

KAJIAN PENGOLAHAN LIMBAH RADIOAKTIF PADAT DARI OPERASI REAKTOR *HIGH TEMPERATURE REACTOR* 10 MW

Mirawaty, Yuli Purwanto

Pusat Teknologi Pengolahan Limbah – BATAN

mirawaty@batan.go.id

ABSTRAK

KAJIAN PENGOLAHAN LIMBAH RADIOAKTIF PADAT DARI OPERASI REAKTOR *HIGH TEMPERATURE REACTOR* 10 MW. Operasi reaktor *High Temperature Reactor* 10 MW (HTR-10) akan menimbulkan limbah radioaktif yang harus dikelola dengan baik agar tidak mencemari lingkungan. Salah satu limbah yang ditimbulkan adalah limbah padat berupa debu grafit, padatan terkontaminasi, dan drum filter. Kajian ini akan mengkaji pengelolaan limbah radioaktif padat yang dihasilkan dari operasi reaktor HTR-10. Beberapa penelitian yang telah dilakukan untuk pengolahan limbah grafit dengan proses disposal langsung setelah dikemas dengan wadah yang sesuai, disposal setelah di insenerasi, disposal dengan pengolahan secara kimia, kondisioning, dan pengemasan yang tepat. Pengolahan limbah grafit ini harus memperhatikan adanya energi wigner, jenis grafit, ukuran wadah dan berat, tingkat dosis pada kemasan, keluaran panas dan kontaminasi permukaan, dan pelepasan radioaktif pada kondisi normal (saat penanganan, pengangkutan dan disposal) atau kecelakaan. Sedangkan untuk limbah filter dan limbah padat terkontaminasi pengolahannya dapat dilakukan dengan proses kompaksi dan sementasi.

Kata Kunci : *High Temperature Reactor* 10 MW, grafit, limbah radioaktif padat, pengolahan

ABSTRACT

The study of a solid radioactive waste treatment from the operation of a 10 MW high temperature reactor. An operation of a 10MW high temperature reactor (HTR-10) creates a solid radioactive waste which has to be treated to avoid environmental pollution. Several solid wastes that are created during the operation are dust graphite, contaminated solids and filter drums. The current study investigates of the solid radioactive waste treatment that produces from the operation of HTR-10. Several studies treated the graphite waste using direct disposal after suitable packaging, disposal after incineration, disposal after chemical treatment, conditioning, and proper packaging. The graphite waste treatments should consider wigner energy presence, the graphite type by the container size and weight, the dose level within the packaging, the heat output and surface contamination, and the radioactive releases in the normal condition, which are during the handling, transport and disposal, or accident. As for filter waste and contaminated solid waste processing can be done by compaction and cementation process.

Keywords : *High Temperature Reactor* 10 MW, graphite, solid radioactive waste, treatment

PENDAHULUAN

Reaktor *High Temperature Reactor* 10 MW merupakan reaktor dengan temperatur tinggi yang mempunyai daya termal 10 MW. Reaktor ini yang akan diaplikasikan dalam pembangunan Reaktor Daya Eksperimen (RDE) sebagai salah satu program dalam renstra BATAN tahun 2015-2019. RDE yang akan dibangun adalah reaktor dengan temperatur tinggi dengan daya termal 10 MW dan menggunakan pendingin gas (*High Temperature Reactor* 10 MW thermal, HTR-10). Adanya pembangunan RDE akan ditimbulkan limbah radioaktif yang harus dikelola karena merupakan salah satu bagian penting dari keselamatan operasi reaktor tersebut dan lingkungan. Limbah yang ditimbulkan salah satunya limbah radioaktif padat yang berupa debu grafit, padatan terkontaminasi, dan drum filter. Material grafit

berfungsi sebagai moderator pada bahan bakar kernel dan sebagai struktur penyangga dari partikel bahan bakar TRISO.

Kajian ini akan mengkaji pengelolaan limbah radioaktif padat yang dihasilkan dari operasi RDE HTR-10 terutama limbah grafit. Berdasarkan IAEA-TECDOC-1521 pengolahan limbah grafit dan dilakukan dengan proses insenerasi (*furnance, fluidized bed, laser*) dan enkapsulasi menggunakan bahan matriks (semen, aspal, polimer, gelas) [1,2]. Beberapa Negara melakukan pengolahan limbah radioaktif grafit dengan cara daur ulang seperti yang dilakukan di Amerika dan Jerman, namun dihentikan karena aspek non-proliferasi [3,4,5]. Jerman juga pernah melakukan pembuangan langsung limbah radioaktif grafit ke tambang garam, namun memerlukan tempat pembuangan yang besar karena volumenya. Proses immobilisasi

menggunakan bahan matrik gelas juga pernah dilakukan untuk limbah radioaktif grafit karena efisien untuk limbah dari produksi fisi dan aktinida. Matrik gelas telah banyak digunakan di beberapa negara seperti Prancis, Jerman, Belgia, Inggris, Amerika Serikat, Jepang, Rusia [3,6]. Penelitian pemisahan TRISO dari grafit juga pernah dilakukan namun mempunyai kelemahan seperti biaya yang tinggi, kegagalan lapisan, pemisahan yang parsial, kompleksitas TRISO yang terpisah, juga perlu memperhatikan panas yang ditimbulkan[1,7,8].

Reaktor Daya Eksperimen *High Temperature Reactor 10 MW (RDE HTR-10)*

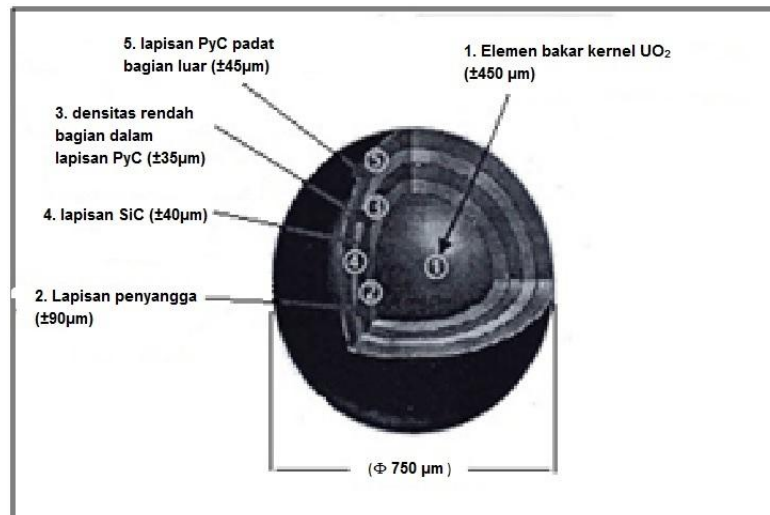
RDE HTR-10 merupakan reaktor dengan daya termal 10 MW, daya listrik 2,5 MW dengan bahan bakar U-235 pengkayaan 17% dan menggunakan pendingin primer gas helium yang bertekanan 3,5 atm[9]. Reaktor HTR-10 mempunyai keunggulan efisiensi termal tinggi, secara keamanan mempunyai *power density* yang

rendah, dan mempunyai kapasitas termal yang besar pada inti. Reaktor ini telah banyak dikembangkan di Jerman, Cina, Rusia, Afrika Selatan, Amerika Serikat, Inggris dan Jepang [3]. Reaktor HTR-10 menggunakan bahan bakar *pebbel* yang mengandung kernel tipe termal dengan struktur dan konstruksi partikel berlapis triso (*triso coated particle*), berikut deskripsi bahan bakar *pebbel* sebagai berikut [9]:

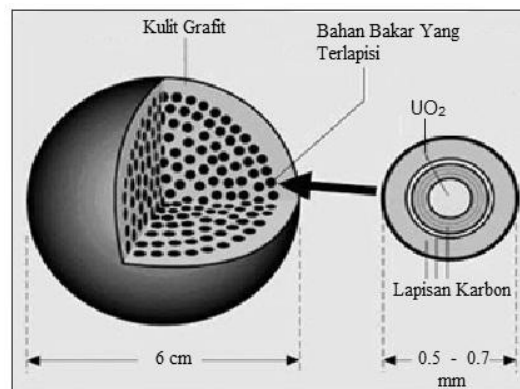
1. Partikel berlapis triso terdiri dari 5 (lima) lapisan seperti ditunjukkan pada **Gambar 1 dan Tabel 1**.
2. Partikel berlapis triso sebanyak 8.335 digabungkan dalam elemen *pebbel* (bentuk bola) dengan diameter 6 cm
3. Elemen *pebbel* mengandung 5 gram *heavy metal* (HM) yang merupakan campuran dari U-234, U-235, dan U-238
4. Semua partikel-partikel tersebut didalam *pebbel* yang termobilisasi dengan matriks grafit seperti ditunjukkan pada Gambar 2.

Tabel 1. Lapisan yang terdapat dalam Triso [9]

Lapisan	Keterangan
Pertama	- Berdiameter 450 μm - Bagian tengah : bahan bakar kernel UO_2 yang dilapisi moderator keramik dan grafit
Kedua	- Tebal 90 μm - lapisan <i>buffer</i> dari grafit berpori yang mempunyai fungsi untuk penyerapan unsur radioaktif hasil fisi yang lepas dari lapisan pertama - berfungsi untuk mengakomodasi pembengkakan kernel yang disebabkan pemuaiannya karena kenaikan suhu sampai 1600 $^{\circ}\text{C}$
Ketiga	- Tebal 35 μm - Terbuat dari karbon pirolitik - Berfungsi sebagai lapisan bejana penerima tekanan dari lapisan sebelumnya
Keempat	- Tebal 40 μm - Terbuat dari silisium karbida - Berfungsi sebagai penahan keselamatan unsur radioaktif hasil fisi yang lepas dari lapisan kedua dan menetrasi lapisan ketiga
Kelima	- Tebal 45 μm - dibuat dari grafit pirolitik berfungsi sebagai pertahanan akhir dari bahan bakar



Gambar 1. Bahan Bakar Kernel Partikel Berlapis Triso (*Triso Coated Particle*) [9,10,11]



Gambar 2. Elemen *Pebbel* Yang Berisi Partikel Triso Dan Terimobilisasi dalam Matriks grafit [9,10,11]

Kapasitas teras reaktor HTR-10 bervolume 5 m³, menggunakan 27.000 buah *pebbel* yang terdiri dari 14.310 elemen *pebbel* kernel (sebagai bahan bakar) dan 12.690 *pebbel* grafit (sebagai moderator) [9,12]. Pendingin yang digunakan adalah gas helium yang akan menghasilkan gas hasil fisi, partikel debu grafit, gas tritium dan karbon-14 hasil aktivasi. Melalui sistem purifikasi gas helium dapat menghilangkan debu grafit, humiditas dan unsur-unsur radioaktifnya. Digunakan juga filter karbon aktif untuk menangkap gas Yodium dan gas mulia sekaligus untuk penundaan gas mulia umur pendek [12].

Limbah yang ditimbulkan dari operasi reaktor RDE

Limbah radioaktif padat tingkat rendah dan sedang yang ditimbulkan dari operasi reaktor RDE antara lain debu grafit dari purifikasi gas helium yang tertangkap oleh filter, padatan yang terkontaminasi dari kegiatan operasional dan

perawatan, drum filter dari fasilitas dekontaminasi, *pebbel* moderator grafit yang mengalami kerusakan (retak, pecah, dll) juga grafit bekas dari *carbon brick* konstruksi sipil teras reaktor yang secara berkala (setiap 20 tahun) mengalami pergantian. Beberapa filter yang menjadi limbah radioaktif padat antara lain *bag filter* untuk menangkap debu grafit dalam kegiatan purifikasi gas helium, filter karbon aktif untuk penangkapan gas (iodine, karbon, kripton, dan xenon), pre-filter, filter *High Efficiency Particulate Air* (HEPA), dan *glass fiber paper* dari sistem *VAC-Off Gas* [9,13]. Perkiraan jumlah limbah radioaktif padat yang ditimbulkan dari operasi reaktor HTR-10 seperti ditunjukkan pada Tabel 2.

Tabel 2. Jenis dan jumlah limbah padat dari operasi HTR-10 [9, 14]

No.	JenisLimbah	Klasifikasi limbah	JumlahLimbah	Kontaminan
1.	Debu moderator grafit	LRTR	160 kg/th	I-131, I-132, I-133, I-134, I-135, C-14, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Xe-133, Xe-135.
2.	Filter karbon aktif bekas	LRTR	5 kg/th	I-131, I-132, I-133, I-134, I-135, C-14, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Xe-133, Xe-135.
3.	Filter bekas jenis <i>bag filter</i>	LRTR	10 m ³ /th	I-131, I-132, I-133, I-134, I-135, C-14, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Xe-133, Xe-135.
4.	Pre-filter jenis <i>glass fiber paper</i>	LRTR	10 m ³ /th	I-131, I-132, I-133, I-134, I-135, C-14, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Xe-133, Xe-135.
5.	HEPA filter bekas	LRTR	0,20 m ³ /th	I-131, C-14, dan hasil belah
6.	Limbah padat terkontaminasi	LRTR	0,28 m ³ /th	Cs-137 dan Sr-90
7.	Drum filter	LRTR	5 m ³ /th	Cs-137 dan Sr-90
8.	<i>Pebbel</i> moderator grafit	LRTS	4.230 elemen/th	Produk fisi dan aktivasi
9.	Grafit (<i>Carbon brick</i>)	LRTS	23,4 m ³ /20 th	Produk fisi dan aktivasi

PEMBAHASAN

Limbah debu moderator grafit ditimbulkan dari sistem purifikasi gas helium yang berfungsi sebagai penghilang kontaminan kimia dan partikel debu grafit dari pendingin primer. Berdasarkan perhitungan seperti pada dokumen teknis jumlah limbah debu grafit yang ditimbulkan dari operasi RDE HTR-10 mencapai 160 kg/tahun, dengan kandungan kontaminan yodium, karbon, dan beberapa gas mulia (Kripton, Xenon) seperti ditunjukkan pada Tabel 2. Limbah ini dikategorikan sebagai limbah radioaktif tingkat rendah yang dapat diolah dengan beberapa opsi. Pengolahan limbah tersebut yang dapat digunakan dengan proses insenerasi, proses imobilisasi langsung dan dapat juga dilakukan pra pengolahan sebelum imobilisasi (proses termal, kimia, pirolisis, pelapisan dan penjuhan) [2,15,16].

Pengolahan limbah debu grafit dengan proses insenerasi dapat mereduksi volume dengan rasio grafit terhadap debu sekitar 160 dan perlu diperhatikan kemungkinan adanya lepasan dari C-14, Cl-36, dan residu tritium yang mempunyai waktu paro panjang [16]. Menghindari adanya lepasan tersebut diperlukan adanya filter yang terdiri dari pre-filter, *back filter*, dan HEPA filter sebelum dilepas ke lingkungan [15,16,17]. Pengolahan dengan proses imobilisasi langsung dapat menggunakan bahan matriks semen, semen yang dimodifikasi, polimer, resin, bitumen, gelas [9,16,18]. Pada proses imobilisasi perlu diperhatikan

kemungkinan terjadinya korosi galvanik. Sedangkan proses imobilisasi untuk limbah grafit yang terkontaminasi uranium dan aktinida dilakukan dengan proses *self propagating high temperature synthesis* (SHS) yang pernah diusulkan oleh federasi Rusia [2].

Proses pra-pengolaahn juga dapat dilakukan sebelum proses imobilisasi dengan proses secara termal dan kimia untuk menghilangkan C-14 [16]. Proses secara termal dilakukan pemanasan tanpa mengoksidasi sebagian besar grafit, sehingga terjadi gasifikasi grafit dimana atom karbon bereaksi dengan oksigem membentuk gas CO_x [16, 19-22]. Proses secara kimia dilakukan dengan mendekontaminasi lapisan grafit dan menghancurkan bahan pengikat menggunakan bahan kimia seperti asam mineral, larutan alkali, detergen. Proses secara kimi juga dapat dikombinasikan dengan teknologi elektrokimia atau grafit mikro-oksidasi [16,23,24]. Proses pirolisis dilakukan dengan pemanasan pada temperatur tinggi, dimana limbah diubah menjadi hidrogen (H), karbon monoksida (CO) dan produk gas dioksidasi lebih lanjut dengan oksigen tambahan sehingga menghasilkan produk yang tidak berbahaya, karbon dioksida (CO₂) dan air (H₂O) [26]. Proses pelapisan dan penjuhan dilakukan untuk mengungkung limbah. Proses pelapisan dilakukan dengan melindungi grafit dari oksidasi radiolitik dengan lapisan silica, sedangkan penjuhan dilakukan dengan menutupi lapisan permukaan dari limbah dengan lapisan tipis menggunakan bahan

penjenuhan seperti *ultra-fine grouting*, semen, bitumen, polimer. Pengolahan limbah grafit dengan imobilisasi dan berkonsentrasi pada proses penjenuhan telah dikembangkan di Perancis [16, 25].

Limbah filter yang ditimbulkan dari operasi reaktor HTR-10 salah satunya ditimbulkan dari proses purifikasi yang digunakan untuk menghilangkan debu grafit, humiditas dan unsur-unsur radioaktif. Jenis filter dari proses purifikasi antara lain *bag filter*, pre-filter, HEPA filter, dan filter karbon aktif. Jenis *bag filter* digunakan untuk menghilangkan debu grafit yang mengandung tritium, karbon-14 dan unsur radioaktif hasil fisi. Filter karbon aktif dalam sistem purifikasi digunakan untuk menangkap gas yodium dan gas mulia, juga untuk menunda peluruhan gas mulia yang berumur paro pendek [9]. Limbah filter juga ditimbulkan dari sistem VAC dan *Off Gas* berupa limbah pre-filter jenis *glass fiber paper*, filter karbon aktif dan HEPA. Filter-filter tersebut digunakan untuk menarik udara dari peralatan terkontaminasi bahan kimia dan radioaktif yang terdapat dalam gedung fasilitas. Udara terkontaminasi akan disaring terlebih dahulu dengan pre-filter jenis *glass fiber paper* yang kemudian akan disaring lagi dengan filter karbon aktif dan HEPA melalui proses dehumidifikasi, absorpsi, dan filtrasi, selanjutnya udara dilepas melalui cerobong. Fasilitas dekontaminasi juga menimbulkan limbah padat berupa drum filter yang mengandung kontaminan Cs-137 dan Sr-90.

Perkiraan jumlah limbah *bag filter* bekas sebanyak 10 m³/tahun, HEPA filter sebanyak 0,2 m³/tahun dengan asumsi umur ekonomis nya 2-3 tahun, limbah filter karbon aktif bekas sebanyak 5 kg/tahun, dan pre-filter jenis *glass fiber paper* sebanyak 10 m³/tahun [9]. Limbah filter dari sistem purifikasi dan sistem VAC-*Off Gas* mengandung kontaminan yodium, karbon, dan beberapa gas mulia (Krypton, Xenon), sedangkan dari fasilitas dekontaminasi mengandung kontaminan Cs-137 dan Sr-90 [13]. Pengolahan limbah berupa filter dilakukan dengan proses kompaksi untuk memperkecil volume sehingga mempermudah untuk proses pengolahan selanjutnya. Setelah proses kompaksi dilakukan imobilisasi menggunakan bahan matrik semen untuk mempermudah proses penyimpanannya [9].

Kegiatan operasional dan perawatan reaktor juga menimbulkan limbah padat terkontaminasi yang berupa sarung tangan, kertas, kain dan pakaian. Limbah padat ini mengandung kontaminan Cs-137 dan Sr-90. Pengolahannya dapat dilakukan dengan proses kompaksi untuk memperkecil volume, dan selanjutnya untuk mempermudah penyimpanan

diimobilisasi menggunakan bahan matrik semen [9].

Limbah pebel moderator grafit ditimbulkan dari pebel yang digunakan mengalami rusak seperti retak atau pecah dan diklasifikasikan sebagai limbah radioaktif padat tingkat sedang. Perkiraan jumlah limbah yang ditimbulkan sebanyak 4.230 elemen per tahun dengan kandungan radionuklida dari produk fisi dan aktivasi [9]. Sedangkan limbah grafit (*carbon brick*) ditimbulkan karena konstruksi sipil teras reaktor yang secara berkala diganti setiap 20 tahun. Limbah ini ditimbulkan sebanyak 23,4 m³/20 tahun dengan kandungan radionuklida dari produk fisi dan aktivasi [9].

Limbah pebel moderator grafit dan grafit (*carbon brick*) merupakan grafit dalam teras reaktor yang telah teriradiasi neutron sehingga mengalami perubahan karakterisasi fisiknya. Limbah ini mengandung *energi wigner* yang besar dan panas mencapai 350°C [2, 15]. *Energi wigner* merupakan selisih panas pembakaran grafit teriradiasi dan grafit yang tidak teriradiasi [9]. Pendekatan pengolahan *energi wigner* dengan mencampur grafit dengan bahan lain atau dengan grafit dalam jumlah yang lebih rendah dari yang tersimpan [16]. Pengelolaan limbah *energi wigner* dapat dilakukan dengan proses gasifikasi menggunakan *superheated steam* yang bersuhu 600-700°C untuk pembentukan hidrogen dan CO₂. Sehingga untuk pengolahan limbah pebel moderator grafit dan grafit (*carbon brick*) perlu diperhatikan adanya *energi wigner* dan selanjutnya dapat disimpan di tempat penyimpanan sementara yang khusus dengan menjaga suhu lingkungannya [9]. Beberapa hal yang harus di perhatikan dalam pengolahan limbah grafit antara lain jenis grafit, ukuran wadah dan berat, tingkat dosis pada kemasan, keluaran panas dan kontaminasi permukaan, dan pelepasan radioaktif pada kondisi normal (saat penanganan, pengangkutan dan disposal) atau kecelakaan [16,17].

KESIMPULAN

Hasil pengkajian ini pengolahan limbah padat dari operasi reaktor HTR-10 berupa grafit dapat dilakukan dengan proses disposal langsung setelah dikemas dengan wadah yang sesuai, disposal setelah di insenerasi (diabukan), disposal dengan pengolahan secara kimia, kondisioning, pengemasan yang tepat. Dengan memperhatikan adanya energi wigner, jenis grafit, ukuran wadah dan berat, tingkat dosis pada kemasan, keluaran panas dan kontaminasi permukaan, dan pelepasan radioaktif pada kondisi normal (saat penanganan, pengangkutan dan disposal) atau kecelakaan. Limbah yang

berupa filter dan limbah padat terkontaminasi pengolahannya dapat dilakukan dengan proses kompaksi dan sementasi. Pengolahan limbah pebel moderator grafit dan grafit (*carbon brick*) perlu diperhatikan adanya *energi wigner* dan selanjutnya dapat disimpan di tempat penyimpanan sementara yang khusus dengan menjaga suhu lingkungannya

DAFTAR PUSTAKA

1. Fabrice Guittonneau, Abdesselam Abdelouas, Bernd Grambow, *HTR Fuel Waste Management: TRISO separation and acid-graphite intercalation compounds preparation*, Journal of Nuclear Materials 407, (2010), 71–77,
2. IAEA, *Characterization, treatment and conditioning of radioactive graphite from decommissioning of nuclear reactors*, IAEA-TECDOC-1521, Vienna, Australia, (2006)
3. Abdesselam Abdelouas, Samuel Noirault, Bernd Grambow, *Immobilization of inert TRISO-coated fuel in glass for geological disposal*, Journal of Nuclear Materials 358 (2006) 1–9
4. H. Nickel, H. Nabielek, G. Pott, A.W. Mehner, *Long time experience with the development of HTR fuel elements in Germany*, Nuclear Engineering and Design., 217 (1–2) (2002), pp. 141-151
5. K. Sawa, S. Ueta, *Research and development on HTGR fuel in the HTR project*, Nuclear Engineering and Design, 233 (1–3) (2004), pp. 163-172
6. R. Giere, P. Stille, *Energy, Waste and the Environment: A Geochemical Perspective*, Geological Society of London, Special Publication 236, 688 pp. ISBN 1-86239167-x, (2004)
7. Masson M, Grandjean S, Lacquement J, Bourg S, Delauzun JM, Lacombe J. , *Block-type HTGR spent fuel processing: CEA investigation program and initial results*. Nucl Eng (Des 2006); 236: 516-525
8. F. Guittonneau, A. Abdelouas, B. Grambow, M. Dialinas, F. Cellier, *New methods for HTR Fuel Waste Management*, in: Proceedings of the 4th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology, HTR 2008; 28th September–1st October 2008, ASME, (2008).
9. Dokumen Teknis, *Kajian Pengelolaan Limbah Radioaktif Reaktor Daya Eksperimental (RDE) Tipe HTR-10*, No. P.002/BN 04 02/TLR.2, Revisi 1.0, Pusat Teknologi Limbah Radioaktif, (Desember 2015).
10. IrsonJ, “ *Important Viewpoints Proposed for a Safety Approach of HTGR Reactions in Europe*”, International Proceeding ICENES, Belgia, (2005).
11. Wu Z and YuS, “*HTGR Projects in China*”, International Journal on Nuclear Engineering and Technology, vol 39. No 2, (2007), 103-110.
12. ZongxinWu, DengcaiLin, DaxinZhong, “*The Design Features of The HTR-10*”, Nuclear Engineering and Design 218, Elsevier, (2002).
13. Kuat Heriyanto, *Karakteristik Limbah Radioaktif Tingkat Rendah Dan Sedangdari Reaktor Daya Eksperimental Htr-10*, Prosiding Seminar Nasional Teknologi Pengelolaan Limbah XIV , ISSN 1410 – 6086, Pusat Teknologi Limbah Radioaktif – BATAN dan Sekolah Ilmu Lingkungan – UI, Desember (2016).
14. Sofiltra-Poelman, “*Filter and Filter Equipment for Genaral Industry and Nuclear Industry*”, France, (1985).
15. Alan Wareing, Liam Abrahamsen-Mills, Linda Fowler, Michael Grave, Richard Jarvis, Martin Metcalfe, Simon Norris, Anthony William Banford, *Development of integrated waste management options for irradiated graphite*, Nuclear Engineering and Technology, (2017), 1-9.
16. Junfeng Li, Mary Lou Duzsik-Gouga, Jianlong Wang, *Recent advances in the treatment of irradiated graphite: A review*, Annals of Nuclear Energy 110, (2017), 140–147.
17. Johannes Fachinger, Werner von Lensa, Tatjana Podruhzina, *Decontamination of nuclear graphite*, Nuclear Engineering and Design 238, (2008), 3086–3091.
18. Kearsey, H.A., Page, R.J., *Joint BNFL/DOE Intermediate-Level Waste Research Programme: Product Evaluation Task Force, Phase One Report for CAGR Graphite*, Report DOE/RW/84/183. (1984).
19. Fachinger, J., Von Lensa, W., Podruhzina, T., *Decontamination of nuclear graphite*. In: 3rd International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology. North-West University, South Africa, (2006).
20. Fachinger, J., Podruhzina, T., Von Lensa, W., *Decontamination of Nuclear Graphite by Thermal Treatment*,

- Proceedings, Solutions for Graphite Waste*, Manchester, (2007).
21. Podruzina, T., *Graphite as radioactive waste: corrosion behavior under final repository conditions and thermal treatment*, Diss. Rheinisch-Westfälischen Technischen Hochschule Aachen, (2004).
 22. Von Lensa, W., Vulpius, D., Steinmetz, H.J., Girke, N., Bosbach, D., Thomauske, B., Banford, A.W., Bradbury, D., Grambow, B., Grave, M.J., Jones, A.N., Petit, L., Pina, G., *Treatment and disposal of irradiated graphite and other carbonaceous waste*. *Atw. Int. J. Nucl. Power.* 57, (2011), 263–269.
 23. Tian, L., Wen, M., Li, L., Chen, J., *Disintegration of graphite matrix from the simulative high temperature gas-cooled reactor fuel element by electrochemical method*. *Electrochim Acta* 54, (2009), 7313–7317.
 24. Liu, J., Wang, C., Dong, L.M., Liang, T.X., *Study on the recycling of nuclear graphite after micro-oxidation*. *Nucl. Eng. Technol.* 48, (2016), 182–188.
 25. Bradbury, D., Mason, J.B., *Pyrolysis/steam reforming and its potential use in nuclear graphite disposal*. In: *Proceedings, EPRI/EdF International Decommissioning and Radioactive Waste Workshop*, Lyon France, (2004).
 26. Costes, J.R., de Tassigny, C., Vidal, H., *Conditioning of graphite bricks from dismantled gas-cooled reactors for disposal*. *Waste Manage.* 10, (1990), 297–302.

penyimpanan sementara dengan sistem out door, mengalami pendinginan dengan udara konveksi, laju alir udara konveksi dapat dihitung melalui perhitungan transfer panas peluruhan dari dalam kontainer menuju permukaan dinding luar kontainer

Tanya - Jawab

Pertanyaan 1.

Dari : Marhaeni Joko Puspito

Pertanyaan : Bahan bakar HTR sudah melebur berapa % untuk menjadi limbah dan bagaimana untuk mendeteksinya ?

Jawaban : Nilai burn up pebel elemen bakar mencapai 10% baru menjadi limbah, menggunakan sistem komputer/detektor untuk mengatur perintah penggantian pabel elemen bakar.

Pertanyaan 2.

Penanya : Siti Aidah

Pertanyaan : bagaimana proses tempat penyimpanan bahan bakar setelah dari reaktor

Jawaban : BBNB dimasukkan dalam kontainer yang kemudian ditransfer ke lokasi

