

STUDI TENTANG FISIBILITAS DAUR ULANG AKTINIDA MINOR DALAM BWR

Abdul Waris^{1*} dan Budiono²

¹Kelompok Keilmuan Fisika Nuklir dan Biofisika
Program Studi Fisika, Institut Teknologi Bandung
E-mail : awaris@fi.itb.ac.id

²Pusat Teknologi Nuklir Bahan dan Radiometri, BATAN - Bandung
Email : budi@batan-bdg.go.id

ABSTRAK

STUDI TENTANG FISIBILITAS DAUR ULANG AKTINIDA MINOR DALAM BWR. Studi awal tentang fisibilitas daur ulang aktinida minor (MA) tanpa melibatkan plutonium dalam reaktor air mendidih (*boiling water reactor*, BWR) telah dilakukan. Hasil yang diperoleh menunjukkan bahwa dengan menaikkan konsentrasi fisil MA dalam bahan bakar *mixed oxide* (MOX) dan/atau memperkecil fraksi hampa maka faktor multiplikasi efektif pada awal siklus akan naik juga, tetapi kenaikan ini belum cukup untuk membuat reaktor kritis. Disisi lain memperkecil void fraction akan menaikkan ayunan reaktivitas yang pada akhirnya akan menurunkan faktor keselamatan dari reaktor.

Kata kunci: aktinida minor, BWR, daur ulang, derajat bakar standar, fraksi hampa

ABSTRACT

A STUDY ON THE FEASIBILITY OF MINOR ACTINIDES IN BWR. Preliminary study on the feasibility of aktinida minor (MA) recycling without mixing them with plutonium in boiling water reactor (BWR) has been carried out. The results show that increasing of fissile MA content in mixed oxide fuel (MOX) and/or reducing void fraction can enlarge the effective multiplication factor at the beginning of cycle, but the reactor still can not obtain its criticality condition. Furthermore, dropping the void fraction results in higher reactivity swing and therefore plummeting the safety factor of the reactor.

Keywords: aktinida minor, BWR, recycling, standard burnup, void fraction

1. PENDAHULUAN

Masalah utama yang terkait dengan pemanfaatan energi nuklir adalah pengelolaan limbah nuklir terutama penanganan limbah nuklir tingkat tinggi. Limbah nuklir jenis ini mengandung nuklida dengan tingkat toksisitas tinggi, dan berumur paro sangat lama. Produksi limbah nuklir tingkat tinggi hampir seluruhnya berasal dari bahan bakar bekas (*spent fuel*), dengan salah satu komponen utamanya

adalah plutonium yang diproduksi dengan jumlah sekitar 250 kg/GWe per tahun (1). Plutonium yang diproduksi reaktor nuklir dapat dipakai sebagai bahan bakar terutama dalam FBR (*Fast Breeder Reactor*) karena karakteristiknya mirip dengan uranium. Namun karena ketidakpastian tentang kapan komersialisasi FBR, maka pilihan lain untuk pemanfaatan plutonium adalah daur ulang dalam reaktor komersial yang ada

seperti PWR (*Pressurized Water Reactor*) atau BWR (*Boiling Water Reactor*).

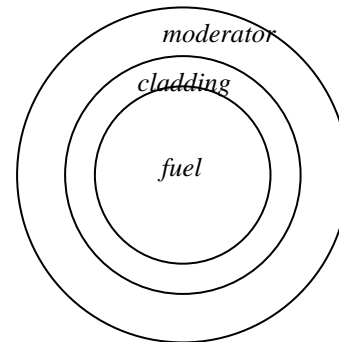
Selanjutnya, di samping plutonium dalam limbah bahan bakar nuklir sebenarnya masih ada aktinida minor (aktinida minor, MA) yang juga bisa berfungsi sebagai bahan bakar. Akan tetapi jumlah MA ini dalam sisa bahan bakar sangat kecil, sekitar 0,1% dari total massa bahan bakar bekas. Daur ulang plutonium dalam PWR atau BWR sudah sering dipelajari. Daur ulang MA dalam PWR sudah mulai dipelajari, tetapi biasanya dilakukan bersama-sama dengan daur ulang plutonium. Daur ulang MA tanpa melibatkan plutonium belum dipelajari hingga saat ini.

Penelitian ini merupakan studi tentang daur ulang aktinida minor tanpa melibatkan plutonium dengan tujuan memahami karakteristik daur ulang aktinida minor yang dilakukan dalam BWR.

2. TATA KERJA

Perhitungan yang dilakukan adalah perhitungan *cell burnup* dengan menggunakan kode SRAC versi 2002, yaitu suatu kode komputer untuk analisis neutronik yang dikembangkan oleh JAERI (2). SRAC dirancang untuk perhitungan neutronik untuk beberapa jenis reaktor nuklir. Pustaka data nuklir yang dipakai adalah JENDL-3.2 (3). Satu siklus burnup ditentukan sesuai dengan siklus BWR standar yaitu 27500 MWday/ton (MWd/t). Studi ini dilakukan pada tingkat sel bahan-bakar. Sel memiliki geometri silinder dengan bagian-bagian yaitu: bahan bakar,

kelongsong dan moderator seperti yang dapat dilihat pada Gambar 1.



Gambar 1. Penampang sel bahan bakar

Bahan bakar yang biasa dipakai dalam PWR dan BWR adalah UO_2 . Karakteristik bahan bakar tentu saja akan berubah dengan dimasukkannya unsur aktinida minor sebagai tambahan bahan bakar. Campuran bahan bakar uranium dan aktinida minor dalam bentuk senyawa oksida ini selanjutnya disebut bahan bakar *mixed oxide* (MOX).

Untuk memberikan hasil yang cukup komprehensif, beberapa aspek yang berpengaruh pada perubahan karakteristik teras reaktor, misalnya pengaruh tingkat pengayaan uranium, konsentrasi aktinida minor dalam MOX, dan perubahan fraksi hampa dari teras BWR juga dievaluasi.

Dari siklus bahan bakar nuklir terdapat dua jenis limbah nuklir tingkat tinggi yang memiliki potensi untuk dimanfaatkan kembali, yaitu buntut dari proses pengayaan dan bahan bakar bekas. Studi ini membahas kemungkinan daur ulang aktinida minor dari hasil pengolahan limbah nuklir bersama dengan uranium dari buntut proses

pengayaan yang memiliki kandungan ^{235}U yang lebih rendah daripada uranium alam, yaitu sebesar 0.25 % - 0.3 %. Secara teori plutonium dapat dipakai bersama uranium yang tidak diperkaya sebagai bahan bakar dalam bentuk MOX, tetapi untuk campuran aktinida minor belum dijumpai studi atau literatur yang menyebutkan tentang hal ini.

Oleh karena itu, dalam studi ini uranium yang telah diperkaya juga digunakan sebagai campuran *input* bahan bakar bersama aktinida minor. Komposisi isotop-isotop aktinida minor dalam bahan bakar diberikan dalam Tabel 1 (4). Desain BWR yang ditinjau adalah BWR standard yang dirancang oleh General Electric (BWR/6), yang parameter desainnya ditampilkan dalam Tabel 2 (5).

Tabel 1 Komposisi isotop aktinida minor

Aktinida minor	Persentase (%) ⁽⁴⁾
^{237}Np	16.67
^{241}Am	52.05
$^{242\text{m}}\text{Am}$	1.51
^{243}Am	29.23
^{245}Cm	0.54

3. HASIL PERHITUNGAN DAN DISKUSI

Agar reaktor selalu dalam kondisi kritis selama satu siklus *burnup*, bahan bakar harus memiliki nilai faktor multiplikasi efektif ($k\text{-eff}$) ≥ 1 untuk separoh atau lebih dari siklus *burnup* karena kurang dari setengah (biasanya 1/3) dari total bahan bakar dalam teras diganti selama proses *refueling* (pengisian ulang bahan bakar). Nilai reaktivitas lebih pada awal siklus harus dijaga seminim mungkin untuk menjamin

keselamatan reaktor, hal ini dapat ditentukan dengan melihat nilai ayunan reaktivitas.

Tabel 2 Parameter desain dari teras BWR

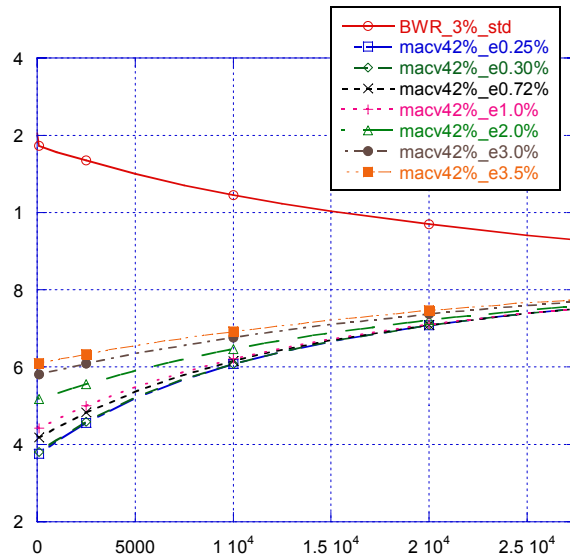
Kerapatan daya rata-rata	50 Wcm^{-3}
Jari-jari pelet bahan bakar	0.529 cm
Jari-jari terluar pin bahan bakar	0.615 cm
Fraksi hampa	20 – 70 %
Tipe bahan bakar	Oksida
Kelongsong	Zircaloy-2
Pendingin	H_2O

Gambar 2 menunjukkan faktor multiplikasi efektif ($k\text{-eff}$) sebagai fungsi *burnup* untuk konsentrasi MA yang dibuat sama dengan komposisi plutonium seperti yang tertulis dalam Referensi (6), yaitu sebesar 5,58% dengan berbagai variasi pengayaan uranium. Konfigurasi teras BWR dalam kasus ini adalah BWR/6 standard yaitu dengan fraksi hampa sebesar 42%.

Dalam Gambar 2 ini *BWR_3%_std* adalah BWR standard tanpa daur ulang, artinya berbahan bakar UO_2 dengan pengayaan uranium 3%. Untuk *BWR_3%_std* nilai $k\text{-eff}$ selalu lebih besar dari satu sepanjang siklus bahan bakar. Dengan kata lain reaktor selalu dalam kondisi kritis, atau reaktor dapat beroperasi secara normal. Dari Gambar 2 terlihat bahwa daur ulang MA dengan skenario ini tidak pernah bisa membuat reaktor kritis. Meskipun pengayaan uranium diperbesar, reaktor juga tidak bisa mencapai kritis karena penumpukan dari fisil MA ($^{242\text{m}}\text{Am}$ dan ^{245}Cm) sebagai bahan bakar tambahan tidak cukup untuk mengimbangi pertumbuhan penyerap baik dari MA (^{237}Np ,

^{241}Am , dan ^{243}Am) maupun dari isotop plutonium (^{238}Pu , ^{240}Pu , dan ^{242}Pu). Hal ini

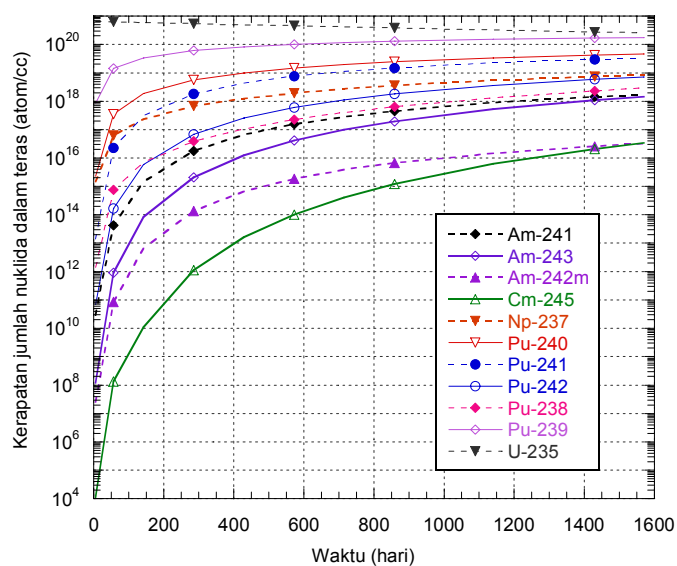
dapat dijelaskan dengan Gambar 3 dan Gambar 4.



Keterangan :

- BWR_3%_std = BWR tanpa daur ulang dengan konsentrasi ^{235}U dalam bahan bakar (pengayaan) 3%
- macv42%_e0.25% = daur ulang 5,58% MA dalam BWR dengan konsentrasi ^{235}U dalam bahan bakar 0.25%
- macv42%_e0.30% = daur ulang 5,58% MA dalam BWR dengan konsentrasi ^{235}U dalam bahan bakar 0.30%
- macv42%_e0.72% = daur ulang 5,58% MA dalam BWR dengan konsentrasi ^{235}U dalam bahan bakar 0.72%
- macv42%_e1.0% = daur ulang 5,58% MA dalam BWR dengan konsentrasi ^{235}U dalam bahan bakar 1.0%
- macv42%_e2.0% = daur ulang 5,58% MA dalam BWR dengan konsentrasi ^{235}U dalam bahan bakar 2.0%
- macv42%_e3.0% = daur ulang 5,58% MA dalam BWR dengan konsentrasi ^{235}U dalam bahan bakar 3.0%
- macv42%_e3.5% = daur ulang 5,58% MA dalam BWR dengan konsentrasi ^{235}U dalam bahan bakar 3.5%

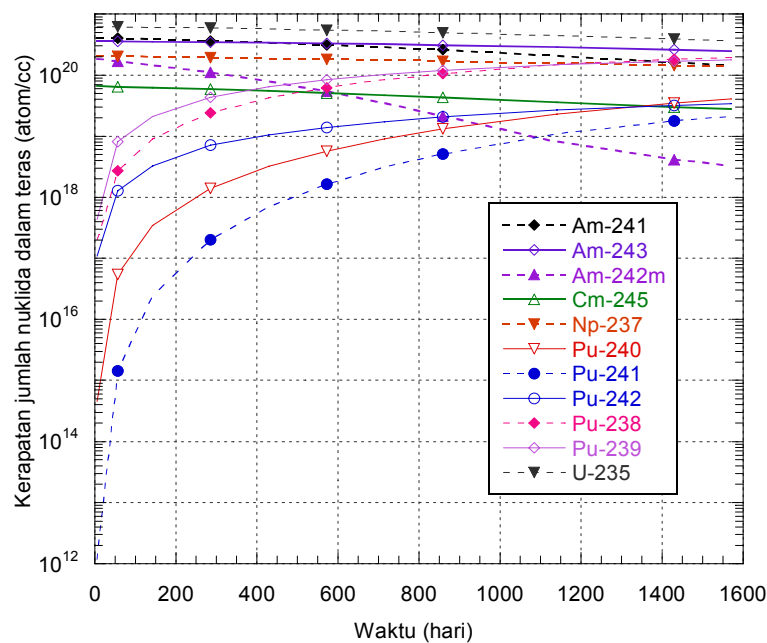
Gambar 2. $k\text{-eff}$ vs burnup untuk daur ulang 5,58% MA dalam BWR dengan variasi pengayaan U



Gambar 3. Perubahan kerapatan jumlah nuklida dalam BWR tanpa daur ulang

Gambar 3 menunjukkan perubahan kerapatan jumlah nuklida (atom/cc) dalam BWR standard untuk kondisi tanpa daur ulang. Dari gambar ini terlihat bahwa pertumbuhan fisil MA (^{242m}Am dan ^{245}Cm) maupun pertumbuhan penyerap baik dari MA (^{237}Np , ^{241}Am , dan ^{243}Am) maupun dari isotop plutonium (^{238}Pu , ^{240}Pu , dan ^{242}Pu) masih jauh lebih kecil dibandingkan dengan konsentrasi (kerapatan jumlah nuklida) dari ^{235}U sebagai fisil utama dalam BWR tanpa daur ulang. Sedangkan perubahan densitas jumlah nuklida untuk daur ulang 5,58% MA dalam BWR standard ditunjukkan dalam Gambar 4. Dari gambar ini terlihat bahwa *buildup* sebagian besar penyerap (^{237}Np , ^{238}Pu , ^{241}Am , dan ^{243}Am) berlangsung sangat efektif sehingga di akhir siklus (EOL = *end of cycle*) konsentrasinya mendekati konsentrasi ^{235}U . Sementara itu konsentrasi fisil ^{242m}Am dan ^{245}Cm pada EOL menjadi

berturut-turut sekitar 1/100 dan 1/10 dari densitas jumlah nuklida ^{235}U . Dengan kata lain penyerapan neutron melalui reaksi tangkapan neutron oleh penyerap untuk menghasilkan aktinida yang lebih tinggi (*higher actinides*) lebih banyak dibandingkan dengan reaksi fisi oleh fisil sehingga reaktor menjadi lebih sulit untuk mencapai keadaan kritis. Hal yang terakhir ini dapat juga dijelaskan dari perbandingan penampang lintang reaksi tangkapan neutron (n, γ) dan reaksi fisi untuk MA seperti yang diberikan dalam Tabel 3. Meskipun fisil MA memiliki penampang lintang reaksi fisi yang jauh lebih besar dari penampang lintang reaksi tangkapan neutron, kontribusinya dalam membuat reaktor kritis masih belum mencukupi karena konsentrasinya yang masih sedikit dibandingkan dengan konsentrasi penyerap MA.



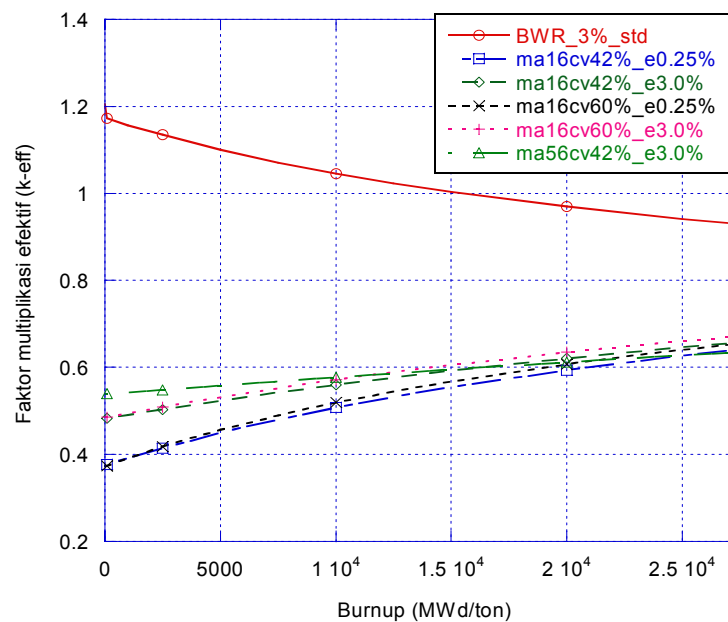
Gambar 4. Perubahan densitas jumlah nuklida untuk daur ulang 5,58% MA dalam BWR standard

Tabel 3. Penampang lintang reaksi dari MA untuk energi termal (0.025eV)

Minor Actinides	Penampang lintang reaksi (n, γ), σ_{γ}^{th} (barns)	Penampang lintang reaksi fisi, σ_f^{th} (barns)
²³⁷ Np-	144 ⁽⁹⁾	20 ⁽⁹⁾
²⁴¹ Am	532 ⁽⁹⁾	3 ⁽⁹⁾
^{242m} Am	75,3 ⁽¹⁰⁾	6000 ⁽¹¹⁾
²⁴³ Am	84,4 ⁽¹²⁾	0,08 ⁽¹³⁾
²⁴⁵ Cm	350 ⁽¹³⁾	2145 ⁽¹³⁾

Gambar 5 menunjukkan faktor multiplikasi efektif (*k-eff*) sebagai fungsi *burnup* untuk konsentrasi MA sebesar 16,74 % dengan berbagai variasi pengayaan uranium. Konfigurasi teras BWR dalam

kasus ini adalah BWR/6 standard yaitu dengan fraksi hampa sebesar 42%. Dari Gambar 5 terlihat bahwa daur ulang MA dengan skenario ini juga tidak pernah bisa membuat reaktor kritis. Dalam Gambar 5 juga ditunjukkan faktor multiplikasi efektif (*k-eff*) sebagai fungsi *burnup* untuk konsentrasi MA sebesar 56 % dengan pengayaan uranium sebesar 3%. Meskipun konsentrasi MA dinaikkan menjadi 56% dan pengayaan uranium diperbesar menjadi 3% reaktor juga tidak bisa kritis dengan alasan yang serupa dengan yang dijelaskan terdahulu dengan bantuan Gambar 3 dan 4.



Keterangan :

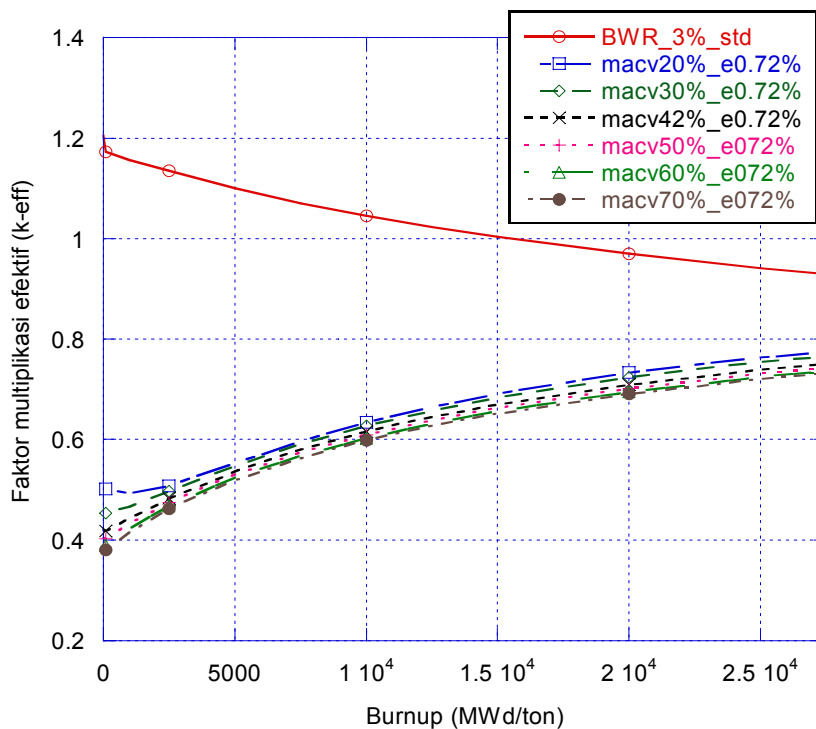
- BWR_3%_std = BWR tanpa daur ulang dengan konsentrasi ²³⁵U dalam bahan bakar (pengayaan) 3%
- ma16cv42%_e0.25% = daur ulang 16.74% MA dalam BWR dengan konsentrasi ²³⁵U dalam bahan bakar 0.25%
- ma16cv42%_e3.0% = daur ulang 16.74% MA dalam BWR dengan konsentrasi ²³⁵U dalam bahan bakar 3.0%
- ma16cv60%_e0.25% = daur ulang 16.74% MA dalam BWR dengan konsentrasi ²³⁵U dalam bahan bakar 0.25%
- ma16cv60%_e3.0% = daur ulang 16.74% MA dalam BWR dengan konsentrasi ²³⁵U dalam bahan bakar 3.0%
- ma56cv42%_e3.0% = daur ulang 56% MA dalam BWR dengan konsentrasi ²³⁵U dalam bahan bakar 3.0%

Gambar 5. *k-eff* vs *burnup* untuk daur ulang 16% MA dalam BWR standard dengan variasi pengayaan U

Gambar 6 menunjukkan faktor multiplikasi efektif ($k\text{-eff}$) sebagai fungsi *burnup* untuk konsentrasi MA sebesar 5,58 % dan uranium alam (pengayaan uranium 0.72%) dengan berbagai variasi fraksi hampa. Dari Gambar 6 terlihat bahwa daur ulang MA dengan skenario ini bisa menaikkan $k\text{-eff}$, tetapi tetap tidak bisa membuat reaktor kritis. Meskipun fraksi hampa divariasi dari 20% sampai 70%, reaktor juga tidak bisa kritis karena *buildup* dari fisil MA (^{242m}Am dan ^{245}Cm) belum dapat mengimbangi laju pertambahan

penyerap baik dari isotop MA maupun dari isotop plutonium.

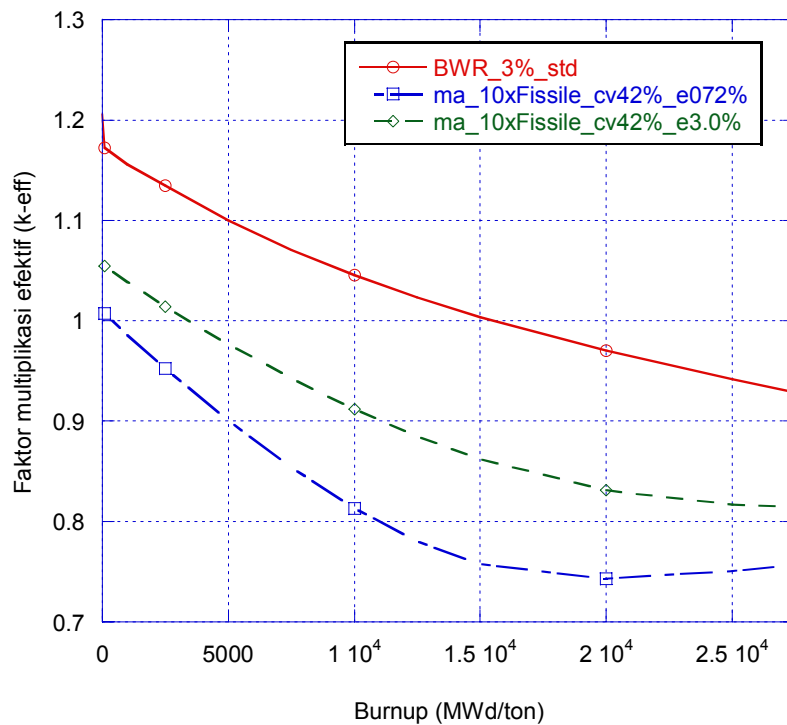
Gambar 7 menunjukkan faktor multiplikasi efektif ($k\text{-eff}$) sebagai fungsi *burnup* untuk konsentrasi fisil MA (^{242m}Am dan ^{245}Cm) ditingkatkan menjadi 10 lipat dalam BWR standard dengan variasi pengayaan uranium. Dari Gambar 7 terlihat bahwa daur ulang MA dengan skenario ini hanya bisa menaikkan $k\text{-eff}$ pada awal siklus, tetapi tetap tidak dapat membuat reaktor kritis. Meskipun *pengayaan uranium* dinaikkan dari 0.72% sampai 3.0%, reaktor juga belum bisa kritis.



Keterangan :

BWR_3%_std = BWR tanpa daur ulang dengan konsentrasi ^{235}U dalam bahan bakar (pengayaan) 3%
 macv20%_e0.72% = daur ulang 5.58% MA dalam BWR dengan *void fraction* 20% dan bahan bakar uranium alam
 macv30%_e0.72% = daur ulang 5.58% MA dalam BWR dengan *void fraction* 30% dan bahan bakar uranium alam
 macv42%_e0.72% = daur ulang 5.58% MA dalam BWR dengan *void fraction* 42% dan bahan bakar uranium alam
 macv60%_e0.72% = daur ulang 5.58% MA dalam BWR dengan *void fraction* 60% dan bahan bakar uranium alam
 macv70%_e0.72% = daur ulang 5.58% MA dalam BWR dengan *void fraction* 70% dan bahan bakar uranium alam

Gambar 6. $k\text{-eff}$ vs *burnup* untuk daur ulang 5,58% MA dan uranium alam dalam BWR dengan variasi fraksi hampa



Keterangan :

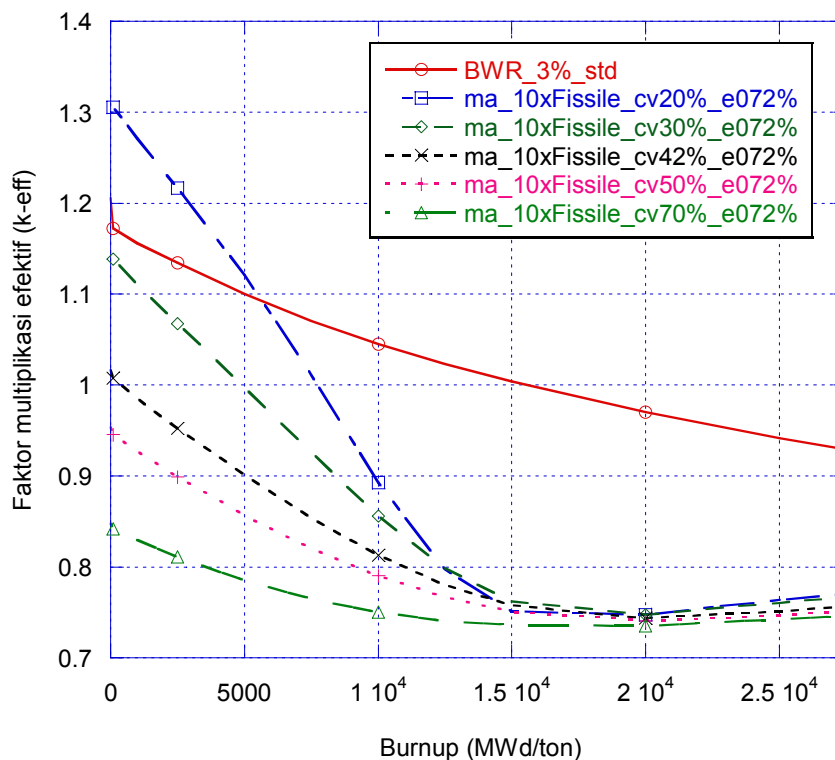
BWR_3%_std = BWR tanpa daur ulang dengan konsentrasi ^{235}U dalam bahan bakar (pengayaan) 3%
 ma_10xFissile_cv42%_e072% = daur ulang MA dengan konsentrasi fissile MA dinaikkan 10x konsentrasi semula dalam BWR dengan konsentrasi ^{235}U dalam bahan bakar 0.72%
 ma_10xFissile_cv42%_e3.0% = daur ulang MA dengan konsentrasi fissile MA dinaikkan 10x konsentrasi semula dalam BWR dengan konsentrasi ^{235}U dalam bahan bakar 3.0%

Gambar 7. $k\text{-eff}$ vs $burnup$ untuk konsentrasi fisil MA 10 lipat dalam BWR standard dengan variasi pengayaan U

Gambar 8 menunjukkan faktor multiplikasi efektif sebagai fungsi $burnup$ untuk untuk konsentrasi ^{242m}Am dan ^{245}Cm ditingkatkan menjadi 10 lipat dalam BWR berbahan bakar uranium alam dengan variasi fraksi hampa. Dari Gambar 8 terlihat bahwa daur ulang MA dengan skenario ini mampu menaikkan $k\text{-eff}$ pada awal siklus, tetapi tetap tidak bisa membuat reaktor kritis. Disamping itu pengaruh perubahan fraksi hampa sangat jelas terlihat pada paroh pertama dari siklus burnup. Semakin kecil fraksi hampa, artinya semakin banyak fase cair dari moderator, semakin besar nilai

$k\text{-eff}$ dari awal sampai dengan pertengahan siklus $burnup$.

Gambar 9 menunjukkan $k\text{-eff}$ sebagai fungsi burnup untuk untuk konsentrasi fisil MA ditingkatkan menjadi 10 lipat dalam BWR berbahan bakar uranium yang diperkaya dengan variasi fraksi hampa. Dalam gambar ini tampak bahwa daur ulang MA dengan skenario yang terakhir ini memberikan tendensi yang sama seperti pada Gambar 8 dengan nilai $k\text{-eff}$ yang sedikit lebih tinggi sepanjang siklus bahan bakar. Hal ini terjadi karena pengayaan uranium mencapai 3 % atomik.



Keterangan :

BWR_3%_std = BWR tanpa daur ulang dengan konsentrasi ^{235}U dalam bahan bakar (pengayaan) 3%
 ma_10xFissile_cv20%_e072% = daur ulang MA dengan konsentrasi fissile MA dinaikkan 10x konsentrasi semula dalam BWR dengan void fraction 20% dan bahan bakar uranium alam
 ma_10xFissile_cv30%_e072% = daur ulang MA dengan konsentrasi fissile MA dinaikkan 10x konsentrasi semula dalam BWR dengan void fraction 30% dan bahan bakar uranium alam
 ma_10xFissile_cv42%_e072% = daur ulang MA dengan konsentrasi fissile MA dinaikkan 10x konsentrasi semula dalam BWR dengan void fraction 42% dan bahan bakar uranium alam
 ma_10xFissile_cv50%_e072% = daur ulang MA dengan konsentrasi fissile MA dinaikkan 10x konsentrasi semula dalam BWR dengan void fraction 50% dan bahan bakar uranium alam
 ma_10xFissile_cv70%_e072% = daur ulang MA dengan konsentrasi fissile MA dinaikkan 10x konsentrasi semula dalam BWR dengan void fraction 70% dan bahan bakar uranium alam

Gambar 8. $k\text{-eff}$ vs $burnup$ untuk konsentrasi fisil MA 10 kali lipat dalam BWR dengan variasi fraksi hampa dan uranium alam

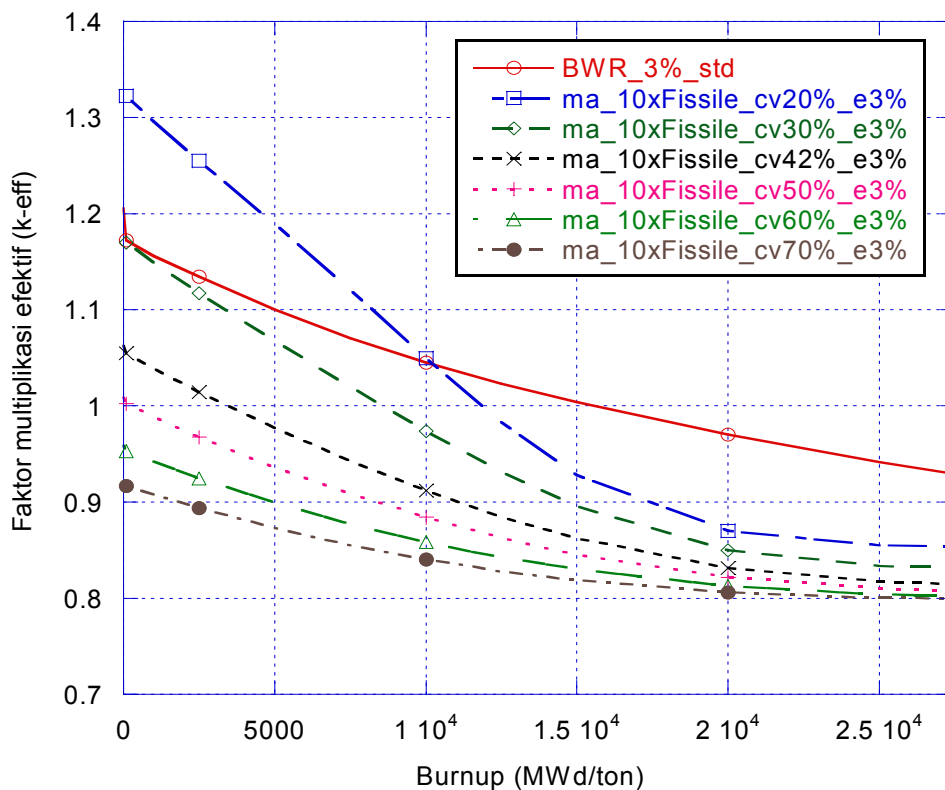
Pengaruh fraksi hampa terhadap $buildup$ plutonium dan aktinida minor ditunjukkan dalam Gambar 10 dan Gambar 11. Gambar 10 dan Gambar 11 menunjukkan perubahan kerapatan jumlah nuklida untuk daur ulang 10 kali fisil MA dalam BWR berbahan bakar uranium yang diperkaya 3% dengan fraksi hampa berturut-turut 20% dan 60%. Tampak bahwa fraksi

hampa yang kecil menyebabkan laju pengurangan konsentrasi ^{242m}Am dan ^{245}Cm menjadi lebih besar dibandingkan dengan fraksi hampa yang lebih besar. Barangkali hal ini dapat menjadi alasan mengapa ayunan reaktivitas pada 20% fraksi hampa lebih besar dibandingkan dengan yang 60%.

Defisit fisil aktinida minor sebagai tambahan nuklida bahan bakar dalam

reaktor dapat dijelaskan dengan rantai peluruhan ^{238}U seperti yang disajikan dalam Gambar 12. Untuk memproduksi ^{238}Pu dari ^{238}U diperlukan 3 tahapan reaksi nuklir, yaitu satu reaksi tangkapan neutron (n,γ) dan dua reaksi peluruhan- β . Sedangkan untuk memproduksi ^{242}Am dari ^{238}U dibutuhkan 7 proses reaksi nuklir, yakni 4 reaksi tangkapan neutron (n,γ) dan 3 reaksi

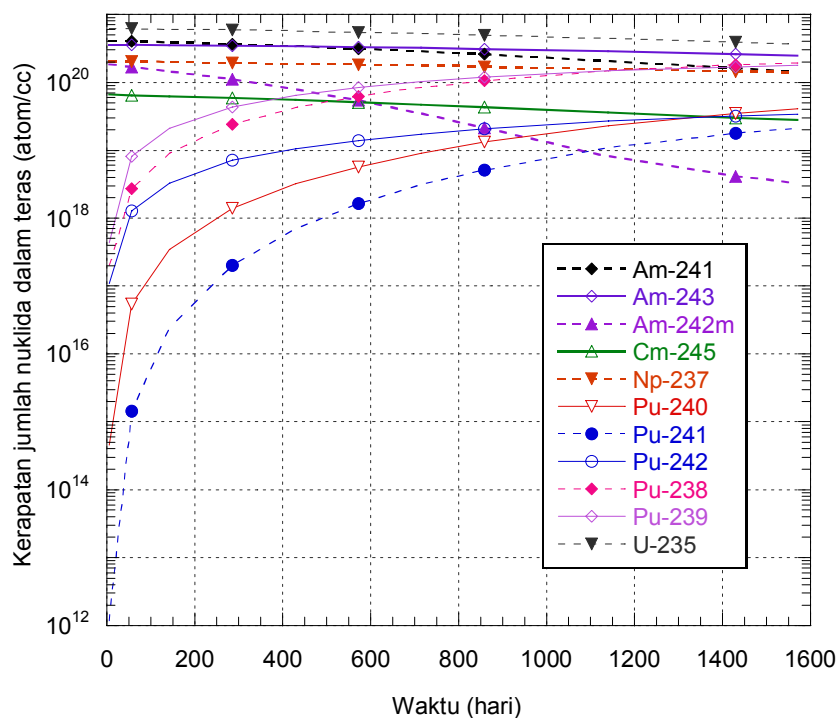
peluruhan- β . Tahapan pembentukan ^{242}Am ini dapat dipersingkat menjadi 2, 3, atau 4 tahapan saja jika nuklida induknya adalah berturut-turut ^{241}Pu , ^{240}Pu , dan ^{239}Pu . Dengan tidak didaur ulangnya plutonium bersama aktinida minor menyebabkan pembentukan fisil aktinida minor, khususnya ^{245}Cm menjadi sangat terbatas.



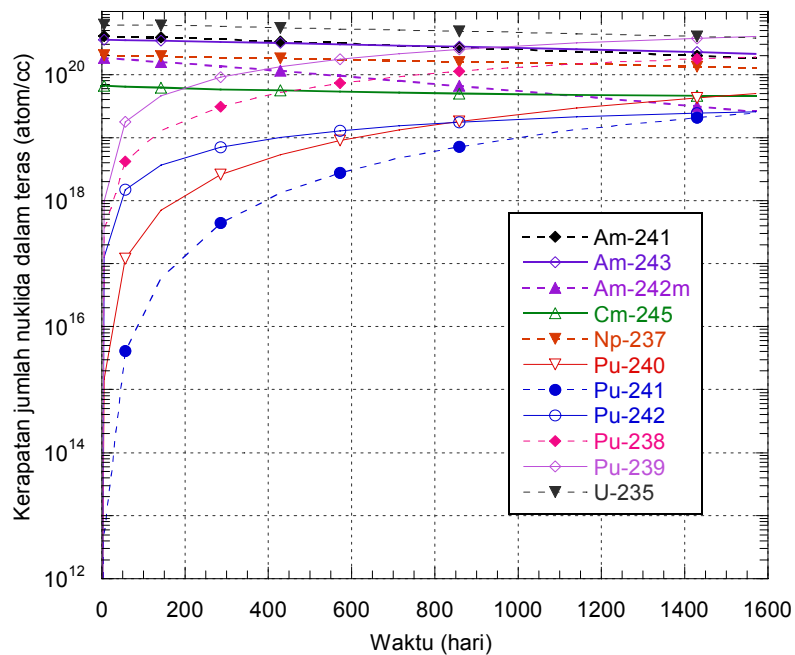
Keterangan :

- BWR_3%_std = BWR tanpa daur ulang dengan konsentrasi ^{235}U dalam bahan bakar (pengayaan) 3%
- ma_10xFissile_cv20%_e3% = daur ulang MA dengan konsentrasi fissile MA dinaikkan 10x konsentrasi semula dalam BWR dengan void fraction 20% dan konsentrasi ^{235}U dalam bahan bakar 3%
- ma_10xFissile_cv30%_e3% = daur ulang MA dengan konsentrasi fissile MA dinaikkan 10x konsentrasi semula dalam BWR dengan void fraction 30% dan konsentrasi ^{235}U dalam bahan bakar 3%
- ma_10xFissile_cv42%_e3% = daur ulang MA dengan konsentrasi fissile MA dinaikkan 10x konsentrasi semula dalam BWR dengan void fraction 42% dan konsentrasi ^{235}U dalam bahan bakar 3%
- ma_10xFissile_cv50%_e3% = daur ulang MA dengan konsentrasi fissile MA dinaikkan 10x konsentrasi semula dalam BWR dengan void fraction 50% dan konsentrasi ^{235}U dalam bahan bakar 3%
- ma_10xFissile_cv60%_e3% = daur ulang MA dengan konsentrasi fissile MA dinaikkan 10x konsentrasi semula dalam BWR dengan void fraction 60% dan konsentrasi ^{235}U dalam bahan bakar 3%
- ma_10xFissile_cv70%_e3% = daur ulang MA dengan konsentrasi fissile MA dinaikkan 10x konsentrasi semula dalam BWR dengan void fraction 70% dan konsentrasi ^{235}U dalam bahan bakar 3%

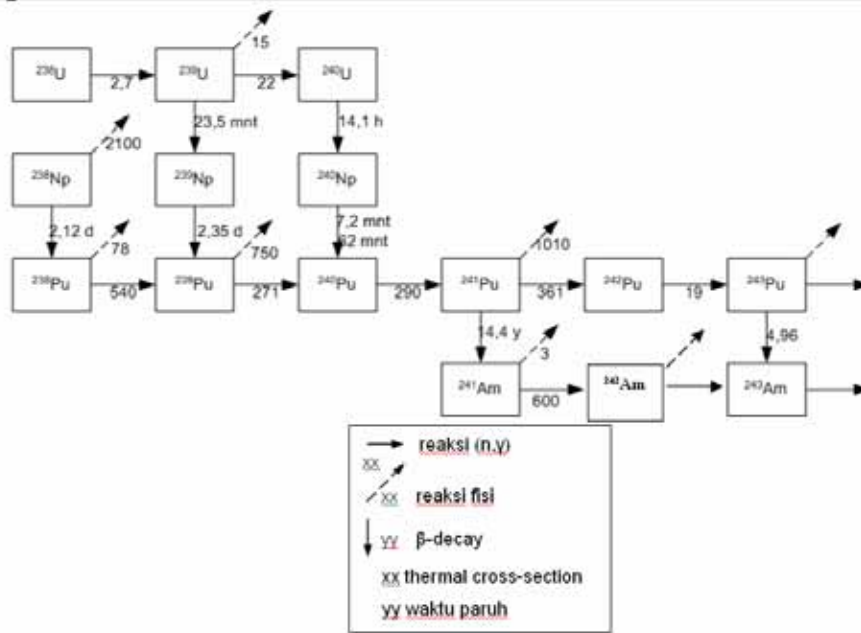
Gambar 9. $k\text{-eff}$ vs burnup untuk konsentrasi fissil MA 10 kali lipat dalam BWR dengan variasi fraksi hampa dan pengayaan uranium 3%



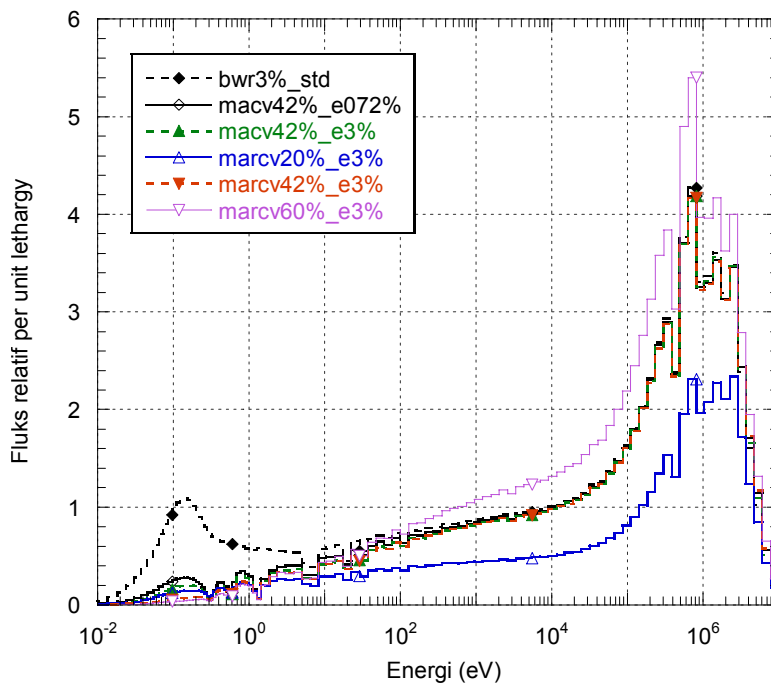
Gambar 10. Perubahan densitas jumlah nuklida untuk daur ulang 10 kali fisil MA dalam BWR dengan fraksi hampa 20%



Gambar 11 Perubahan densitas jumlah nuklida untuk daur ulang 10 kali fisil MA dalam BWR dengan fraksi hampa 60%



Gambar 12 Rantai peluruhan - transmutasi ^{238}U



Gambar 13. Spektrum neutron untuk beberapa skenario daur ulang MA

Fakta tambahan yang bisa digunakan untuk menjelaskan mengapa daur ulang aktinida minor tanpa melibatkan plutonium tidak bisa membuat reaktor kritis dapat dilihat dari perubahan spektrum neutron. Daur ulang plutonium dan/atau minor aktinida akan menyebabkan pengerasan spektrum neutron (*hardening of neutron spectrum*). Hal ini telah dilaporkan oleh salah satu anggota penulis makalah ini (7,8). Gambar 13 yang menampilkan spektrum neutron untuk beberapa skenario daur ulang MA juga membuktikan adanya pengerasan spektrum neutron dalam daur ulang aktinida minor. Spektrum yang keras terjadi karena proses absorpsi neutron yang besar di daerah termal penampang lintang mikroskopik absorpsi dari plutonium dan aktinida minor lebih besar dibandingkan uranium. Dengan kata lain terjadi depresi fluks neutron di daerah termal. Sayangnya proses absorpsi neutron oleh plutonium dan aktinida minor ini lebih sedikit menghasilkan fisi karena densitas penyerap lebih banyak dibandingkan dengan fisil aktinida minor.

4. KESIMPULAN

Hasil studi menunjukkan bahwa daur ulang MA dalam BWR tanpa melibatkan plutonium tampaknya tidak bisa dilakukan meskipun konsentrasi MA dinaikkan sampai 56% dari total bahan bakar yang dimasukkan dalam reaktor dan pengayaan uranium dinaikkan menjadi 3%.

Menaikkan konsentrasi fisil MA dalam MOX dan/atau memperkecil fraksi hampa dapat menaikkan faktor multiplikasi efektif pada awal siklus, tetapi ini belum cukup untuk membuat reaktor kritis. Di sisi lain

memperkecil fraksi hampa akan menaikkan ayunan reaktivitas yang pada akhirnya akan mengurangi *faktor keselamatan* dari reaktor.

5. UCAPAN TERIMAKASIH

Penelitian ini dibiayai oleh Riset ITB No. 0004/K01.03.2/PL2.1.5/1/2006

6. DAFTAR PUSTAKA

1. Bennett RG. Alternative to direct SNF disposal: advanced nuclear fuel cycles, 2003 NAE National Meeting Symposium. Idaho: Idaho National Engineering and Environment Laboratory (INEEL); 2003
2. Okumura K, Kugo T, Kaneko K, Tsuchihashi K. SRAC: the comprehensive neutronics calculation code system. Tokai-mura: Japan Atomic Energy Research Institute; 2002
3. Nakagawa T et al. Japanese evaluated nuclear data library version 3 revision-2. Jendl-3.2. J Nucl Sci Technol 1995; 32:1259-71
4. Murphy B D. Characteristics of spent fuel from plutonium disposition reactor. ORNL/TM-13170/VI. Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory; 1996. vol 1
5. Duderstadt J J and Hamilton L J. Nuclear reactor analysis. New York: John Wiley & Sons; 1976
6. <http://www-nds.iaea.or.at/wimsd/burnup.htm>
7. A Waris and Sekimoto H. Characteristics of several equilibrium fuel cycles of PWR. J Nucl Sci Technol 2001;38:517-26.
8. A Waris, H Sekimoto and G Kastchiev. Influence of moderator-to-fuel volume

-
- ratio on Pu and MA recycling in equilibrium fuel cycles of PWR. International conference on the new frontiers of nuclear technology. PHYSOR 2002. Seoul, Korea; 2002
9. Stacey W M. Nuclear reactor physics. New York: John Wiley & Son; 2001
10. <http://site.uottawa.ca:4321/astronomy/index.html#americium242m>
11. Benetti P et al. Americium 242m and its potential use in space applications. J Phys Conf Ser 2006;41:161-168
12. Hatsukawa Y, Shinohara N, and Hata K. Measurements of neutron cross-section of the $^{243}\text{Am}(n,\gamma)^{244}\text{Am}$ reaction. Symposium on nuclear data. JAERI; 1997
13. Nakagawa T, Takano H and Hasegawa A. Present status of aktinida minor data. NEA/WPEC-8, NEA-OECD;1999