



KL-011

## RANCANGAN KONTAINER PENYIMPANAN JANGKA PANJANG HASIL *DISMANTLING* ZAT RADIOAKTIF TERBUNGKUS YANG TIDAK DIGUNAKAN

### *DESIGN OF LONG-TERM STORAGE CONTAINER FOR DISMANTLED OF DISUSED SEALED RADIOACTIVE SOURCES*

Suhartono, Moch Romli, dan Mochamad Ramdan

#### ABSTRAK

Telah dibuat rancangan kontainer untuk menyimpan jangka panjang terhadap hasil *dismantling* zat radioaktif terbungkus yang tidak digunakan (ZRTTD). Kontainer penyimpanan jangka panjang tersebut perlu dirancang dan dibuat, untuk menjamin keselamatan dan keamanan selama proses penyimpanan ZRTTD. Proses perancangan dilakukan dengan mengidentifikasi persyaratan keselamatan radiasi terhadap sumber radioaktif dan bungkusan zat radioaktif. Sementara itu, perhitungan untuk tujuan proteksi radiasi terhadap rancangan kontainer tersebut dilakukan menggunakan perangkat lunak *MicroShield 7.02*. Dari proses perancangan yang telah dilakukan didapat desain kontainer penyimpanan jangka panjang ZRTTD kategori 3–5 berupa *shell drum* 200 liter yang di dalamnya terdapat blok timbal (Pb) berbentuk silinder dengan diameter 30 cm yang memiliki 6 lubang penyimpanan. Bahan struktur penyusun kontainer tersebut terdiri dari plat baja sebagai bahan struktur drum 200 liter dan 100 liter dengan ketebalan total 0,16 cm, beton cor dengan ketebalan 6,5 cm, serta timbal dengan ketebalan 5 cm. Kapasitas maksimal penyimpanan dari kontainer tersebut adalah 16,80 Ci untuk Cs-137, atau 0,45 Ci untuk sumber Co-60. Jika kontainer hasil rancangan tersebut diisi penuh dengan sumber radioaktif hasil *dismantling* ZRTTD maka laju dosis radiasi pada kontak permukaan luar kontainer tidak melebihi 2 mSv/jam. Nilai laju dosis tersebut relatif aman dan memenuhi kriteria bungkusan radioaktif dengan kategori III Kuning.

**Kata Kunci:** Rancangan; Kontainer; Penyimpanan; Jangka panjang; ZRTTD.

#### ABSTRACT

*Design of long-term storage container for dismantled of disused sealed radioactive sources (DSRS) has been made. A long-term storage container must be designed and manufactured, to ensure safety and security during the process of storing DSRS. The designing process is carried out by identifying*

---

Suhartono, M. Romli, & M. Ramdan

\*Direktorat Pengelolaan Fasilitas Ketenaganukliran BRIN, e-mail: suha017@brin.go.id

@ 2023 Penerbit BRIN

Suhartono, M. Romli, dan M. Ramdan, "Rancangan kontainer penyimpanan jangka panjang hasil dismantling zat radioaktif terbungkus yang tidak digunakan," Dalam *Prosiding Seminar APISORA 2021 "Peran Isotop dan Radiasi untuk Indonesia yang Berdaya Saing,"* T. Wahyono, A. Citraresmini, D. P. Rahayu, Oktaviani, dan N. Robifahmi, Eds. Jakarta: Penerbit BRIN, November 2023, ch. 25, pp. 251–261, DOI: 10.55981/brin.690.c666, E-ISBN: 978-623-8372-02-7



*radiation safety and radioactive package requirements. Meanwhile, the calculation for radiation protection towards the container was done using the software MicroShield 7.02. From the designing process that had been carried out, resulted a long-term category 3–5 DSRS storage container design consist of a 200 liter shell drum in which containing a cylindrical lead (Pb) block with a diameter of 30 cm and has 6 storage holes. The structure material of the container consists of steel plate as a structural material for 200 liter and 100 liter drums with total thickness of 0.16 cm, cast concrete with a thickness of 6.5 cm, and lead with a thickness of 5 cm. The maximum storage capacity of these containers is 16.80 Ci for Cs-137, or 0.45 Ci for Co-60 sources. If the container completely filled with dismantled DSRS radioactive sources, then the dose rate at the contact of the outer surface container is estimated not to exceed 2 mSv/hour. That dose rate value is relatively safe and meets the criteria for radioactive packaging with category III Yellow.*

**Keywords:** Design; Container; Storage; Long-term; DSRS.

## PENDAHULUAN

Pusat Riset dan Teknologi Limbah Radioaktif (PRTLRT) ORTN, Badan Riset dan Inovasi Nasional (BRIN) mempunyai tugas melaksanakan tugas teknis penelitian, pengembangan, pengkajian, penerapan, invensi dan inovasi, serta penyelenggaraan ketenaganukliran di bidang limbah radioaktif [1]. Salah satu jenis limbah radioaktif yang harus dikelola oleh PRTLRT adalah zat radioaktif yang tidak digunakan atau dikenal juga sebagai sumber radioaktif bekas. Limbah radioaktif jenis ini biasanya berasal dari rumah sakit dan industri pengguna sumber radioaktif.

Berdasarkan Peraturan Pemerintah Republik Indonesia Nomor 58 Tahun 2015 tentang Keselamatan Radiasi dan Keamanan dalam Pengangkutan Zat Radioaktif, dan dokumen *IAEA Safety Standards, Safety Guide No. RS-G-1.9 Categorization of Radioactive Sources*, sumber radioaktif dikelompokkan menjadi 5 kategori [2],[3]. Pengelompokan sumber radioaktif tersebut didasarkan pada nilai perbandingan A/D, di mana A adalah aktivitas radionuklida, dan D adalah aktivitas jenis radionuklida dari sumber radioaktif yang dapat menyebabkan efek deterministik yang parah. Setiap radionuklida masing-masing memiliki nilai D (*D Value*). Sebagai contoh, radionuklida Co-60 memiliki nilai  $D = 0,03 \text{ TBq}$ , sedangkan Cs-137 memiliki nilai  $D = 0,1 \text{ TBq}$ . Tabel 1 adalah kategorisasi sumber radioaktif berdasarkan A/D.

Berdasarkan Tabel 1, dapat dilihat bahwa sumber radioaktif yang digunakan untuk tujuan medis dan industri beragam kategorinya sesuai dengan tujuan pemanfaatan sumber radioaktif tersebut. Tujuan radioterapi di rumah sakit atau iradiasi produk industri dan hasil pertanian, biasanya menggunakan sumber radioaktif pemancar gamma kategori 1 yang memiliki nilai A/D besar yang  $\geq 1000$ . Sumber radioaktif pemancar radiasi gamma kategori 2 biasanya digunakan untuk radiografi industri dan brakiterapi. Sementara itu, pemanfaatan sumber radioaktif di industri untuk tujuan *gauging, well logging*, kalibrasi, penelitian, dan pengembangan biasanya menggunakan sumber radioaktif kategori 3–5.



Terdapat dua jenis zat radioaktif yang biasa digunakan di bidang industri dan kedokteran, yaitu zat radioaktif terbuka dan zat radioaktif terbungkus. Zat radioaktif terbuka adalah zat radioaktif yang tidak dibungkus dengan kapsul sehingga berpotensi menimbulkan kontaminasi dan menyebar ke lingkungan hidup. Contohnya, sumber radioaktif I-131, Sm-153, Tc-99m untuk diagnosa dan terapi di bidang medis. Penggunaan sumber radioaktif, seperti Hg-203, I-131, dan Kr-85 sebagai *tracer* radioaktif di bidang industri [4]. Sementara itu, zat radioaktif terbungkus biasanya dikemas dalam kapsul dengan integritas yang tinggi, di mana di dalam kapsul mengandung radionuklida spesifik dengan derajat kemurnian yang tinggi. Sumber dengan aktivitas tinggi, biasanya dikemas menggunakan dua buah kapsul baja tahan karat [5]. Beberapa radionuklida yang sering digunakan sebagai sumber radioaktif terbungkus di bidang industri dan kesehatan, antara lain Fe-55, Co-60, Se-75, Kr-85, Sr-90, Cd-109, Cs-137, Pm-147, Ir-192, dan Am-241 [6]. Aktivitas mula-mula dari radionuklida sangat beragam tergantung dari tujuan pemanfaatannya.

**Tabel 1.** Pengkategorian Sumber Radioaktif Berdasarkan Nilai A/D.

Kategori Sumber Radioaktif	Ambang Batas Radioaktivitas (A/D)	Jenis Penggunaan
1	$A/D \geq 1000$ (A/D lebih besar dari atau sama dengan 1000 (seribu))	Sumber radioaktif untuk irradiator Sumber radioaktif untuk radioterapi
2	$1000 > A/D \geq 10$ (A/D lebih kecil dari 1000 (seribu) dan lebih besar dari atau sama dengan 10 (sepuluh))	Sumber radioaktif untuk radiografi industri Sumber radioaktif untuk brakiterapi
3	$10 > A/D \geq 1$ (A/D lebih kecil dari 10 (sepuluh) dan lebih besar dari atau sama dengan 1 (satu))	Sumber radioaktif untuk <i>gauging</i> dengan sumber radio-aktif aktivitas tinggi Sumber radioaktif untuk <i>well logging</i> Sumber radioaktif untuk fotofluorografi
4	$1 > A/D \geq 0,01$ (A/D lebih kecil dari 1 (satu) dan lebih besar dari atau sama dengan 0,01 (nol koma nol satu))	Sumber radioaktif untuk <i>gauging</i> dengan sumber radio-aktif aktivitas rendah
5	$0,01 > A/D$ dan $A >$ dari tingkat pengecualian (A/D lebih kecil dari 0,01 dan A lebih besar dari tingkat pengecualian)	Sumber radioaktif untuk tujuan pendidikan, penelitian, dan pengembangan <i>Check sources</i> Sumber radioaktif untuk kalibrasi Sumber radioaktif untuk standardisasi

Seiring dengan waktu pemanfaatan, lama kelamaan aktivitas radionuklida yang terdapat dalam sumber radioaktif akan berkurang karena proses peluruhan sehingga intensitas radiasi berkurang dan tidak efektif lagi dalam penggunaannya. Sumber radioaktif terbungkus yang sudah berkurang aktivitasnya dan tidak digunakan lagi disebut sebagai zat radioaktif terbungkus yang tidak digunakan (ZRTTD), dan harus dikelola sebagai limbah radioaktif. Di Indonesia terdapat dua opsi untuk pengelolaan ZRTTD ini, yaitu dikembalikan ke negara asalnya atau diserahkan ke



ORTN (PRTL, ORTN, BRIN) [7]. Rancangan kontainer penyimpanan jangka panjang dalam makalah ini ditujukan untuk pengelolaan ZRTTD kategori 3–5 yang telah diserahkan ke PRTL, ORTN, BRIN.

Pada saat diserahkan ke PRTL, ORTN, BRIN, ZRTTD dari industri atau rumah sakit masih berada dalam wadah kontainernya (*source holder*). Bentuk dan dimensi *source holder* ini sangat beragam, ada yang berdimensi relatif kecil tetapi ada pula yang memiliki dimensi besar/panjang. Sampai saat ini, jumlah ZRTTD yang harus dikelola oleh PRTL, ORTN, BRIN mencapai ribuan unit sehingga memerlukan ruangan penyimpanan yang luas. Gambar 1 berikut ini menunjukkan beberapa *source holder* berisi ZRTTD yang banyak diterima oleh PRTL, ORTN, BRIN.



**Gambar 1.** Perbandingan dimensi sumber radioaktif dengan beberapa wadah kontainernya [8].

Efisiensi ruang penyimpanan dan tata kelola ZRTTD yang memenuhi persyaratan keselamatan dan keamanan sumber radioaktif maka sumber radioaktif yang masih tersimpan dalam wadah kontainernya tersebut dapat diambil dan dikumpulkan menjadi satu dalam wadah/kontainer penyimpanan jangka panjang. Salah satu rekomendasi dari Badan Tenaga Atom Internasional (*IAEA*) menyebutkan bahwa sumber-sumber radioaktif terbungkus yang terdapat dalam ZRTTD tersebut dapat diambil dan dikumpulkan dalam sebuah kapsul *stainless steel 304* (*SS 304*), selanjutnya kapsul tersebut ditutup dan dilas atau dikunci dengan sistem *screw* [9]. Wadah/kontainer asli yang sudah kosong dapat dimanfaatkan kembali misalnya dilebur untuk dicetak menjadi *shielding* radiasi baru sesuai kebutuhan. Gambar 2 menunjukkan kapsul *SS 304* yang digunakan untuk mengumpulkan dan menyimpan sumber-sumber radioaktif terbungkus hasil *dismantling* ZRTTD.



**Gambar 2.** Sumber-sumber radioaktif terbungkus hasil *dismantling* ZRTTD kategori 3–5 yang dikumpulkan dan dimasukkan ke dalam kapsul SS 304.

Kapsul SS 304 berisi beberapa sumber radioaktif terbungkus hasil *dismantling* ZRTTD kategori 3–5 maka laju dosis radiasi pada permukaan kapsul menjadi tinggi. Oleh karena itu, perlu dirancang dan dibuat kontainer penyimpanan jangka panjang yang sekaligus berfungsi sebagai *shielding* radiasi. Pada makalah ini akan dibahas rancangan kontainer penyimpanan jangka panjang berupa *shell drum* 200 liter yang di dalamnya terdapat sebuah *long term storage shield* dari bahan timbal (Pb). Sejumlah 6 buah kapsul SS 304 dapat dimasukkan ke dalam sebuah kontainer penyimpanan jangka panjang hasil rancangan ini. Diharapkan laju dosis radiasi pada kontak permukaan kontainer penyimpanan jangka panjang tidak melebihi 2 mSv/jam.

## METODE PERCOBAAN

### Bahan dan Alat

Bahan yang digunakan dalam kegiatan ini meliputi drum 100 liter dan 200 liter sesuai spesifikasi drum limbah yang digunakan di PRTL, ORTN, BRIN. Kapsul *stainless steel SS 304* yang digunakan untuk kondisioning sumber radioaktif bekas di PRTL, ORTN, BRIN. Sementara itu, alat yang digunakan untuk menghitung laju dosis radiasi setelah melewati bahan kontainer adalah *software MicroShield 7.02* yang telah resmi dimiliki oleh PRTL, ORTN, BRIN.

### Tata Kerja

Proses perancangan kontainer penyimpanan jangka panjang hasil *dismantling* ZRTTD ini dimulai dengan identifikasi persyaratan keselamatan dan keamanan terhadap zat radioaktif dan bungkusannya, spesifikasi drum 200 L sebagai wadah akhir penyimpanan, serta data pelimbahan ZRTTD. Referensi utama untuk proses ini adalah PP Nomor 61 Tahun 2013 tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif, PP Nomor 58 Tahun 2015 tentang Keselamatan Radiasi dan Keamanan dalam Pengangkutan Zat Radioaktif, Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 6 Tahun 2015 tentang Keamanan Sumber Radioaktif, spesifikasi drum 200 L untuk pengelolaan



limbah radioaktif padat, dan data pelimbahan limbah radioaktif melalui elira dari tahun 2017–2020.

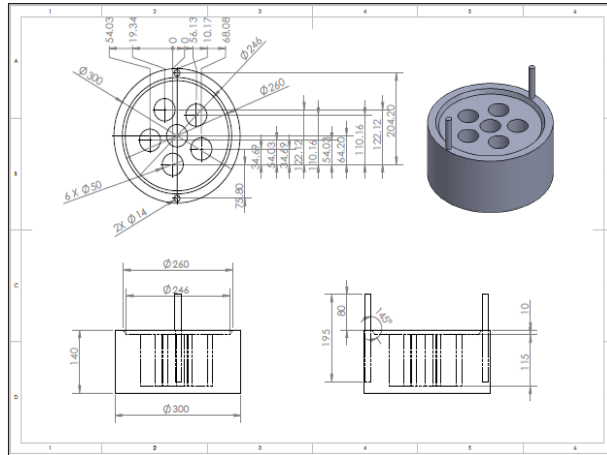
Perhitungan terhadap hubungan antara aktivitas radionuklida dengan laju dosis radiasi setelah melalui ketebalan tertentu bahan penyusun kontainer dilakukan menggunakan *software MicroShield 7.02*.

## HASIL DAN PEMBAHASAN

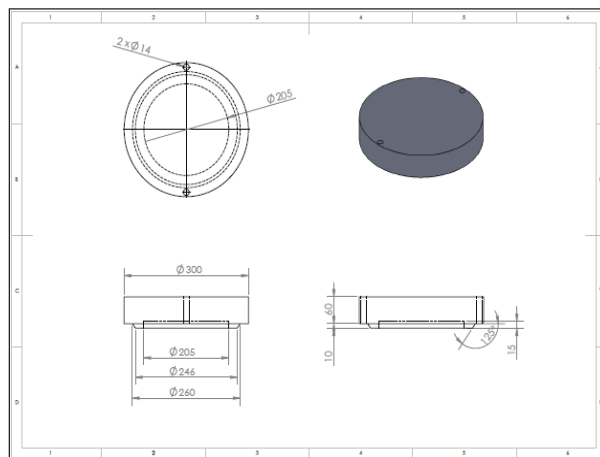
Berdasarkan data spesifikasi teknis drum yang tersedia dan biasa digunakan untuk pengelolaan limbah radioaktif di PRTL, ORTN, BRIN, diketahui bahwa diameter dalam dari drum 200 liter adalah 570 mm dan diameter dalam drum 100 liter adalah 440 mm [10]. Ketebalan plat baja untuk drum 200 liter adalah 1,1 mm dan untuk drum 100 liter adalah 0,5 mm. Untuk membentuk sebuah kontainer penyimpanan jangka panjang hasil *dismantling* beberapa ZRTTD maka dirancang sebuah *shell* drum 200 liter yang terdiri dari drum 200 liter yang di dalamnya berisi drum 100 liter yang ditempatkan secara simetris dengan jarak bagian dasar antar drum sebesar 150 mm. Selanjutnya, seluruh ruang antara drum 200 liter dan drum 100 liter diisi dengan semen cor setara K 300 dengan densitas sekitar 2,3 g/cc.

Di dalam drum 100 liter nantinya akan diisi sebuah *long term storage shield* (LTSS) berbentuk silinder yang terbuat dari bahan timbal (Pb). LTSS ini dirancang memiliki diameter 300 mm dan tinggi total 200 mm termasuk penutup dengan ketebalan 60 mm. LTSS dirancang memiliki 6 buah lobang berbentuk silinder dengan diameter lubang 50 mm dan tinggi lubang 115 mm. Pada lubang-lubang inilah akan ditempatkan kapsul-kapsul SS 304 yang telah diisi sumber-sumber radioaktif hasil pembongkaran (*dismantling*) unit ZRTTD kategori 3–5. Dimensi kapsul *stainless steel 304 L* adalah tinggi 130 mm, diameter luar 48 mm, dan tebal dinding 3 mm. Untuk tujuan *handling* LTSS ke dalam drum 100 liter maka LTSS dilengkapi dengan sistem pengangkat berupa batang besi berulir panjang total 195 mm.

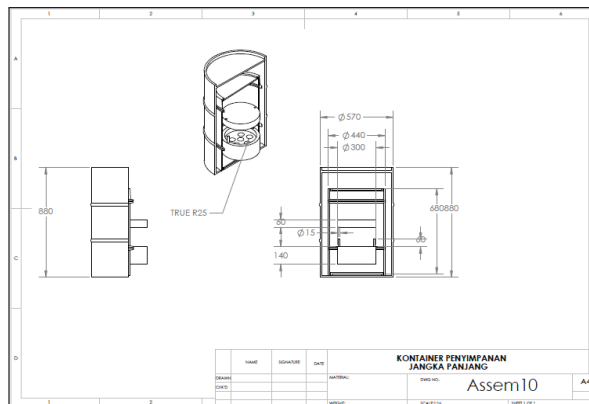
Gambar 3–5 menunjukkan hasil rancangan kontainer penyimpanan jangka panjang hasil *dismantling* zat radioaktif terbungkus kategori 3–5 yang tidak digunakan.



**Gambar 3.** Long term storage shield (LTSS) yang terbuat dari bahan timbal.



**Gambar 4.** Tutup LTSS



**Gambar 5.** Kontainer penyimpanan jangka panjang hasil *dismantling* zat radioaktif terbungkus kategori 3–5 yang tidak digunakan.

Data pelimbahan ZRTTD dari aplikasi e-lira milik PRTL, ORTN, BRIN menunjukkan bahwa sebagian besar ZRTTD yang dilimbahkan mengandung radionuklida Cs-137 dan Co-60. Oleh karena itu, perhitungan proteksi radiasi pada rancangan kontainer penyimpanan jangka panjang hasil *dismantling* ZRTTD ini didasarkan pada radionuklida Cs-137 dan Co-60. Radionuklida Cs-137 memiliki energi sinar gamma sebesar 662 keV [11], sedangkan Co-60 memiliki energi sinar gamma sebesar 1173 keV dan 1332 keV [12]. Perhitungan proteksi radiasi menggunakan dasar energi gamma Cs-137 dan Co-60 cukup representatif terhadap radionuklida-radionuklida yang banyak terdapat dalam ZRTTD dari aplikasi teknologi nuklir di bidang industri dan medis.

Berdasarkan Gambar 2, terlihat bahwa ketebalan minimal bahan timbal *LTSS* terhadap lubang-lubang tempat kapsul berisi sumber-sumber radioaktif adalah 50 mm. Penempatan lubang-lubang tempat kapsul lebih ke tengah dari *LTSS* memungkinkan ketebalan timbal menjadi lebih besar sehingga laju paparan radiasi yang keluar dari kontainer akan lebih kecil lagi. Pada rancangan ini ketebalan timbal adalah 50 mm (= 5,0 cm) dan di titik inilah diasumsikan intensitas laju dosis radiasi yang menembus bahan kontainer penyimpanan jangka panjang menjadi paling besar sehingga kondisi ini akan digunakan untuk menghitung aktivitas maksimal radionuklida, diwakili oleh Cs-137 dan Co-60, yang dapat disimpan dalam setiap kapsul dan total aktivitas radionuklida dalam setiap *LTSS*. Dengan demikian, komposisi bahan struktur kontainer penyimpanan jangka panjang, terdiri dari timbal (Pb) tebal 5 cm, plat baja bahan drum 100 liter tebal 0,5 mm (=0,05 cm), semen cor tebal 6,5 cm, dan plat baja bahan drum 200 liter tebal 1,1 mm (=0,11 cm). Selain ketebalan bahan penyusun kontainer tersebut, untuk tujuan perhitungan laju dosis radiasi, perlu dimasukkan faktor bahan kapsul *stainless steel* setebal 3 mm dan celah udara antara drum 100 liter dengan *LTSS* sebesar 7 cm.





Perhitungan menggunakan perangkat lunak *MicroShield 7.02* menunjukkan bahwa setiap lubang *LTSS* dapat digunakan untuk menyimpan kapsul *stainless steel 304* yang berisi sumber radioaktif terbungkus *Cs-137* sebagai sumber titik dengan aktivitas maksimal 2,8 Ci. Terdapat 6 lubang *LTSS* yang dapat diisi dengan 6 kapsul *stainless steel 304* sehingga aktivitas maksimal sumber radioaktif *Cs-137* yang dapat disimpan dalam setiap kontainer penyimpanan jangka panjang adalah 16,80 Ci.

Dimension	Materials	Source	Buildup	Integration	Title	Sensitivity
Material	Shield 1 0.3 cm	Shield 2 5 cm	Shield 3 7 cm	Shield 4 6.5 cm	Shield 5 0.16 cm	Air Gap
Air			0.00122			0.00122
Aluminum						
Carbon						
Concrete				2.35		
Iron	7.86				7.86	
Lead		11.34				
Nickel						
Tin						
Tungsten						
Uranium						
Water						
Zirconium						

**Gambar 6.** Perhitungan aktivitas maksimal *Cs-137* sebagai sumber titik dalam setiap lubang *LTSS*.

Sementara itu, jika kontainer penyimpanan jangka panjang tersebut digunakan untuk menyimpan sumber radioaktif terbungkus mengandung radionuklida *Co-60*, maka kapasitas penyimpanan tiap lubang *LTSS* adalah 0,075 Ci sehingga aktivitas maksimal sumber radioaktif terbungkus *Co-60* yang dapat disimpan dalam setiap kontainer penyimpanan jangka panjang adalah 0,45 Ci. Perbedaan kapasitas maksimal penyimpanan kontainer terhadap radionuklida *Cs-137* dan *Co-60* diduga akibat perbedaan energi sinar gamma, di mana *Cs-137* memiliki energi gamma 662 keV, sedangkan radionuklida *Co-60* memiliki 2 energi energi gamma yang lebih tinggi, yaitu masing-masing 1173 keV dan 1332 keV.

Diketahui bahwa nilai *D* (*D Value*) untuk *Cs-137* adalah 0,1 TBq (= 2,70 Ci) maka nilai *A/D* untuk aktivitas maksimal *Cs-137* pada setiap kontainer penyimpanan jangka panjang adalah 16,80 Ci/2,70 Ci = 6,22. Dengan nilai *A/D* = 6,22 ini, aktivitas sumber radioaktif *Cs-137* dalam setiap kontainer penyimpanan jangka panjang digolongkan sebagai sumber radioaktif kategori 3 sehingga persyaratan keamanan penyimpanan/ pengelolaannya mengikuti tingkat keamanan B [13]. Radionuklida *Co-60* memiliki nilai *D* sebesar 0,03 TBq (= 0,81 Ci). Jika aktivitas maksimal sumber radioaktif *Co-60* yang dapat disimpan dalam setiap kontainer jangka panjang adalah 0,45 Ci maka nilai *A/D* = 0,45 Ci/0,81 Ci = 0,56. Nilai *A/D* sebesar 0,56 untuk *Co-60* ini termasuk sumber radioaktif kategori 4 sehingga untuk penyimpanan/ pengelolaannya cukup memenuhi persyaratan keselamatan sumber Radioaktif [13].



## KESIMPULAN

Kontainer penyimpanan jangka panjang untuk menyimpan sumber-sumber radioaktif terbungkus hasil *dismantling* (pembongkaran) ZRTTD hasil rancangan ini terdiri dari *shell* drum 200 liter yang di dalamnya berisi *long term storage shield* (LTSS) dari bahan timbal (Pb) yang memiliki 6 lubang penyimpanan. Di dalam lubang-lubang penyimpanan ini akan digunakan untuk menyimpan kapsul-kapsul SS 304 yang berisi sumber-sumber radioaktif terbungkus hasil *dismantling* ZRTTD. Kapasitas maksimal penyimpanan sumber radioaktif dalam setiap kontainer penyimpanan jangka panjang adalah 16,80 Ci untuk radio nuklida Cs-137 atau 0,45 Ci untuk radionuklida Co-60.

## UCAPAN TERIMA KASIH

Ucapan terima kasih kami haturkan kepada rekan-rekan di Kelompok Keselamatan Kerja dan Operasi, Kelompok Pengelolaan Limbah, PRTL, ORTN, BRIN, dan pihak-pihak terkait yang telah membantu penulis dalam melakukan penelitian/kegiatan.

## DAFTAR PUSTAKA

- [1] P. R. Indonesia, "Peraturan Badan Riset dan Inovasi Nasional Nomor 6 Tahun 2021 Tentang Tugas, Fungsi, dan Struktur Organisasi Riset Tenaga Nuklir," Indonesia, 2021.
- [2] P. R. Indonesia, "Peraturan Pemerintah Nomor 58 Tahun 2015 Tentang Keselamatan Radiasi dan Keamanan Dalam Pengangkutan Zat Radioaktif," Indonesia, 2015.
- [3] IAEA, "Categorization of radioactive sources IAEA safety standards series No. RS-G-1.9 categorization of radioactive sources," IAEA, Saf. Guid., p. 70, 2005, [Online]. Tersedia: [http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1227\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1227_web.pdf).
- [4] Sugiharto, "Radioperunut dalam industri," 2019.
- [5] Aisyah, "Pengelolaan sumber radiasi bekas radioterapi," vol. 13, no. 1, pp. 46–61, 1997. <https://inis.iaea.org/search/45058495>
- [6] PTLR, ORTN, "Daftar Limbah Radioaktif (eLIRA)." Panduan Pusat Teknologi Limbah Radioaktif, 2020.
- [7] P. R. Indonesia, "Peraturan Pemerintah Nomor 61 Tahun 2013 Tentang Pengelolaan Limbah Radioaktif," Indonesia, 2013.
- [8] J. C. Benitez-navarro, "Definitions and categorization of sealed radioactive sources," 2018.
- [9] J. C. Benitez-navarro, "Technical steps and options for the predisposal management of DSRS Category 3 - 5 sources," 2018.
- [10] PTLR, ORTN, "Spesifikasi Teknis Drum 200 L; 100 L; dan Shell Drum 200 L." Panduan Pusat Teknologi Limbah Radioaktif, 2020.
- [11] S. Hunt, "Radioactive material data sheet : Cesium-137," 2001.
- [12] S. Hunt, "Radioactive material data sheet : Cobalt-60," 2001.



- [13] BAPETEN, “Peraturan Kepala BAPETEN Nomor 6 Tahun 2015 tentang Keamanan Sumber Radioaktif,” pp. 1–34, 2015.
- [14] Sutomo, “Desain bangunan utama iradiator gamma kapasitas 200 kCi untuk iradiasi bahan pangan,” *PRIMA* Volume 10 Nomor 2, November 2013.
- [15] Suhartono, “Uji daya tembus radiasi pada pembungkus limbah reflektor triga mark II,” *Prosiding Hasil Penelitian Dan Kegiatan PTLR Tahun 2019*, pp 93–100, 2019.
- [16] Suhartono, “Aspek radiologi pada penyimpanan hasil pengondisian zat radioaktif terbungkus yang tidak digunakan di fasilitas penyimpanan sementara limbah aktivitas tinggi (PSLAT),” *Prosiding Seminar Nasional Teknologi Pengelolaan Limbah XV*, pp. 207, 2014, 2017.