
KARAKTERISASI RADIONUKLIDA PADA TIAP SUB-SISTEM KESELAMATAN REAKTOR DAYA BERBAHAN BAKAR MOX

Pande Made Udiyani
Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir
Gedung 80 Kawasan PUSPIPTEK Serpong, Tangerang 15310

ABSTRAK

KARAKTERISASI RADIONUKLIDA PADA TIAP SUB-SISTEM KESELAMATAN REAKTOR DAYA DENGAN BERBAHAN BAKAR MOX. Pengganti Bahan bakar UO_2 , yang tergolong uranium pengkayaan rendah, adalah bahan bakar MOX yang mempunyai pengkayaan yang lebih tinggi. Bahan bakar MOX mempunyai kandungan plutonium dan nuklida dari golongan aktinida yang lebih tinggi dibandingkan bahan bakar UO_2 , yang akan menghasilkan karakteristik radionuklida yang berbeda untuk setiap sub-sistem reaktor daya. Analisis radionuklida untuk setiap sub-sistem keselamatan pada reaktor daya berbahan bakar MOX dilakukan untuk mengetahui karakteristik radionuklida khususnya plutonium dan aktinida yang akan menimbulkan dampak radiasi dari lepasan radionuklida tersebut. Analisis dilakukan dengan cara menghitung dan mengamati radionuklida untuk setiap sub-sistem keselamatan pada operasi normal dan kecelakaan (*small LOCA, large LOCA, severe accident*) untuk reaktor PWR berkapasitas 1000 MWe. Disimpulkan bahwa penggunaan bahan bakar MOX dapat menambah konsekuensi radiologis ke lingkungan dan masyarakat, terutama karena inventori yang lebih besar termasuk dari radionuklida transuranic dan dari golongan aktinida, antara lain: Pu-239, Am-241, Cm-242, Pu-240, Pu-241 dan Pu-242.

Kata kunci: karakteristik nuklida, reaktor daya, bahan bakar, MOX

ABSTRACT

RADIONUCLIDES CHARACTERIZATION IN EACH SUB-SYSTEM OF MOX FUEL POWER REACTOR SAFETY. Substitute UO_2 fuel that low enrichment of uranium is that MOX fuel has a higher enrichment. MOX fuel has a content of plutonium and actinide nuclides a higher than UO_2 fuel, which will produce different characteristics of radionuclides for each sub-system of power reactors. Analisis of radionuclide for each safety sub-system at MOX power reactor aims to determine the characteristics of radionuclides, especially plutonium and actinides consequences. Analisis has done by calculating and observing the radionuclide for each safety sub-system in normal operation and accident (*small LOCA, large LOCA, and severe accident*) on PWR-1000 reactors. It can concluded that the use of MOX fuel can add to the radiological consequences to the environment and public, mainly because a larger inventory of radionuclides, including transuranic radionuclides and the actinide group, among others: Pu-239, Am-241, Cm-242, Pu-240, Pu -241 and Pu-242.

Key words : nuclide characteristic, power reactor, fuel, MOX

PENDAHULUAN

Pengganti bahan bakar UO_2 , yang tergolong uranium pengkayaan rendah, adalah bahan bakar MOX yang mempunyai pengkayaan yang lebih tinggi. Bahan bakar MOX mempunyai kandungan plutonium dan nuklida dari golongan aktinida yang lebih tinggi dibandingkan bahan bakar UO_2 [1]. Penggunaan MOX sebagai bahan bakar reaktor daya, selain diperoleh keuntungan derajat bakar tinggi juga ekonomi, diperkirakan juga akan meningkatkan probabilitas terjadinya kecelakaan. Meskipun demikian, *US-Nuclear Regulation Commission* (NRC) telah menyatakan bahwa penggunaan MOX tidak akan terpengaruh besar pada kecelakaan dan konsekuensi kemungkinan kecelakaan parah tidak akan berubah[1]. Meskipun pengalaman menunjukkan bahwa penggunaan bahan bakar yang mempunyai derajat bakar tinggi dan bahan bakar MOX dalam reaktor layak dan aman dengan siklus pengoperasian lebih panjang, tetapi dengan beban panas dan radiasi yang lebih tinggi dapat meningkatkan beberapa karakteristik dari *spent fuel* membutuhkan perhatian tambahan dan investigasi khusus dalam pengelolaan *spent fuel*. Selain itu plutonium dapat menimbulkan dampak radiasi yang signifikan terhadap manusia dan lingkungan. Oleh karena itu perlu dilakukan suatu analisis keselamatan termasuk terhadap produk fisi yang dihasilkan dari penggunaan bahan bakar MOX.

Penelitian ini bertujuan untuk mengkarakterisasi nuklida produk fisi yang dihasilkan dan dapat lepas ke setiap sub-sistem keselamatan akibat penggunaan bahan bakar MOX dalam pengoperasian reaktor daya untuk kondisi operasi normal atau kondisi kecelakaan. Analisis dilakukan dengan cara menghitung dan menelusuri lepasan nuklida untuk setiap sub-sistem keselamatan pada operasi normal atau kecelakaan yang menimbulkan dampak radiasi yang signifikan terhadap manusia dan lingkungan. Untuk kondisi kecelakaan dilakukan postulasi kecelakaan *small LOCA*, *large LOCA*, dan *severe accident*. Pelepasan nuklida produk fisi ke sub-sistem untuk operasi normal meliputi: inventori teras, sistem pendingin, sistem pendingin melewati *clean-up filter*, *steam generator* melalui sistem kontrol volume, sungkup, sistem gas luar, ke dan dari cerobong melalui berbagai filter. Sedangkan untuk pelepasan kecelakaan meliputi inventori teras, *gap*, kelongsong, sistem pendingin, sungkup, dan cerobong.

Asumsi yang digunakan untuk estimasi operasi normal adalah: produk fisi yang terbentuk pada operasi normal bersumber dari kontaminasi uranium pada permukaan setiap bahan bakar dan maksimum mencapai 10 μg uranium.[2] Selain itu adanya porositas yang sangat halus pada *cladding* bahan bakar *pinholes* yang terbentuk untuk bahan bakar yang sudah teiradiasi di dalam teras lebih dari 3 tahun dengan asumsi 0.1 % lolos ke sistem pendingin juga dapat merupakan sumber utama kontaminasi hasil fisi pada teras reaktor. [3] Postulasi kecelakaan untuk *small breake LOCA* mengakibatkan 3 % teras gagal [4], postulasi *large breake LOCA* menghasilkan 33 % teras gagal[4] dan *severe accident* dipostulasikan 50-100 % teras gagal[5].

Probabilitas terjadi kecelakaan pada teras yang menggunakan bahan bakar MOX diasumsikan sama dengan PWR yang ber bahan bakar UO_2 [4-5]. Dalam hal itu, fraksi pelepasan radionuklida (produk fisi dari inventori reaktor yang dilepaskan selama kecelakaan) adalah sama untuk kedua jenis bahan bakar; perbedaan konsekuensinya adalah karena inventori radionuklida di dalam teras berbeda.

Makalah ini menyampaikan karakterisasi nuklida dari penggunaan bahan bakar MOX agar dapat menggambarkan peta aktivitas nuklida produk fisi untuk setiap subsistem keselamatan di dalam reaktor PWR, sehingga konsekuensi produk fisi dari pengoperasian reaktor terhadap manusia dan lingkungan dapat diperkirakan. Berdasarkan aktivitas nuklida

tersebut, evaluasi terhadap setiap subsistem keselamatan bisa dilakukan dalam rangka mitigasi konsekuensi radiasinya.

TEORI

Berdasarkan suatu pendekatan, plutonium akan digunakan untuk menghasilkan oksida campuran plutonium-uranium sebagai bahan bakar (MOX), yang akan diiradiasi di sejumlah reaktor air ringan di Amerika Serikat (LWRs), menggantikan bahan bakar reaktor yang bukan campuran[1].

Penggunaan bahan bakar MOX dalam skala besar akan diterapkan pada utilitasi reaktor daya nuklir di AS. Meskipun beberapa negara di Eropa telah mulai menggunakan bahan bakar MOX secara terbatas di LWRs, hal ini merupakan hasil kedua kebijakan non-proliferasi AS yang diadopsi pada akhir tahun 1970 yang menyebabkan pemrosesan kembali bahan bakar komersial dan daur ulang MOX lebih mahal dari bahan bakar UO_2 [1].

Dampak Bahan Bakar MOX pada Konsekuensi Kecelakaan [1]

Selama siklus operasi, teras berbahan bakar MOX memiliki inventori yang lebih besar dibandingkan teras UO_2 terutama radionuklida transuranik (TRU), termasuk plutonium-239 (Pu-239), amerisium-241 (Am-241) dan curium-242 (Cm-242). Karena banyak dari radionuklida pemancar alfa memiliki waktu paruh panjang, dengan radiotoksitas yang relatif tinggi jika terhirup atau tertelan, lepasan dalam jumlah kecil sudah dapat menimbulkan kontribusi yang signifikan terhadap dampak radiasi paparan publik. Dipandang dari inventori produk fisi, teras MOX juga berbeda dibandingkan dengan bahan bakar UO_2 , karena U-235 dan Pu-239 memiliki spektrum produk fisi yang sedikit berbeda. Dampak penting hal ini didasarkan pada asumsi bahwa konsekuensi dari kecelakaan reaktor didominasi oleh lepasan produk fisi volatil, seperti yodium-131 (I-131) dan cesium-137 (Cs-137), sedangkan aktinida plutonium dan nuklida aktinida lainnya yang memiliki tekanan uap yang sangat rendah *low-volatile*, tidak akan lepas ke lingkungan dalam jumlah yang signifikan. Meskipun sebagian besar aktinida bersifat *low-volatile* dan tidak mudah lepas dari bahan bakar yang meleleh, lepasan aktinida dalam jumlah signifikan ke lingkungan dapat terjadi pada kecelakaan tertentu seperti *severe accident*. Kecelakaan tersebut diperkirakan sangat jarang terjadi, tetapi perlu dipertimbangkan dalam analisis keselamatan. Disimpulkan bahwa fraksi rilis untuk aktinida dapat mencapai sekitar 3,5%[1].

Penggunaan MOX akan menimbulkan bertambahnya kecepatan tekanan pada sungkup, yang mempercepat sungkup gagal. Juga akan terjadi fenomena penumpukan gas hidrogen akibat reaksi *cladding zirconium* dan uap air, yang akhirnya menimbulkan ledakan yang akan menghancurkan teras dan sungkup.

Dampak Bahan Bakar MOX Pada Probabilitas Kecelakaan

Analisis risiko mengasumsikan bahwa penggunaan bahan bakar MOX tidak akan mempengaruhi kemungkinan terjadi kecelakaan parah[1]. Sementara asumsi ini wajar sebagai pendekatan pertama, ada beberapa perbedaan dalam sifat neutronik dan termomekanis dari dua jenis bahan bakar yang dapat mempengaruhi hasil prekursor kecelakaan. Tidak semua dampak negatif dari penggunaan bahan bakar MOX dapat dikurangi dengan modifikasi pada desain teras.

Karena Pu-239 memiliki serapan termal dan tampang lintang fisi tinggi dibandingkan U-235, teras MOX menghasilkan spektrum termal netron lebih sedikit. Dibandingkan dengan teras bahan bakar pengkayaan rendah, bahan bakar MOX mempunyai:

- koefisien temperatur moderator negatif lebih kecil
- koefisien Doppler negatif umumnya lebih kecil
- mengurangi fraksi neutron kasip dan umur neutron
- mengurangi nilai batang kendali individu
- berkurangnya nilai boron
- meningkatkan faktor puncak daya lokal
- temperatur bahan bakar *centerline* lebih tinggi

Sifat lain bahan bakar MOX yang dapat mempengaruhi pelepasan radionuklida selama kecelakaan adalah perilaku fisik inferior pelet MOX dibandingkan dengan yang pelet UO_2 , karena pelepasan gas hasil fisi akan lebih besar dengan temperatur yang lebih tinggi, terutama pada derajat bakar lebih besar dari 35 GWD/t[1]. Mikrostruktur heterogen bahan bakar MOX (akibat dari kehadiran kluster plutonium) menghasilkan tampilan hot spot pada derajat bakar lokal sangat tinggi, dengan konsentrasi tinggi gas fisi menumpuk.

Tidak ada perbedaan yang signifikan antara lepasan produk fisi dari bahan bakar MOX dan UO_2 untuk lepasan uranium, tapi produk fisi plutonium yang lepas sekitar dua lipat lebih tinggi untuk bahan bakar MOX dibandingkan dengan UO_2 . Hal utama terkait ini yaitu mengenai tingkat probabilitas lepasan awal yang tinggi untuk cesium dan yodium yang disebabkan oleh perpindahan radionuklida volatil saat iradiasi ke tepi pelet, yaitu dalam persoalan kontak permukaan bahan bakar dengan air tanah [6,7].

Sifat dan perilaku bahan bakar, seperti oksidasi *cladding*, *crud*, *gap pellet-cladding* dan *cladding bowing*, sudah dievaluasi tetapi tidak ditemukan hal penting untuk perbandingan pengaruh menyeluruh pada siklus bahan bakar ketika membandingkan bahan bakar berderajat bakar rendah dengan tinggi. Sifat lain dari bahan bakar seperti tingkat rekah pelet dan oksidasi bahan bakar, hanya berpengaruh kecil[8].

Bahan bakar UOX dengan derajat bakar lebih tinggi atau bahan bakar MOX membutuhkan pengayaan uranium yang lebih tinggi, dan akan menghasilkan produk fisi (FP) dan *transuranics* (TRU) yang lebih tinggi. Panas peluruhan dan aktifitas spesifik total disumbang sepenuhnya oleh produk fisi, terutama oleh Sr-90 (waktu paruh 29 tahun) untuk Y-90 dan Cs-137 (waktu paruh 30 tahun) untuk Ba-137m. Waktu paruh untuk isotop ini total sampai sekitar 200 tahun. Setelah 100-200 tahun, aktivitas spesifik dan panas peluruhan dari aktinida menjadi dominan. Dengan meningkatkan derajat bakar UOX bekas akan membutuhkan waktu peluruhan lebih panjang sebelum proses penyimpanan kering, pemindahan, atau pembuangan[8].

Penggunaan bahan bakar derajat bakar tinggi UOX dan MOX akan mengurangi massa dan volume bahan bakar sehingga dapat mengurangi biaya penanganan bahan bakar akhir siklus. Di sisi lain, ada kemungkinan peningkatan kebutuhan lebih lama untuk penyimpanan bahan bakar bekas karena panas tinggi dan peluruhan radioaktivitas. Hal ini akan melibatkan beberapa perubahan dalam desain penyimpanan bahan bakar basah dan kering, transportasi, pengolahan ulang, refabrikasi, dan sistem pembuangan limbah. Selanjutnya, mengingat perbedaan besar di harga uranium dan ketidakpastian yang tinggi dalam biaya pengolahan, sulit untuk membuat keputusan apakah akan memproses ulang, dengan berdasarkan hanya perhitungan dari sisi ekonomi. Evaluasi biaya-manfaat memerlukan analisis dan optimasi yang meliputi tidak hanya manfaat utama dalam biaya operasi reaktor, namun juga biaya untuk daur bahan bakar.

Dalam hal proliferasi bahan bakar UOX, REPU, dan bahan bakar MOX yang mempunyai derajat bakar tinggi cenderung lebih banyak penolakan, karena aktifitas spesifik lebih tinggi dari masing-masing jenis bahan bakar dan karena bahan bakar lain seperti uranium pengkayaan rendah UO_2 , menguntungkan untuk proliferasi (sedikit Pu-239 dan lebih banyak Pu-240 dan Pu-238)[8].

Potensi dampak penggunaan UOX derajat bakar tinggi atau MOX pada penyimpanan basah dan kering, transportasi, pembuangan repositori, pengolahan, fabrikasi REPU dan MOX, dan baik ekonomi maupun non-proliferasi, selama akhir daur bahan bakar, telah dievaluasi. Beberapa evaluasi dilakukan dengan jumlah data yang terbatas. Derajat bakar tinggi MOX atau UOX mempengaruhi penggunaan semua komponen manajemen spent fuel, dengan pro dan kontra terkait setiap langkah prosesing. Karena kepentingan relatif dalam hal pertimbangan teknis, ekonomi, dan lainnya dari satu negara ke negara, tidak ada rekomendasi definitif tentang apakah akan menggunakan atau tidak menggunakan UOX atau MOX dengan derajat bakar lebih tinggi berdasarkan isu-isu manajemen spent fuel. Perhitungan radioaktivitas di dalam inventori menggunakan persamaan[9].

$$\frac{dN_{ci}}{dt} = kP(t)Y_i - \lambda_i N_{ci} \quad (1)$$

Jika P(t) konstan dan inventori awal = 0, maka persamaan (1) menjadi:

$$N_{ci}(t) = \frac{kPY_i}{\lambda_i} (1 - e^{-\lambda_i t}) \quad (2)$$

Radioaktivitas di dalam teras, Ri (t), adalah,

$$R_i(t) = \lambda_i N_{ci}(t) = kPY_i(1 - e^{-\lambda_i t}) \quad (3)$$

dengan,

- k : laju pembelahan per MW termal
- Yi : kelimpahan (*yield*) produk fisi untuk radionuklida
- P(t) : daya thermal
- λi : waktu paruh radionuklida
- t : waktu iradiasi

Besarnya fraksi kegagalan bahan bakar berdasarkan postulasi kerusakan teras dan sistem pengaman reaktor seperti ECCS (*Emergency Core Cooling System*). Untuk kecelakaan dasar desain DBA atau DBC, berdasarkan hasil eksperimen dari Negara-negara Uni Eropa berkisar 1-50 % yang bergantung pada postulasi dan kerja fitur keselamatan pada PWR [8].

Pelepasan nuklida dari celah inventori melalui dua fase yaitu fase kering yang terjadi saat teras terisi uap, dan fase basah saat teras kembali terisi air dari ECCS. Untuk nuklida gas mulia semuanya terlepas pada fase kering, sedangkan nuklida lainnya 10 % terlepas pada fase kering, dan 90 % pada fase basah[7].

Fraksi lepasan dari bahan bakar ditentukan dengan[7],

$$F = F_0 \lambda^{b_f} \quad (4)$$

dengan,

- λ : konstanta peluruhan nuklida
- F₀ : gas mulia : 4,0 x 10⁻² % dan untuk gas volatil : 3,8 x 10⁻² %
- b_f : gas mulia - 0,29; gas volatil : - 0,17

Laju lepasan nuklida produk fisi dipengaruhi oleh radioaktivitas di dalam inventori, fraksi kegagalan bahan bakar, dan koefisien laju lepasan. Untuk produk aktivasi dipengaruhi oleh laju korosi dan mekanisme *cud burst*[8].

$$C_i(t) = \frac{P_{i,n}}{\lambda_i WP} \{1 - \exp(-\lambda_i t)\} + C_i(t_{n-1}) \exp(-\lambda_i t) \quad (5)$$

dengan,

- C_i : aktivitas nuklida i di pendingin reaktor, Ci/kg
 P_i : laju lepasan nuklida i dari teras ke pendingin reaktor, Ci/s
WP : kapasitas pendingin reaktor, kg
 t : waktu, s
 λ_i : konstanta transformasi nuklir dari nuklida i , s^{-1}

Perpindahan nuklida dari RCS (*Reactor Cooling System*) ke sungkup primer dipengaruhi oleh bekerjanya fitur keselamatan ECCS (*Emergency Core Cooling System*) yang melalui dua fase beroperasinya ECCS, yaitu fase kering dan fase basah.

Konsentrasi dari produk fisi (gas mulia, Halogen, volatil, dll) yang terbawa ke sungkup bergantung pada : mekanisme deplesi, desain fitur keselamatan seperti sistem semprot, dan laju lepasan dari proses rusaknya bahan bakar. Selain itu pengurangan radioaktivitas airborne adalah dengan mekanisme alami seperti aglomerasi, kondensasi, gravitasi, deposisi, efek foretik, adsorpsi [10].

METODOLOGI

1. Produk fisi untuk inventori teras reaktor PWR dihitung menggunakan ORIGEN-2 [1,11]. PLTN yang dihitung dengan spesifikasi: jumlah *feed assemblies* 92; total jumlah *assemblies* 193 ; *feed loading* 38.9 tHM; total *loading* teras 81.7 tHM; *feed enrichment* rata-rata (w/o) 4.43 (WG-Pu+Am-241); total Pu yang digunakan per tahun 0.46 ton; *burn up* rata-rata 44,080 MWD/THM; panjang siklus 21,010 MWD/THM; panjang siklus (*effective full-power*) 481 hari ; *outage length* 40 hari ; daya reaktor 3565 MWth.

2. Perhitungan karakteristik nuklida reaktor PWR dengan bahan bakar MOX untuk setiap sub sistem keselamatan pada kondisi operasi normal menggunakan asumsi : radionuklida lepas dari subsistem bahan bakar karena adanya *pinholes cladding* akan mengakibatkan sekitar 0,1 % radionuklida dari inventori lepas ke pendingin reaktor dengan faktor lepasan (*release factor*) dari teras ke pendingin reaktor untuk yodium : 0.3 %-0.5 %, Cs, Rb: 0.25-0.30 %, Ru, Te: 0.01 %, lainnya 0.25 %. Efisiensi filter di sistem pembersih untuk yodium 95 %, hasil fisi lainnya 90 %, dan gas mulia 0 %. Efisiensi filter di cerobong reaktor diambil untuk gas mulia 0 %, yodium (organik) 90 %, dan nuklida lainnya (Br, Te , Cs, Rb) 99%. [1,3]

3. Perhitungan karakteristik nuklida reaktor PWR dengan bahan bakar MOX dengan kondisi postulasi kecelakaan *small LOCA* menggunakan asumsi : teras gagal 3 %, *gap release* untuk gas mulia; Kr=7,5%, Xe=2,15 %, I = 0,65 %, nuklida lainnya =0,0051. *Release core inventory*: I =0,02 %, Cs-137=0,06 %, lainnya 0,06%, pengurangan di *sungkup* untuk nuklida I=0,05. Efisiensi filter di cerobong reaktor diambil untuk gas mulia 0 %, yodium (organik) 90 %, dan nuklida lainnya (Br, Te , Cs, Rb) 99%. [4]

4. Perhitungan karakteristik nuklida reaktor PWR dengan bahan bakar MOX untuk setiap sub-sistem keselamatan pada kondisi kecelakaan postulasi *large breake LOCA* menggunakan asumsi: teras gagal 33 %, *gap release* untuk gas mulia; Kr=7,5%, Xe=2,15 %, I = 0,65 %, nuklida lainnya =0,0051. *Release core inventory*: I =0,22 %, Cs-137=0,5 %, lainnya 0,06%, pengurangan di *sungkup* untuk nuklida I=0,46. Efisiensi filter di cerobong reaktor diambil untuk gas mulia 0 %, yodium (organik) 90 %, dan nuklida lainnya (Br, Te , Cs, Rb) 99%. [9]

5. Perhitungan karakteristik nuklida reaktor PWR dengan bahan bakar MOX untuk setiap sub sistem keselamatan pada kondisi kecelakaan postulasi *severe accident* menggunakan asumsi: teras gagal 50 %, nuklida ke pengungkup: gas mulia 100 %, I: 50 %, nuklida lainnya 1 %, pengurangan di sungkup untuk nuklida I=0,46. Efisiensi filter di cerobong reaktor diambil untuk gas mulia 0 %, yodium (organik) 90 %, dan nuklida lainnya (Br, Te, Cs, Rb) 99%. [5]

HASIL DAN PEMBAHASAN

Aktivitas produk fisi yang ke luar dari inventori melalui retakan kelongsong bahan bakar disebabkan adanya kondisi yang memungkinkan bahan bakar gagal. Kondisi operasi normal retakan terjadi karena adanya porositas yang sangat halus pada cladding bahan bakar yaitu pinholes yang terbentuk pada bahan bakar yang sudah teiradiasi di dalam teras lebih dari 3 tahun. Sedangkan untuk kondisi kecelakaan, yang memungkinkan bahan bakar gagal adalah karena LOCA mengakibatkan pendinginan teras dan integritas kelongsong tidak terjaga. Kondisi perpindahan nuklida dari inventori ke sungkup terjadi berdasarkan postulasi kerusakan teras dan sistem pengaman reaktor seperti ECCS (*Emergency Core Cooling System*). Jika ECCS masih berfungsi maka kecelakaan yang terjadi masih pada level kecelakaan dasar desain DBA-*Design Basis Accident*. Termasuk dalam DBA adalah *small break LOCA* dan *large break LOCA*. Jika ECCS tidak berfungsi yang akan terjadi adalah kecelakaan di luar dasar desain atau level DBBA-*Design Beyond Basis Accident*.

Hasil perhitungan karakteristik nuklida untuk setiap subsistem diberikan pada Tabel 1 untuk karakteristik nuklida dari teras bahan bakar ke sistem pendingin reaktor RCS (*Reactor Cooling System*). Hasil estimasi karakteristik nuklida dari RCS ke sungkup diberikan pada Tabel 2, hasil estimasi karakteristik nuklida di *sungkup* pada Tabel 3, dan hasil estimasi karakteristik nuklida ke luar cerobong pada Tabel 4.

1. Karakteristik Radionuklida Dari Teras Bahan bakar ke RCS

Nuklida produk fisi di dalam inventori teras reaktor daya yang menggunakan bahan bakar MOX tidak berbeda dibandingkan dengan yang bukan MOX. Untuk bahan bakar MOX ditambahkan dengan satu grup yaitu *radionuklida transuranic* (TRU) dari aktinida dan lantanida. Berdasarkan jenis nuklida maka untuk bahan bakar MOX terbagi menjadi yaitu: grup gas mulia (Xe, Kr); grup Halogen (I, Br); logam alkali-alkali metal (Cs, Rb); grup Tellerium (Te, Sb, Se); grup Barium-Stronsium (Ba, Sr); grup logam mulia (Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co); grup Lantanida (La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am); grup Cerium (Ce, Pu, Np); dan grup radionuklida transuranik (Pu-239, Am-241, Cm-242). Produk fisi yang lepas dari inventori dipengaruhi oleh jenis bahan bakar di dalam teras. Penggunaan Pu yang digunakan sebagai campuran MOX, akan meningkatkan produk fisi aktinida dan lantanida atau dikenal dengan radionuklida transuranic di dalam inventori teras.

Tabel 1. Hasil estimasi karakteristik radionuklida dari teras bahan bakar ke RCS
(Bq)

Nuklida	Normal	Small break LOCA	Large break LOCA	Severe accident	Nuklida	Normal	Small break LOCA	Large break LOCA	Severe accident
Kr-85	1.67x10 ¹³	5.02x10 ¹⁴	5.53x10 ¹⁵	8.37x10 ¹⁵	Te-29m	2.61 10 ¹⁴	7.83x10 ¹⁵	8.61x10 ¹⁶	1.30x10 ¹⁷
Kr-85m	5.47x10 ¹⁴	1.64x10 ¹⁶	1.81x10 ¹⁷	2.74x10 ¹⁷	Te-31m	8.75 10 ¹⁴	2.63x10 ¹⁶	2.89x10 ¹⁷	4.38x10 ¹⁷
Kr-87	1.05x10 ¹⁴	3.15x10 ¹⁶	3.47x10 ¹⁷	5.26x10 ¹⁷	Te-132	5.15x10 ¹⁵	1.54x10 ¹⁷	1.70x10 ¹⁸	2.57x10 ¹⁸
Kr-88	1.40x10 ¹⁵	4.21x10 ¹⁶	4.63x10 ¹⁷	7.02x10 ¹⁷	I-131	3.69x10 ¹⁵	1.11x10 ¹⁷	1.22x10 ¹⁸	1.85x10 ¹⁸
Xe-133	7.09x10 ¹⁵	2.13x10 ¹⁷	2.34x10 ¹⁸	3.55x10 ¹⁸	I-132	5.29x10 ¹⁵	1.59x10 ¹⁷	1.74x10 ¹⁸	2.64x10 ¹⁸
Xe-135	2.85x10 ¹⁵	8.55x10 ¹⁶	9.40x10 ¹⁷	1.42x10 ¹⁸	I-133	7.08x10 ¹⁵	2.12x10 ¹⁷	2.34x10 ¹⁸	3.54x10 ¹⁸
Rb-86	2.69x10 ¹²	8.08x10 ¹³	8.89x10 ¹⁴	1.35x10 ¹⁵	I-134	7.59x10 ¹⁵	2.28x10 ¹⁷	2.50x10 ¹⁸	3.79x10 ¹⁸
Sr-89	1.86x10 ¹⁵	5.57x10 ¹⁶	6.13x10 ¹⁷	9.29x10 ¹⁷	I-135	6.80x10 ¹⁵	2.04x10 ¹⁷	2.20x10 ¹⁸	3.40x10 ¹⁸
Sr-90	1.20x10 ¹⁴	3.61x10 ¹⁵	3.97x10 ¹⁶	6.01x10 ¹⁶	Cs-134	4.44x10 ¹⁴	1.33x10 ¹⁶	1.46x10 ¹⁷	2.22x10 ¹⁷
Sr-91	2.64x10 ¹⁵	7.93x10 ¹⁶	8.73x10 ¹⁷	1.32x10 ¹⁸	Cs-136	2.30x10 ¹⁴	6.90x10 ¹⁵	7.59x10 ¹⁶	1.15x10 ¹⁷
Sr-92	3.13x10 ¹⁵	9.38x10 ¹⁶	1.03x10 ¹⁸	1.56x10 ¹⁸	Cs-137	3.45x10 ¹⁴	1.04x10 ¹⁶	1.14x10 ¹⁷	1.73x10 ¹⁷
Y-90	1.24x10 ¹⁴	3.71x10 ¹⁵	4.09x10 ¹⁶	6.19x10 ¹⁶	Ba-139	5.90x10 ¹⁵	1.77x10 ¹⁷	1.95x10 ¹⁸	2.95x10 ¹⁸
Y-91	2.70x10 ¹⁵	8.11x10 ¹⁶	8.92x10 ¹⁷	1.35x10 ¹⁸	Ba-140	5.98x10 ¹⁵	1.79x10 ¹⁷	1.97x10 ¹⁸	2.99x10 ¹⁸
Y-92	3.14x10 ¹⁵	9.43x10 ¹⁶	1.04x10 ¹⁸	1.57x10 ¹⁸	La-140	6.13x10 ¹⁵	1.84x10 ¹⁷	2.02x10 ¹⁸	3.06x10 ¹⁸
Zr-95	5.04x10 ¹⁵	1.51x10 ¹⁷	1.66x10 ¹⁸	2.52x10 ¹⁸	La-141	5.38x10 ¹⁵	1.62x10 ¹⁷	1.78x10 ¹⁸	2.69x10 ¹⁸
Zr-97	5.25x10 ¹⁵	1.58Ex10 ¹⁷	1.73x10 ¹⁸	2.63x10 ¹⁸	La-142	5.15x10 ¹⁵	1.54x10 ¹⁷	1.70x10 ¹⁸	2.57x10 ¹⁸
Nb-95	5.04x10 ¹⁵	1.51 x10 ¹⁷	1.66x10 ¹⁸	2.52x10 ¹⁸	Ce-141	5.47x10 ¹⁵	1.64x10 ¹⁷	1.81x10 ¹⁸	2.74x10 ¹⁸
Mo-99	6.40x10 ¹⁵	1.92 x10 ¹⁷	2.11x10 ¹⁸	3.20x10 ¹⁸	Ce-143	4.68x10 ¹⁵	1.40x10 ¹⁷	1.54x10 ¹⁸	2.34x10 ¹⁸
Tc-99m	5.62x10 ¹⁵	1.68 x10 ¹⁷	1.85x10 ¹⁸	2.81x10 ¹⁸	Ce-144	3.34x10 ¹⁵	1.00x10 ¹⁷	1.10x10 ¹⁸	1.67x10 ¹⁸
Ru-103	7.03x10 ¹⁵	2.11 x10 ¹⁷	2.32x10 ¹⁸	3.52x10 ¹⁸	Pr-143	4.59x10 ¹⁵	1.38x10 ¹⁷	1.51x10 ¹⁸	2.29x10 ¹⁸
Ru-105	5.55x10 ¹⁵	1.66 x10 ¹⁷	1.83x10 ¹⁸	2.77x10 ¹⁸	Nd-147	2.23x10 ¹⁵	6.70x10 ¹⁶	7.37x10 ¹⁷	1.12x10 ¹⁸
Ru-106	3.35x10 ¹⁵	1.01 x10 ¹⁷	1.11x10 ¹⁸	1.68x10 ¹⁸	Np-239	6.26x10 ¹⁶	1.88x10 ¹⁸	2.07x10 ¹⁹	3.13x10 ¹⁹
Rh-105	5.29x10 ¹⁵	1.59 x10 ¹⁷	1.75x10 ¹⁸	2.65x10 ¹⁸	Pu-238	1.09x10 ¹³	3.27x10 ¹⁴	3.60x10 ¹⁵	5.45x10 ¹⁵
Sb-127	4.12x10 ¹⁴	1.24 x10 ¹⁶	1.36x10 ¹⁷	2.06x10 ¹⁷	Pu-239	3.27x10 ¹²	9.80x10 ¹³	1.08x10 ¹⁵	1.63x10 ¹⁵
Sb-129	1.30x10 ¹⁵	3.91 x10 ¹⁶	4.30x10 ¹⁷	6.51x10 ¹⁷	Pu-240	5.68x10 ¹²	1.70x10 ¹⁴	1.87x10 ¹⁵	2.84x10 ¹⁵
Te-127	4.11x10 ¹⁴	1.23 x10 ¹⁶	1.36x10 ¹⁷	2.06x10 ¹⁷	Pu-241	1.41x10 ¹⁵	4.22x10 ¹⁶	4.64x10 ¹⁷	7.03x10 ¹⁷
Te-27m	7.30x10 ¹³	2.19 x10 ¹⁵	2.41x10 ¹⁶	3.65x10 ¹⁶	Am-241	2.45x10 ⁰⁶	7.36x10 ⁰⁷	8.10x10 ⁰⁸	1.23x10 ⁰⁹
Te-129	1.25x10 ¹⁵	3.74x10 ¹⁶	4.11x10 ¹⁷	6.23x10 ¹⁷	Cm-242	7.91x10 ¹⁴	2.37x10 ¹⁶	2.61x10 ¹⁷	3.95x10 ¹⁷
					Cm-244	1.99x10 ¹³	5.98x10 ¹⁴	6.58x10 ¹⁵	9.96x10 ¹⁵

Aktivitas radionuklida transsuranik (Pu dan aktinida) di inventori teras MOX merupakan fungsi dari konten isotop Pu pada bahan bakar segar, loading teras permulaan, dan waktu irradiasi. Penambahan Pu pada bahan bakar MOX bergantung pada komposisi bahan bakar MOX di dalam teras, jika dalam satu teras 100 % menggunakan bahan bakar MOX maka kandungan Pu bisa mencapai 3 sampai 11 kali lebih banyak dibandingkan teras dengan 100 % UO₂. Dalam tulisan ini bahan bakar MOX (100 % bahan bakar teras) yang digunakan sebagai dasar estimasi dan evaluasi memiliki komposisi kandungan plutonium dalam w/o adalah: Pu-238 (0,04); Pu-239 (93,08), Pu-240 (6,54), Pu-241(0,21), Pu-242 (0,1) dan Am-241 (0,03) [1].

Selain kandungan Pu dari hasil perhitungan nuklida yang lepas dari teras bahan bakar ke RCS bergantung pada kondisi operasi normal atau kecelakaan, karena berkaitan dengan integritas kelongsong. Dari data perhitungan pada Tabel 1, aktivitas untuk semua produk fisi yang lepas ke RCS tertinggi jika terjadi kecelakaan *severe accident*. Pada postulasi *severe accident* fraksi bahan bakar atau teras gagal paling besar, karena diasumsikan 50 % integritas kelongsong bahan bakar gagal. Untuk mitigasi kegagalan bahan bakar atau teras, maka diperlukan sistem keselamatan reaktor yang dapat mengurangi probabilitas gagalnya integritas kelongsong.

2. Karakteristik Radionuklida dari RCS ke Sungkup

Hasil estimasi karakteristik nuklida dari RCS ke sungkup pada Tabel 2, khusus untuk kondisi kecelakaan dipengaruhi oleh tingkat keparahan kecelakaan dan kerja fitur keselamatan reaktor. Asumsi untuk perhitungan diambil dari kriteria keparahan kecelakaan dan berfungsinya fitur keselamatan. Jika ECCS (*cold leg* dan *hot leg*) berfungsi kecelakaan di klasifikasikan sebagai DBA dengan kegagalan teras mencapai 3 sampai 33 %, tetapi jika ECCS tidak berfungsi, kegagalan teras bisa mencapai 50 sampai 100 % (di klasifikasi sebagai *severe accident* atau BDBA).

Sistem filterisasi penghalang di RCS akan mempengaruhi jenis dan aktivitas produk fisi, kondisi tekanan dan suhu, dan bentuk produk fisi karena akan berpengaruh terhadap integritas sungkup. Penggunaan MOX akan menimbulkan bertambahnya kecepatan tekanan pada sungkup, yang mempercepat sungkup gagal. Juga akan terjadi fenomena penumpukan gas hidrogen akibat reaksi *cladding zirconium* dan uap air, yang akhirnya menimbulkan ledakan yang akan menghancurkan teras dan sungkup[1].

Penanganan nuklida di RCS akan mempengaruhi karakteristik nuklida yang lepas ke udara sungkup. Perubahan fisis (suhu, tekanan, dan volume) dan kimia (termasuk reaksi dengan neutron atau dengan sesama produk fisi) dari nuklida yang terlepas ke RCS akan mempengaruhi aktivitas lepasan nuklida. Jika nuklida bersifat mudah menguap (volatil), aktivitas nuklida seperti Cs dan I akan meningkat secara signifikan, nuklida yang larut dalam air akan ikut terbawa pada uap air yang terbentuk karena adanya peningkatan suhu dan tekanan.

Tabel 2. Hasil estimasi karakteristik radionuklida dari RCS ke sungkup (Bq)

Nuklida	Normal	Small break LOCA	Large break LOCA	Severe accident	Nuklida	Normal	Small break LOCA	Large break LOCA	Severe accident
Kr-85	1.67x10 ¹³	3.77x10 ¹³	4.15x10 ¹⁴	8.37x10 ¹⁵	Te-29m	2.40x10 ¹⁰	4.11x10 ¹¹	2.20x10 ¹³	2.06x10 ¹⁵
Kr-85m	5.47x10 ¹⁴	1.23x10 ¹⁵	1.35x10 ¹⁶	2.74x10 ¹⁷	Te-31m	8.04x10 ¹⁰	7.30x10 ¹¹	7.37x10 ¹³	3.65x10 ¹⁴
Kr-87	1.05x10 ¹⁵	2.37x10 ¹⁵	2.60x10 ¹⁶	5.26x10 ¹⁷	Te-132	4.72x10 ¹¹	1.25x10 ¹²	4.33x10 ¹⁴	6.23x10 ¹⁵
Kr-88	1.40x10 ¹⁵	3.16x10 ¹⁵	3.48x10 ¹⁶	7.02x10 ¹⁷	I-131	1.44x10 ¹¹	2.61x10 ¹²	1.74x10 ¹³	1.30x10 ¹⁵
Xe-133	4.57x10 ¹⁵	7.09x10 ¹⁵	5.01x10 ¹⁶	3.55x10 ¹⁸	I-132	2.06x10 ¹¹	8.75x10 ¹²	2.50x10 ¹³	4.38x10 ¹⁵
Xe-135	1.84x10 ¹⁵	2.85x10 ¹⁵	2.01x10 ¹⁶	1.42x10 ¹⁸	I-133	2.76x10 ¹¹	5.15x10 ¹²	3.34x10 ¹³	2.57x10 ¹⁶
Rb-86	2.47x10 ⁰⁸	6.73x10 ⁰⁹	2.27x10 ¹¹	1.35x10 ¹³	I-134	2.96x10 ¹¹	1.11x10 ¹³	3.58x10 ¹³	9.23x10 ¹⁷
Sr-89	1.71x10 ¹¹	4.64x10 ¹²	1.56x10 ¹⁴	9.29x10 ¹⁵	I-135	2.65x10 ¹¹	1.59x10 ¹³	3.21x10 ¹³	1.32x10 ¹⁸
Sr-90	1.10x10 ¹⁰	3.00x10 ¹¹	1.01x10 ¹³	6.01x10 ¹⁴	Cs-134	4.07x10 ¹⁰	2.12x10 ¹³	3.73x10 ¹³	1.77x10 ¹⁸
Sr-91	2.43x10 ¹¹	6.61x10 ¹²	2.23x10 ¹⁴	1.32x10 ¹⁶	Cs-136	2.11x10 ¹⁰	2.28x10 ¹³	1.93x10 ¹³	1.90x10 ¹⁸
Sr-92	2.87x10 ¹¹	7.82x10 ¹²	2.63x10 ¹⁴	1.56x10 ¹⁶	Cs-137	3.17x10 ¹⁰	2.04x10 ¹³	2.91x10 ¹³	1.70x10 ¹⁸
Y-90	1.14x10 ¹⁰	3.10x10 ¹¹	1.04x10 ¹³	6.19x10 ¹⁴	Ba-139	5.41x10 ¹¹	1.11x10 ¹²	4.96x10 ¹⁴	2.22x10 ¹⁵
Y-91	2.48x10 ¹¹	6.76x10 ¹²	2.28x10 ¹⁴	1.35x10 ¹⁶	Ba-140	5.49x10 ¹¹	5.75x10 ¹¹	5.03x10 ¹⁴	1.15x10 ¹⁵
Y-92	2.89x10 ¹¹	7.86x10 ¹²	2.65x10 ¹⁴	1.57x10 ¹⁶	La-140	5.62x10 ¹¹	8.63x10 ¹¹	5.16x10 ¹⁴	1.73x10 ¹⁵
Zr-95	4.63x10 ¹¹	1.26x10 ¹³	4.24x10 ¹⁴	2.52x10 ¹⁶	La-141	4.94x10 ¹¹	1.47x10 ¹³	4.53x10 ¹⁴	2.95x10 ¹⁶
Zr-97	4.82x10 ¹¹	1.31x10 ¹³	4.42x10 ¹⁴	2.63x10 ¹⁶	La-142	4.72x10 ¹¹	1.50x10 ¹³	4.33x10 ¹⁴	2.99x10 ¹⁶
Nb-95	4.62x10 ¹¹	1.26x10 ¹³	4.24x10 ¹⁴	2.52x10 ¹⁶	Ce-141	5.02x10 ¹¹	1.53x10 ¹³	4.60x10 ¹⁴	3.06x10 ¹⁶
Mo-99	5.87x10 ¹¹	1.60x10 ¹³	5.38x10 ¹⁴	3.20x10 ¹⁶	Ce-143	4.29x10 ¹¹	1.35x10 ¹³	3.94x10 ¹⁴	2.69x10 ¹⁶
Tc-99m	5.16x10 ¹¹	1.40x10 ¹³	4.73x10 ¹⁴	2.81x10 ¹⁶	Ce-144	3.07x10 ¹¹	1.29x10 ¹³	2.81x10 ¹⁴	2.57x10 ¹⁶
Ru-103	6.45x10 ¹¹	7.03x10 ¹²	5.92x10 ¹⁴	3.52x10 ¹⁶	Pr-143	4.21x10 ¹¹	1.37x10 ¹³	3.86x10 ¹⁴	2.74x10 ¹⁶
Ru-105	5.09x10 ¹¹	5.55x10 ¹²	4.67x10 ¹⁴	2.77x10 ¹⁶	Nd-147	2.05x10 ¹¹	1.17x10 ¹³	1.88x10 ¹⁴	2.34x10 ¹⁶
Ru-106	3.08x10 ¹¹	3.35x10 ¹²	2.82x10 ¹⁴	1.68x10 ¹⁶	Np-239	5.75x10 ¹²	1.57x10 ¹⁴	5.27x10 ¹⁵	3.13x10 ¹⁷
Rh-105	4.86x10 ¹¹	1.32x10 ¹²	4.45x10 ¹⁴	2.65x10 ¹⁶	Pu-238	1.00x10 ⁰⁹	2.73x10 ¹⁰	9.17x10 ¹¹	5.45x10 ¹³
Sb-127	3.78x10 ¹⁰	1.03x10 ¹²	3.47x10 ¹³	2.06x10 ¹⁵	Pu-239	3.00x10 ⁰⁸	8.17x10 ⁰⁹	2.75x10 ¹¹	1.63x10 ¹³
Sb-129	1.20x10 ¹¹	3.26x10 ¹³	1.10x10 ¹⁴	6.51x10 ¹⁵	Pu-240	5.21x10 ⁰⁸	1.42x10 ¹⁰	4.78x10 ¹¹	2.84x10 ¹³
Te-127	3.77x10 ¹⁰	1.67x10 ¹³	3.46x10 ¹³	8.37x10 ¹⁵	Pu-241	1.29x10 ¹¹	3.52x10 ¹²	1.18x10 ¹⁴	7.03x10 ¹⁵
Te-27m	6.70x10 ⁰⁹	5.47x10 ¹¹	6.15x10 ¹²	2.74x10 ¹⁷	Am-241	2.25x10 ⁰²	6.14x10 ⁰³	2.07x10 ⁰⁵	1.23x10 ⁰⁷
Te-129	1.14x10 ¹¹	1.05x10 ¹³	1.05x10 ¹⁴	5.26x10 ¹⁷	Cm-242	7.26x10 ¹⁰	1.98x10 ¹²	6.65x10 ¹³	3.95x10 ¹⁵
					Cm-244	1.83x10 ⁰⁹	4.98x10 ¹⁰	1.68x10 ¹³	9.96x10 ¹³

3. Karakteristik Radionuklida di Sungkup

Hasil estimasi karakteristik nuklida di sungkup diberikan pada Tabel 3. Konsentrasi dari produk fisi (gas mulia, halogen, volatil, dll) yang terbawa ke sungkup bergantung pada: mekanisme deplesi, desain fitur keselamatan seperti sistem semprot, dan laju lepasan dari proses rusaknya bahan bakar. Selain itu pengurangan radioaktivitas airborne adalah dengan mekanisme alam seperti aglomerasi, kondensasi, gravitasi, deposisi, efek foretik, dan adsorpsi. Untuk nuklida yang mempunyai sifat non-volatil, logam berat, dan larut dalam air, mekanisme alam ini sangat signifikan mengurangi nuklida yang lepas ke luar dari cerobong. Deposisi dan pengendapan nuklida tersebut selain karena adsorpsi dinding sungkup juga dibantu oleh efek gravitasi khususnya untuk logam berat yang *non-volatil*.

Tabel 3. Hasil estimasi karakteristik radionuklida di sungkup (Bq)

Nuklida	Normal	Small break LOCA	Large break LOCA	Severe accident	Nuklida	Normal	Small break LOCA	Large break LOCA	Severe accident
Kr-85	1.67x10 ¹³	3.77x10 ¹³	4.15x10 ¹⁴	8.37x10 ¹⁵	Te-29m	4.11x10 ⁰⁹	2.40x10 ¹⁰	3.46x10 ¹³	2.06x10 ¹⁵
Kr-85m	5.47x10 ¹⁴	1.23x10 ¹⁵	1.35x10 ¹⁶	2.74x10 ¹⁷	Te-31m	7.30x10 ⁰⁸	8.04x10 ¹⁰	6.15x10 ¹²	3.65x10 ¹⁴
Kr-87	1.05x10 ¹⁵	2.37x10 ¹⁵	2.60x10 ¹⁶	5.26x10 ¹⁷	Te-132	1.25x10 ¹⁰	4.72x10 ¹¹	1.05x10 ¹⁴	6.23x10 ¹⁵
Kr-88	1.40x10 ¹⁵	3.16x10 ¹⁵	3.48x10 ¹⁶	7.02x10 ¹⁷	I-131	2.61x10 ⁰⁹	7.20x10 ⁰⁹	2.20x10 ¹³	1.30x10 ¹⁵
Xe-133	4.57x10 ¹⁵	7.09x10 ¹⁵	5.01x10 ¹⁶	3.55x10 ¹⁸	I-132	8.75x10 ⁰⁹	1.03x10 ¹⁰	7.37x10 ¹³	4.38x10 ¹⁵
Xe-135	1.84x10 ¹⁵	2.85x10 ¹⁵	2.01x10 ¹⁶	1.42x10 ¹⁸	I-133	1.38x10 ¹⁰	5.15x10 ¹⁰	4.33x10 ¹⁴	2.57x10 ¹⁶
Rb-86	2.47x10 ⁰⁸	6.73x10 ⁰⁸	2.27x10 ¹¹	1.35x10 ¹³	I-134	1.48x10 ¹⁰	5.54x10 ¹¹	8.02x10 ¹²	4.25x10 ¹⁷
Sr-89	1.71x10 ¹¹	4.64x10 ¹¹	1.56x10 ¹⁴	9.29x10 ¹⁵	I-135	1.33x10 ¹⁰	7.93x10 ¹¹	1.15x10 ¹³	6.08x10 ¹⁷
Sr-90	1.10x10 ¹⁰	3.00x10 ¹⁰	1.01x10 ¹³	6.01x10 ¹⁴	Cs-134	4.07x10 ¹⁰	1.06x10 ¹²	1.54x10 ¹³	8.14x10 ¹⁷
Sr-91	2.43x10 ¹¹	6.61x10 ¹¹	2.23x10 ¹⁴	1.32x10 ¹⁶	Cs-136	2.11x10 ¹⁰	1.14x10 ¹²	1.65x10 ¹³	8.73x10 ¹⁷
Sr-92	2.87x10 ¹¹	7.82x10 ¹¹	2.63x10 ¹⁴	1.56x10 ¹⁶	Cs-137	3.17x10 ¹⁰	1.02x10 ¹²	1.48x10 ¹³	7.82x10 ¹⁷
Y-90	1.14x10 ¹⁰	3.10x10 ¹¹	1.04x10 ¹³	6.19x10 ¹⁴	Ba-139	5.41x10 ¹¹	1.11x10 ¹¹	3.73x10 ¹³	2.22x10 ¹⁵
Y-91	2.48x10 ¹¹	6.76x10 ¹¹	2.28x10 ¹⁴	1.35x10 ¹⁶	Ba-140	5.49x10 ¹¹	5.75x10 ¹⁰	1.93x10 ¹³	1.15x10 ¹⁵
Y-92	2.89x10 ¹¹	7.86x10 ¹¹	2.65x10 ¹⁴	1.57x10 ¹⁶	La-140	5.62x10 ¹¹	8.63x10 ¹⁰	2.91x10 ¹³	1.73x10 ¹⁵
Zr-95	4.63x10 ¹¹	1.26x10 ¹²	4.24x10 ¹⁴	2.52x10 ¹⁶	La-141	4.94x10 ¹¹	1.47x10 ¹²	4.96x10 ¹⁴	2.95x10 ¹⁶
Zr-97	4.82x10 ¹¹	1.31x10 ¹²	4.42x10 ¹⁴	2.63x10 ¹⁶	La-142	4.72x10 ¹¹	1.50x10 ¹²	5.03x10 ¹⁴	2.99x10 ¹⁶
Nb-95	4.62x10 ¹¹	1.26x10 ¹²	4.24x10 ¹⁴	2.52x10 ¹⁶	Ce-141	5.02x10 ¹¹	1.53x10 ¹²	5.16x10 ¹⁴	3.06x10 ¹⁶
Mo-99	5.87x10 ¹¹	1.60x10 ¹²	5.38x10 ¹⁴	3.20x10 ¹⁶	Ce-143	4.29x10 ¹¹	1.35x10 ¹²	4.53x10 ¹⁴	2.69x10 ¹⁶
Tc-99m	5.16x10 ¹¹	1.40x10 ¹²	4.73x10 ¹⁴	2.81x10 ¹⁶	Ce-144	3.07x10 ¹¹	1.29x10 ¹²	4.33x10 ¹⁴	2.57x10 ¹⁶
Ru-103	6.45x10 ¹¹	7.03x10 ¹²	5.92x10 ¹⁴	3.52x10 ¹⁶	Pr-143	4.21x10 ¹¹	1.37x10 ¹²	4.60x10 ¹⁴	2.74x10 ¹⁶
Ru-105	5.09x10 ¹¹	5.55x10 ¹²	4.67x10 ¹⁴	2.77x10 ¹⁶	Nd-147	2.05x10 ¹¹	1.17x10 ¹²	3.94x10 ¹⁴	2.34x10 ¹⁶
Ru-106	3.08x10 ¹¹	3.35x10 ¹²	2.82x10 ¹⁴	1.68x10 ¹⁶	Np-239	5.75x10 ¹²	1.57x10 ¹³	5.27x10 ¹⁵	3.13x10 ¹⁷
Rh-105	4.86x10 ¹¹	1.32x10 ¹⁴	4.45x10 ¹⁴	2.65x10 ¹⁶	Pu-238	1.00x10 ⁰⁹	2.73x10 ⁰⁹	9.17x10 ¹¹	5.45x10 ¹³
Sb-127	3.78x10 ¹⁰	1.03x10 ¹³	3.47x10 ¹³	2.06x10 ¹⁵	Pu-239	3.00x10 ⁰⁸	8.17x10 ⁰⁸	2.75x10 ¹¹	1.63x10 ¹³
Sb-129	1.20x10 ¹¹	3.26x10 ¹³	1.10x10 ¹⁴	6.51x10 ¹⁵	Pu-240	5.21x10 ⁰⁸	1.42x10 ⁰⁹	4.78x10 ¹¹	2.84x10 ¹³
Te-127	3.77x10 ¹⁰	1.67x10 ¹³	4.15x10 ¹⁴	8.37x10 ¹⁵	Pu-241	1.29x10 ¹¹	3.52x10 ¹¹	1.18x10 ¹⁴	7.03x10 ¹⁵
Te-27m	6.70x10 ⁰⁹	5.47x10 ¹⁴	1.35x10 ¹⁶	2.74x10 ¹⁷	Am-241	2.25x10 ⁰²	6.14x10 ⁰²	2.07x10 ⁰⁵	1.23x10 ⁰⁷
Te-129	1.14x10 ¹¹	1.05x10 ¹⁵	2.60x10 ¹⁶	5.26x10 ¹⁷	Cm-242	7.26x10 ¹⁰	1.98x10 ¹¹	6.65x10 ¹³	3.95x10 ¹⁵
					Cm-244	1.83x10 ⁰⁹	4.98x10 ⁰⁹	1.68x10 ¹²	9.96x10 ¹³

Mekanisme pengurangan Iodine di udara sungkup khusus untuk Iodine organik bisa mencapai 0,4 sampai 0,5. Mekanisme semprot (*spray*) juga dapat berfungsi untuk mengurangi aktivitas radionuklida, dengan membuat nuklida tidak lepas ke luar sungkup. Sistem *spray* ini berfungsi umumnya jika kecelakaan sudah termasuk BDBA atau *severe accident*.

4. Estimasi Karakteristik Radionuklida ke Luar Cerobong

Sepanjang siklus operasi, teras berbahan bakar MOX memiliki inventori yang lebih besar dibandingkan teras UO₂ terutama radionuklida transuranik (TRU), termasuk plutonium-239 (Pu-239), amerisium-241 (Am-241) dan curium-242 (Cm-242). Karena banyak dari radionuklida pemancar alfa memiliki waktu paruh panjang, dengan radiotoksitas yang relatif tinggi jika terhirup atau tertelan, lepasan dalam jumlah kecil sudah dapat menimbulkan kontribusi yang signifikan terhadap dampak radiasi terhadap paparan radiasi publik.

Filterisasi cerobong sangat berperan dalam mengurangi radionuklida yang lepas ke lingkungan. Penggunaan filter HEPA yang mempunyai efisiensi tinggi sampai 99 % untuk nuklida selain I, dan 90 % untuk I, sangat signifikan mengurangi paparan radionuklida produk fisi terhadap manusia dan lingkungan.

Tabel 4. Hasil estimasi karakteristik radionuklida ke luar cerobong (Bq)

Nuklida	Normal	Small break LOCA	Large break LOCA	Severe accident	Nuklida	Normal	Small break LOCA	Large break LOCA	Severe accident
Kr-85	1.67x10 ¹³	3.77x10 ¹³	4.15x10 ¹⁴	8.37x10 ¹⁵	Te-29m	2.61x10 ⁰⁷	2.40x10 ⁰⁸	2.20x10 ¹³	1.30x10 ¹³
Kr-85m	5.47x10 ¹⁴	1.23x10 ¹⁵	1.35x10 ¹⁶	2.74x10 ¹⁷	Te-31m	8.75x10 ⁰⁷	8.04x10 ⁰⁸	7.37x10 ¹³	4.38x10 ¹³
Kr-87	1.05x10 ¹⁵	2.37x10 ¹⁵	2.60x10 ¹⁶	5.26x10 ¹⁷	Te-132	5.15x10 ⁰⁸	4.72x10 ⁰⁹	4.33x10 ¹⁴	2.57x10 ¹⁴
Kr-88	1.40x10 ¹⁵	3.16x10 ¹⁵	3.48x10 ¹⁶	7.02x10 ¹⁷	I-131	7.20x10 ⁰⁸	5.54x10 ¹⁰	8.02x10 ¹²	4.25x10 ¹⁶
Xe-133	4.57x10 ¹⁵	7.09x10 ¹⁵	5.01x10 ¹⁶	3.55x10 ¹⁸	I-132	1.03x10 ⁰⁹	7.93x10 ¹⁰	1.15x10 ¹³	6.08x10 ¹⁶
Xe-135	1.84x10 ¹⁵	2.85x10 ¹⁵	2.01x10 ¹⁶	1.42x10 ¹⁸	I-133	1.38x10 ⁰⁹	1.06x10 ¹¹	1.54x10 ¹³	8.14x10 ¹⁶
Rb-86	2.47x10 ⁰⁶	6.73x10 ⁰⁶	2.27x10 ¹¹	1.35x10 ¹¹	I-134	1.48x10 ⁰⁹	1.14x10 ¹¹	1.65x10 ¹³	8.73x10 ¹⁶
Sr-89	1.71x10 ⁰⁹	4.64x10 ⁰⁹	1.56x10 ¹⁴	9.29x10 ¹³	I-135	1.33x10 ⁰⁹	1.02x10 ¹¹	1.48x10 ¹³	7.82x10 ¹⁶
Sr-90	1.10x10 ⁰⁸	3.00x10 ⁰⁸	1.01x10 ¹³	6.01x10 ¹²	Cs-134	4.07x10 ⁰⁸	1.11x10 ⁰⁹	3.73x10 ¹³	2.22x10 ¹³
Sr-91	2.43x10 ⁰⁹	6.61x10 ⁰⁹	2.23x10 ¹⁴	1.32x10 ¹⁴	Cs-136	2.11x10 ⁰⁸	5.75 10 ⁰⁸	1.93x10 ¹³	1.15x10 ¹³
Sr-92	2.87x10 ⁰⁹	7.82x10 ⁰⁹	2.63x10 ¹⁴	1.56x10 ¹⁴	Cs-137	3.17x10 ⁰⁸	8.63x10 ⁰⁸	2.91x10 ¹³	1.73x10 ¹³
Y-90	1.14x10 ⁰⁸	3.10x10 ⁰⁸	1.04x10 ¹³	6.19x10 ¹²	Ba-139	5.41x10 ⁰⁹	1.47x10 ¹⁰	4.96x10 ¹⁴	2.95x10 ¹⁴
Y-91	2.48x10 ⁰⁹	6.76x10 ⁰⁹	2.28x10 ¹⁴	1.35x10 ¹⁴	Ba-140	5.49x10 ⁰⁹	1.50x10 ¹⁰	5.03x10 ¹⁴	2.99x10 ¹⁴
Y-92	2.89x10 ⁰⁹	7.86x10 ⁰⁹	2.65x10 ¹⁴	1.57x10 ¹⁴	La-140	5.62x10 ⁰⁹	1.53x10 ¹⁰	5.16x10 ¹⁴	3.06x10 ¹⁴
Ru-95	4.63x10 ⁰⁹	1.26x10 ¹⁰	4.24x10 ¹⁴	2.52x10 ¹⁴	La-141	4.94x10 ⁰⁹	1.35x10 ¹⁰	4.53x10 ¹⁴	2.69x10 ¹⁴
Zr-97	4.82x10 ⁰⁹	1.31x10 ¹⁰	4.42x10 ¹⁴	2.63x10 ¹⁴	La-142	4.72x10 ⁰⁹	1.29x10 ¹⁰	4.33x10 ¹⁴	2.57x10 ¹⁴
Nb-95	4.62x10 ⁰⁹	1.26x10 ¹⁰	4.24x10 ¹⁴	2.52x10 ¹⁴	Ce-141	5.02x10 ⁰⁹	1.37x10 ¹⁰	4.60x10 ¹⁴	2.74x10 ¹⁴
Mo-99	5.87x10 ⁰⁹	1.60x10 ¹⁰	5.38x10 ¹⁴	3.20x10 ¹⁴	Ce-143	4.29x10 ⁰⁹	1.17x10 ¹⁰	3.94x10 ¹⁴	2.34x10 ¹⁴
Tc-99m	5.16x10 ⁰⁹	1.40x10 ¹⁰	4.73x10 ¹⁴	2.81x10 ¹⁴	Ce-144	3.07x10 ⁰⁹	8.36x10 ⁰⁹	2.81x10 ¹⁴	1.67x10 ¹⁴
Ru-103	6.45x10 ⁰⁹	7.03x10 ¹⁰	5.92x10 ¹⁴	3.52x10 ¹⁴	Pr-143	4.21x10 ⁰⁹	1.15x10 ¹⁰	3.86x10 ¹⁴	2.29x10 ¹⁴
Ru-105	5.09x10 ⁰⁹	5.55x10 ¹⁰	4.67 10 ¹⁴	2.77x10 ¹⁴	Nd-147	2.05x10 ⁰⁹	5.58x10 ⁰⁹	1.88x10 ¹⁴	1.12x10 ¹⁴
Ru-106	3.08x10 ⁰⁹	3.35x10 ¹⁰	2.82x10 ¹⁴	1.68x10 ¹⁴	Np-239	5.75x10 ¹⁰	1.57x10 ¹¹	5.27x10 ¹⁵	3.13x10 ¹⁵
Rh-105	4.86x10 ⁰⁹	1.32x10 ¹²	4.45x10 ¹⁴	2.65x10 ¹⁴	Pu-238	1.00x10 ⁰⁷	2.73x10 ⁰⁷	9.17x10 ¹¹	5.45x10 ¹¹
Sb-127	3.78x10 ⁰⁸	1.03x10 ¹¹	3.47x10 ¹³	2.06x10 ¹³	Pu-239	3.00x10 ⁰⁶	8.17x10 ⁰⁶	2.75x10 ¹¹	1.63x10 ¹¹
Sb-129	1.20x10 ⁰⁹	3.26x10 ¹¹	1.10x10 ¹⁴	6.51x10 ¹³	Pu-240	5.21x10 ⁰⁶	1.42x10 ⁰⁷	4.78x10 ¹¹	2.84x10 ¹¹
Te-127	3.77x10 ⁰⁹	4.11x10 ¹⁰	3.46x10 ¹³	2.06x10 ¹³	Pu-241	1.29x10 ⁰⁹	3.52x10 ⁰⁹	1.18x10 ¹⁴	7.03x10 ¹³
Te-27m	6.70x10 ⁰⁷	7.30x10 ⁰⁸	6.15x10 ¹²	3.65x10 ¹²	Am-241	2.25x10 ⁰⁰	6.14x10 ⁰⁰	2.07x10 ⁰⁵	1.23x10 ⁰⁵
Te-129	1.14x10 ⁰⁹	1.25x10 ¹⁰	1.05x10 ¹⁴	6.23x10 ¹³	Cm-242	7.26x10 ⁰⁸	1.98x10 ⁰⁹	6.65x10 ¹³	3.95x10 ¹³
					Cm-244	1.83x10 ⁰⁷	4.98x10 ⁰⁷	1.68x10 ¹²	9.96x10 ¹¹

Hasil estimasi radionuklida yang lepas ke lingkungan pada Tabel 4, aktivitas radionuklida tertinggi pada postulasi *severe accident*, karena kondisi kecelakaan yang mengakibatkan gagalnya bahan bakar atau melelehnya teras lebih besar. Khusus untuk reaktor daya yang menggunakan bahan bakar MOX, selain aktivitas nuklida I, Cs, dan Sr, sangat penting untuk memperhatikan nuklida TRU yang dihasilkan. Selain nuklida TRU yang menjadi perhatian adalah nuklida yang mempuntai massa tinggi seperti Pu-240, Pu-

241 dan Pu-242, selain mempunyai waktu paruh panjang juga mempunyai konsekuensi radiologi terhadap lingkungan dan manusia yang signifikan.

KESIMPULAN

Karakteristik radionuklida untuk setiap subsistem keselamatan di reaktor PWR, dipengaruhi oleh kondisi operasi reaktor (normal atau kecelakaan), fitur keselamatan, serta inventori radionuklida di dalam teras reaktor. Penggunaan bahan bakar MOX dengan penambahan unsur plutonium akan meningkatkan inventori radionuklida teras dari unsur aktinida dan lantanida. Penggunaan bahan bakar MOX dapat menambah konsekuensi radiologi ke lingkungan dan masyarakat, terutama karena inventori produk fisi yang lebih besar termasuk dari radionuklida transuranic dan dari golongan aktinida, antara lain: Pu-239, Am-241, Cm-242, Pu-240, Pu-241 dan Pu-242.

DAFTAR PUSTAKA

1. Lyman E. S. Public Health Risks of Substituting Mixed-Oxide for Uranium Fuel in Pressurized Water Reactors, *Science & Global Security*. 2001;9 : p 33-79
2. BATAN, Multipurpose Reactor GA Siwabessy, Safety Analysis Report, Rev. 9; 2001: 12-5.
3. Pershagen, B. *Light Water Reactor Safety*, Pergamon Press, New York, 1988
4. European Commission, Determination of the In-Sungkup Source term for a Large-Break Loss of Coolant Accident, EUR 19841 EN; 2001: p. 11-7
5. IRSN, Research and Development with Regard to Severe Accidents in Pressurised Water Reactors, Summary and Outlook, Rapport IRSN-France; 2007
6. Glatz J.P, Giménez J. and Bottomley D, Leaching of High Burn-up UO₂ and MOX Fuel Rods with Pre-Set Cladding Defects, WM99 Conference , European commission, Directorate General JRC, Institute for Transuranium Elements (ITU) P.O. Box 2340, D76125 Karlsruhe, Germany 1999
7. Crawford D, LWR Fuel Performance (with emphasis on BWR fuel), Fuel Performance & Design, Global Nuclear Fuel, Wilmington NC; 2009: p. 1-12
8. Lovasic Z. and Einziger R. International Atomic Energy Agency (IAEA) Activity on Technical Influence of High Burnup UOX and MOX Water Reactor Fuel on Spent Fuel Management – 9065, WM2009 Conference. Phoenix, AZ; 2009: p. 1-6
9. IAEA, Generic Models for use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to The Environment, Safety series No.19, STI/PUB/1103, Vienna; 2001
10. EUR, Generic Nuclear Island Requirements-Safety Requirements, Vol.2, Chap. 1, Rev. C, European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants , 2001
11. ORIGEN2, Ver 2.2, CCC-371- RSICC, Oak Ridge National Laboratory, Tennessee; 2002