

DISPOSAL LIMBAH AKTIVITAS TINGGI DALAM REAKTOR: KALKULASI LAJU TRANSMUTASI DAN DAUR ULANG

Mulyanto*



ID990000047

ABSTRACT

HLW DISPOSAL BY FISSION REACTORS: CALCULATION OF TRANS-MUTATION RATE AND RECYCLE. Transmutation of MA (minor actinide) and LLFPs (long-lived fission products) into stable nuclide or short-lived isotopes by fission reactors seem to become an alternative technology for HLW disposal. In this study, transmutation rate and recycle calculation were developed in order to evaluate transmutation characteristics of MA and LLFPs in the fission reactors. Inventory of MA and LLFPs in the transmutation reactors were determined by solving of criticality equation with 1-D cylindrical geometry of multigroup diffusion equations at the beginning of cycle (BOC). Transmutation rate and burn-up was determined by solving of depletion equation. Inventory of MA and LLFPs was calculated for 40 years recycle. From this study, it was concluded that characteristics of MA and LLFPs in the transmutation reactors can be evaluated by recycle calculation. By calculation of transmutation rate, performance of fission reactor for transmutation of MA or LLFPs can be discussed.

ABSTRAK

DISPOSAL LIMBAH AKTIVITAS TINGGI DALAM REAKTOR: KALKULASI LAJU TRANSMUTASI DAN DAUR ULANG. Transmutasi AM (aktinida minor) dan BBHP (bahan belah berwaktu hidup panjang) menjadi nuklida stabil atau berwaktu hidup pendek dengan menggunakan reaktor fisi nampak menjadi teknologi alternatif yang menarik dalam disposal limbah radioaktif aktivitas tinggi (LRAT). Dalam penelitian ini perhitungan laju transmutasi dan daur ulang dikembangkan untuk mengevaluasi karakteristik transmutasi AM dan BBHP dalam reaktor fisi. Inventori AM dan BBHP dalam reaktor pentransmutasi ditentukan melalui perhitungan kritikalitas dengan menyelesaikan model geometri silinder persamaan difusi neutron satu dimensi dan banyak kelompok pada saat awal siklus reaktor (BOC). Laju transmutasi dan karakteristik pembakaran dihitung melalui penyelesaian persamaan depleksi. Inventori MA atau BBHP dalam reaktor pentransmutasi ditentukan untuk 40 tahun daur-ulang. Dari penelitian ini diperoleh kesimpulan, bahwa karakteristik AM dalam reaktor pentransmutasi dapat dievaluasi melalui kalkulasi daur ulang. Dengan perhitungan laju transmutasi AM dan BBHP dapat didiskusikan kemampuan reaktor pentransmutasi thermal atau cepat dalam mendisposal LRAT.

*Pusat Pengolahan Limbah Radioaktif - BATAN

PENDAHULUAN

Transmutasi AM (aktinida minor = Np, Am, Cm dll.) dan BBHP (bahan belah berwaktu hidup panjang = ^{129}I , ^{99}Tc dan ^{135}Cs) menjadi nuklida stabil atau berwaktu hidup pendek dengan menggunakan reaktor fisi nampak menjadi teknologi alternatif yang menarik dalam disposal limbah radioaktif aktivitas tinggi (LRAT) [1-4]. Dalam sistem daur bahan bakar nuklir tersebut, LRAT tidak didisposal pada formasi geologi dalam, tetapi didaur ulang dalam reaktor (*B/T reactor*), sehingga hanya limbah berwaktu hidup pendek dan isotop stabil saja yang dilepas ke lingkungan. Dengan demikian, aspek keselamatan disposal limbah radioaktif dapat ditingkatkan. Perbandingan daur bahan bakar nuklir konvensional dengan daur bahan bakar nuklir masa depan ini di perlihatkan pada Gambar 1.

Beberapa peneliti menghitung laju transmutasi AM atau BBHP dalam reaktor fisi ini dalam bentuk prosentase AM atau BBHP yang ditransmutasi per tahun (%/tahun) untuk menentukan efektivitas reaktor tertentu dalam mentransmutasi LRAT [2,3]. Definisi laju transmutasi seperti ini kurang menguntungkan dalam kaitannya dengan perhitungan keseimbangan massa serta perhitungan daur ulang transmutasi.

Dalam penelitian ini perhitungan laju transmutasi AM atau BBHP serta perhitungan daur ulang transmutasi dikembangkan untuk mengevaluasi karakteristik transmutasi AM dan BBHP dalam reaktor fisi. Dalam makalah ini juga dibahas, bahwa karakteristik transmutasi daur ulang AM dalam reaktor thermal dan reaktor cepat sangat berbeda.

TATA KERJA

Dalam penelitian ini, LRAT diasumsikan berasal dari bahan bakar bekas yang diproduksi reaktor air ringan (LWR) berdaya 1GWe dengan tingkat pembakaran 33,000 MWh/Mt [5]. Bahan bakar bekas diolah ulang setelah pendinginan 150 hari. Reaktor thermal pentransmutasi yang diusulkan dalam penelitian ini adalah reaktor yang serupa dengan LWR 1 GWe yang ada sekarang baik material dan ukuran bahan struktur, geometri teras, pendingin utama, pembangkit uap dsb. Pada reaktor pentransmutasi thermal, untuk mengimbangi penyerapan neutron karena pemuatan AM atau BBHP, bahan bakar reaktor dimuati dengan ^{235}U yang diperkaya sekitar 10-20% untuk kemudian dicampur dengan AM atau BBHP. Batang bahan bakar kemudian dimuati ke dalam teras reaktor secara homogen.

Inventori

Inventori AM dan BBHP dalam reaktor pentransmutasi ditentukan melalui perhitungan dengan menyelesaikan persamaan kritikalitas model geometri silinder satu dimensi banyak kelompok [7] pada saat awal siklus reaktor (BOC), persamaan (1).

$$-D \left[\frac{d^2\phi}{dr^2} + \frac{1}{r} \frac{d\phi}{dr} \right] + \sum_a \phi(r) = S(r) \quad (1)$$

Persamaan difusi ini diselesaikan secara numerik dengan menggunakan pendekatan *central difference* dengan mengambil harga Δr lebih kecil dari harga panjang difusi [6]. Selanjutnya solusi persamaan matriks diperoleh dengan menggunakan algoritma matriks diagonal tiga (TDMA) [6].

Inventori adalah jumlah total radionuklida i dalam reaktor pentransmutasi di bawah kondisi kritik yang didefinisikan sebagai,

$$[INV](t) = (\pi R_s^2 h) \sum_i N_i(t) (M_i / N_A) \quad (I=1, 2, \dots, N) \quad (2)$$

Dimana densitas atom dan fraksi AM dan BBHP diekspresikan dengan,

$$N_i = y_i \beta F_f (\rho_i N_A / M_i) \quad (3)$$

dimana,

R_s	= radius teras reaktor	(cm)
h	= tinggi teras reaktor	(cm)
y_i	= fraksi atom i	(-)
ρ_i	= kerapatan atom i	(-)
β	= fraksi atom AM dan BBHP	(-)
F_f	= fraksi volume bahan bakar	(-)
M_i	= berat massa atom	(gram mol)
N_A	= bilangan Avogadro	(atom/gram mol)

Laju Transmutasi

Kerapatan atom AM atau BBHP dalam reaktor pentransmutasi, $N_i(t)$ ditentukan melalui persamaan diferensial simultan [8],

$$dN_i / dt = \sum_j l_{ij} \lambda_j N_j + \phi_{av} \sum_k f_{ik} \sigma_k N_k - (\lambda_i + \sigma_i \phi_{av}) N_i \quad (4)$$

$$(i = 1, 2, \dots, M)$$

dimana ϕ_{av} adalah fluks neutron rata-rata dalam ruang dan energi.

$$\phi_{av} = \frac{1}{\pi R_s^2} \int_0^{R_s} 2\pi r \sum_g \phi^g(r) dr \quad (0 \leq r \leq R_s) \quad (5)$$

dengan $\sum_g \phi^g(r)$ berarti penjumlahan g untuk fluks neutron group- g $\phi^g(r)$. Fluks neutron $\phi^g(r)$ dapat diperoleh dari penyelesaian persamaan difusi neutron banyak kelompok [7]. Persamaan (4) secara numerik diselesaikan dengan menerapkan metode Runge-Kutta [9] dan Euler [7]. Dalam penelitian ini perhitungan depleksi dengan menerapkan metode Runge-Kutta dan Euler menampilkan konsumsi waktu yang tidak jauh berbeda. Untuk menjaga stabilitas perhitungan, secara numerik harga Δt diambil lebih kecil dari harga waktu paro terkecil isotop yang dibahas. Untuk kasus pembakaran AM, rantai yang dibahas mencakup isotop uranium sampai einstenium atau sekitar 50 buah isotop, sebagaimana diperlihatkan pada Gambar 2.

Selanjutnya laju transmudasi, LT, didefinisikan sebagai;

$$[LT] = (\pi R_s^2 h) \sum_i (M_i/N_A) \{N_i(0) - N_i(t = \tau)\} / \tau \quad (6)$$

Dari kombinasi persamaan (2) dan (6), maka laju transmudasi menjadi;

$$[LT] = \{[INV](t=0) - [INV](t = \tau)\} / \tau \quad (7)$$

Laju produksi AM atau BBHP dalam reaktor pentransmutasi sendiri, $[P] = \sum_i P_i$ diberikan oleh persamaan (8),

$$[P] = (\pi R_s^2 h) \sum_i (M_i/N_A) N_i(t = \tau) / \tau \quad (8)$$

Daur Ulang

Skema daur ulang transmudasi AM atau BBHP dalam reaktor fisi diperlihatkan pada Gambar 3. Dimana,

- (1) $A^n (= \sum_i A_i^n)$ adalah massa AM atau BBHP yang setiap tahun dihasilkan bahan bakar LWR,
- (2) $P^n (= \sum_i P_i^n)$ adalah massa AM atau BBHP yang diproduksi setiap tahun oleh reaktor pentransmutasi sendiri,
- (3) $R^n (= \sum_i R_i^n)$ adalah massa AM yang tak terbelah atau BBHP yang tak bereaksi pada siklus ke- n pada periode τ .

τ adalah periode daur ulang untuk partitioning dan transmudasi AM dan BBHP dan identik dengan waktu tinggal AM atau BBHP dalam reaktor pentransmutasi, sebagai 1, 2 atau 3 tahun. Dalam periode τ , masukan untuk reaktor pentransmutasi adalah τA_i^n dan τP_i^n . R^n dan P^n di daur ulang dengan periode τ ke proses olah ulang dan partitioning.

Kondisi awal, $N_i(t)$, pada siklus ke- n dan sisa pada akhir siklus, R_i^n , dapat diekspresikan dengan $N_i(0)$ dan $N_i(\tau)$, sebagai berikut

$$N_i(0) = I_i^n / (\pi R_s^2 h) (M_i / N_A) \quad (9)$$

$$R_i^n = (\pi R_s^2 h) N_i(\tau) (M_i / N_A) \quad (10)$$

Kemudian masukan awal untuk nuklida i pada siklus ke- n diekspresikan dengan

$$I_i^n = A_i^n \quad (\text{for } n = 1) \quad (11)$$

$$I_i^n = R_i^{n-1} + \tau (A_i^n + P_i^n) \quad (\text{for } n = 2, 3, \dots, n_R) \quad (12)$$

dimana n_R adalah jumlah siklus selama umur reaktor, $n_R = \tau_{\text{life}}/\tau$ dan τ_{life} adalah umur reaktor pentransmutasi (40 tahun). Lalu, total input untuk seluruh nuklida pada awal siklus ke- n adalah,

$$I^n = \sum_i I_i^n (= [\text{INV}]^n (t=0)) \quad (13)$$

Total massa sisa pada siklus ke- n berhubungan dengan persamaan (9) yakni,

$$R^n = \sum_i R_i^n [= (\pi R_s^2 h) \sum_i N_i^1(\tau) (M_i / N_A)] \quad (14)$$

$$(i = 1, 2, \dots, N)$$

dan laju produksi AM atau BBHP dalam reaktor pentransmutasi pada ujung siklus ke- n adalah,

$$[P]^n = (\pi R_s^2 h) \sum_i (M_i / N_A) N_i(t = \tau) / \tau \quad (15)$$

Dalam penelitian ini konsep fraksi transmudasi setelah 40 tahun daur ulang diperlihatkan pada Gambar 4. Fraksi tersebut didefinisikan dengan,

$$Bf_i = \left[\sum_{n=1}^{n_R} (\tau A_i^n) - R_i(t = \tau_{\text{life}}) \right] / \sum_{n=1}^{n_R} (\tau A_i^n) \quad (16)$$

Dalam penelitian ini set data penampang lintang diperoleh dari data penampang lintang efektif rata-rata untuk spektrum neutron thermal PWR [5], dan data yang tak diperoleh dari sumber ini disiapkan dari pustaka data penampang lintang thermal BNL [10]. Untuk reaktor pentransmutasi cepat set data penampang lintang diperoleh dari ENDF/B [7] atau dari ENDF/B-V [11]. Model evaluasi untuk reaktor pentransmutasi serta parameter yang digunakan dalam penelitian ini diberikan pada Tabel 1. Program kalkulasi reaktor, kalkulasi deplesi, serta kalkulasi daur ulang dalam penelitian ini dikembangkan dalam bahasa F77 [12] dan dieksekusi dengan menggunakan komputer ETA 10.

HASIL DAN PEMBAHASAN

Efektivitas transmudasi BBHP melalui peluruhan spontan dan penangkapan neutron dapat diperkirakan melalui konsep rasio akselerasi peluruhan. Rasio akselerasi peluruhan didefinisikan sebagai perbandingan antara total peluruhan dengan laju peluruhan spontan, sebagaimana diberikan persamaan (17)

$$\mu_i = (\lambda_i + \sigma_{a,i} \phi) / \lambda_i \quad (17)$$

Bila faktor $(\sigma_{a,i} \phi / \lambda_i)$ kurang dari satu, maka dapat diperkirakan bahwa rasio akselerasi peluruhan tidak efektif. Nilai μ_i mendekati satu untuk isotop ^{137}Cs dan ^{90}Sr meski transmudasi dilakukan pada fluks neutron lebih besar dari $f = 5 \times 10^{14}$ ($\text{n/cm}^2\text{s}$). Dengan demikian, transmudasi ^{137}Cs dan ^{90}Sr dalam reaktor fisi tidak menarik. Di sisi lain nilai μ_i untuk isotop ^{99}Tc , ^{129}I dan ^{135}Cs dalam reaktor thermal sangat tinggi, sehingga transmudasi isotop-isotop ini dalam reaktor thermal dapat dipertimbangkan.

Gambar 5 memperlihatkan inventori BBHP yang ditransmutasi dalam reaktor thermal. Dari hasil ini nampak, bahwa perhitungan daur ulang transmudasi BBHP konsisten dengan nilai rasio akselerasi peluruhan. Dari persamaan (16), nilai fraksi transmudasi setelah 40 tahun untuk ^{137}Cs dan ^{90}Sr masing-masing hanya 0.25 dan 0.44. Sedangkan, fraksi transmudasi untuk isotop ^{99}Tc , ^{129}I dan ^{135}Cs jauh lebih besar, masing-masing adalah 0.90, 0.93 dan 0.77.

Variasi inventori AM dalam reaktor thermal terhadap waktu diperlihatkan pada Gambar 6. Disini, kalkulasi dilakukan untuk daur ulang 40 tahun dengan fluks $\phi = 5 \times 10^{14}$ ($\text{n/cm}^2\text{s}$). Diperlihatkan pada Gambar 6 bahwa total inventori AM dalam reaktor thermal didominasi oleh isotop ^{237}Np , ^{244}Cm , ^{246}Cm dan ^{243}Am . Np dan Am dapat dibakar dengan reaktor thermal, tetapi isotop seperti Cm dan Cf dlsb. sulit dibakar dengan reaktor thermal. Karakteristik ini diperkirakan karena kecilnya nilai (σ_f/σ_c) untuk isotop Cm dan Cf dlsb. dalam daerah energi thermal. Dalam perhitungan ini, kritikalitas reaktor dan tingkat neutron fluks dievaluasi untuk transmudasi dengan siklus ulang satu tahun. AM dicampur dengan ^{235}U diperkaya,

yang prosentasenya disesuaikan agar reaktor mampu dimuati dengan AM dari 10 unit LWR 1GWe. Transmutasi AM secara efektif dilaksanakan dalam kasus inventori berubah bersama waktu seperti gerigi sisir atau dalam kasus dengan tingginya nilai fraksi transmutasi setelah 40 tahun. Di sisi lain, transmutasi AM tidak begitu efektif dalam kasus inventori yang berubah seperti garis lengkung atau pada kasus rendahnya nilai fraksi transmutasi setelah 40 tahun.

Transmutasi AM bermassa tinggi seperti Cm, Cf dll. dapat dilakukan secara efektif dengan reaktor cepat berenergi lebih dari 1 MeV, karena penampang lintang fisi AM pada daerah energi ini adalah 30 sampai 100 kali lebih besar daripada penampang lintang fisi pada daerah energi 0.1 sampai 0.3 MeV [11]. Pada daerah energi tinggi nilai (σ_f/σ_c) untuk AM juga besar dibandingkan pada daerah energi thermal [11]. Sesuai dengan hasil yang diperoleh dengan perhitungan model banyak kelompok reaktor cepat [7], dapat ditunjukkan bahwa karakteristik laju transmutasi AM pada reaktor thermal sangat berbeda dengan karakteristik laju transmutasi pada reaktor cepat. Dan dapat dilihat bahwa seluruh isotop Cm dan AM bermassa tinggi tidak terakumulasi pada transmutasi AM dengan reaktor cepat. Sesuai dengan hasil itu, maka dapat difahami bahwa karakteristik reaksi neutron pada daerah energi thermal sangat berbeda dengan karakteristik reaksi neutron pada daerah energi cepat.

Dari penelitian ini laju transmutasi AM dalam reaktor thermal adalah 600 kg/y, bila inventori AM dapat dipertahankan sebesar 10.0 Mg/reaktor pada setiap kondisi awal siklus. Laju transmutasi ini setara dengan massa AM yang dilepas setiap tahun dari 24 unit LWR berdaya 1 GWe. Dengan demikian, 1 unit reaktor thermal dapat mentransmutasi AM dari 24 unit LWR berdaya 1 GWe.

Untuk transmutasi Tc dan I dalam Group A, satu unit reaktor thermal dapat mentransmutasi campuran standar Tc dan I sebesar 420 kg/y, bila inventori Tc dan I dapat dipertahankan sebesar 14.0 Mg/reaktor pada setiap kondisi awal siklus. Laju transmutasi ini setara dengan massa Tc dan I yang dilepas setiap tahun dari 12 unit LWR berdaya 1 GWe. Dengan demikian, 1 unit reaktor thermal dapat mentransmutasi campuran standar Tc dan I dari 12 unit LWR berdaya 1 GWe.

KESIMPULAN

Dari pembahasan di atas diperoleh kesimpulan, bahwa:

1. Kemampuan reaktor pentransmutasi thermal atau cepat dalam mendisposal AM dan BBHP dapat dievaluasi melalui penentuan laju transmutasi.
2. Karakteristik transmutasi AM dan BBHP dalam reaktor thermal dapat dievaluasi melalui kalkulasi daur ulang.
3. Karakteristik reaksi neutron AM pada daerah energi thermal sangat berbeda dengan karakteristik reaksi neutron AM pada daerah energi cepat. Terjadi akumulasi AM bermassa tinggi pada transmutasi dalam reaktor thermal.

DAFTAR PUSTAKA

1. H.C. BURKHOLDER, et al, "Nuc. Tech.", **31**, 202 (1976)
2. T. INOUE, et al, "Nuc. Tech.", **93**, 206 (1991)
3. D.J. MURPHY, et al, "Nuc. Tech.", **45**, 299 (1979)
4. E.D. ARTHUR, "Transaction of ANS", **63**, 79 (1991)
5. M. BENEDICT, et al, "Nuclear Chemical Engineering, McGraw-Hill", 2nd ed., New York (1981)
6. J.J. DUDERSTADT and L.J. HAMILTON, "Nuclear Reactor Analysis", John Wiley & Sons, New York, (1976)
7. A.E. WALTER and A.B. REYNOLD, "Fast Breeder Reactors", Pergamon Press, New York (1981)
8. MULYANTO and A. KITAMOTO, "Annals Nuc. Energy", **22**, 11 (1995)
9. A.C. BAJPAI, I.M. CALUS and J.A. FAIRLEY, "Numerical Methods for Engineers and Scientist", John Wiley & Sons, (1977)
10. S.F. MUGHABGHAB, "Neutron Cross Section", **1**, Academic Press (1984)
11. V. McLANE, et al, "Neutron Cross Section", **2**, Academic Press (1988)
12. G.B. DAVIS, and T.H. HOFFMANN, "FORTRAN 77: A Structured, Disciplined Style", McGraw-Hill, 3rd. ed., (1988)

Table 1. Details of B/T Reactors Used in the Evaluation of Recycle B/T Treatment

Parameters	Thermal B/T Reactor	Fast B/T Reactor
(1) B/T reactor	3 GWt-PWR, cooled by H ₂ O. Core geometry: Ro=170 cm and h=370 cm, respectively ⁸⁾	3 GWt, sodium cooled reactor. Core geometry: Ro=185 cm and h=100 cm, respectively ⁵⁾
(2) Evaluation of performance 1) neutron diffusion model 2) neutron energy 3) cross section 4) neutron flux level	1) one group 2) thermal energy (~600K) ⁸⁾ 3) BNL neutron cross section data ⁴⁾ 4) approximately 3×10^{13} (n.cm ² s)	1) four group 2) 10^{-2} eV-5 MeV ⁸⁾ 3) processed based on ENDF/B by shielding factor method ⁵⁾ or collapsed from ENDF/B-V ⁶⁾ 4) approximately 1×10^{15} (n.cm ² s)
(3) B/T fuel of MA or LLFPs 1) loading pattern	Two regional loading: - inner region for B/T fuel - outer region for normal fuel	homogeneous loading in active core, with no blanket
2) isotopic composition of MA and LLFPs	Standard isotopic composition (the same values of the discharged fuel from 3 GWt-LWR, burn-up: 33,000 MWd/Mg (HM), cooling time: 150 days ³⁾)	
3) materials of B/T fuel (a) for MA (b) for LLFPs (c) blended uranium	(a) MA: oxide type (UO ₂ -MAO ₂) (b) LLFPs: Tc in metal form and Iodine in Ce ₃ ⁹⁾ (c) MA or LLFPs was blended with enriched ²³⁵ U to keep the criticality	(a) MOX type (U-Pu-MA)O ₂ with 20 % Pu (b) LLFPs: Tc in metal form and Iodine in Ce ₃ ⁹⁾ (c) MA or LLFPs was blended with enriched ²³⁵ U to keep the criticality
(4) TRU chains for depletion calc.	Isotopic chain reactions for U, Np, Pu, Am, Cm, Cf, Bk and Es, caused by (n, n), (n, 2n), (n, γ) etc. and β, α-decay	

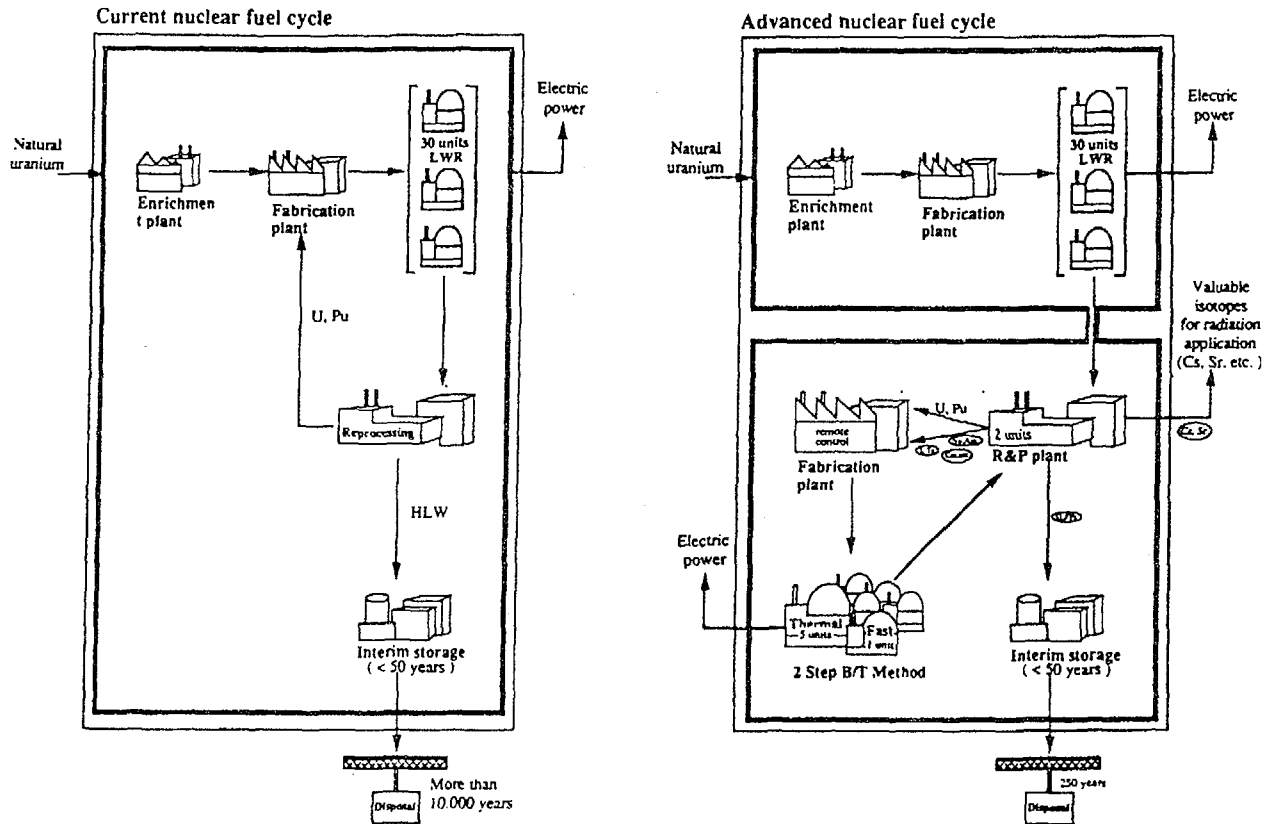
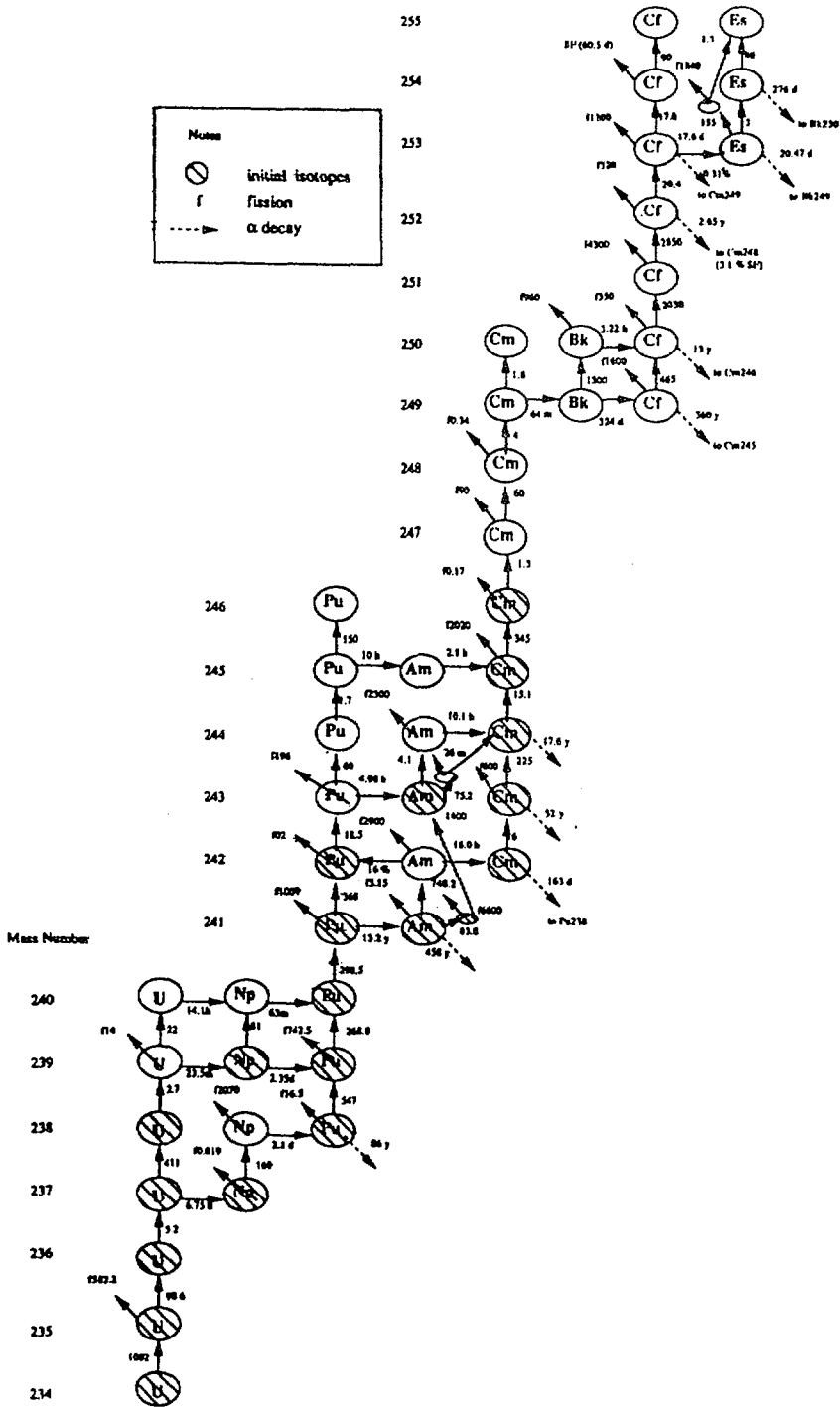


Figure 1. Schematic of Current Nuclear Fuel Cycle and Advanced Nuclear Fuel Cycle. Two Step B/T Method Composed of 5 Unit Thermal B/T Reactor and One Unit Fast B/T Reactor, Together with Reprocessing & Partitioning Plant, Are Main Component in the Self-completed advanced Nuclear Fuel Cycle



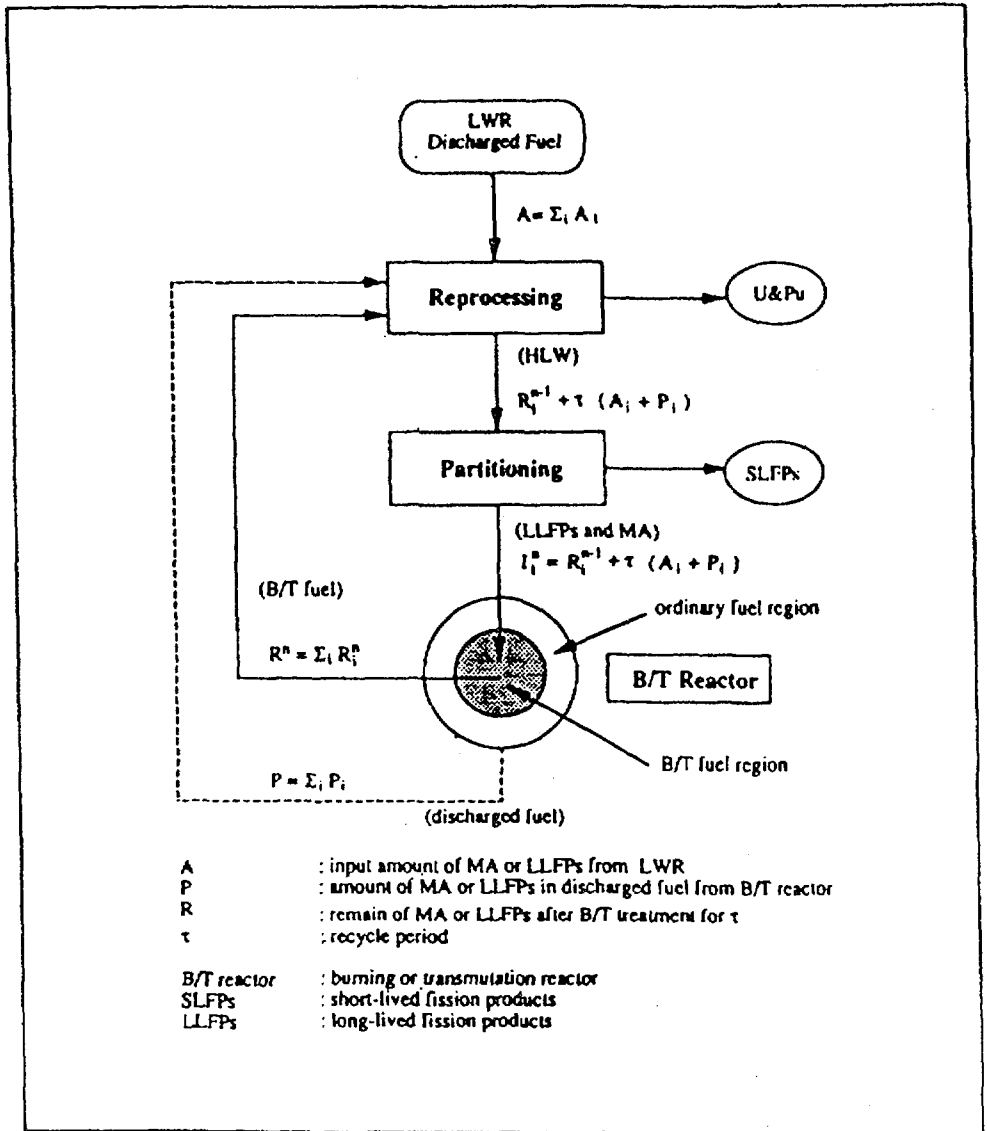


Figure 3. Concept of the Recycle P & T Treatment

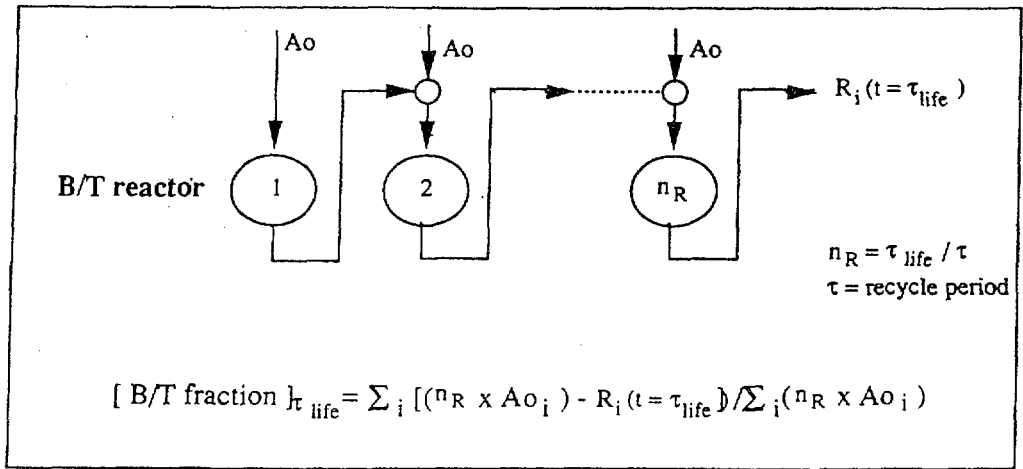


Figure 4. Conceptual Figure of Total B/T Fraction

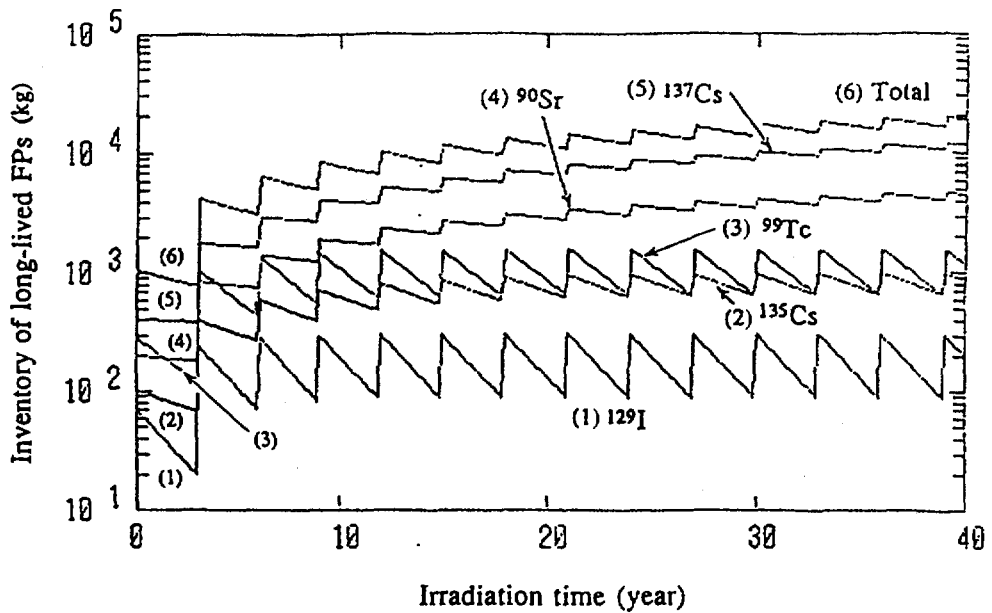


Figure 5. Relation Between Inventory of Long-lived FPs and Time Under $\phi_{th} = 5.0 \times 10^{14} \text{ (n/cm}^2\text{s)}$ and $\tau = 3 \text{ years}$. Long-lived FPs is Assumed to be Produced Annually by 10 Units of 1 GWe-LWR

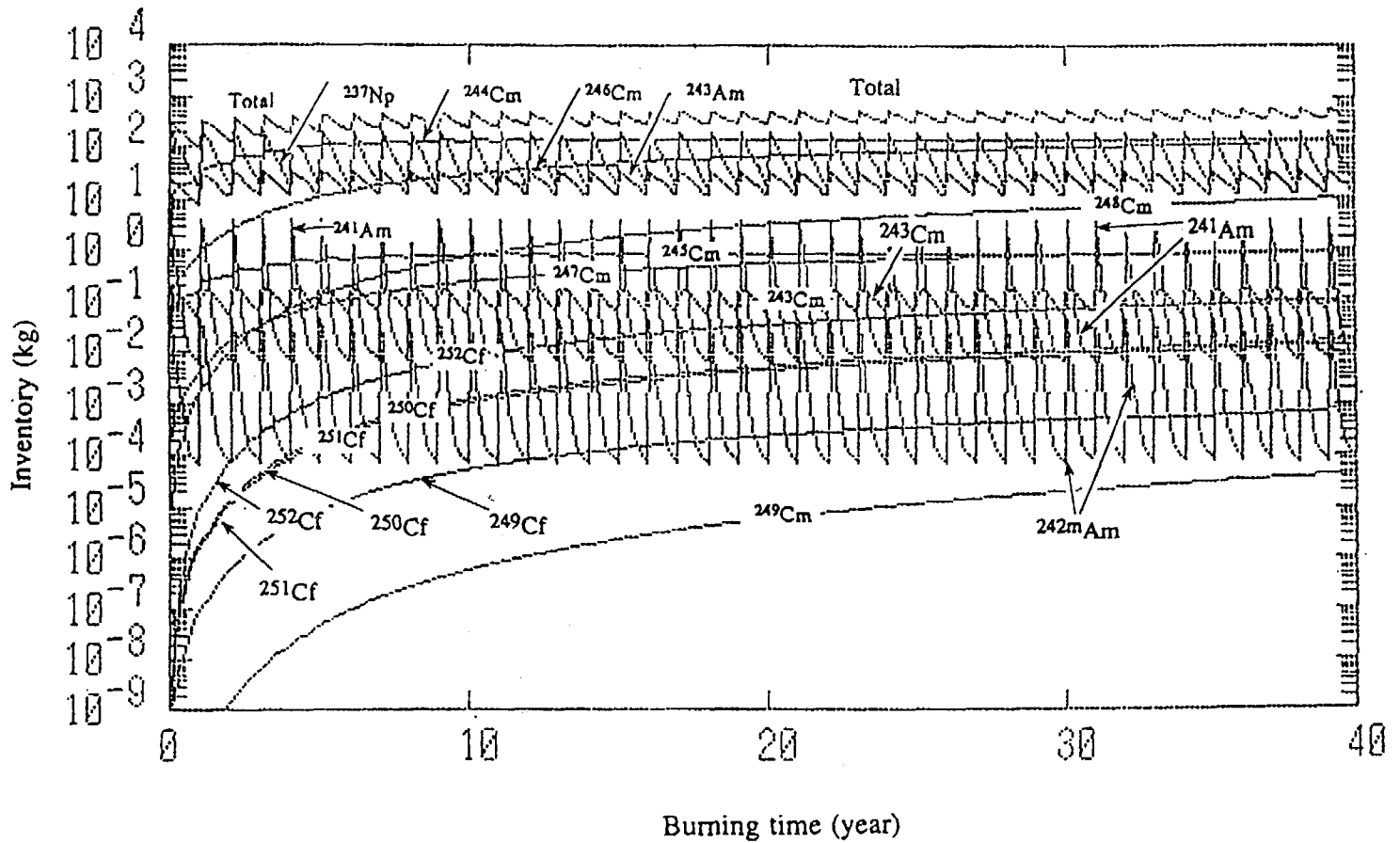


Figure 6. Inventory of MA, Produced Annually by 10 Units of 1 GWe-LWR, Burned by Thermal B/T Reactor Under $\phi_{\text{th}} = 5.0 \times 10^{14}$ (n/cm²s) and $\tau = 1$ Year

DISKUSI

TUKIRAN

1. Berapa ton limbah yang dihasilkan dalam satu tahun jika daya reaktor 600 Mwe?
2. Jenis reaktor apa yang diasumsikan dalam 40 tahun?
3. Apakah setelah dilakukan *recycling* tidak ada lagi limbah yang dihasilkan?

MULYANTO

1. Untuk limbah BBHP dapat dihitung secara langsung yaitu 0,6 dari limbah BBHP reaktor 1000 Mwe, sedang untuk AM harus dihitung secara akurat dengan persamaan deplesi dengan ORIGEN-2 CODE.
2. PWR 1000 Mwe
3. Limbah tetap ada dari reaktor transmudasi dan diperhitungkan dalam kalkulasi daur ulang ini. Dalam makalah dapat dilihat pada persamaan 8 dan Gambar 3.

NEXT PAGE(S)
left BLANK