

PENGEMBANGAN KODE UNTUK ANALISIS KETIDAKPASTIAN INPUT PARAMETER FUEL TEMPERATURE PADA KODE MONTE CARLO N-PARTIKEL TRANSPORT

Entin Hartini¹⁾, Dinan Andiwijayakusuma²⁾

^{1,2)}Pusat Pengembangan Informatika Nuklir

Badan Tenaga Nuklir Nasional

PUSPIPTEK, Serpong, Tangerang, Banten, Indonesia

Email: entin@batan.go.id

Abstrak

Pada penelitian ini dilakukan pengembangan kode untuk analisis ketidakpastian parameter fuel temperature selama history iradiasi dalam perhitungan burn-up bahan bakar menggunakan kode Monte Carlo (MCNPX). Ketidakpastian parameter input fuel temperature diperhitungkan dengan mengambil sekitar $\pm 1\%$ dan $\pm 5\%$ dari nilai nominal 900K. Sehingga dibutuhkan data nuklir pada suhu tertentu. MCNPX memerlukan data nuklir dalam bentuk ACE format. Data nuklir format ACE ini bisa diperoleh melalui ENDF (Evaluated Nuclear Data File) yang telah diproses oleh aplikasi NJOY. Antarmuka dibuat untuk memperoleh data nuklir dalam bentuk ACE format dari ENDF melalui proses perhitungan NJOY khusus untuk perubahan temperatur pada rentang tertentu. Pengembangan kode dibuat dalam script python dan dilakukan kopling dengan MCNPX.

Kata Kunci: Ketidakpastian input, burn-up, MCNPX, ENDF, ACE format

1. PENDAHULUAN

ENDF (Evaluated Nuclear Data Files) merupakan kumpulan file data nuklir terevaluasi yang tidak dapat digunakan secara langsung dalam perhitungan neutronik fisika reaktor atau perhitungan-perhitungan lainnya. File data tersebut untuk dapat digunakan dalam perhitungan neutronik dengan program transport Monte Carlo MCNPX, harus terlebih dahulu diproses atau diolah sedemikian rupa sehingga menjadi pustaka tampang lintang data nuklir neutron energi kontinu yang dapat dipakai oleh program Monte Carlo tersebut.

Program transport Monte Carlo MCNPX merupakan salah satu program komputer yang banyak digunakan dalam berbagai perhitungan, salah satunya adalah untuk menyelesaikan permasalahan transportasi/interaksi neutron pada reaktor. MCNPX dapat digunakan untuk geometri yang kompleks. Program Monte Carlo MCNP/MCNPX ini memerlukan file pustaka data tampang lintang energi kontinu pada temperatur tertentu yang harus disediakan sesuai dengan material/isotop yang diperlukan dalam perhitungan neutronik fisika reaktor maupun perhitungan lainnya. File pustaka data tampang lintang energy kontinu ini dikenal dengan sebagai ACE-file (A Compact ENDF file). File pustaka data nuklir energi kontinu ini berbentuk "pointwise cross-sections" yang berisikan semua reaksi antara neutron dan material yang digunakan seperti, tampang lintang total, hamburan elastik, hamburan inelastik, fisi, absorpsi, tangkapan radiasi dan reaksi lainnya pada temperatur tertentu.

Untuk membuat atau menggenerasi pustaka data nuklir (tampang lintang) energi kontinu dalam bentuk ACE-file yang digunakan dalam program transport Monte Carlo MCNPX dilakukan dengan program pengolah data nuklir seperti NJOY. ACE-file yang sudah tersedia dalam pustaka tampang lintang energi kontinu program transport MCNPX pada temperatur tertentu (300K) dapat ditingkatkan temperaturnya untuk suhu tertentu dengan membuat antar muka ENDF2ACE. Kemudian antarmuka ini akan menjalankan proses perhitungan NJOY dan kemudian menyimpannya dalam direktori tertentu, lalu dilakukan update file XS DIR untuk dapat digunakan pada aplikasi MCNP.

Tujuan utama dari penelitian ini adalah untuk mendapatkan data pengolahan/generasi pustaka data nuklir energi kontinu dalam bentuk ACE dari ENDF melalui proses perhitungan NJOY khusus untuk perubahan temperatur pada rentang tertentu dan material tertentu, sehingga dapat digunakan dalam analisis ketidakpastian *input fuel temperature* 1% dan 5% dengan fuel temperature nominal 900K pada perhitungan kriticalitas dan burn-up teras PWR menggunakan kode Monte Carlo_N partikel transport MCNPX. Pengembangan kode dibuat dalam script python dengan melakukan kopling dengan MCNPX.

2. TINJAUAN PUSTAKA

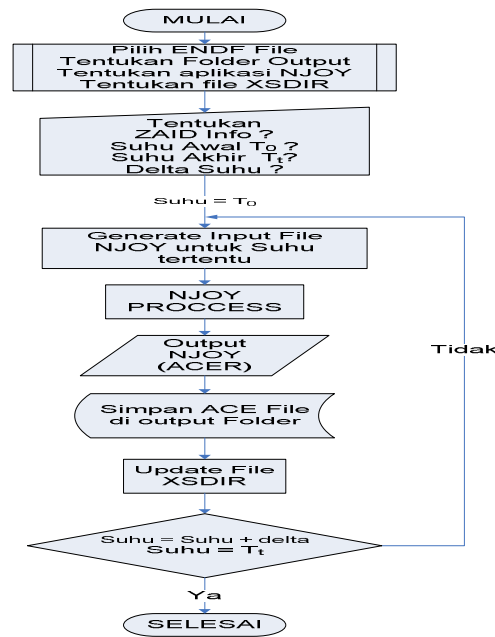
Penelitian ini merupakan pengembangan dari penelitian sebelumnya mengenai pengembangan kode untuk parameter input untuk perhitungan burn-up pada teras PWR dengan ketidakpastian pada input *fuel density* dan *coolant density*. Selain itu juga merupakan pengembangan dari kode ketidakpastian input data nuklir (*Cross section*) pada perhitungan neutronik (kritikalitas). Tinjauan pustaka dari penelitian ini dan penelitian sebelumnya adalah :

- (1) "Processing and validation of JEFF3.1 library in ACE format at 10 different temperatures", penelitian ini berisi file data Pustaka energi kontinu neutron cross section untuk digunakan dalam kode Monte Carlo (MCNP). Semua nuklida diproses dan dievaluasi dari pustaka hamburan termal JEFF-3.1 termasuk nuklida inti, struktur bahan, produk fisi, control rod materials, aktinida minor dan major. Pustaka ini dihasilkan dengan NJOY-99.90 sistem pengolahan data nuklir ditambah beberapa pembaruan tertentu yang diperlukan. Validasi dilakukan menggunakan untuk eksperimen kekritisan (ICBEP).
- (2) "Propagation of Statistical and Nuclear Data Uncertainties in Monte Carlo Burn-up Calculations,"⁽⁵⁾ Metodologi untuk menyebarkan ketidakpastian pada persediaan nuklida dan spectrum pada perhitungan burn-up dilakukan, berdasarkan sensitivitas / ketidakpastian dan teknik random sampling (metode ketidakpastian Monte Carlo), dimana memungkinkan penilaian dampak ketidakpastian dalam data nuklir serta ketidakpastian karena sifat statistik dari Perhitungan transportasi neutron. Metodologi yang diterapkan dalam sistem MCNP-ACAB ini, yang menggabungkan transportasi neutron kode MCNP-4C dan kode persediaan ACAB. Masalah hasil burn-up tinggi digunakan untuk menguji kinerja MCNP-ACAB dalam prediksi persediaan, tanpa ketidakpastian. Masalah ini dijadikan dasar dan digunakan untuk menilai dampak ketidakpastian Data nuklir dan kesalahan statistik dalam aplikasi fluks dan burn-up tinggi. Sebuah perhitungan rinci dilakukan untuk mengevaluasi pengaruh ketidakpastian penampang dalam prediksi persediaan, memperhitungkan evolusi temporal tingkat fluks neutron dan spektrum. Ketidakpastian yang sangat besar ditemukan pada nilai burn-up sangat tinggi (800 MWD / KGHM). Untuk membandingkan dampak dari kesalahan statistik dalam fluks dihitung sehubungan dengan ketidakpastian, masalah disederhanakan dianggap, mengambil tingkat fluks neutron dan spectrum konstan. Hal ini menunjukkan bahwa, asalkan penyimpangan statistik fluks perhitungan transport Monte Carlo tidak melebihi nilai yang diberikan, efek dari kesalahan fluks pada persediaan isotop dapat diabaikan (bahkan pada sangat tinggi burn-up) dibandingkan dengan pengaruh besar ketidakpastian penampang.
- (3) "Statistical Uncertainty Analysis Applied to Fuel Depletion Calculations"⁽⁴⁾ Dalam tulisan tersebut, menyajikan metodologi ketidakpastian berdasarkan pendekatan statistik, untuk menilai ketidakpastian dalam prediksi perubahan komposisi bahan bakar dengan derajat bakar karena ketidakpastian dalam konfigurasi geometris bahan bakar, pengayaan awal, dan kondisi deplesi. Metodologi ini telah diterapkan pada perhitungan deplesi dengan Kode CASMO-4 dan eksperimen dari Program ARIANE dalam memperkirakan ketidakpastian perhitungan konsentrasi nuklida dan parameter neutronik lain setiap saat selama sejarah iradiasi. Hasil menunjukkan bahwa informasi penting bahwa prediksi dapat diperoleh dengan menganalisis perbandingan estimasi dan kode ketidakpastian yang terkait, dalam bentuk interval toleransi, dengan data eksperimen dan kesalahan.

2. METODE PENELITIAN

NJOY input file untuk nuklida dan suhu tertentu

Pembuatan antarmuka dilakukan untuk membatasi jumlah parameter yang diberikan pengguna dalam membuat NJOY input file sehingga lebih memudahkan, yaitu parameter suhu untuk nuklida tertentu. Kemudian antarmuka ini akan menjalankan proses perhitungan NJOY dan kemudian menyimpannya dalam direktori tertentu, lalu dilakukan update file XSDIR untuk dapat digunakan pada aplikasi MCNP. Gambar 1 adalah diagram alir proses dalam melakukan konversi file ENDF yang diproses ke dalam format ACE untuk nuklida tertentu dan pada suhu tertentu.



Gambar 1. Diagram alir antarmuka ENDF2ACE

Kemudian dilakukan penentuan nuklida yang akan diproses yaitu dengan memilih file ENDF sesuai dengan nuklida yang telah kita pilih. Setelah itu dilakukan pula penentuan nama folder untuk output, lalu lokasi aplikasi njoy99.exe dan file XSDIR sebagai katalog yang menampung hasil output dari aplikasi NJOY berupa file data nuklir dalam bentuk ACE Format. Nomor atom dan nomor massa juga diinputkan untuk melakukan pengecekan, kemudian harga suhu awal dan akhir serta selisih suhu yang kita inginkan untuk mendapatkan kerapatan data untuk temperatur.

Setelah semua parameter diinputkan, maka program akan mulai berjalan untuk melakukan proses menggunakan aplikasi NJOY. Pada aplikasi ini hasil output file data nuklir berupa format ACE disimpan di direktori yang telah ditentukan dan nama file tersebut akan *diupdate* pada file XDIR sebagai katalognya. Proses perhitungan menggunakan NJOY terus berulang dimulai dari suhu awal (terendah) hingga suhu tertinggi (akhir). Gambar berikut ini adalah bentuk antarmuka yang ramah terhadap pengguna dalam bentuk *Graphical User Interface* (GUI).

Generate penampang lintang pada suhu dan isotop tertentu

Pada proses perhitungan burn-up pada MCNPX, dibutuhkan data nuklir ENDF ((*Evaluated Nuclear Data File*) secara spesifik berdasarkan suhu tertentu (890K, 900K, 910K) dan (850K, 950K) sesuai dengan format ACE.

Penetapan nilai cell, surface, material (jenis isotop) dan kcode

Nilai cell, surface, material dan kcode ditetapkan berdasarkan kondisi penelitian yang diinginkan. Gambar di bawah adalah tampilan struktur input pada MCNPX.

MCNP input file structure

```

Title of the file (one line)
Cell cards definitions
(multiple lines)
c Commented line starts with "c"
SC or "sc", both are case-insensitive
EMPTY LINE
Surface cards definitions
(multiple lines)
EMPTY LINE
Material cards, source cards,
parameters, tallies
(many lines)
EMPTY LINE
Anything else,
not taken into account
    
```

Gambar 2. Input File Structure MCNP

Ketidakpastian Variabel Input *Fuel Temperature*

Ketidakpastian parameter input fuel temperature diperhitungkan dengan mengambil sekitar $\pm 1\%$ dan $\pm 5\%$ dari nilai nominal 900K. Sehingga dibutuhkan data nuklir pada suhu tertentu dimana pada MCNPX diperlukan data nuklir dalam bentuk ACE format. Data nuklir format ACE ini bisa diperoleh melalui ENDF (Evaluated Nuclear Data File).

Simulasi dengan MCNPX

Perangkat bahan bakar PWR disusun oleh kisi 17x17 batang bahan bakar UO_2 berpengkayaan 4,5% ^{235}U dengan densitas 10,41 g/cm^3 . Desain reaktor dan parameter operasi teras PWR disajikan dalam Tabel 1. Diameter bahan bakar adalah 8,05 mm dan tinggi perangkat bahan bakar adalah 365 cm. *Pitch* batang bahan bakar adalah 1,26 cm. Perangkat bahan bakar PWR terdiri dari 264 batang bahan bakar dan 25 lubang berisi air. Kelongsong bahan bakar terbuat dari Zircaloy-4 dengan ketebalan 0,0571 cm.

Tabel 1. Desain Reaktor dan Data Operasi Teras PWR.

Susunan perangkat bahan bakar	17x17
Jenis bahan bakar	Pelet UO_2
Densitas bahan bakar	10,41 g/cm^3
Temperatur bahan bakar	900 K
Diameter bahan bakar	8,05 mm
Pengkayaan bahan bakar	4,5 % U^{235}
Ketinggian bahan bakar	365 cm
Pitch batang bahan bakar	1,26 cm
Jumlah batang bahan bakar per perangkat	264 batang bahan bakar dengan 25 lubang air
Kelongsong	Zircaloy-4
Ketebalan kelongsong	0,0571 cm
Temperatur kelongsong	622 K
Densitas kelongsong	6,52 g/cm^3
Moderator/pendingin	H_2O
Densitas moderator	0,723 g/cm^3
Temperatur moderator	576 K
Konsentrasi boron	850 ppm
Massa uranium total	450.030 g (0,450030 MTU)
Daya operasi reaktor	54 MW
Lama operasi reaktor	360 hari
Burnup bahan bakar total	43 GWd/MTU

Perangkat bahan bakar dimoderasi dan didinginkan oleh air ringan dengan densitas 0,723 g/cm^3 . Temperatur bahan bakar dan kelongsongnya dimodelkan masing-masing 900 K dan 622 K sedangkan temperatur moderator 576 K. Massa uranium total dalam perangkat bahan bakar adalah 450.030 gram yang dihitung dari densitas, komposisi dan volume bahan bakar. Profil operasi reaktor diasumsikan konstan 54 MW untuk siklus operasi 360 hari yang menghasilkan *burnup* spesifik bahan bakar final 43 GWd/MT

Data Material

Material 1 yaitu fuel UO_2 dengan pengayaan U^{235} sebesar 4,5% , material 2 adalah H_2O dengan Boron pada 850 ppm dan material 3 adalah Zircaloy4.

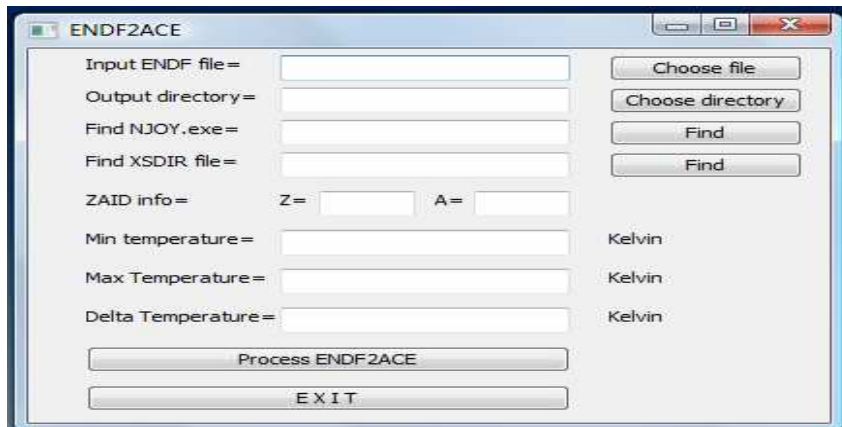
Model Simulasi MCNPX Untuk Perhitungan Burn-up

Simulasi MCNPX untuk perhitungan burn-up dilakukan dengan memodelkan geometri teras PWR. PWR dimodelkan dengan menggenerasi sel yang dibatasi oleh permukaan dalam 3 dimensi dengan type fuel UO_2 pelet dengan tinggi fuel 365cm. Power operasi reaktor 54 MW dengan fuel temperature 900K.

3. HASIL DAN PEMBAHASAN

Antar muka ENDF2ACE

Kode dikembangkan menggunakan script python yang dikopling dengan menggunakan program MCNPX untuk perhitungan burn-up dan keff. Untuk data nuklir pada suhu tertentu diperlukan antar muka ENDF2ACE sehingga *User* hanya perlu membuat input file sesuai dengan data yang dibutuhkan untuk kemudian dijalankan pada NJOY. Setelah NJOY dijalankan, maka diperoleh data format baru. Tampilan antarmuka proses konversi file ENDF ke dalam format ACE untuk nuklida dan suhu tertentu seperti gambar di bawah

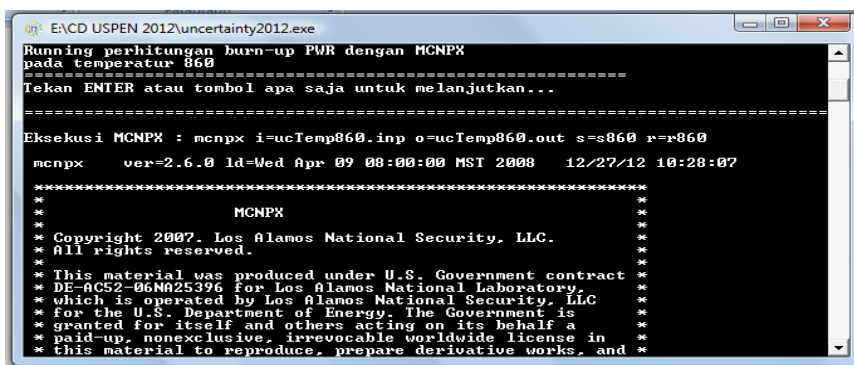


Gambar 3. Antarmuka ENDF2ACE

Keterangan input sebagai berikut :

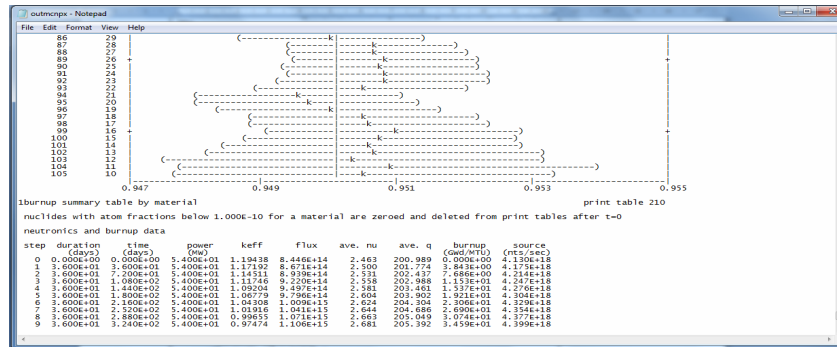
- Input ENDF file : memilih file ENDF sesuai dengan nuklida yang digunakan, klik tombol Choose File
- Output Directory : penentuan nama folder untuk output, klik tombol Choose Directory
- Find NJOY.exe : penentuan lokasi aplikasi njoy99.exe, klik tombol Find
- Find XSDIR file : menentukan lokasi katalog yang menampung hasil output dari aplikasi NJOY berupa file data nuklir dalam bentuk ACE Format, klik tombol Find
- Zaid info : input nomor atom dan nomor massa
- Min Temperature : Suhu awal dalam Kelvin
- Max Temperature : Suhu akhir dalam Kelvin
- Delta Temperature : Perbedaan suhu untuk mendapatkan kerapatan data dalam Kelvin
- Tombol Process ENDF2ACE : Proses generate menggunakan NJOY dimulai dari suhu awal (terendah) hingga suhu tertinggi (akhir)

Setelah parameter input dimasukkan, dilakukan perhitungan burn-up menggunakan MCNPX. Pada perhitungan ini dihasilkan parameter deplesi yaitu burn-up dan keff.



Gambar4. Proses Perhitungan dengan MCNPX

Hasil perhitungan berupa text file yang berisi parameter diantaranya burn up dan keff. Berikut adalah tampilan luaran



Gambar 5. Output MCNPX

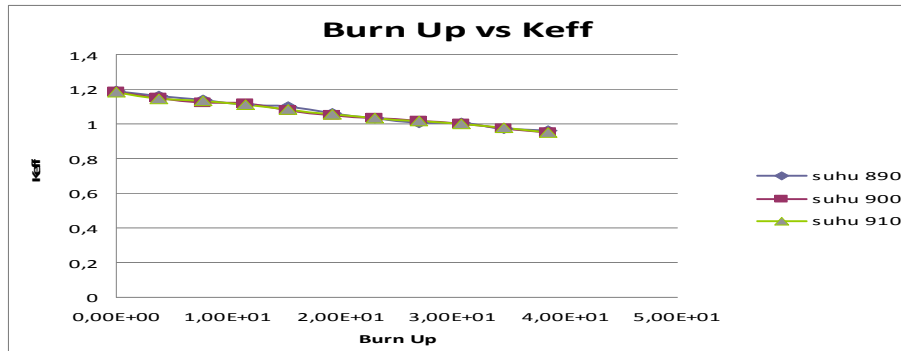
Hasil Simulasi MCNPX

Hasil simulasi perhitungan keff dan burn up dengan menggunakan suhu 890K, 900 K dan 910K terlihat pada tabel 2 dan untuk suhu 850K, 900K dan 950K pada tabel 3. Nilai burn-up tidak ada perbedaan karena adanya perbedaan suhu. Nilai keff pada suhu 890 K mencapai step ke 8 (1,00293) sementara untuk suhu 900K hanya mencapai step 7 (1,01397) dan pada step ke 7 Nilai keff pada suhu 910 naik 0,25% dibanding suhu 900K. Sedangkan nilai keff untuk suhu 850K 1.00453 pada step ke 8 dan 1.00564 pada suhu 950K pada step 7

Tabel 2 Hasil Simulasi Perhitungan Keff dan Burn-up Untuk Fuel Temperatur

Step	Duration (days)	Suhu 890		Suhu 900		Suhu 910	
		keff	Burn Up (GWd/MT U)	keff	Burn Up (GWd/MT U)	keff	Burn Up (GWd/MT U)
0	0,00E+00	1,1867	0,00E+00	1,18148	0,00E+00	1,18146	0,00E+00
1	3,60E+01	1,16039	3,84E+00	1,15228	3,84E+00	1,14567	3,84E+00
2	3,60E+01	1,14064	7,69E+00	1,12175	7,69E+00	1,13115	7,69E+00
3	3,60E+01	1,11379	1,15E+01	1,11565	1,15E+01	1,10955	1,15E+01
4	3,60E+01	1,09911	1,54E+01	1,07815	1,54E+01	1,0808	1,54E+01
5	3,60E+01	1,06334	1,92E+01	1,05073	1,92E+01	1,05728	1,92E+01
6	3,60E+01	1,03448	2,31E+01	1,03281	2,31E+01	1,03073	2,31E+01
7	3,60E+01	1,00779	2,69E+01	1,01397	2,69E+01	1,01653	2,69E+01
8	3,60E+01	1,00293	3,07E+01	0,99904	3,07E+01	1,00076	3,07E+01
9	3,60E+01	0,97232	3,46E+01	0,9729	3,46E+01	0,97576	3,46E+01
10	3,60E+01	0,9592	3,84E+01	0,9497	3,84E+01	0,9482	3,84E+01

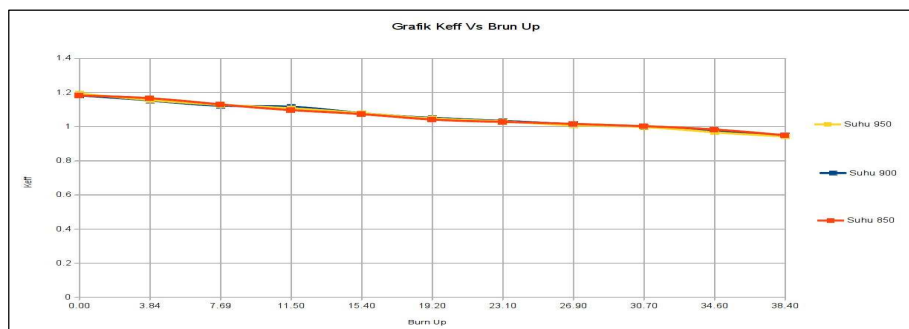
Grafik perbandingan burnup dan keff untuk suhu 890K, 900K dan 910K seperti terlihat pada gambar 6 dan untuk suhu 850K, 900K dan 950K pada gambar7..



Gambar 6. Hasil Simulasi Perhitungan Keff dan Burn-up untuk Fuel Temperature(890K, 900Kdan 910K)

Tabel 3 Hasil Simulasi Perhitungan Keff dan Burn-up Untuk Fuel Temperatur

Step	duration (days)	Suhu 850		Suhu 900		Suhu 950	
		Keff	Burn Up (GWd/MTU)	Keff	Burn Up (GWd/MTU)	Keff	Burn Up (GWd/MTU)
0	0,00E+00	1.18425	0.00E+00	1.18148	0.00E+00	1.19201	0.00E+00
1	3,60E+01	1.16819	3.84E+00	1.15228	3.84E+00	1.15424	3.84E+00
2	3,60E+01	1.13226	7.69E+00	1.12175	7.69E+00	1.12607	7.69E+00
3	3,60E+01	1.09873	1.15E+01	1.11565	1.15E+01	1.10585	1.15E+00
4	3,60E+01	1.07513	1.54E+01	1.07815	1.54E+01	1.07694	1.54E+01
5	3,60E+01	1.04335	1.92E+01	1.05073	1.92E+01	1.04631	1.92E+01
6	3,60E+01	1.02953	2.31E+01	1.03281	2.31E+01	1.02899	2.31E+01
7	3,60E+01	1.01801	2.69E+01	1.01397	2.69E+01	1.00564	2.69E+01
8	3,60E+01	1.00453	3.07E+01	0.99904	3.07E+01	0.99573	3.07E+01
9	3,60E+01	0.98511	3.46E+01	0.97290	3.46E+01	0.96516	3.46E+01
10	3,60E+01	0.95109	3.84E+01	0.94900	3.84E+01	0.94148	3.84E+01



Gambar 7. Hasil Simulasi Perhitungan Keff dan Burn-up untuk Fuel Temperature(850K, 900Kdan 950K)

5. KESIMPULAN

Telah dilakukan pengembangan kode untuk analisis ketidakpastian parameter input fuel temperature pada perhitungan deplesi/ burn-up. kode dikembangkan dengan menggunakan script python dan dikopling dengan software MCNPX untuk perhitungan burn up. Dari pengembangan kode tersebut diperoleh hasil simulasi bahwa untuk ketidakpastian input parameter fuel temperature sebesar 1% sampai 5% nilai burn-up tidak ada perubahan sedangkan untuk nilai keff terdapat perubahan dan mencapai step ke 7 dan ke 8. Sehingga dapat disimpulkan hingga selisih suhu 50K pada terras PWR maka nilai Burn-up stabil.

DAFTAR PUSTAKA

- O. CABELLOS, and Y. RUGAMA, 2007, . Processing and validation of JEFF3.1 library in ACE format at 10 different temperatures, International Conference on Nuclear Data for Science and Technology.
- J.F BRIESMER, 2000, MCNP – A General Monte Carlo N-Particle transport Code, version 4C, LA-13709-M.
- R.E. MAC FARLANE, user Input for NJOY.
- Rafael MACIAN, Martin A. ZIMMERMANN and Rakesh CHAWLA, 2007, Statistical Uncertainty Analysis Applied to Fuel Depletion Calculations, Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol 44 No 6, p.875-885
- Nuria Garcia-Herranz, Oscar Cabellos, Javier Sanz, Jesus Juan, Jim c.Kuijper, 2006, Propagation of Statistical and Nuclear Data Uncertainties in Monte Carlo Burn-up Calculations, NRG-Fuel, Actinides & Isotopes Group, The Netherlands
- “MCNPX (version 2.5.0) -, 2006, A General Monte Carlo N_Particle Transport Code, Los Alamos Controlled Publication.
- J.S. HENDRICKS, S.C. FRANKLE, J.D. COURT, 1994, ENDF/B-VI Data for MCNP, Los Alamos National Laboratory Report, LA-12891
- <http://t2.lanl.gov/codes/njoy99/Userinp>
- <http://www-rsicc.ornl.gov/codes/psr/psr4/psr-480.html>, NJOY
- <http://mcnp-green.lanl.gov/>, MCNP
- <http://t2.lanl.gov/data/neutron7.html> , Data ENDF B-VII
- <http://www.python.org/>, python 2.5