASTE USING BENTONITE:TITANIUM DIOXIDE.** Bentonite is a clay material of high surface area that have galleries within its structure. Bentonite that is modified with TiO<sub>2</sub> will have high adsorption capability. In this study, natural bentonite and bentonite:TiO<sub>2</sub> were characterized with FTIR, XRD and BET instruments to determine functional group, basal spacing, and specific surface area. This study also investigates the adsorption of bentonite:TiO<sub>2</sub> in various environmental factors, such as pH (pH 1, 3, 5, and 8), contact time (10, 20, 30, 40, 50, 60, 70, 90, and 120 min), and initial uranium concentration (20, 40, 60, 80 ppm), and their influences on adsorption capacity, and determine the kinetics equation and adsorption isotherm. Based on FTIR analysis, a decrease in the band of O-H bond from water molecule was observed, which indicates the presence of TiO<sub>2</sub> in bentonite interlayer structure. The XRD characterization of bentonite:TiO<sub>2</sub> does not show diffraction peak in 001 plane. This is due to delamination of bentonite interlayer structure. Delamination is caused by the presence of TiO<sub>2</sub> in large quantities, thus damaging the bentonite interlayer structure into irregular sheets. Bentonite as sheets will cause the basal spacing to increase and it is anticipated that XRD will find it difficult in detecting the 001 plane at a low 2 theta angle. The surface area of bentonite:TiO<sub>2</sub> has increased by 12.04 m<sup>2</sup>/g. The maximum adsorption capacity of U(VI) took place at pH 5.0 for 70 minutes contact time and uranium concentration of 60 ppm. In this study, the adsorption kinetic and adsorption isotherm are pseudo second-order kinetic and Langmuir isotherm. The kinetic constant and maximum adsorption capacity of bentonite:TiO<sub>2</sub> are 0.075 g/mg.min and 5.848 mg/g respectively.

**Keywords:** Bentonite, TiO<sub>2</sub>, Adsorption, Uranium

Hery Adrial, Amir Hamzah, Entin Hartini. Vol. 25 No. 1, hal. 33-44

**GAMMA DOSE RATE ANALYSIS IN BIOLOGICAL SHIELDING OF HTGR-10 MWth PEBBLE BED REACTOR.** HTGR-10 MWth is a high-temperature gas-cooled reactor. The fuel and moderator are pebble shaped with a radius of 3 cm. One fuel pebble consists of thousands of  $UO_2$  kernels with a density of 10.4 gram/cc and the enrichment rate of 17%. The core of HTGR-10 MWth is the center of origin of neutrons and gamma radiation resulting from the interaction of neutrons with pebble fuel, moderator and biological shield. The various types of radiations generated from such nuclear reactions should be monitored to ensure the safety of radiation workers. This research was conducted using MCNP-6 Program package with the aim to calculate and analyze gamma radiation dose in biological shield of HTGR-10 MWth. In this study, the biological shield is divided into 10 equal segments. The first step of the research is to benchmark the created program against the critical height of HTR-10. The results of the benchmarking show an error rate of  $\pm 1.1327\%$ , while the critical core height of HTGR 10 MWth for the ratio of pebble fuel and pebble moderator (F:M) of 52: 48 occurs at a height of 134 cm. The rate of gamma dose at the core is  $3.0052E + 05$  mSv/hr. On the biological shield made of regular concrete with a density of 2.3 grams/cc, the rate of gamma dose decreases according to an equation  $y = 0.0042 e^{-0.03x}$ . Referring to Perka Bapeten no 4 of 2013, the safe limits for workers and radiation protection officers will be achieved if the minimum thickness of biological shield is 115 cm with gamma dose rate of 0 mSv/hour.

**Keywords:** Gamma dose rate, HTGR 10 MWth, biological shield, pebble

Aisyah, Mirawaty, Dwi Luhur Ibnu Saputra, Risdiyana Setiawan. Vol. 25 No. 1, hal. 45-58

**CHARACTERIZATION OF RADIONUCLIDES IN SPENT FUEL FROM EXPERIMENTAL PEBBLE BED REACTOR (AVR).** Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR) is a type of High Temperature Gas Cooled Reactor (HTGR) that has a TRISO coated pebble fuel similar to TRISO fuel for the Experimental Power Reactor (Reaktor Daya Experimental, RDE), which is planned to be built in Indonesia. Therefore, the radionuclides characterization study in the AVR spent fuel can give contribution to the study of RDE spent fuel. One of the important aspects in the operation of nuclear reactor is the management of the generated spent fuel. The management of the AVR spent fuel was carried out by storing the spent fuel in dry cask for a long time. In designing the safety of spent fuel storage system, one of the needed important studies is the characterization of radionuclides contained in the spent fuel. In this study, characterization of radionuclides contained in the spent fuel has been performed by using ORIGEN 2.1 computer program based on the data of AVR reactor operation. The objective of the research is to analyze the safety of a long term storage of pebble spent fuels in dry cask. The results show that up to 100 years storage period, one pebble spent fuel has a total activity concentration of  $4.03 \times 10^{10}$  Bq/g of activated products, actinides and its daughter and fission product radionuclides. In a dry cask containing 1900 pebbles, the total activity concentration of the spent fuel is  $7.66 \times 10^{13}$  Bq/g. Some broken TRISO layer in some spent fuel pebbles in dry cask is evident, so it is possible that some amount of fission product radionuclides are released from the spent fuel in the dry cask such as  $^{85}Kr$ ,  $^{135}Xe$ , and  $^{131}I$  in the form of gas, and metallic radionuclides of  $^{137}Cs$ ,  $^{106}Ru$ ,  $^{110m}Ag$  and  $^{107}Pd$ .

**Keywords:** Characterization of radionuclides, AVR, spent fuel, TRISO coated pebble

Endiah Puji Hastuti, Surip Widodo. Vol. 24 No. 3, hal. 59-70

**SENSITIVITY ANALYSIS OF THERMOHYDRAULIC CODE FOR MODIFIED PLATE-FUELED 2 MW TRIGA.** The plan to modify TRIGA 2000 Bandung from using regular TRIGA fuel to plate-type fuel should be supported by the use of appropriate computer codes. This research proposes three codes to design reactor thermohydraulics at transient condition. Analysis has been performed to identify code sensitivity using the same input and correlation. The codes used were COOLOD-N2, Heathyd, and PARET-ANL. The input was obtained from preliminary analysis of a flow rate calculation of 70 kg/s and a nominal power of 2 MW. The comparison of these three codes did not consider uncertainty factor for neutronic and technical aspects. The sensitivity analysis on thermohydraulic codes used to calculate heat transfer in the fuel plate of TRIGA reactor at steady state condition indicates similar temperature trend lines for the coolant, plate, and fuel meat. Temperature calculation results obtained from COOLOD-N2, Heathyd and PARET ANL give consistent sensitivity with the differences of coolant temperature from 2.83% to 12.5%; cladding temperature from 2.14% to 31.30%; and fuel meat temperature from 6.63% to 18.64%. The margins of flow instability were 5.03; 5.68 and 4.21, respectively for COOLOD-N2, Heathyd, and PARET-ANL. These values show that flow instability has not yet occurred. The results of the analysis show that the use of those three codes for steady state condition using the same input, in which uncertainty factor is neglected, give similar trend for coolant, cladding, and fuel meat temperature. As the modelling in each code is different, the values obtained are not exactly the same.

**Keywords:** sensitivity analysis, TRIGA Plate, COOLOD-N2, Heathyd, PARET-ANL.



# URANIA

## Jurnal Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir

### PEDOMAN PENULISAN NASKAH

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

1. JUDUL, ditulis menggunakan jenis huruf arial 14, *bold* dengan spasi 1,5.
2. NAMA PENULIS, ditulis menggunakan jenis huruf arial 10, *bold* spasi *exactly* 14.
3. ALAMAT/UNIT KERJA/ALAMAT EMAIL, ditulis menggunakan jenis huruf arial 10 spasi *exactly* 14.
4. ABSTRAK, ditulis menggunakan jenis huruf arial 10 dengan spasi *exactly* 14 dalam bahasa Indonesia dan bahasa Inggris maksimum 200 kata, berisi ringkasan 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 Kerja ditulis secara terinci yang memuat metoda, ruang lingkup, bahan dan peralatan yang digunakan serta 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 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 diffraction analyses on the mechanical alloying of the Mg<sub>2</sub>Ni formation," dipresentasikan pada The International Conference on Solid State Ionics 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/intra/>.
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](http://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.

## UCAPAN TERIMA KASIH

Redaksi mengucapkan terima kasih kepada:

1. Dr. Azwar Manaf, M.Met (Universitas Indonesia), mempunyai kepakaran dalam bidang material.
2. Prof. Dr. Yanni Sudiyani (LIPI), mempunyai kepakaran dalam bidang biologi lingkungan.
3. Prof. Drs. Perdamean Sebayang, M.Sc (LIPI), mempunyai kepakaran dalam bidang fisika.
4. Dr. Hishamuddin Husain (Malaysian Nuclear Agency), mempunyai kepakaran dalam bidang material.
5. Dr. Eng. I Made Wicaksana Ekaputra, M.Eng (Universitas Sanata Dharma), mempunyai kepakaran dalam bidang material.

Sebagai penyunting mitra bestari yang telah menyediakan waktu, pikiran serta saran-saran untuk mereview jurnal ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir "URANIA" Volume 25 No.1 (edisi Februari 2019).

Februari 2019

Redaksi

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