
ANALISIS SUKU SUMBER REAKTOR JENERIK AEC 3568 MWth PADA KONDISI OPERASI NORMAL

Sri Kuntjoro

Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Reaktor – BATAN
Telepon : 021-7560912, Fax : 021-7560913

ABSTRAK

ANALISIS SUKU SUMBER REAKTOR JENERIK AEC 3568 MWth PADA KONDISI OPERASI NORMAL. Telah dilakukan analisis suku sumber reaktor jenerik AEC 3568 MWth pada kondisi operasi normal. Perhitungan suku sumber dilakukan menggunakan program komputer Emerald. Pendekatan yang digunakan pada program komputer Emerald Normal similar dengan suatu simulasi analog dari sistem secara nyata. Setiap komponen atau volume pada reaktor yang memiliki radionuklida direpresentasikan oleh sebuah subroutine pada program tersebut. Tahap awal perhitungan adalah menghitung inventori radionuklida di bahan bakar dan celah bahan bakar. Selanjutnya dilakukan perhitungan aktivitas radionuklida pada setiap volume bagian dari reaktor. Hasil yang diperoleh adalah aktivitas radionuklida terbesar di bahan bakar dan celah bahan bakar adalah Xe-133 sebesar $0,135E+09$ Ci dan Xe-133 sebesar $0,136E+07$ Ci. Untuk sistem volume yang lain aktivitas Iodine terbesar pada sistem condenser off-gas venting melalui nuklida I-131, I-132, I-133 dan I-135 dengan aktivitas berturut-turut sebesar $0,484E-01$ Ci, $0,684E-02$ Ci, $0,457E-01$ Ci dan $0,121E-01$ Ci. Aktivitas terbesar untuk nuklida Noble gas terdapat pada volume sistem auxiliary building venting yaitu nuklida Kr-85 sebesar $0,290E+02$ Ci dan Xe-133 sebesar $0,156E+04$ Ci. Dari hasil tersebut terlihat bahwa terdapat radionuklida yang siap terlepas ke udara. Langkah selanjutnya data suku sumber menjadi data masukan untuk menghitung sebaran radionuklida tersebut ke penduduk atau lingkungan.

Kata kunci : radionuklida, suku sumber, program komputer Emerald dan reaktor jenerik

ABSTRACT

SOURCE TERM ANALYSIS FOR GENERIC REACTOR AEC 3568 MWth IN NORMAL OPERATION CONDITION. Source-term analysis for generic reactor AEC 3568 MWth has been done. Emerald Normal computer code has used to calculate source-term of those reactor. The approach used in Emerald computer code is similar to an analog simulation of real system. Each componen or volume in the plant which contain radionuclides is represented by a subroutine in that program. First step calculation is to calculate radionuclide inventori in fuel and fuel rod gap. Next step is calculate activity in every volume of plant. Calculation results is the highest activity in fuel and fuel rod gap are Xe-133 ($0,135E+09$ Ci) and Xe-133 ($0,136E+07$ Ci) respectively. For other volume plant, the highest activity is in condenser off-gas venting with inserted I-131, I-132, I-133 and I-135. Activity each radionuclid are $0,484E-01$ Ci, $0,684E-02$ Ci, $0,457E-01$ Ci dan $0,121E-01$ Ci. For Noble gas activity the highest value is place in auxiliary building venting with noble gas radionuclide are Kr-85 ($0,290E+02$ Ci) and Xe-133 ($0,156E+04$ Ci). Conclusion of that analysis is in normal operation the reactor plant produce radionuclide and will be disperse to population and environment near reactor side. Those result will be used for radionuclide dispersion analysis to population and environment to have future image about radiological safety of reactor plant.

Keyword : radionuclide, sorce-term, Emerald computer code and generic reactor

1. PENDAHULUAN

Kebutuhan energi nasional setiap tahun berambah. Hal ini disebabkan karena pertumbuhan penduduk yang semakin besar serta pertumbuhan sektor industri di berbagai bidang. Berbagai energi tambahan telah dibangun untuk memenuhi adanya pertambahan kebutuhan energi tersebut. Mulai tahun ini direncanakan adanya pembangunan Pembangkit Listrik Tenaga Uap (PLTU batubara) sebesar 10.000 MW elektrik. Penambahan energi ini masih belum dapat memenuhi kekurangan energi yang ada, oleh sebab itu pemerintah merencanakan suatu program pemenuhan kebutuhan energi nasional. Dalam rencana tersebut disebutkan bahwa energi untuk energi alternatif sebanyak 17% dari penambahan kebutuhan energi. Salah satu energi alternatif adalah energi nuklir dengan Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN).

Energi nuklir dipilih karena memiliki berbagai kelebihan, antara lain tidak mencemari lingkungan, memiliki pola penggantian bahan bakar nuklir sekali dalam jangka waktu satu tahun, dengan demikian pengadaan bahan bakar nuklir dapat dirancang sedemikian rupa sehingga dalam proses pengadaannya tidak akan terkendala oleh cuaca. Selain dari itu jumlah kebutuhan bahan bakar sangat sedikit, sebagai perbandingan adalah energi yang dibangkitkan oleh 1 gram uranium (bahan bakar PLTN) sebanding dengan 1 ton batubara (bahan bakar PLTU). Dengan demikian maka PLTN merupakan pembangkit energi yang sangat potensial untuk menjadi pembangkit listrik alternatif.

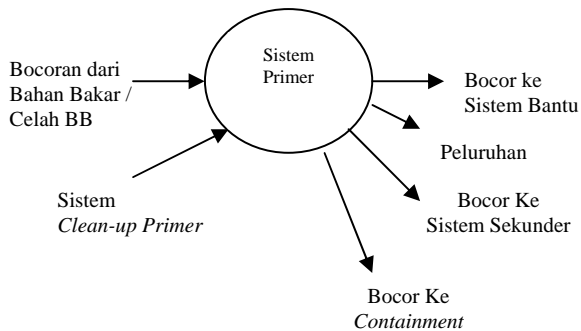
Dengan adanya opsi PLTN sebagai pembangkit listrik alternatif, maka BATAN sebagai badan yang menangani masalah nuklir telah melakukan berbagai tahap penelitian agar PLTN dapat dibangun di Indonesia. Penelitian meliputi bidang studi tapak, lingkungan, dan teknologi tentang PLTN. Makalah ini disusun untuk menunjang penelitian dalam bidang teknologi nuklir, khususnya teknologi PLTN. Isi dari makalah ini adalah melakukan analisis suku sumber untuk reaktor jenerik 3586MW termal pada operasi normal. Tujuan dari analisis adalah untuk mengetahui aktivitas radionuklida yang terlepas ke udara pada saat reaktor beroperasi normal.

Perhitungan suku sumber untuk reaktor pada kondisi Normal sudah pernah dilakukan oleh peneliti terdahulu¹⁾. Perbedaan perhitungan adalah pada peneliti terdahulu suku sumber yang dihasilkan merupakan hasil perkalian antara inventori reaktor dengan fraksi perlemahan setiap isotop pada setiap volume komponen dalam reaktor (sistem pendingin, sistem kontrol volume, clean-up sistem, steam generator). Pada

makalah ini perhitungan dilakukan menggunakan simulasi analog untuk setiap volume komponen dalam reaktor, sehingga perhitungan mendekati kondisi sesungguhnya dari kondisi operasi. Selanjutnya hasil yang diperoleh akan digunakan sebagai masukan untuk perhitungan lepasan radionuklida dari reaktor tersebut ke lingkungan sekitar menggunakan program PC-CREAM²⁾. Dari perhitungan sebaran radionuklida ke lingkungan dapat diketahui berapa besar dosis yang akan diterima oleh masyarakat dengan adanya reaktor tersebut, sehingga dapat diketahui apakah pembangunan reaktor daya nuklir di suatu daerah selalu memberikan kondisi aman pada masyarakat sekitarnya.

2. TEORI

Analisis suku sumber dilakukan dengan cara perhitungan menggunakan program komputer Emerald-Normal³⁾. Program komputer Emerald-Normal adalah suatu program komputer yang didisain untuk menghitung lepasan radionuklida dan dosis radiasi yang dihasilkan dari suatu reaktor daya nuklir jenis *Pressurized Water Reactor* (PWR) yang beroperasi secara normal. Pendekatan yang dilakukan oleh program komputer ini sesuai dengan simulasi analog dari kondisi operasi reaktor yang sesungguhnya. Setiap komponen volume dari reaktor yang memiliki radionuklida direpresentasikan oleh suatu subroutine pada program tersebut, dimana riwayat radionuklida yang terjadi pada volume reaktor tersebut meliputi proses produksi, transfer, peluruhan serta absorpsi. Selama reaktor beroperasi normal dalam selang waktu tertentu, aktivitas radionuklida yang terjadi ditransfer dari suatu komponen volume reaktor satu ke volume reaktor yang lain. Sebagai contoh pada pendingin primer, masukan berasal dari proses bocoran dari bahan bakar/celah bahan bakar dan keluarannya merupakan proses peluruhan pada sistem primer serta memberikan proses bocoran radionuklida ke sistem sekunder, sistem *clean-up* primer, sistem bantu serta ke *containment*. Proses yang terjadi dapat dilihat pada Gambar 1. sebagai berikut:



Gambar 1. Proses Simulasi Analog Riwayat Radionuklida pada sistem primer

Subroutine utama yang digunakan adalah sebagai berikut;

a) Subroutine FULACT (JTC) (Bahan Bakar)

Pada subroutine ini dihitung aktivitas inventori dari setiap radioisotop yang ada di bahan bakar pada akhir siklus operasi pada daya tertentu. Laju produksi radionuklida $PRI(JI,1,JTC)$ dalam satuan Ci yang dihasilkan pada subroutine ini nilainya sebanding dengan daya reaktor dan fission yield.

b) Subroutine GAPACT (Celah Bahan Bakar)

Aktivitas inventori yang ada pada celah bahan bakar dihitung dengan mengalikan aktivitas inventori dari setiap nuklida dengan fraksi dari setiap nuklida. Fraksi ini hasil dari penelitian yang cukup rumit dimana terkait dengan temperatur bahan bakar, temperatur pelet, sejarah bahan bakar di teras reaktor dan lain-lain. Pada subroutine ini besarnya fraksi setiap nuklida diberikan sesuai dengan yang terdapat pada laporan analisis kecelakan untuk reaktor.

c) Subroutine COLACT (Pendingin Primer)

Aktivitas nuklida pada air pendingin primer diasumsikan terdistribusi secara merata di diseluruh sistem pendingin primer. Laju produksi dan removal radionuklida pada pendingin primer sangat pelan dibandingkan dengan laju distribusi dan transport dari air pendingin yang mengalir pada loop sistem pendingin. Dengan demikian pada kondisi setimbang proposional dengan koefisien *escape rate* dari difusi radionuklida di bahan bakar.

d) Subroutine Empat Loop Pendingin Sekunder

Pada subroutine ini memberikan kemungkinan adanya laju nuklida yang masuk dan keluar sistem. Setiap satu loop

sistem sekunder terdiri dari satu *steam generator*, satu kondenser, satu tangki *blowdown*. Selama kondisi operasi setimbang nuklida iodine ke *steam generator* mencapai kondisi kesetimbangan, akan tetapi pada kondisi tertentu pada *feedwater* dapat terlihat adanya perbandingan jumlah iodine yang masuk ke *steam generator* yang berasal dari kondenser dan dari bocoran sistem primer. Pada kondisi ini laju aktivitas yang berasal dari *feedwater* lebih tinggi dibandingkan yang berasal dari sistem primer.

e) Subroutine BLOACT (Blowdown Tank)

Subroutine ini menghitung aktivitas yang berasal dari *steam generator blowdown tank* selama operasi normal. Pada sistem satu tangki digunakan untuk empat *steam generator*. Asumsi yang diambil adalah tangki hanya beroperasi pada waktu yang singkat, bila *blowdown cleanup demineralizer* sedang di regenerasi.

3. TATA KERJA

Langkah-langkah yang dilakukan untuk melakukan perhitungan adalah sebagai berikut;

- Menentukan inventori radionuklida yang ada di bahan bakar. Ada berbagai cara untuk menentukan inventori antara lain dengan cara menghitung jumlah uranium pengotor maksimum yang ada di bahan bakar. Selanjutnya dengan menggunakan program komputer ORIGEN-2⁴⁾ dapat dihitung inventori yang ada di bahan bakar setelah bahan bakar diiradiasi dengan daya sesuai daya operasi normal untuk jangka waktu tertentu. Pada makalah ini inventori bahan bakar diberikan oleh pemasok sesuai dengan yang tertulis pada laporan analisis keselamatan untuk reaktor jenerik AEC 3568 MW thermal.
- Menyiapkan data reaktor yang akan digunakan sebagai data masukan pada perhitungan. Data yang dibutuhkan antara lain kapasitas faktor dari reaktor, daya reaktor, fraksi radionuklida pada bahan bakar yang terlepas dari *cladding*, laju difusi dari bahan bakar ke pendingin untuk setiap nuklida, penampang lintang absorpsi setiap radio nuklida, laju alir sistem purifikasi primer, jumlah *shutdown* per siklus operasi, data pendingin primer, pendingin sekunder, steam generator yang berupa laju alir, kapasitas panas, temperatur, persentase uap dan lain-lain.
- Setelah seluruh data yang diperlukan terpenuhi, program dapat dijalankan.

- Hasil yang diperoleh berupa aktivitas radionuklida yang terdapat di setiap volume tempat yang dianalogikan dengan *subroutine* pada program.
- Hasil ini selanjutnya dapat dianalisis sesuai dengan kebutuhan selanjutnya.

4. HASIL DAN PEMBAHASAN

Dari perhitungan yang dilakukan diperoleh hasil sebagai berikut ;

- Aktivitas inventori radionuklida di bahan bakar, dapat dilihat pada Tabel 1 dan Aktivitas Inventori radionuklida di celah bahan bakar dapat dilihat pada Tabel 2.

Tabel 1. Aktivitas Inventori Radionuklida (Ci)

No.	Nuklida	Aktivitas inventori Radionuklida (Ci)
1	Kr-85	0.5180E+06
2	Sr-89	0.6380E+08
3	Sr-90	0.3940E+07
4	Y-90	0.3940E+07
5	Y-91	0.1130E+09
6	Y-92	0.1070E+09
7	Zr-95	0.8960E+08
9	Nb-95	0.1240E+09
10	Mo-99	0.8060E+05
11	I-131	0.4440E+07
12	Te-132	0.1450E+06
13	I-132	0.1250E+08
14	I-133	0.6500E-02
15	Xe-133M	0.3960E+03
16	Xe-133	0.1350E+09
17	Cs-134	0.2030E+07
18	E-135	0.1250E+09
19	Cs-136	0.2460E+05
20	Cs-137	0.4340E+07
21	Ba-140	0.2500E+08
22	La-140	0.1270E+09
23	Ce-144	0.6840E+08
24	Pr-144	0.7350E+08

Tabel 2. Aktivitas Radionuklida di Celah Bahan Bakar (BB) dalam (Ci)

Nuklida.	Fraksi Lepasannya Dari BB	Aktivitas Radionuklida di celah BB(Cii)
Kr-83M	0.000824	0.130E+05
Kr-85M	0.001240	0.490E+05
Kr-85	0.167000	0.150E+06
Kr-87	0.000668	0.507E+05
Kr-88	0.000998	0.106E+06
I-131	0.008220	0.727E+06
I-132	0.000901	0.119E+06
I-133	0.002710	0.551E+06
Xe-133M	0.004370	0.225E+05
Xe-133	0.006670	0.136E+07
I-134	0.000557	0.132E+06
I-135	0.001540	0.289E+06
Xe-135M	0.000303	0.166E+05
Xe-135	0.001800	0.491E+05
Xe-138	0.000316	0.566E+05

b) Aktivitas *Iodine* yang siap lepas ke udara, dapat dilihat pada Tabel 3.

Tabel 3. Aktivitas Iodine yang siap lepas ke udara (Ci)

Nuklida	<i>Blow down Tank Venting</i>	<i>Containment Venting</i>	<i>Steam System Leakage</i>	<i>Condenser Off-Gas Venting</i>	<i>Secondary System Water Leakage</i>	<i>Auxiliary Building Venting</i>	<i>Total Will be Release</i>
I-131	0,197E-01	0,312E-02	0,108E-01	0,484E-01	0,150E-04	0,813E-02	0,812E-01
I-132	0,134E-02	0,150E-03	0,135E-02	0,684E-02	0,193E-05	0,296E-02	0,118E-01
I-133	0,101E-01	0,548E-03	0,102E-01	0,457E-01	0,150E-04	0,131E-01	0,797E-01
I-134	0,109E-03	0,286E-05	0,110E-03	0,490E-03	0,148E-06	0,166E-02	0,237E-02
I-135	0,267E-02	0,920E-04	0,269E-02	0,121E-01	0,393E-05	0,690E-02	0,244E-01

c) Aktivitas *Noble Gas* siap lepas ke udara, dapat dilihat pada Tabel 4.

Tabel 4. Aktivitas Iodine yang siap lepas ke udara (Ci)

Nuklida	<i>Gas Decay Tank Venting</i>	<i>Containment Venting</i>	<i>Steam System Leakage</i>	<i>Condenser Off-Gas Venting</i>	<i>Secondary System Water Leakage</i>	<i>Auxiliary Building Venting</i>	<i>Total Will be Release</i>
Kr-83M	0,000E+00	0,431E-02	0,145E-03	0,3970E+00	0,000E+00	0,233E+01	0,273E+01
Kr-85M	0,000E+00	0,589E-01	0,836E-03	0,383E+01	0,000E+00	0,134E+02	0,173E+02
Kr-85	0,101E+04	0,543E+02	0,180E-02	0,202E+02	0,000E+00	0,290E+02	0,150E+04
Kr-87	0,000E+00	0,985E-02	0,484E-03	0,101E+01	0,000E+00	0,779E+01	0,880E+01
Kr-88	0,000E+00	0,630E-01	0,142E-02	0,505E+01	0,000E+00	0,228E+02	0,280E+02
Xe-133M	0,522E-03	0,109E+01	0,123E-02	0,102E+02	0,000E+00	0,196E+02	0,309E+02
Xe-133	0,103E+03	0,198E+03	0,970E-01	0,840E+03	0,000E+00	0,156E+04	0,270E+04
Xe-135M	0,000E+00	0,261E-01	0,446E-02	0,244E+01	0,000E+00	0,485E+01	0,732E+01
Xe-135	0,000E+00	0,369E+00	0,231E-02	0,144E+02	0,000E+00	0,302E+02	0,449E+02
Xe-138	0,000E+00	0,822E-03	0,220E-03	0,104E+00	0,000E+00	0,355E+01	0,365E+01

Berdasarkan Tabel 1 dan Tabel 2 terlihat bahwa nuklida yang terlepas dari bahan bakar ke celah bahan bakar hanyalah nuklida kelompok *Iodine* dan *Noble Gas*. Nuklida yang lain tidak terlepas ke celah bahan bakar, atau dengan kata lain tertahan di cladding bahan bakar.

Merujuk pada Tabel 3 terlihat untuk kelompok *Iodine*, aktivitas terbesar berada di *Condenser Off-Gas Venting System*, Sedangkan Aktivitas terbesar kedua berada di *auxiliary building venting*. Hal ini dapat dimengerti karena volume dari kedua sistem tersebut lebih besar dibandingkan system yang lain.

Dari Tabel 4 terlihat untuk kelompok *noble gas* (gas mulia), nuklida *krypton* dan *xenon* yang lepas ke sistem venting. Hampir diseluruh sistem venting terdapat gas mulia, hanya pada sistem *Auxiliary Building Venting* tidak terdapat gas mulia, karena sistem ini berisi air, sehingga gas mulia tidak larut dalam air.

Berdasarkan hasil yang diperoleh selanjutnya akan dilakukan perhitungan sebaran radionuklida kelingkungan sekitar lokasi PLTN. Dari perhitungan tahap lanjutan yang akan datang, dapat dilihat berapa besar dosis yang diterima oleh penduduk dan lingkungan karena keberadaan PLTN kelas 1000MW elektrik ini.

Selanjutnya dapat dikaji apakah dengan adanya PLTN memberikan dampak bagi penduduk dan lingkungan disekitar PLTN.

5. KESIMPULAN

Analisis suku sumber untuk reaktor jenerik AEC 3568MWth telah dilakukan. Dari hasil yang diperoleh dapat disimpulkan bahwa program komputer Emerald Normal sangat bermanfaat, karena kita dapat melihat karakteristik komponen dalam reaktor berhubungan dengan perjalanan radionuklida saat reaktor beroperasi normal. Keterbatasan program ini adalah hanya dapat menghitung suku sumber untuk reaktor daya empat (4) loop. Bila akan digunakan untuk reaktor daya 2 loop harus dilakukan penyesuaian pada subroutine yang ada.

6. DAFTAR PUSTAKA

1. **PANDE, M. U**, *Analisis Keselamatan Radiologi Pada Dispersi Radionuklida Reaktor Daya PWR-1000*, Presentasi Ilmiah Jenjang Peneliti Madya, PTRKN-BATAN, 27 Mei 2008
2. **CREAM-PC**, *Consequences of release to the environment assessment Methodologi (The radiological Impact of Routine Release)*. User Guide, National Radiological Protection Board. European Commission, EUR, 17791 EN-NRPB-SR 296, Chilton, (1997)
3. **EMERALD NORMAL**, Calculation of Activity Release and Potential Dose From Normal Operation of a Pressurized Water Reactor Plant, RSIC Computer Code Collection, Oak Ridge National Laboratory, USA, 1976
4. **COFF, G.A**, *Origen2; A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Material*, ORNL, 1983

TANYA JAWAB