

PENGOLAHAN LIMBAH DAUR BAHAN BAKAR NUKLIR YANG MENGANDUNG URANIUM MENGUNAKAN RESIN PENUKAR ANION

Aisyah

Pusat Teknologi Limbah Radioaktif-BATAN

Email : aisyah@batan.go.id

ABSTRAK

PENGOLAHAN LIMBAH DAUR BAHAN BAKAR NUKLIR YANG MENGANDUNG URANIUM MENGGUNAKAN RESIN PENUKAR ANION. Terdapat beberapa tahapan dalam daur bahan bakar nuklir yang kesemuanya berpotensi menimbulkan berbagai jenis limbah radioaktif. Salah satu jenis limbah radioaktif adalah limbah yang mengandung uranium yang terkontaminasi dengan hasil belah. Limbah ini dapat ditimbulkan dari proses olah ulang bahan bakar nuklir bekas. Prinsip pengolahan limbah jenis ini adalah memisahkan uranium dari hasil belah. Resin penukar anion akan selektif mengikat uranium dalam bentuk uranium kompleks. Telah dilakukan penelitian pengolahan limbah simulasi dengan konsentrasi uranium 0,05 g/l menggunakan resin penukar anion amberlite IRA-400Cl dengan cara mengkomplekkan uranium masing masing dengan pengomplek Na_2CO_3 dan H_2SO_4 . Parameter pengolahan limbah yang dipelajari adalah jumlah pengomplek Na_2CO_3 dan H_2SO_4 serta waktu kontak terhadap penyerapan uranium. Penyerapan uranium yang optimal diperoleh pada penambahan pengomplek Na_2CO_3 sebesar 0,75 gram atau pada perbandingan U/ Na_2CO_3 sebesar 0,067, waktu kontak 60 menit dengan penyerapan uranium sebesar 88,621 % berat. Sedangkan penyerapan uranium yang optimal diperoleh pada penambahan pengomplek H_2SO_4 sebesar 0,5 gram atau pada perbandingan U/ H_2SO_4 sebesar 0,1 dan waktu kontak 60 menit dengan penyerapan uranium sebesar 70,468 % berat. Penggunaan pengkomplek Na_2CO_3 akan lebih ekonomis dibandingkan dengan pengkomplek H_2SO_4 pada pengolahan limbah yang mengandung uranium menggunakan resin penukar anion.

Kata kunci: Limbah uranium, resin penukar anion, pengkomplek Na_2CO_3 , pengkomplek H_2SO_4

ABSTRACT

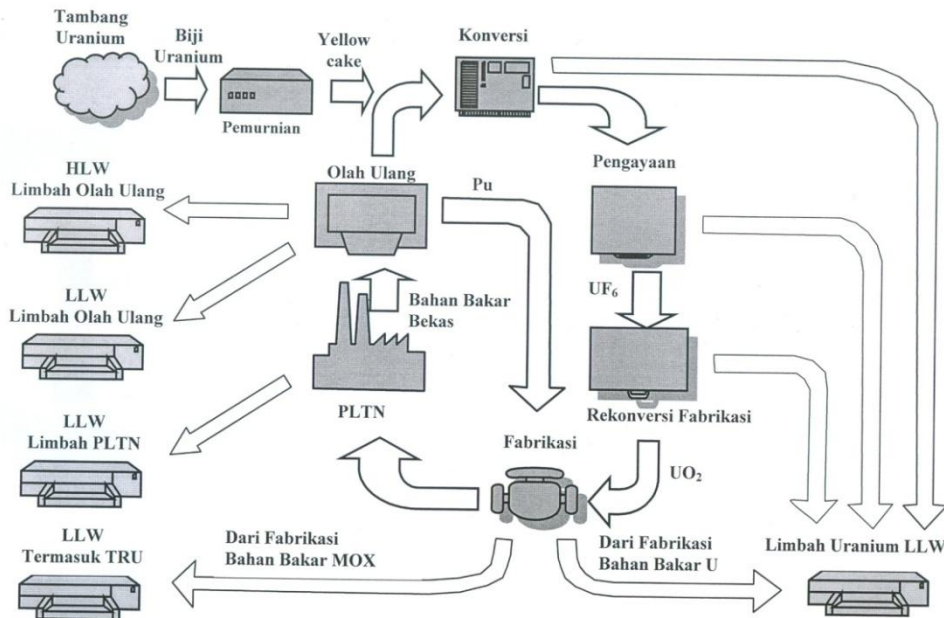
TREATMENT OF FUEL CYCLE WASTE CONTAINING URANIUM BY USING ANION EXCHANGE RESIN. There are several stages in the nuclear fuel cycle, all of which could potentially give rising various types of radioactive waste. One type of radioactive waste is waste containing uranium that contaminated with amount of fission product. This waste can be generated from the reprocessing of spent nuclear fuel. The principle of treatment this type of waste is to separating of uranium from the fission product. Anion resin would selectively bind the uranium in the form of complex uranium. A simulation study of waste treatment with the uranium concentration of 0.05 g / l has been carried out using anion exchange resin amberlite IRA- 400Cl by complexing the uranium with Na_2CO_3 and H_2SO_4 complexing agent respectively. The parameters of waste treatment studied are the amount of complexing agent of Na_2CO_3 and H_2SO_4 and contact time for uranium sorption. The optimal sorption of uranium obtained in the addition of Na_2CO_3 is 0.75 gram or ratio U / $\text{Na}_2\text{CO}_3 \approx 0.067$, contact time of 60 minute with the uranium sorption of 88.621 % weight. While the optimal sorption of uranium obtained in the addition of H_2SO_4 is 0,5 gram ratio U / $\text{H}_2\text{SO}_4 \approx 0.1$; contact time of 60 minute with the uranium sorption of 70,468 % weight. In the treatment of waste containing uranium, the use of Na_2CO_3 as complexing agent would be more economical than the H_2SO_4 on on the processing of waste containing uranium using anion exchange resin.

Keywords: Uranium waste, anion exchange resin, Na_2CO_3 complexing agent, H_2SO_4 complexing agent

PENDAHULUAN

Terdapat beberapa tahapan proses dalam daur bahan bakar nuklir yang dimulai dari penambangan biji uranium, pemurnian, konversi, pengayaan uranium, fabrikasi bahan bakar, pemakaian bahan bakar dalam reaktor dan bahan bakar bekas. Pada opsi daur bahan bakar terbuka tidak dilakukan proses olah ulang (reprocessing) bahan bakar bekas, sedangkan bila memilih opsi daur bahan bakar tertutup maka akan dilakukan proses olah ulang bahan bakar bekas. Pada setiap tahapan dari daur bahan bakar nuklir akan ditimbulkan berbagai jenis limbah radioaktif yang salah satunya adalah limbah yang mengandung uranium. Limbah uranium dapat berasal dari proses konversi dan fabrikasi bahan bakar serta dari mesin sentrifugal pada saat proses pengayaan. Selain itu limbah uranium juga dapat ditimbulkan dari proses olah ulang bahan bakar nuklir bekas. Limbah jenis ini selain mengandung uranium juga mengandung hasil belah. Jenis limbah ini mengandung radionuklida umur waktu paro panjang sehingga memerlukan pengelolaan yang tepat agar tidak menimbulkan dampak radiologis bagi masyarakat dan lingkungan [1,2,3]. Penimbunan limbah yang mengandung uranium dari daur bahan bakar nuklir seperti yang ditunjukkan pada Gambar 1.

Prinsip pengolahan limbah yang mengandung uranium dan hasil belah adalah dengan memisahkan uranium dari hasil belah. Hal ini dilakukan karena pengelolaan limbah uranium akan berbeda dengan pengelolaan limbah yang mengandung radionuklida hasil belah. Radionuklida uranium yang berumur paro panjang memerlukan solidifikasi dengan polimer dan disimpan lestari dalam formasi geologi. Sedangkan radionuklida hasil belah jika aktivitasnya tidak terlalu besar dibiarkan meluruh sehingga menjadi limbah tingkat rendah/ sedang dan diimobilisasi dengan semen dan disimpan lestari pada penyimpanan tanah dangkal. Untuk limbah yang mengandung hasil belah yang aktifitasnya sangat tinggi seperti pada limbah hasil olah ulang, maka imobilisasi dilakukan dengan gelas dan penyimpanan lestari dilakukan pada formasi geologi [4,5].



Gambar 1. Penimbunan Limbah Uranium dari Daur Bahan Bakar Nuklir [1,2,3]

Sampai dengan saat ini Pusat Teknologi Limbah Radioaktif belum mengelola limbah jenis ini sehingga diperlukan penelitian untuk mengelola limbah yang mengandung uranium yang terkontaminasi radionuklida hasil belah. Beberapa peneliti telah melakukan penelitian pengolahan limbah yang mengandung uranium dengan beberapa metode seperti menggunakan zeolit dan modifikasinya, bentonit dan modifikasinya, resin penukar kation atau bahkan langsung disolidifikasi dengan gelas dan synrock [6,7,8,9]. Penelitian tersebut hanya tepat untuk limbah yang hanya mengandung uranium karena dalam penelitian tersebut menggunakan prinsip penukar kation, sehingga hanya kation yang akan terikat pada adsorben penukar kation. Sedangkan dalam penelitian yang akan dilakukan mengandung dua jenis kation yaitu uranium dan kation hasil belah seperti Cs, Sr maupun Co, sehingga jika menggunakan zeolit, bentonit maupun modifikasinya ataupun menggunakan resin penukar kation maka kedua jenis kation tersebut yaitu uranium dan hasil belah semua akan berkompetisi terserap dan akhirnya adsorben mengandung kedua jenis kation tersebut. Uranium dan hasil belah memiliki metode pengelolaan yang sangat berbeda sehingga kedua jenis kation tersebut harus dipisahkan. Sedangkan imobilisasi langsung limbah uranium dengan gelas maupun synrock merupakan metode pengolahan limbah yang bagus namun memerlukan biaya yang tinggi. Oleh karena itu dalam penelitian ini digunakan adsorben resin penukar anion. Uranium dikomplekan dengan natrium karbonat (Na_2CO_3) dan asam sulfat (H_2SO_4) sehingga akan terbentuk anion kompleks uranium karbonat $[\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3]^{4-}$ dan uranium sulfat $[\text{UO}_2(\text{SO}_4)_3]^{4-}$ sedangkan hasil belah tidak ikut terkomplekan [10,11,12]. Oleh karena itu dengan menggunakan resin penukar anion maka yang terserap hanya uranium dan hasil belah akan lolos dari resin. Untuk pengelolaan selanjutnya maka uranium yang telah terikat pada resin akan diimobilisasi dengan polimer sedangkan hasil belah dapat diimobilisasi dengan semen jika tidak

mengandung radionuklida umur paro panjang, dan diimobilisasi dengan gelas jika mengandung radionuklida umur paro panjang.

Tujuan penelitian ini adalah memperoleh data kemampuan pengkomplek natrium karbonat dan asam sulfat terhadap uranium sehingga terbentuk anion uranium kompleks yang selanjutnya dapat dilakukan penyerapan menggunakan resin penukar anion. Oleh karena itu dalam penelitian ini digunakan limbah simulasi yang hanya mengandung uranium karena akan mengamati kompleks uranyl karbonat dan uranyl sulfat terhadap penyerapan resin penukar anion. Penelitian ini dilakukan dalam rangka mengantisipasi limbah yang mengandung uranium yang berasal dari berbagai laboratorium dilingkungan Badan Tenaga Nuklir Nasional yang kemungkinan terkontaminasi dengan hasil belah seperti limbah dari produksi radioisotop maupun limbah dari pengujian maupun pelarutan bahan bakar paska iradiasi. Penelitian ini dilakukan di laboratorium Bidang Teknologi Pengolahan Limbah Dekontaminasi dan Dekomisioning, Pusat Teknologi Pengolahan Limbah Radioaktif, Kawasan Puspiptek Serpong pada tahun anggaran 2013.

Penelitian pengolahan limbah yang mengandung uranium dilakukan dengan menggunakan limbah simulasi yang mengandung uranium. Sedangkan pengolahan limbah diamati melalui penyerapan uranium menggunakan resin penukar anion. Parameter yang dipelajari adalah jenis pengkomplek dan jumlahnya yaitu pengkomplek natrium karbonat (Na_2CO_3) dan asam sulfat (H_2SO_4) serta waktu kontak. Limbah uranium yang telah dikomplekan kemudian dikontakkan dengan resin penukar anion. Analisis uranium dilakukan dengan Ultraviolet-Visible Spectrofotometer (UV-VIS) dan ditentukan jumlah uranium terserap dan waktu kontak yang optimal.

METODE

Bahan

Dalam penelitian ini digunakan beberapa bahan seperti uranyl nitrat heksahidrat $\{\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}\}$, natrium karbonat (Na_2CO_3) dan asam sulfat (H_2SO_4) sebagai pengkompleks, resin penukar anion jenis amberlit IRA-400 Cl, arsenazo III, dan air bebas mineral.

Peralatan

Dalam penelitian ini digunakan beberapa peralatan, diantaranya timbangan, alat gelas, alat pengocok (*roller*), dan alat spektrofotometri UV-VIS.

Tata Kerja

2.3.1 Penyerapan Uranium oleh Resin Amberlit IRA-400 (Cl)

Limbah uranium dari daur bahan bakar nuklir dibuat secara simulasi dengan cara melarutkan serbuk $\{\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}\}$ dalam air bebas mineral sehingga diperoleh konsentrasi uranium 0,05 g/l. Percobaan penyerapan uranium oleh resin penukar anion dilakukan dengan parameter jenis pengkomplek yaitu natrium karbonat (Na_2CO_3) dan asam sulfat (H_2SO_4), jumlah pengkompleks dan waktu kontak.

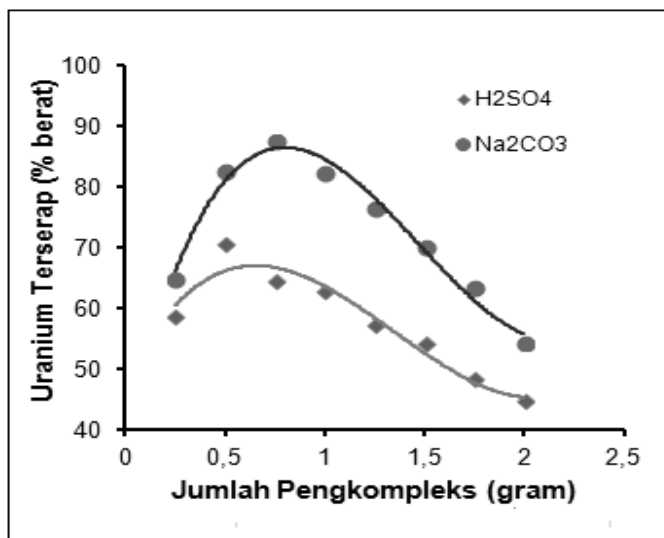
Percobaan penyerapan limbah simulasi yang mengandung uranium menggunakan pengkompleks Na_2CO_3 dan H_2SO_4 masing-masing dilakukan secara terpisah dengan cara mencampur 250 ml larutan limbah uranium, 250 ml air bebas mineral dan 0,25; 0,5; 0,75; 1; 1,25; 1,5; dan 2 gram pengkompleks Na_2CO_3 maupun H_2SO_4 . Kemudian kedalam masing-masing campuran ditambahkan 0,25 gram resin amberlit IRA-400 (Cl) dan dikocok selama 2 jam. Dari masing-masing sampel dianalisis kadar uranium dalam beningannya dengan metode spektrofotometri UV-VIS menggunakan pengkompleks arsenazo III. Penyerapan uranium yang optimal merupakan jumlah pengkompleks Na_2CO_3 maupun H_2SO_4 yang terbaik dan digunakan dalam percobaan selanjutnya.

Percobaan dengan parameter waktu kontak dilakukan dengan cara masing-masing mencampur 250 ml larutan limbah simulasi, 0,25 gram resin amberlit IRA-400 (Cl), pengkompleks Na_2CO_3 maupun H_2SO_4 dengan jumlah terbaik dan 250 ml air. Masing masing campuran di kocok dengan waktu kontak 30; 60; 90; 120 dan 150 menit. Dari masing-masing sampel dianalisis kadar uranium dalam beningannya dengan metode spektrofotometri UV-VIS

menggunakan pengompleks arsenazo III. Penyerapan uranium yang optimal merupakan waktu kontak terbaik.

HASIL DAN PEMBAHASAN

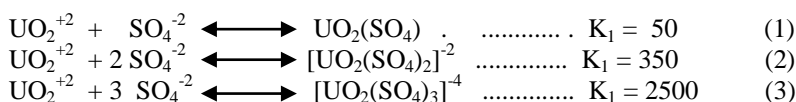
Hasil penelitian yang telah dilakukan ditunjukkan pada Gambar 2 dan 3. Pada Gambar 2 ditunjukkan pengaruh jumlah pengkomplek Na₂CO₃ dan H₂SO₄ terhadap uranium yang terserap, sedangkan Gambar 3 menunjukkan pengaruh waktu kontak terhadap jumlah uranium yang terserap.



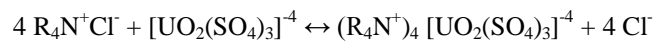
Gambar 2. Pengaruh Jumlah Pengkomplek Terhadap Uranium Terserap

Pada Gambar 2 terlihat bahwa kedua pengkomplek yaitu Na₂CO₃ dan H₂SO₄ mempunyai kecenderungan yang mirip satu sama lain yaitu dengan penambahan jumlah pengkomplek, maka jumlah uranium yang terserap dalam resin akan semakin meningkat sampai dicapai kondisi yang optimal, selanjutnya jumlah uranium yang terserap akan menurun dengan semakin bertambahnya jumlah pengkompleks. Untuk penggunaan pengkomplek Na₂CO₃ kondisi optimum dicapai pada penambahan Na₂CO₃ sebesar 0,75 gram dengan penyerapan uranium mencapai 87,512 %berat, sehingga diperoleh perbandingan komposisi U/Na₂CO₃ yang optimal adalah 0,067. Semakin besar Na₂CO₃ yang ditambahkan, maka penyerapan uranium akan menurun. Hal ini karena banyaknya ion (CO₃)⁻² bebas dalam larutan, sehingga akan terserap juga oleh resin dan kapasitas serap resin untuk uranium menjadi berkurang. Sebaliknya jika Na₂CO₃ yang ditambahkan terlalu kecil maka uranium yang terbentuk menjadi [UO₂(CO₃)₃]⁻⁴ sedikit, sehingga jumlah uranium yang terserap resin juga sedikit. Untuk penggunaan pengkomplek H₂SO₄ kondisi optimal dicapai pada penambahan H₂SO₄ sebesar 0,5 gram dengan jumlah uranium terserap 70,432 %berat atau pada perbandingan komposisi U/ H₂SO₄ = 0,1. Penambahan H₂SO₄ lebih lanjut maka penyerapan uranium akan menurun. Hal ini karena banyaknya ion (SO₄)⁻² bebas dalam larutan, sehingga akan terserap oleh resin penukar anion sehingga kapasitas serap resin untuk uranium menjadi berkurang. Sebaliknya jika H₂SO₄ yang ditambahkan terlalu kecil maka uranium yang terbentuk menjadi [UO₂(SO₄)₃]⁻⁴ sedikit, sehingga jumlah uranium yang terserap resin juga sedikit.

Pada Gambar 2 juga tampak bahwa penggunaan pengkomplek H₂SO₄ menghasilkan uranium yang terserap lebih kecil jika dibandingkan dengan penggunaan pengkomplek Na₂CO₃. Dalam pembentukan kompleks uranium dengan H₂SO₄ akan terbentuk 3 jenis ion kompleks yaitu UO₂(SO₄), [UO₂(SO₄)₂]⁻² dan [UO₂(SO₄)₃]⁻⁴ dengan persamaan reaksi sebagai berikut [13,14]:

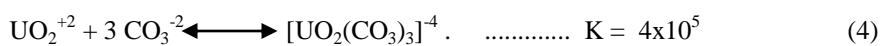


Berdasarkan harga tetapan kesetimbangan (K), maka kebolejadiannya yang banyak terbentuk adalah anion dengan K yang paling tinggi yaitu $[\text{UO}_2(\text{SO}_4)_3]^{-4}$ dengan harga $K=2500$, sehingga dalam larutan sebetulnya terdapat 3 jenis anion dengan komposisi jumlah yang tertentu. Pada reaksi pertukaran ion terjadi penyerapan ion-ion kompleks secara selektif dan kuantitatif oleh resin penukar anion dan yang bereaksi adalah anion kompleks $[\text{UO}_2(\text{SO}_4)_3]^{-4}$ dengan persamaan reaksi sebagai berikut [15,16,17]:



Oleh karena itu dalam larutan masih tersisa anion $\text{UO}_2(\text{SO}_4)$, $[\text{UO}_2(\text{SO}_4)_2]^{-2}$, dan anion anion ini baru akan terserap oleh resin jika telah berubah menjadi kompleks $[\text{UO}_2(\text{SO}_4)_3]^{-4}$ dan ini memerlukan waktu reaksi. Oleh karena itu dalam larutan selalu masih tersisa uranium dalam bentuk $\text{UO}_2(\text{SO}_4)$, $[\text{UO}_2(\text{SO}_4)_2]^{-2}$. Hal inilah yang mengakibatkan jumlah uranium yang terserap lebih kecil dibandingkan dalam bentuk anion karbonat.

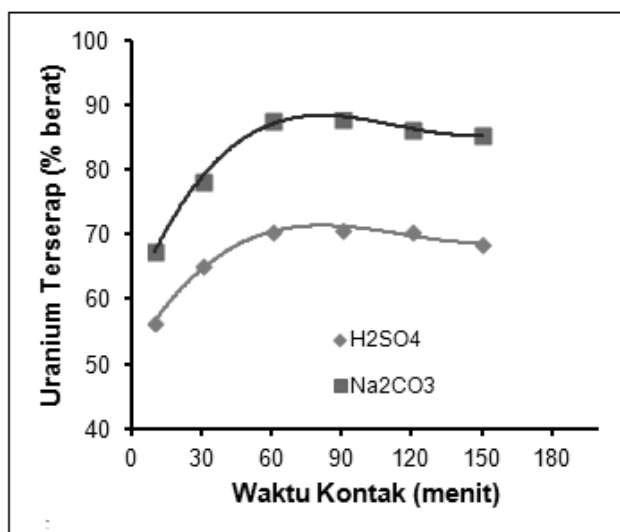
Pada penggunaan pengkomplek karbonat Na_2CO_3 hanya terdapat 1 macam reaksi pembentukan kompleks uranil karbonat dengan reaksi sebagai berikut [13,18]:



Reaksi pembentukan anion kompleks karbonat memiliki harga K yang besar. Hal ini menunjukkan reaksi kearah kanan berlangsung hampir sempurna, yang berarti anion kompleks yang terbentuk stabil tanpa adanya anion lain yang dapat mengganggu penyerapan anion kompleks karbonat. Hal ini yang menjadikan penyerapan oleh resin menjadi lebih besar. Adapun proses pertukaran ion berlangsung sebagai berikut [15,16]:



Gaya dorong pada proses pertukaran ion adalah adanya proses difusi. Proses difusi terjadi karena adanya perbedaan konsentrasi suatu ion didalam larutan dan didalam resin. Dalam hal ini konsentrasi ion uranil karbonat dalam larutan lebih besar dari pada konsentrasi ion karbonat didalam resin, sehingga terjadi penyerapan ion karbonat oleh bagian resin yang bermuatan positif dan perpindahan sejumlah ion Cl dari resin kedalam larutan. Pada kondisi ini besarnya waktu kontak akan menentukan banyaknya ion uranil yang akan terserap. Gambar 3. menunjukkan pengaruh waktu kontak terhadap jumlah uranium terserap pada kondisi U/ Na_2CO_3 sebesar 0,067 dan U/ H_2SO_4 sebesar 0,1.

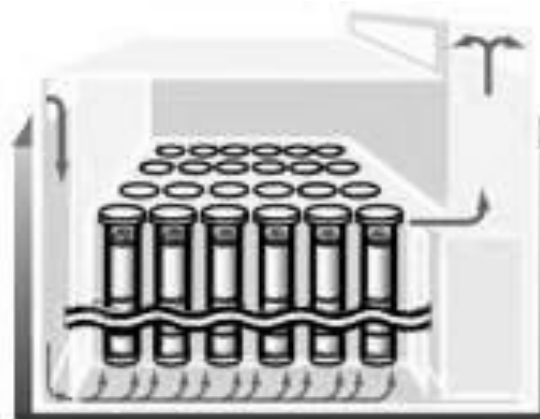


Gambar 3. Pengaruh Waktu Kontak Terhadap Uranium Terserap

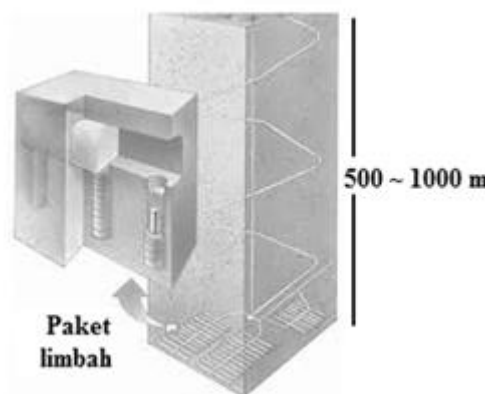
Pada Gambar 3 tampak bahwa terdapat kecenderungan pola yang mirip satu sama lain yaitu penyerapan uranium semakin meningkat dengan bertambahnya waktu kontak baik pada penambahan pengomplek Na_2CO_3 maupun H_2SO_4 . Terjadi peningkatan jumlah uranium terserap

dengan bertambahnya waktu kontak sampai kondisi optimum, selanjutnya penambahan waktu kontak akan menurunkan jumlah uranium terserap. Untuk penggunaan Na_2CO_3 maupun H_2SO_4 waktu kontak optimum masing-masing dicapai pada 60 menit dengan jumlah penyerapan masing-masing 87,621 dan 70,468 %berat. Pada penyerapan yang optimal kondisi resin dalam keadaan jenuh artinya jumlah zat yang diserap/diadsorpsi oleh permukaan resin dalam kondisi setimbang. Dalam peristiwa adsorpsi akan disertai dengan proses desorpsi. Proses desorpsi terjadi setelah melewati kondisi kesetimbangan. Pada awal reaksi, akan didominasi oleh proses adsorpsi, sehingga adsorpsi berlangsung cepat. Dengan bertambahnya waktu kontak (waktu reaksi) maka laju proses adsorpsi akan berkurang sedangkan laju proses desorpsi mulai meningkat. Inilah yang mengakibatkan penyerapan uranium menurun dengan bertambahnya waktu kontak. Dalam pengolahan limbah yang mengandung uranium penggunaan pengomplek Na_2CO_3 dapat menghasilkan penyerapan uranium dengan efisiensi yang lebih tinggi dibandingkan dengan penggunaan H_2SO_4 sebagai pengkomplek.

Dalam pengelolaan limbah radioaktif resin yang telah jenuh dengan uranium selanjutnya dikondisioning dalam arti dapat disimpan langsung ataupun diimobilisasi dengan polimer dan dimasukkan dalam wadah. Mengingat bahwa uranium memiliki umur paro yang sangat tinggi yaitu untuk U-235 dan U-238 masing-masing 704 juta dan 4,47 miliar tahun maka dipersyaratkan bahwa wadah harus terbuat dari bahan dengan ketahanan korosi yang tinggi. Sebagai acuan adalah wadah atau canister milik *Japan Atomic Energy Agency (JAEA)* Jepang yang terbuat dari baja tahan karat [19]. Canister yang telah berisi limbah terimobilisasi (paket limbah) selanjutnya disimpan sementara dalam penyimpanan sementara (*interim storage*) selama 30~50 tahun yang dilengkapi dengan sistem pendingin udara hembus seperti yang ditunjukkan dalam Gambar 4 [20,21]. Sistem pendingin ini dimaksudkan untuk mencegah kerusakan limbah terimobilisasi akibat panas yang terus dipancarkan oleh radionuklida dalam limbah. Selanjutnya *canister* yang berisi limbah terimobilisasi disimpan lestari (*disposal*) pada formasi geologi (*geologic disposal*) pada kedalaman 500 - 1000 meter yang dilengkapi dengan penahan ganda rekayasa (*engineer barrier*) yang terdiri dari limbah terimobilisasi, *canister*, *overpack*, *backfill material (buffer material)* dan kondisi geologi setempat seperti yang ditunjukkan pada Gambar 5 [19,22,23]. Sistem penghalang ganda ini didisain mampu menghalangi terlepasnya radionuklida dalam limbah ke lingkungan, sehingga masyarakat dan lingkungan dapat selamat dari potensi radiologik dari penyimpanan limbah radioaktif.



Gambar 4. Sistem Pendinginan Udara Hembus Pada Penyimpanan Sementara Gelas-Limbah [20,21].



Gambar 5. Disposal pada formasi geologi [23].

KESIMPULAN

Resin penukar anion akan selektif mengikat uranium dalam bentuk uranium kompleks baik menggunakan pengomplek Na_2CO_3 maupun H_2SO_4 . Oleh karena itu penyerapan uranium menggunakan resin penukar anion amberlit IRA-400Cl dapat dilakukan dengan baik melalui pengkomplekan dengan Na_2CO_3 dan H_2SO_4 . Penyerapan uranium mencapai optimal sebesar 87,512 %berat, pada penggunaan Na_2CO_3 sebesar 0,75 gram atau pada perbandingan komposisi

U/ Na_2CO_3 sebesar 0,067. Sedangkan pada penggunaan pengkomplek H_2SO_4 penyerapan optimal dicapai pada penambahan H_2SO_4 sebesar 0,5 gram dengan jumlah uranium terserap 70,432 %berat atau pada perbandingan komposisi U/ H_2SO_4 sebesar 0,1. Waktu kontak optimal masing-masing dicapai pada waktu 60 menit baik pada penggunaan pengkomplek Na_2CO_3 maupun H_2SO_4 dengan penyerapan uranium masing-masing sebesar 88,621 % berat dan 70,468 %berat. Penggunaan pengkomplek Na_2CO_3 akan lebih ekonomis dibandingkan dengan pengkomplek H_2SO_4 pada penyerapan uranium menggunakan resin penukar anion.

UCAPAN TERIMA KASIH

Terimakasih penulis sampaikan kepada Saudara Yuli Purwanto, AMd dan Sugeng Purnomo S.ST yang telah membantu dalam pelaksanaan penelitian dan pengoperasian alat analisa hasil penelitian.

DAFTAR PUSTAKA

1. IAEA, *Spent Fuel Reprocessing Options*, Tecdoc Series No.1587, IAEA, Vienna, (2008).
2. IAEA, *Management of Reprocessed Uranium Current Status and Future Prospects*, Tecdoc CD Series No. 1529, IAEA, Vienna, (2007)
3. www.ansn.bapeten.go.id/download.php?fid , *Kelompok dan Jenis Limbah Radioaktif*, (Februari 2010)
4. IAEA, *Strategy and Methodology for Radioactive Waste Characterization*, Tecdoc No.1537, Vienna, (2007).
5. IAEA, *Characterization of Radioactive Waste Form and Packages*, Technical Report Series No. 383, IAEA,Vienna, (1997).
6. Aisyah, Herlan Martono, *Pengolahan Limbah Cair Transuranium Produksi Radioisotop dari Uranium Teriradiasi Simulasi Secara Pemisahan dan Kondisioning*, Prosiding Seminar Nasional XVIII ” Kimia dalam Industri dan Lingkungan”, Jaringan Kerjasama Kimia Indonesia ,Yogyakarta, hal. 487- 496, (2009).
7. Aisyah, *Kemampuan Penyerapan Mineral Alam Dan Modifikasinya Terhadap Limbah Uranium*, Prosiding Seminar Nasional XIV ” Kimia dalam Pembangunan”, Jaringan Kerjasama Kimia Indonesia ,Yogyakarta, hal. 407-416, (2011).
8. Herlan Martono,Aisyah, *Pengaruh Oksida Pembentuk Gelas dan Oksida Limbah Terhadap Ketahanan Kimia Gelas-Limbah*, Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah Penelitian Dasar Ilmu Pengetahuan dan Teknologi Nuklir, PTAPB-BATAN, Yogyakarta, hal. 1-6, (2011).
9. Gunandjar, Titik Sundari, *Imobilisasi Limbah Radioaktif Uranium Menggunakan Bahan Matriks Synrock Supercalsine Zirconia Fosfat*, Prosiding Hasil Penelitian dan Kegiatan Pusat Teknologi Limbah Radioaktif Tahun 2012, PTLR-BATAN, hal. 63-76, (2013).
10. Majumdar D., Roszak, S., Balasubramanian, K., Nitsche, H., *Theoretical Study of Aqueous Uranyl Carbonate (UO_2CO_3) And Its Hydrated Complexes: $\text{UO}_2\text{CO}_3 \cdot n\text{H}_2\text{O}$ ($n = 1-3$)*, *Chemical Physics Letters* 372,pp. 232–241, 2003.
11. Hennig, C.,Schmeide, K., Brendler, V., Moll,H.,Tsushima, S.,Scheinost, A.S., *The Structure of Uranyl Sulfate in Aqueous Solution - Monodentate Versus Bidentate Coordination*, Available: www.slac.stanford.edu/econf/C060709/papers/073_THPO4.PDF, (Maret 2012)
12. www.commons.wikimedia.org/wiki/File:Uranium_fraction_diagram_with_carbonate_present.png, *Uranium Fraction Diagram with Carbonate Present.png*, (Maret 2012)
13. Tobin Marks, *Gmelin Handbook of Inorganic Chemistry, 8th Edition, Uranium. Supplement Volume A5*, Available: www.pubs.acs.org/doi/abs/10.1021/om00075a902, (Januari 2012).
14. El-Nadi, Y.A., Daoud, J.A., *Sorption of Uranium and Thorium from Sulphuric acid using TVEX-PHOR Resin*, *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol 265, No.3, pp. 447-454, (2005)*, Available: www.link.springer.com/article/10.1007%2Fs10967-005-0847-x#page-1, (Maret 2013)

15. Mattigod, S.V., Cordova, E.A., Golovich, E.C., Smith, R.M., Wellman, D.M., Uranium Adsorption on Ion-Exchange Resins – Batch Testing.
16. Bachmaf, S., Planer-Friedrich, B., Merkel, B.J., Effect Of Sulfate, Carbonate, And Phosphate On The Uranium(VI) Sorption Behavior Onto Bentonite, *Radiochim. Acta* 96, 359–366 (2008), Available: www.Effect%20of%20sulfate.%20carbonate.%20and%20phosphate%20on%20the%20uranium.pdf, (Februari 2012)
17. Gu B, Ku YK, Jardine PM., Sorption And Binary Exchange Of Nitrate, Sulfate, And Uranium On An Anion-Exchange Resin, *Environ Sci Technol.* 1,38(11), 3184-8, 2004, Available: www.ncbi.nlm.nih.gov/pubmed/15224753, (Maret 2013).
18. Nekrasova, N.A., Kudryavtseva, S.P., Milyutin, V.V., Chuveleva, E.A., Firsova, L.A., and Gelis, V.M., Sorption of Uranium from Carbonate Solutions on Various Ion Exchangers, *Radiochemistry*, vol 50, No.2 pp. 180-182, (2008).
19. NC, *Second Progress Report on Research and Development for the Geological Disposal of HLW in Japan*, Japan, 2000.
20. www.numo.or.jp/en/jigyoku/new_eng_tab04.html, *Nuclear Waste Management*, (Maret 2010).
21. Kanwar, R., Commissioning and Operation of High Level Radioactive Waste Vitrification and Storage Facilities: The Indian Experience, *International Journal of Nuclear Energy Science and Technology*, 1 [2-3], pp.148 – 163, (2005).
22. NEA., *Engineered Barrier Systems and the Safety of Deep Geological Repositories*, OECD, Paris (2003).
23. Byrne, P., *Nordic Researchers Model Repository of Nuclear Waste*, Available: <http://www.designworldonline.com/articles/6826/244/Nordic-Researchers-Model-Repository-of-Nuclear-Waste.aspx>, (Januari 2011).