

**PENGARUH KONSENTRASI URANIL SULFAT TERHADAP
KRITIKALITAS *AQUEOUS HOMOGENEOUS REACTOR*
(AHR)**

SKRIPSI

Untuk memenuhi sebagian persyaratan
mencapai derajat Sarjana S-1

Program studi Fisika



diajukan oleh:

Maslihatun Ni'mah

11620014

Kepada

**PROGRAM STUDI FISIKA
FAKULTAS SAINS DAN TEKNOLOGI
UIN SUNAN KALIJAGA
YOGYAKARTA
2015**



Universitas Islam Negeri Sunan Kalijaga

FM-UINSK-BM-05-07/RO

PENGESAHAN SKRIPSI/TUGAS AKHIR

Nomor : UIN.02/D.ST/PP.01.1/3918/2015

Skripsi/Tugas Akhir dengan judul

: Pengaruh Konsentrasi Uranil Sulfat Terhadap Kritikalitas
Aqueous Homogeneous Reactor (AHR)

Yang dipersiapkan dan disusun oleh :

Nama : Maslihatun Ni'mah

NIM : 11620014

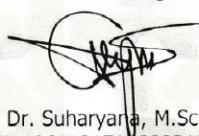
Telah dimunaqasyahkan pada : 23 Nopember 2015

Nilai Munaqasyah : A

Dan dinyatakan telah diterima oleh Fakultas Sains dan Teknologi UIN Sunan Kalijaga

TIM MUNAQASYAH :

Ketua Sidang



Dr. Suharyana, M.Sc.
NIP.196112171989031003

Penguji I

Joko Purwanto, M.Sc
NIP.19820306 200912 1 002

Penguji II

Asih Melati, S.Si.,M.Sc.
NIP. 198411102011012017

Yogyakarta, 16 Desember 2015

UIN Sunan Kalijaga

Fakultas Sains dan Teknologi

Dekan



Dr. Hj. Maizer Said Nahdi, M.Si
NIP. 19650427 198403 2 001

**SURAT PERSETUJUAN SKRIPSI/TUGAS AKHIR**

Hal : Surat Persetujuan Skripsi/Tugas Akhir

Lamp : -

Kepada

Yth. Dekan Fakultas Sains dan Teknologi

UIN Sunan Kalijaga Yogyakarta

di Yogyakarta

Assalamu'alaikum wr. wb.

Setelah membaca, meneliti, memberikan petunjuk dan mengoreksi serta mengadakan perbaikan seperlunya, maka kami selaku pembimbing berpendapat bahwa skripsi Saudara:

Nama : Maslihatun Ni'mah

NIM : 11620014

Judul Skripsi : Pengaruh Konsentrasi Urani Sulfat Terhadap Kritikalitas *Aqueous Homogeneous Reactor* (AHR)

sudah dapat diajukan kembali kepada Program Studi Fisika Fakultas Sains dan Teknologi UIN Sunan Kalijaga Yogyakarta sebagai salah satu syarat untuk memperoleh gelar Sarjana Strata Satu dalam Jurusan Fisika.

Dengan ini kami mengharap agar skripsi/tugas akhir Saudara tersebut di atas dapat segera dimunaqsyahkan. Atas perhatiannya kami ucapkan terima kasih.

Wassalamu'alaikum wr. wb.

Yogyakarta, 18 Oktober 2015

Pembimbing

Dr. Suharyana, M.Sc

NIP. 19611217 198903 1 003

SURAT PERNYATAAN KEASLIAN SKRIPSI

Saya menyatakan bahwa skripsi yang saya susun, sebagai syarat memperoleh gelar sarjana merupakan hasil karya tulis saya sendiri. Adapun bagian – bagian tertentu dalam penulisan skripsi ini yang saya kutip dari hasil karya orang lain telah dituliskan sumbernya secara jelas sesuai dengan norma, kaidah dan etika penulisan ilmiah. Saya bersedia menerima sanksi pencabutan gelar akademik yang saya peroleh dan sanksi – sanksi lainnya sesuai dengan peraturan yang berlaku, apabila dikemudian hari ditemukan adanya plagiat dalam skripsi ini.

Yogyakarta, 18 Oktober 2015



PENGARUH KONSENTRASI URANIL SULFAT TERHADAP KRITIKALITAS *AQUEOUS HOMOGENEOUS REACTOR* (AHR)

Maslihatun Ni'mah

11620014

INTISARI

Telah dilakukan analisis simulasi larutan uranil sulfat sebagai target iradiasi neutron untuk perhitungan faktor perlipatan neutron (k_{eff}). Uranium dalam senyawa sulfat diperkaya 19.75% berat U-235. Penelitian ini bertujuan untuk mengetahui desain AHR yang aman serta memiliki tingkat keamanan yang tinggi dan pengaruh konsentrasi uranil sulfat terhadap kritikalitas AHR. Analisis simulasi ini dilakukan dengan menggunakan paket program MCNPX. Program MCNPX digunakan untuk membuat desain AHR dan perhitungan faktor perlipatan neutron (k_{eff}) untuk menghasilkan reaktor AHR yang kritis ($k_{\text{eff}}=1$). Desain AHR dimodelkan dalam bentuk geometri silinder yang didesain sedekat mungkin dengan bentuk aslinya dengan diameter 61 cm. Output dari simulasi yang dihasilkan berupa faktor perlipatan neutron (k_{eff}). Dari beberapa variasi konsentrasi uranil sulfat yang telah dilakukan dapat diketahui bahwa konsentrasi uranil sulfat yang menghasilkan reaktor AHR kritis ($k_{\text{eff}}=1$) adalah konsentrasi 215 g/L, dengan nilai $k_{\text{eff}}= 0.99951$ dan standart deviasi= 0.00060 (0.99951 ± 0.00060). Pada konsentrasi ini diperoleh ketinggian larutan uranil sulfat sebesar 20.5 cm.

Kata kunci: AHR, k_{eff} , MCNPX, uranil sulfat.

**EFFECT OF CONCENTRATION URANYL SULFATE CRITICALITY
*AQUEOUS HOMOGENEOUS REACTOR (AHR)***

Maslihatun Ni'mah
11620014

ABSTRACT

The analysis of Uranyl sulfate as a neutron irradiation target to calculation a neutron multiplicity factor (k_{eff}). Uranium in sulfate compound in enrichment by 19.75 wt% of U-235. This research aims to determine the design of AHR safe and has a high security level and influence of uranyl sulfate concentration of the criticality AHR. Simulation analysis is done with using the package code MCNPX. The MCNPX code used to make the design of AHR and a neutron multiplication factor (k_{eff}) calculation to produce reactor critical AHR ($k_{\text{eff}}=1$). AHR design is modeled in the form of cylindrical geometry is designed as close as possible to its original form . The output of the simulation that produced a neutron multiplication factor (k_{eff}). From some variation of the concentration of uranyl sulfate that has been done can be seen that the concentration of uranyl sulfate produce reactor AHR critical ($k_{\text{eff}}=1$) is the concentration of 215 g/L, with the value of $k_{\text{eff}} = 0.99951$ and standard deviation = 0.00060 (0.99951 ± 0.00060), At this concentration of uranyl sulfate solution obtained height of 20.5 cm.

Keywords: AHR, k_{eff} , MCNPX, uranyl sulfate.

DAFTAR ISI

HALAMAN JUDUL	i
HALAMAN PENGESAHAN	ii
SURAT PERSETUJUAN SKRIPSI/TUGAS AKHIR.....	iii
HALAMAN PERNYATAAN KEASLIAN SKRIPSI.....	iv
HALAMAN MOTTO	v
HALAMAN PERSEMBAHAN	vi
KATA PENGANTAR.....	vii
INTISARI	x
ABSTRACT	xi
DAFTAR ISI.....	xii
DAFTAR TABEL	xv
DAFTAR GAMBAR.....	xvi
DAFTAR LAMPIRAN	xvii
BAB I PENDAHULUAN.....	1
1.1 Latar Belakang	1
1.2 Rumusan Masalah.....	7
1.3 Tujuan Penelitian	7
1.4 Batasan Penelitian.....	7
1.5 Manfaat Penelitian	8
BAB II TINJAUAN PUSTAKA.....	9
2.1. Studi Pustaka.....	9
2.2. Landasan Teori.....	11
2.2.1 Sifat Inti Atom Molibdenum-99.....	11
2.2.2 Reaktor untuk Produksi Mo-99	12
2.2.3 Aqueous Homogeneous Reaktor (AHR)	13
2.2.3.1 Komponen Reaktor AHR.....	16
2.2.3.2 Contoh AHR untuk Produksi Mo-99	20
2.2.4 Larutan Bahan Bakar	22

2.2.4.1	Uranium Sulfat.....	24
2.2.4.2	Uranium Nitrat	25
2.2.4.3	Uranium Florida	26
2.2.5	Kritikalitas	28
2.2.6	Faktor Perlipatan Efektif dan Reaktivitas	29
2.2.7	Koefisien Reaktivitas Void	30
2.2.8	Monte Carlo N-Partikel Extended (MCNPX).....	31
2.2.8.1	Monte Carlo N-Partikel (MCNP).....	31
2.2.8.2	Geometri MCNP	33
2.2.8.3	Tally MCNP	35
2.2.8.4	Visual Editor	36
BAB III METODE PENELITIAN	37
3.1.	Waktu dan Tempat Penelitian.....	37
3.2	Alat dan Bahan Penelitian	37
3.3	Prosedur Pembuatan Simulasi	38
3.3.1	Pemodelan AHR	38
3.3.1.1	KCODE	39
3.3.1.2	Kartu KSRC	40
3.4	Prosedur Pembuatan File Input dan Pengolahan Data.....	40
3.5	Diagram Alir Penelitian	42
3.6	Digram Alir Simulasi	43
3.7	Metode Analisa	44
BAB IV HASIL DAN PEMBAHASAN	46
4.1.	Hasil Penelitian	46
4.1.1	Desain AHR Menggunakan Software MCNPX	46
4.1.2	Variasi Titik Kordinat Sumber dengan k_{eff} dan waktu.....	47
4.1.3	Variasi Ketinggian Larutan dengan k_{eff}	48
4.1.4	Variasi Konsentrasi Larutan dengan k_{eff}	48
4.2.	Pembahasan.....	49
4.2.1	Desain AHR Menggunakan Software MCNPX	49
4.2.2	Variasi Titik Kordinat Sumber dengan k_{eff} dan waktu.....	53

4.2.3	Variasi Ketinggian Larutan dengan k_{eff}	56
4.3.4	Variasi Konsentrasi Larutan dengan k_{eff}	58
BAB V PENUTUP		61
5.1.	Kesimpulan.....	61
5.2	Saran	62
DAFTAR PUSTAKA		64

DAFTAR TABEL

Tabel 2.1 Sifat uranium sulfat	24
Tabel 2.2 faktor mikroskopik <i>Cross section</i> penyerapan (neutron termal) dari unsur pokok atom pada garam. Untuk atom N, F, S dan O, cross section diberikan untuk campuran isotop.	27
Tabel 2.3 Keuntungan dan kekurangan dari garam yang berbeda	27
Tabel 2.4 Jejak acak antara interaksi neutron dengan materi	32
Tabel 2.5 Surface cards dalam MCNP	34
Tabel 2.6 <i>Tally</i> dalam program MCNP	35
Tabel 3.1 Parameter inti reaktor	38
Tabel 3.2 <i>Stainless Steel-304</i> untuk bejana reaktor	39
Tabel 4.1 Kestabilan nilai k_{eff} terhadap variasi titik sumber koordinat	47
Tabel 4.2 Nilai waktu <i>running</i> dengan variasi titik koordinat sumber.....	47
Tabel 4.3 Ketinggian larutan bahan bakar vs k_{eff}	48
Tabel 4.4 Variasi konsentrasi larutan uranium sulfat dengan k_{eff}	48

DAFTAR GAMBAR

Gambar 2.1 Peluruhan radioisotop dari Mo-99 menjadi Tc-99m, Tc-99 dan akhirnya menjadi isotop stabil Ru-99.....	12
Gambar 2.2 Produksi Mo-99 dengan AHR	15
Gambar 2.3 Uranium-238.....	23
Gambar 2.4 <i>Star-up</i> kofigurasi <i>vised</i>	36
Gambar 3.1 Konfigurasi AHR.....	38
Gambar 3.2 Diagram alir penelitian	42
Gambar 3.3 Diagram alir simulasi.....	43
Gambar 4.1 Simulasi geometri teras AHR yang telah dibuat dengan menggunakan <i>software</i> MCNP	46
Gambar 4.2 Perbandingan grafik tampang lintang dari material ^{12}C dan ^9Be pada rentang energi neutron termal.....	50
Gambar 4.3 Jumlah titik koordinat sumber vs k_{eff}	54
Gambar 4.4 Jumlah titik koordinat sumber vs waktu.....	55
Gambar 4.5 Ketinggian larutan uranil sulfat vs k_{eff}	57
Gambar 4.6 Konsentasi larutan uranil sulfat vs k_{eff}	59

DAFTAR LAMPIRAN

Lampiran 1 Hasil input simulasi program MCNPX	67
Lampiran 2 Hasil input dan output variasi ketinggian larutan uranium sulfat	69
Lampiran 2 Hasil input dan output variasi konsentrasi larutan uranium sulfat	74
Lampiran 3 Perhitungan densitas atom pada bahan bakar	78

BAB I

PENDAHULUAN

1.1 Latar Belakang

Semakin berkembangnya zaman membuat kemajuan teknologi di bidang medis semakin pesat. Terobosan penting dalam bidang ilmu dan teknologi medis nuklir terus dikembangkan. Teknologi nuklir, sebagaimana kita ketahui banyak memberikan manfaat bagi manusia. Dengan dikembangkannya energi nuklir mampu memberikan kemajuan pada ilmu pengetahuan dan teknologi juga mampu memberikan kesejahteraan bagi manusia. Meskipun energi nuklir, tetap saja memiliki bahaya radiasi yang disebabkan oleh kebocoran nuklir. Baik disadari ataupun tidak, setiap usaha atau rekayasa teknologi yang dilakukan manusia ternyata mempunyai potensi bahaya. Allah SWT telah mengisyaratkan dalam Al-Qur'an bahwa sekecil apaun urusan itu atau secanggih apapun teknologi yang dibuat oleh manusia tidak luput dari ilmu Allah, sebagaimana Allah menyebutkan ini dalam QS. Yunus (10): 61

وَمَا تَكُونُ فِي شَانٍ وَمَا تَتْلُو مِنْهُ مِنْ قُرْءَانٍ وَلَا تَعْمَلُونَ مِنْ عَمَلٍ إِلَّا كُنَّا عَلَيْكُمْ
شُهُودًا إِذْ تُفِيضُونَ فِيهِ وَمَا يَعْزِبُ عَنْ رَبِّكَ مِنْ مِثْقَالٍ ذَرَّةٍ فِي الْأَرْضِ وَلَا فِي
الْسَّمَاوَاتِ وَلَا أَصْغَرَ مِنْ ذَلِكَ وَلَا أَكْبَرَ إِلَّا فِي كِتَابٍ مُّبِينٍ

Artinya: "Kamu tidak berada dalam suatu keadaan dan tidak membaca suatu ayat dari Al Quran dan kamu tidak mengerjakan suatu pekerjaan, melainkan Kami menjadi saksi atasmu di waktu kamu melakukannya. Tidak luput dari pengetahuan Tuhanmu biarpun sebesar zarrah (atom) di bumi ataupun di langit, tidak ada yang

lebih kecil dan tidak (pula) yang lebih besar dari itu, melainkan (semua tercatat) dalam kitab yang nyata (Lauhil Mahfuzh).

Dalam ayat itu Allah SWT menendaskan, bahwa segala macam amalan yang dilakukan oleh hamba Nya, tidak satupun yang terlepas dari ilmu Allah, meskipun amalan itu lebih kecil dari benda yang terkecil, ataupun urusan itu maha penting sehingga tak terkendalikan oleh manusia. Disebutkannya urusan yang kecil dari dari yang terkecil dan urusan yang maha penting, agar tergambar dalam hati para hamba Nya, bahwa ilmu Allah itu begitu sempurna sehingga tidak ada satu urusanpun yang terlepas dari ilmu Nya, bagaimanapun remehnya urusan itu dan bagaimana pentingnya urusan itu, walaupun usaha itu diluar kemampuan manusia (Tim Tashih Departemen Agama, 1991).

Ilmu Allah tidak hanya meliputi segala macam urusan yang ada di bumi, yang kebiasaannya urusan ini dapat dibayangkan oleh mereka secara mudah. Juga meliputi segala macam urusan di langit, yang urusannya lebih rumit dan lebih sukar tergambar dalam pikiran mereka. Hal ini untuk menguatkan arti dari keluasaan ilmu Allah, sehingga terasalah keagungan dan kekuasaan Nya. Tidak ada ilmuwan maupun peralatan teknologi canggih yang mampu mencegah kecelakaan nuklir yang terjadi pada reaktor *Chernobyl* di Rusia pada tahun 1986. Diberitakan bahwa dampak buruk kecelakaan nuklir ini bertahan hingga 30-40 tahun. Walaupun ilmuwan telah menutup bagian reaktor yang meleleh dengan beton sangat tebal untuk mencegah paparan radiasi lebih lanjut, belakangan dikabarkan bahwa ada kebocoran radiasi pada beton ini. Walaupun tidak ada ledakan nuklir, kebocoran nuklir saja sudah sangat berbahaya bagi kehidupan

manusia, dan sains belum berdaya pada ancaman ini. Dalam arti bahwasanya Maha Suci Dzat yang apabila menghendaki segala sesuatu hanyalah berkata kepadanya “jadilah” maka terjadilah (Hidayah, 2014).

Disini kita berhadapan dengan kekuatan Allah yang Maha Luas dan Kedaulatan-Nya pada setiap partikel (atom) di alam semesta dan partikel-partikel subatomik di dalamnya (proton, neutron). Sebagaimana Kekuatan Allah dan kedaulatan-Nya atas segala sesuatu yang diciptakan-Nya dinyatakan dalam QS. Yunus: 61 diatas.

Pemanfaatan teknologi nuklir di bidang medis dapat dilihat setiap tahunnya lebih dari 25 juta prosedur medis diseluruh dunia, sekitar 80% dari seluruh prosedur radiofarmaka (Prabudi, 2013). Radioisotop yang paling umum digunakan di bidang medis adalah teknesium-99m (Tc-99m). Radioisotop ini digunakan lebih dari 20 juta *radiotracer* dan prosedur *diagnostic* medis masing-masing 10-30 mCi pertahun, setengahnya digunakan untuk *scan* ginjal, jantung dan paru-paru.

Tc-99m merupakan radioisotop metastabil dengan waktu paruh yang pendek yaitu 6 jam. Radioisotop ini meluruh melalui *isomeric Transition* (IT) menjadi radioisotop Tc-99 yang memiliki waktu paruh sangat panjang yaitu 212 ribu tahun (Awaludin, 2011). Untuk tujuan diagnosis, radioisotop yang ideal adalah Tc-99m karena sifatnya yang menguntungkan sebagai penyidik organ, diantaranya :

1. Mempunyai umur paruh fisik yang relatif pendek sekitar 6 jam, sehingga intensitas radiasi yang dipancarkan berkurang secara cepat setelah selesai digunakan.

2. Memancarkan sinar gamma murni dengan energi tunggal sebesar 140 keV.
3. Toksisitasnya rendah. Setelah meluruh, Tc-99 akan dikeluarkan dari tubuh.
4. Kemampuan berikatan secara kimiawi dengan banyak molekul biologis yang aktif, sehingga dapat dikonsentrasi di organ terlebih dalam.

Tc-99m berasal dari peluruhan radioisotop Molibdenum-99 (Mo-99).

Radioisotop Mo-99 memiliki waktu paruh 66 jam, jauh lebih panjang dari waktu paruh Tc-99m. Permintaan Mo-99 di dunia diperkirakan sekitar 1200 Curie per minggu, yang digunakan dalam 85% dari prosedur pencitraan diagnostik dalam kedokteran nuklir. Hingga sekarang ini produksi radioisotop Mo-99 terbesar diperoleh melalui reaksi fisi U-235 yang diiradiasi oleh neutron dari reaktor riset dengan hasil fisi 61%.

Kebutuhan terhadap Mo-99 didunia medis mendorong peneliti untuk mendesain reaktor nuklir yang bertujuan untuk produksi radioisotop fisi. Perhitungan dan beberapa penelitian eksperimental menunjukkan bahwa penggunaan *Aqueous Homogeneous Reactor* (AHR) bisa menjadi teknologi yang efisien untuk produksi radioisotop fisi, karena memiliki keunggulan dibandingkan dengan jenis reaktor lainnya yaitu (Prabudi, 2013):

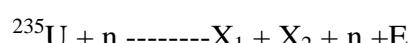
1. Dapat beroperasi pada tingkat daya yang jauh lebih rendah dan membutuhkan lebih sedikit uranil.
2. *Burnup* bahan bakar yang tinggi
3. Mudah dan sederhana dalam persiapan serta pengolahan bahan bakar.
4. Penambahan dan pengurangan bahan bakar dapat dilakukan secara *continue*, tanpa harus mematikan reaktor.

5. Limbah lebih bersih
6. Ekonomi neutron tinggi
7. Sistem kendali sederhana.

AHR merupakan jenis reaktor nuklir yang bahan bakarnya berupa garam uranium yang dilarutkan dalam air. Bahan bakar dan moderatornya merupakan fase tunggal, karena itulah disebut reaktor homogen. Bahan bakar tersebut umumnya berupa garam uranium dalam senyawa sulfat (UO_2SO_4), nitrat ($\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$), dan florida (UO_2F_2). Bahan bakar AHR, yang digunakan adalah U-235 yang diperkaya 19.75%.

Dalam penelitian ini menggunakan uranil sulfat (UO_2SO_4) karena memiliki beberapa kelebihan yaitu: Urani sulfat digunakan dalam bahan bakar pertama dalam *Aqueous Homogeneous Reactor* (AHR), *Low Power* (LOPO) dan juga pada reaktor *Homogeneous Reactor Experiment-1* (HRE-1) dan *Homogeneous Reactor Experiment-2* (HRE-2) yang mencapai kekritisan. Selain itu uranil sulfat juga memiliki radiasi kestabilan yang baik, bagian dasar sulfat tidak hancur karena iradiasi (Huisman, 2013).

Salah satu potensi bahaya yang harus diperhitungkan dalam mendesain AHR adalah bahaya super kritis. Secara umum reaksi ini dapat digambarkan sebagai berikut:



Pada reaksi fisi di atas dapat berlangsung secara terus menerus (berantai) bila cacah neutron pada satu generasi sama dengan cacah neutron pada generasi sebelumnya. Perbandingan cacah neutron ini dinamakan faktor multififikasi atau

pengali yang diberi simbol k_{eff} . Reaktor dikatakan kritis reaktor dikatakan kritis jika $k_{\text{eff}}=1$. Bila $k_{\text{eff}}>1$ dinamakan superkritis, sedangkan $k_{\text{eff}}<1$ dinamakan subkritis. Reaktor superkritis yang tidak terkendali sangat berbahaya dan harus dihindari, untuk itu diperlukan desain konfigurasi teras reaktor AHR yang aman untuk beroperasi. Oleh karena itu diperlukan metode numerik untuk mendesain teras reaktor AHR yang aman dan efektif.

Monte carlo merupakan salah satu metode numerik yang dapat digunakan untuk mensimulasikan secara teoritis proses statistik dan dapat digunakan untuk permasalahan kompleks yang tidak dapat diselesaikan dengan metode deterministik (X-5 Monte Carlo Team). *Monte Carlo N-Particle version X exlended* (MCNPX) merupakan *software* analisa transfer radiasi berbasis *Monte Carlo* yang didesain untuk membuat simulasi jejak berbagai tipe partikel. Versi ini merupakan pengembangan dari MCNP yang telah dibuat oleh tim di *Los Alamos National Laboratory* (LANL) sekitar 75 tahun yang lalu. Dibandingkan dengan MCNP5 yang hanya mampu mensimulasikan 3 jenis partikel, sedangkan MCNPX mampu menghitung sebanyak 36 jenis partikel dengan jangkuan energi sampai 30 MeV (Pelowitz, 2008).

Pada penelitian ini dilakukan simulasi desain AHR dan perhitungan faktor perlipatan neutron (k_{eff}) menggunakan paket program MCNPX. Bahan bakar yang digunakan adalah garam uranium sulfat. Untuk mendapatkan nilai k_{eff} yang kritis, dilakukan optimalisasi konsentrasi larutan uranil sulfat dan ketinggian uranil sulfat.

1.2 Rumusan Masalah

Permasalahan yang ingin diselesaikan dalam penelitian ini adalah:

1. Bagaimana membuat desain geometri teras AHR yang memenuhi syarat sebagai reaktor efisien dan memiliki tingkat keamanan yang tinggi?
2. Berapakah ketinggian larutan uranil sulfat yang dibutuhkan untuk menghasilkan reaktor AHR yang kritis?
3. Bagaimana pengaruh konsentrasi uranil sulfat terhadap kritikalitas AHR?

1.3 Tujuan Penelitian

Tujuan dilakukan penelitian ini adalah:

1. Membuat desain geometri teras AHR yang memenuhi syarat sebagai reaktor efisien dan memiliki tingkat keamanan yang tinggi.
2. Mengetahui ketinggian larutan uranil sulfat yang dibutuhkan untuk menghasilkan reaktor AHR yang kritis.
3. Mengetahui pengaruh konsentrasi uranil sulfat terhadap kritikalitas AHR.

1.4 Batasan Masalah

Batasan masalah pada penelitian ini antara lain:

1. Larutan bahan bakar yang digunakan adalah uranil sulfat.
2. Variasi konsentrasi uranil sulfat adalah 200 g/L, 215 g/L, 225 g/L, 250 g/L, 260 g/L, 270 g/L, 280 g/L, 290 g/L, 300 g/L, 350 g/L dan 475 g/L.

3. Variasi ketinggian larutan uranil sulfat 20 cm sampai 25 cm dengan rentang 0.5 cm
4. Desain AHR dimodelkan dengan sebuah silinder yang terdiri dari bagian, yaitu *core*, *reflector* dan bak serta saluran pendingin.
5. Ukuran teras AHR: silinder dengan diameter 61 cm dan tinggi 122 cm
6. Reflektor yang digunakan adalah Beryllium dengan ketebalan 30 cm
7. Simulasi dilakukan dengan menggunakan paket program MCNPX.

1.5 Manfaat Penelitian

Manfaat dari penelitian ini adalah:

1. Memberikan informasi mengenai desain AHR yang memenuhi syarat sebagai reaktor efisien dan memiliki tingkat keamanan yang tinggi.
2. Memberikan informasi mengenai konsentrasi uranil sulfat yang dibutuhkan oleh reaktor AHR sehingga reaktor dalam keadaan kritis.
3. Sebagai langkah awal dalam perhitungan produksi Mo-99 pada reaktor AHR.
4. Menjadi referensi untuk penelitian lebih lanjut mengenai produksi radioisotop Mo-99 untuk diagnosis dalam bidang kedokteran nuklir.

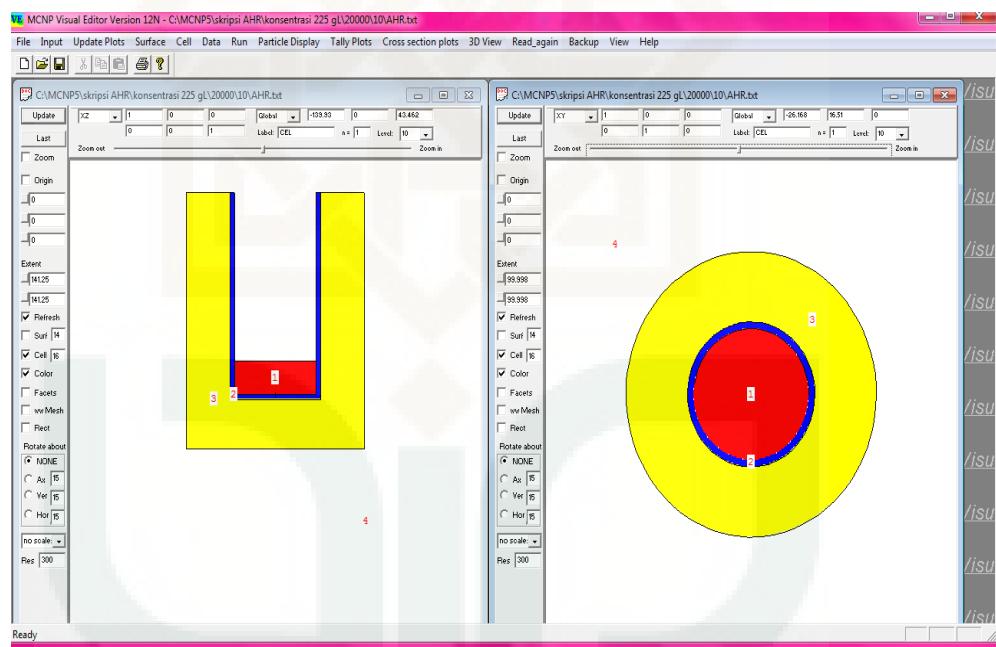
BAB V

KESIMPULAN DAN SARAN

5.1 Kesimpulan

Berdasarkan hasil penelitian dan pembahasan, maka dapat diambil kesimpulan sebagai berikut:

1. Pemodelan desain geometri teras AHR yang berbentuk silinder berhasil dibuat dengan menggunakan program MCNPX.



2. Berdasarkan hasil simulasi dengan menggunakan program MCNPX dapat diketahui bahwa ketinggian larutan uranil sulfat yang dibutuhkan untuk menghasilkan reaktor *Aqueous Homogeneous Reactor* (AHR) yang kritis yaitu sebesar 20.5 cm. Ketinggian 20.5 cm diperoleh nilai k_{eff} sebesar 1.00446 dengan ketidakpastiannya sebesar 0.00054 (1.00446 ± 0.00054).

3. Berdasarkan hasil simulasi variasi konsentrasi larutan uranil sulfat dengan menggunakan program MCNPX dapat diketahui bahwa pengaruh konsentrasi larutan uranil sulfat terhadap kritikalitas AHR disebabkan adanya kondisi *over moderated* dan *under moderated*. Kondisi *over moderated* dapat terjadi karena peluang neutron termal untuk berfisi menjadi kecil, sehingga menyebabkan naiknya nilai k_{eff} , yang terjadi pada konsentrasi 225 g/L sampai 250 g/L. Kondisi *under moderated* dapat terjadi karena peluang neutron cepat untuk menjadi neutron termal semakin berkurang, yang menyebabkan menurunnya nilai k_{eff} , yang terjadi pada konsentrasi 300 g/L sampai 475 g/L. Sedangkan konsentrasi yang menghasilkan reaktor *Aqueous Homogeneous Reactor* (AHR) yang kritis yaitu pada konsentrasi 215 g/L dengan nilai k_{eff} sebesar 0.99951 dan ketidakpastiannya sebesar 0.00060 (0.99951 ± 0.00060).

5.1 Saran

Terkait dengan simulasi geometri serta perhitungan faktor perlipatan neutron (k_{eff}) reaktor AHR menggunakan program MCNPX ada beberapa hal yang disarankan oleh peneliti:

1. Pada penelitian ini digunakan larutan uranil sulfat dengan menggunakan *software* MCNPX, untuk penelitian selanjutnya perlu dilakukan dengan menggunakan jenis bahan bakar yang lain seperti uranil nitrat dengan menggunakan *software* yang lain.
2. Simulasi ini baru sebatas perhitungan k_{eff} dengan variasi titik sumber koordinat, ketinggian larutan uranil sulfat, dan konsentrasi larutan uranil sulfat, untuk penelitian selanjutnya perlu dilakukan proses perhitungan untuk produksi Mo-99.
3. Untuk penelitian selanjutnya, sebelum dilakukan simulasi desain geometri AHR, maka disarankan untuk mengumpulkan referensi sebanyak-banyaknya mengenai ukuran AHR sehingga didapatkan desain yang sesuai dengan ukuran sebenarnya, serta dilakukan variasi ukuran diameter saluran pendingin.

DAFTAR PUSTAKA

- Awaludin, Rohadi. 2011. *Radioisotop Taknesium-99m Dan Kegunaannya*. Prosiding Iptek Ilmiah Populer Buletin Alara, Vol.13 No.2, Desember 2011, 61-65.
- Budisantoso, Edi Trijono Syarip. 2013. *Studi Produksi Radioisotop Mo-99 Dengan Bahan Target Larutan Uranil Nitrat Pada Reaktor Kartini*. Jurnal GERINDRA, Vol. V, No. 1.
- Gusmavita, Adisti. 2011. *Simulasi Penentuan Dosis Serapan Radiasi- dari ¹⁰³Pd pada Brachtherapy Payudara Menggunakan Software MCNP5 dengan Teknik PBSI*. (Skripsi) Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam, Universitas Sebelas Maret: Surakarta.
- Hidayah, Nur. 2014. *Perhitungan Bahan Bakar yang Tersisa pada Reaktor Serba Guna G. A Siwabessy (RSG-GAS) Menggunakan MCNPX*. Skripsi Fakultas Sains dan Teknologi universitas Islam Negeri Yogyakarta.
- Huisman, M.V. 2013. *Reactor Design For a Small Sized Aqueous Homogeneous Reactor For Producing Molybdenum-99 Regional Demand*. Master Thesis Delft University Of Technology Faculty Of Applied Science Department OF Radiation Science and Technology.
- Judith, F. Briesmeister. 1997. *MCNP A General Monte Carlo N Particle Transport Code Version 4 B*. University of California: California
- Nurkamali, Arif Isnaeni. 2014. *Criticality And Mo-99 Production Capacity Analysis Of Aqueous Homogeneous Reactor Using MCNP And ORIGEN Computer Code*. A Thesis Submitted For The Requirements Of The Degree Of Master Of Science in Engineering-Jeddah.
- Pelowitz, Denise B. 2008. *MNCPXTM User's Manual Version 2.6.0. LA-CP-07-1473*. New York: Los Alamos National Laboratory.
- Prabudi, Cahyo Ridho, Andang Widharto, Sihana. 2013. *Pengaruh ketinggian Larutan Bahan Bakar Pada Kekritisan Aqueous Homogeneous Rector*.

Prosiding TEKNOFISIKA, Vol.2 No.2 Edisi Mei 2013, **ISSN 2089-7154 | 55.**

- Rijnsdorp. 2014. *Design Of Small Aqueous Homogeneous Reactor For Production OF ⁹⁹Mo*. Thesis at Delft University Of Technology.
- Rohman, Budi. 2009. *Koefisien Reaktivitas Temperatur Bahan Bakar Reaktor Kartini*. Jurnal Sains dan Teknologi Nuklir Indonesia Vol. X, No. 2, agustus 2009: 59-70. **ISSN 1411-3481**
- Supriyadi, Joko.2012. *Fitur Dan Isu Keselamatan Terkait Aqueous Homogeneous Reactor (AHR)*. Prosiding Pertemuan dan Presentasi Ilmiah-Penelitian Dasar Ilmu Pengetahuan dan teknologi Nuklir 2012 PSTA-BATAN.
- Swi, Dwi Berlianti. 2013. *Analisis Dosis Di Organ Kritis Pada Terapi Glioblastoma Dengan Boron Neutron Capture Therapy Menggunakan Metode Simulasi MCNP5*. Skripsi Jurusan Teknik Fisika Fakultas Teknik Universitas Gadjah Mada Yogyakarta.
- Thomas, E. Booth. 2003. *MCNP A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Volume I: Overview and Theory*. A technical document, LA-UR-03-1987, Los Alamos National Laboratory, New Mexico.
- Tim Tashih Departemen Agama.1991. *Al Qur'an dan Tafsirnya*. PT. Dana Bhakti Waqaf: Yogyakarta.
- Yuwono, Indro. 1996. *Perhitungan Hasil Fisi Kritikalitas Larutan Uranium-235 Dan Dosis Radiasinya*. Prosiding Presentasi Ilmiah Daur Bahan Bakar Nuklir PEBN-BATAN. Jakarta 18-19 Maret 1996 **ISSN 1410-1998**.
- X-5 Monte Carlo Team. 2003. *MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Version5. Volume 1: Overview and Theory*. LA-UR-03-1987. Los Alamos National Laboratory, Los Alamos: New Mexico

- Zuhair. 2012. *Investigasi Kritikalitas HTR (High Temperature Reactor) Pebble Bed Sebagai Fungsi Radius dan Pengkayaan Bahan Bakar Kernel*. Indonesian Jornal of Applied Physicss (2012) Vol. 2 No. 2 halaman 146. Tangerang. Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir – BATAN
- Anonim. 2006. *Sejarah Reaktor Nuklir*. Sekolah Tinggi Tenaga Nuklir http://eprints.uns.ac.id/21820/3/Bab_2.pdf
- SERP, J., et al., 2014. *The molten salt reactor (MSR) in generation IV: Overview and perspectives*. Progress in Nuclear Energy xxx (2014) 1–12.

LAMPIRAN 1

HASIL INPUT SIMULASI PROGRAM MCNPX

KODE INPUT MCNPX: GEOMETRI AHR

Reaktor AHR konsentrasi 225 g/L

C Cell Cards

```
1 1 -1.238078435 4 -1 -5      imp:n=1 $Uranyl Sulfat  
2 2 -7.92 (-6 1 -2 4):(-4 7 -2) imp:n=1 $Bejana reaktor  
3 3 -1.85 (-6 2 -3 7):(-7 -3 8) imp:n=1 $Reflektor Berylium  
4 0 (5 -1 -6):(6:3:-8)      imp:n=0 $void
```

C Surfaces cards

```
1 cz 28 $silinder dengan pusat di z=0
```

```
2 cz 31 $silinder luar bejana  
3 cz 61 $silinder luar reflektor  
4 pz 0 $plat pada z=0  
5 pz 21 $batas atas larutan  
6 pz 122$plat pada z=122  
7 pz -3 $plat bawah bejana  
8 pz -33$plat bawah reflektor  
c data card
```

```
kcode 20000 1.0 50 160 $kalkulasi keff
```

```
ksrc 4 2 8 5 3 10 3 0 6 -11 0 9 14 4 0 -12 8 0 10 5 0 13 0 0 -8 12 0 8 4 0  
$koordinat sumber
```

```
m1 92235.66c 0.000113854078029 92238.66c 0.000456772684310  
8016.66c 0.0332488134138 16032 0.000570626762450  
1001.66c 0.0596501056783
```

Bahan bakar reaktor menggunakan uranium sulfat dengan Uranium-235 yang diperkaya 19.78% terletak pada material 1 (m1).

mt1 lwtr

m2 26000.42c 5.81E-2 \$Fe

24000.42c 1.74E-2 \$Cr

28000.42c 8.51E-3 \$Ni

25055.60c 1.52E-3 \$Mn

m3 4009.60c 1.0 \$Be

Reflektor yang digunakan pada reaktor AHR adalah Besi (Fe), Cromium (Cr), Nikel (Mn), dan Mangan (Mn) yang terletak pada material 2 (m2).

LAMPIRAN 2

1. Hasil Input dan Output Variasi Ketinggian Larutan Uranium Sulfat

a) Hasil Input Ketinggian larutan uranium sulfat 20.5 cm

HASIL INPUT SIMULASI PROGRAM MCNPX

Reaktor AHR konsentrasi 215 g/L

C Cell Cards

1 1 -1.238078435 4 -1 -5 imp:n=1 \$Uranyl Sulfat

2 2 -7.92 (-6 1 -2 4):(-4 7 -2) imp:n=1 \$Bejana reaktor

3 3 -1.85 (-6 2 -3 7):(-7 -3 8) imp:n=1 \$Reflektor Berylium

4 0 (5 -1 -6):(6:3:-8) imp:n=0 \$void

C Surfaces cards

1 cz 28 \$silinder dengan pusat di z=0

2 cz 31 \$silinder luar bejana

3 cz 51 \$silinder luar reflektor

4 pz 0 \$plat pada z=0

5 pz 20.5 \$batas atas larutan

6 pz 122 \$plat pada z=122

7 pz -3 \$plat bawah bejana

8 pz -33 \$plat bawah reflector

c data card

kcode 20000 1.0 50 160 \$kalkulasi keff

ksrc 4 2 8 5 3 10 3 0 6 -11 0 9 14 4 0 -12 8 0 10 5 0 13 0 0 -8 12 0 8 4 0
\$koordinat sumber

m1 92235.66c 0.000108793896784 92238.66c 0.000436471676118

Ketinggian larutan uranium sulfat terletak pada *surface* ke lima atau batas atas larutan.
Untuk variasi ketinggian larutan uranium sulfat maka yang diubah-ubah adalah nilai batas atas larutan.

```

8016.66c 0.0332531170881 16032 0.000545265573008
1001.66c 0.0599630473001

mt1 lwtr

m2 26000.42c 5.81E-2 $Fe
    24000.42c 1.74E-2 $Cr
    28000.42c 8.51E-3 $Ni
    25055.60c 1.52E-3 $Mn

m3 4009.60c 1.0 $Be

```

Jumlah titik koordinat
sumber menggunakan 10
titik yang terletak pada kartu
KSRC.

b) Hasil Output Ketinggian larutan uranium sulfat 20.5 cm

HASIL OUTPUT SIMULASI PROGRAM MCNPX

1mcnpx version 2.6.0 ld=Wed Apr 09 08:00:00 MST 2008 10/06/15

10:28:33

***** probid = 10/06/15 10:28:33

i=205~1.TXT

MCNPX

- 1- Reaktor AHR konsentrasi 225 gU/l
- 2- C Cell Cards
- 3- 1 1 -1.238078435 4 -1 -5 imp:n=1 \$Uranyl Sulfat
- 4- 2 2 -7.92 (-6 1 -2 4):(-4 7 -2) imp:n=1 \$Bejana reaktor
- 5- 3 3 -1.85 (-6 2 -3 7):(-7 -3 8) imp:n=1 \$Reflektor Berylium
- 6- 4 0 (5 -1 -6):(6:3:-8) imp:n=0 \$void
- 8- C Surfaces cards

9- 1 cz 28 \$silinder dengan pusat di z=0
 10- 2 cz 31 \$silinder luar bejana
 11- 3 cz 61 \$silinder luar reflektor
 12- 4 pz 0 \$plat pada z=0
 13- 5 pz 20.5 \$batas atas larutan
 14- 6 pz 122\$plat pada z=122
 15- 7 pz -3 \$plat bawah bejana
 16- 8 pz -33\$plat bawah reflektor
 18- c data card
 19- kcode 20000 1.0 50 160 \$kalkulasi keff
 20- ksrc 4 2 8 5 3 10 3 0 6 -11 0 9 14 4 0 -12 8 0 10 5 0 13 0 0 -8 12 0 8 4 0

\$koordinat sumber

21- m1 92235.66c 0.000113854078029 92238.66c 0.000456772684310
 22- 8016.66c 0.0332488134138 16032 0.000570626762450
 23- 1001.66c 0.0596501056783
 24- mt1 lwtr
 25- m2 26000.42c 5.81E-2 \$Fe
 26- 24000.42c 1.74E-2 \$Cr
 27- 28000.42c 8.51E-3 \$Ni
 28- 25055.60c 1.52E-3 \$Mn
 29- m3 4009.60c 1.0 \$Be

	atom	gram	neutron				
cell	mat	density	density	volume	mass	pieces	I mportance
1 1 1s	9.40285E-02	1.23808E+00	5.04917E+04	6.25127E+04	1	1.0000E+00	
2 2 2	8.61994E-02	7.92000E+00	7.68968E+04	6.09022E+05	1	1.0000E+00	
3 3 3	1.23619E-01	1.85000E+00	1.43455E+06	2.65391E+06	1	1.0000E+00	
4 4 0	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0	0.0000E+00	
total			1.56193E+06	3.32544E+06			
particle type	particle cutoff energy	maximum energy	smallest teble	always use	table below		
1 n	neutron	0.0000E+00	1.0000E+37	2.0000E+01	1.5000E+02		

Reaktor AHR konsentrasi 215 g/L probid =
 10/06/15 10:28:33

	neutron creation	tracks	weight	energy	neutron loss	tracks	weight
	(per source particle)			(per source particle)			
source	2198799	1.0000E+00	2.0220E+00	escape	486200	1.9006E-01	
nucl. interaction	2	8.9804E-07	5.5306E-06	energy cutoff	0	0.	0.
particle decay	0	0.	0.	time cutoff	0	0.	0.
weight window	0	0.	0.	weight window	0	0.	0.
cell importance	0	0.	0.	cell importance	0	0.	0.
weight cutoff	0	4.4645E-02	1.2133E-07	weight cutoff	1745794	4.4584E-02	
energy importance	0	0.	0.	energy importance	0	0.	0.
dxtran	0	0.	0.	dxtran	0	0.	0.
forced collisions	0	0.	0.	forced collisions	0	0.	0.
exp. transform	0	0.	0.	exp. transform	0	0.	0.
upsattering	0	0.	3.0671E-07	downscattering	0	0.	1.7877E+00
photonuclear	0	0.	0.	capture	0	4.1148E-01	4.0014E-02
(n,xn)	66387	2.6941E-02	2.4508E-02	loss to (n,xn)	33193	1.3470E-02	
prompt fission	0	0.	0	oss to fission	0	4.1199E-01	5.6811E-03
delayed fission	0	0.	0.	nucl. interaction	1	4.4902E-07	1.1025E-05
				particle decay	0	0.	0.
tabular boundary	0	0.	0.	tabular boundary	0	0.	0.
tabular sampling	0	0.	0.				
total	2265188	1.0716E+00	2.0465E+00	total	2265188	1.0716E+00	
number of neutrons banked			48011				average time of (shakes)
neutron tracks per source particle			1.0296E+00	escape			2.6391E+04
neutron collisions per source particle			8.8162E+01	capture			1.5566E+04
total neutron collisions			193955469				capture or escape 1.8987E+04
net multiplication			1.0135E+00	0.0001			any termination 1.3721E+04

computer time so far in this run 31.64 minutes

computer time in mcrun 31.58 minutes

source particles per minute 1.0135E+05 .
 random numbers generated 3763447120
 most random numbers used was 70974 in history 1053554
 range of sampled source weights = 8.0283E-01 to 1.1128E+00

problem	keff	standard deviation	99% confidence
first half	0.99764	0.00087	0.99530 to 0.99998
second half	1.00112	0.00076	0.99909 to 1.00315
final result	0.99951	0.00060	0.99791 to 1.00110

1plot of the estimated col/abs/track-length keff one standard deviation interval by active cycle number (| = final keff = 1.00446)

dump no. 4 on file runtpg nps = 3200386 coll = 193955469 ctm =
 31.58 nrn = 3763447120

run terminated when 160 kcode cycles were done.

computer time = 31.64 minutes

mcnp4c version 2.6.0 Wed Apr 09 08:00:00 MST 2008

10/06/15

11:00:32 probid = 10/06/15 10:28:33

2. Hasil Input dan Output Variasi Konsentrasi Larutan Uranium Sulfat

a) Hasil Input Konsentrasi larutan uranium sulfat 215 g/L

Reaktor AHR konsentrasi 215 U g/l

C Cell Cards

```
1 1 -1.238078435 4 -1 -5      imp:n=1 $Uranyl Sulfat
2 2 -7.92 (-6 1 -2 4):(-4 7 -2) imp:n=1 $Bejana reaktor
3 3 -1.85 (-6 2 -3 7):(-7 -3 8) imp:n=1 $ReflektorBerylium
4 0 (5 -1 -6):(6:3:-8)      imp:n=0 $void
```

C Surfaces cards

```
1 cz 28 $silinder dengan pusat di z=0
2 cz 31 $silinder luar bejana
3 cz 51 $silinder luar reflektor
4 pz 0 $plat pada z=0
5 pz 21 $batas atas larutan
6 pz 122$plat pada z=122
7 pz -3 $plat bawah bejana
8 pz -33$plat bawah reflektor
c data card
```

kcode 20000 1.0 50 160 \$kalkulasi keff

ksrc 4 2 8 5 3 10 3 0 6 -11 0 9 14 4 0 -12 8 0 10 5 0 13 0 0 -8 12 0 8 4 0
\$koordinat sumber

m1 92235.66c 0.000108793896784 92238.66c 0.000436471676118
8016.66c 0.0332531170881 16032 0.000545265573008
1001.66c 0.0599630473001

mt1 lwtr

m2 26000.42c 5.81E-2 \$Fe
24000.42c 1.74E-2 \$Cr
28000.42c 8.51E-3 \$Ni
25055.60c 1.52E-3 \$Mn

m3 4009.60c 1.0 \$Be

Untuk variasi konsentrasi 200 g/L, 220 g/L, 250 g/L, 260 g/L, 270 g/L, 280 g/L, 290 g/L, 300 g/L, 350 g/L, dan 475 g/L, mengganti inputan pada material 1 (m1) dengan melihat tabel pada hasil perhitungan di lampiran 3

b) Hasil output Hasil Input Konsentrasi larutan uranium sulfat 215 g/L

```

1mcnpx version 2.6.0 ld=Wed Apr 09 08:00:00 MST 2008          10/06/15
10:28:33
*****
***** probid = 10/06/15 10:28:33 i=205~1.TXT
*****
***** MCNPX *****
***** *****

1- Reaktor AHR konsentrasi 215 g U/L
2- C Cell Cards
3- 1 1 -1.238078435 4 -1 -5      imp:n=1 $Uranyl Sulfat
4- 2 2 -7.92 (-6 1 -2 4):(-4 7 -2) imp:n=1 $Bejana reaktor
5- 3 3 -1.85 (-6 2 -3 7):(-7 -3 8) imp:n=1 $Reflektor Berylium
6- 4 0 (5 -1 -6):(6:3:-8)      imp:n=0 $void
7- C Surfaces cards
8- 1 cz 28 $silinder dengan pusat di z=0
9- 2 cz 31 $silinder luar bejana
10- 3 cz 61 $silinder luar reflektor
11- 4 pz 0 $plat pada z=0
12- 5 pz 20.5 $batas atas larutan
13- 6 pz 122$plat pada z=122
14- 7 pz -3 $plat bawah bejana
15- 8 pz -33$plat bawah reflektor
16- c data card
17- kcode 20000 1.0 50 160 $kalkulasi keff
18- ksrc 4 2 8 5 3 10 3 0 6 -11 0 9 14 4 0 -12 8 0 10 5 0 13 0 0 -8 12 0 8 4 0
$koordinat sumber
19- m1 92235.66c 0.000108793896784 92238.66c 0.00043671676118
20- 8016.66c 0.0332531170881 16032 0.000545265573008
21- 1001.66c 0.0599630473001
22- mt1 lwtr

```

25- m2 26000.42c 5.81E-2 \$Fe
 26- 24000.42c 1.74E-2 \$Cr
 27- 28000.42c 8.51E-3 \$Ni
 28- 25055.60c 1.52E-3 \$Mn
 29- m3 4009.60c 1.0 \$Be
 atom gram neutron
 cell mat density density volume mass pieces Importance
 1 1 1s 9.40285E-02 1.23808E+00 5.04917E+04 6.25127E+04 1 1.0000E+00
 2 2 2 8.61994E-02 7.92000E+00 7.68968E+04 6.09022E+05 1 1.0000E+00
 3 3 3 1.23619E-01 1.85000E+00 1.43455E+06 2.65391E+06 1 1.0000E+00
 4 4 0 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0 0.0000E+00
 total 1.56193E+06 3.32544E+06
 particle cutoff maximum particle smallest table always use
 particle type energy energy maximum table below
 1 n neutron 0.0000E+00 1.0000E+37 2.0000E+01 1.5000E+02
 Reaktor AHR konsentrasi 215 g U/L probid =
 10/12/15 14:24:19
 neutron creation tracks weight energy neutron loss tracks weight
 (per source particle) (per source particle)
 source 219970 1.0000E+00 2.0220E+00 escape 480129 1.8744E-01
 nucl. interaction 9 4.0202E-06 1.5536E-05 energy cutoff 0 0. 0.
 particle decay 0 0. 0. time cutoff 0 0. 0.
 weight window 0 0. 0. weight window 0 0. 0.
 cell importance 0 0. 0. cell importance 0 0. 0.
 weight cutoff 0 4.4777E-02 1.1604E-07 weight cutoff 1752399 4.4774E-02
 energy importance 0 0. 0. energy importance 0 0. 0.
 dxtran 0 0. 0. dxtran 0 0. 0.
 forced collisions 0 0. 0. forced collisions 0 0. 0.
 exp. transform 0 0. 0. exp. transform 0 0. 0.
 upscattering 0 0 3.1180E-07 downscattering 0 0. 1.7894E+00
 photonuclear 0 0. 0. capture 0 4.1148E-01 4.0014E-02

(n,xn)	65501	2.6629E-02	2.4455E-02	loss to (n,xn)	32750	1.3314E-02	
prompt fission	0	0	0	loss to fission	0	4.1006E-01	5.4007E-03
delayed fission		0	0.	nucl. interaction	2	8.5689E-07	1.8635E-05
				particle decay		0	0.
tabular boundary	0	0.	0.	tabular boundary	0	0.	0.
tabular sampling		0	0.		0.		
total	2265286	1.0714E+00	2.0456E+00	total	2265286	1.0714E+00	
number of neutrons banked			47244	average time of (shakes)			
neutron tracks per source particle			1.0297E+00	escape	2.6427E+04		
neutron collisions per source particle		8.8162E+01		capture	1.5408E+04		
total neutron collisions		196410740		capture or escape	1.8832E+04		
net multiplication		1.0133E+00	0.0001	any termination	1.3698E+04		

computer time so far in this run 32.87 minutes

computer time in mcrun 32.81 minutes

source particles per minute 9.7553E+04.

random numbers generated 3790389779

most random numbers used was 70974 in history 1053554

range of sampled source weights = 8.1291E-01 to 1.1151E+00

problem	keff	standard deviation	99% confidence
first half	0.99764	0.00087	0.99530 to 0.99998
second half	1.00112	0.00076	0.99909 to 1.00315
final result	0.99951	0.00060	0.99791 to 1.00110

1plot of the estimated col/abs/track-length keff one standard deviation interval by active cycle number (|= final keff = 0.99951)

dump no. 4 on file runtpg nps = 3200386 coll = 193955469 ctm = 31.58 nrn = 3763447120

run terminated when 160 kcode cycles were done.

computer time = 32.87 minutes

mcnpix version 2.6.0 Wed Apr 09 08:00:00 MST 2008 10/12/15
14:24:20 probid = 10/12/15 13:51:05

LAMPIRAN 3**(PERHITUNGAN)****1. Konsentrasi 200 gram U/L**

$$wf_{U-235} = 0.1975$$

$$wf_{U-238} = 0.8025$$

$$A_{U-235} = 235.04 \text{ g/mol}$$

$$A_{U-238} = 238.05 \text{ g/mol}$$

$$\bar{A}_U = \left[\frac{0.1975}{235.04} + \frac{0.8025}{238.05} \right]^{-1} = 237.4494309 \text{ g/mol}$$

Konsentrasi bahan bakar adalah 200 gram U/L atau 0.2 gram U/cc, $\bar{A}_U = 237.4494309 \text{ g/mol}$

$$N_U = \frac{0.2 \times 6.02 \times 10^{23}}{237.4494309} = 5.0722 \times 10^{20} \text{ atom/cc}$$

$$1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2, \text{ kemudian } = 5.0722 \times 10^{20} \text{ atom/cc} = 5.0722 \times 10^{-4} \text{ atom/barn.cm}$$

Larutan uranil sulfat dengan pengayaan U-235 sebesar 19.75 wt.%

$$wf_{U-235} = 0.1975$$

$$wf_{U-238} = 0.8025$$

$$A_{U-235} = 235.04 \text{ g/mol}$$

$$A_{U-238} = 238.05 \text{ g/mol}$$

$$\bar{A}_U = 237.4494309 \text{ g/mol}$$

$$af_{235} = 0.1975 \times \frac{237.4494309}{235.04} = 0.1995$$

$$af_{238} = 0.1975 \times \frac{237.4494309}{238.05} = 0.8005$$

Perhitungan densitas atom dari U-235 dan U-238 :

$$N_{U235} = 0.1995 \times 5.0722 \times 10^{-4} = 1.01203624915 \times 10^{-4}$$

$$N_{U238} = 0.8005 \times 5.0722 \times 10^{-4} = 4.06020163831 \times 10^{-4}$$

Dalam uranil sulfat (UO_2SO_4) terdiri dari 1 atom U, 6 atom O dan 1 atom S maka:

$$N_U = N_U \times 1 = 5.0722 \times 10^{-4} \text{ atom/barn.cm}$$

$$N_O = N_U \times 6 = 5.0722 \times 10^{-4} \times 6 = 3.0433 \times 10^{-3} \text{ atom/barn.cm}$$

$$N_S = N_U \times 1 = 5.0722 \times 10^{-4} \text{ atom/barn.cm}$$

Konsentrasi larutan bahan bakar 200 gram U/L, $\bar{A}_U = 237.4494309$ g/mol.

$$\text{Konsentrasi Uranium} = \frac{200 \text{ gram U/L}}{237.4494309 \text{ g/mol}} = 0.842284605 \text{ mol/L}$$

Dalam uranil sulfat (UO_2SO_4) terdiri dari 1 atom U, yang mana

Konsentrasi UO_2SO_4 = konsentrasi U= 0.842284605 mol/L

$\bar{A}_U = 237.4494309$ g/mol; $A_{\text{Oksigen}} = 15.99$ gram/mol; $A_{\text{Sulfur}} = 32.07$ gram/mol

maka:

$$\text{Berat atom } \text{UO}_2\text{SO}_4 = \bar{A}_U + (6 \times A_O) + A_S$$

$$= 237.4494309 + (6 \times 15.99) + 32.0$$

$$= 365.4594309 \text{ gram/mol}$$

$$\begin{aligned} \text{Konsentrasi UO}_2\text{SO}_4 &= 0.842284605 \text{ g/L} \times 365.4594309 \text{ gram/mol} \\ &= 307.8208522 \text{ gram/L} \end{aligned}$$

Densitas dari $\text{UO}_2\text{SO}_4 = 3.28 \text{ gram/cc}$:

$$\begin{aligned} \text{Konsentrasi UO}_2\text{SO}_4 &= \frac{307.8208522 \text{ gram/L}}{3.28 \text{ gram/cc}} \\ &= 93.8478208 \text{ cc Uranil Sulfat/L bahan bakar} \end{aligned}$$

Larutan

$$= 0.0938478208 \text{ cc Uranil Sulfat/L bahan bakar}$$

Larutan bahan bakar dari Uranil Sulfat (UO_2SO_4) dan air (H_2O),

Konsentrasi air dalam 1 L larutan bahan bakar = 1 – konsentrasi UO_2SO_4 dalam 1 L larutan bahan bakar

$$\begin{aligned} &= 1 - 0.0938478208 \\ &= 0.9061521792 \text{ L air/L larutan bahan bakar} \end{aligned}$$

Densitas $\text{H}_2\text{O} = 997.047 \text{ gram/L larutan bahan bakar}$

$$\begin{aligned} \text{Konsentrasi H}_2\text{O} &= 0.9061521792 \times 997.047 = 903.4763118 \text{ gram/L} \\ &= 0.9034763118 \text{ gram/cc} \end{aligned}$$

$A_{\text{Hidrogen}} = 1.008 \text{ gram/mol}$, $A_{\text{Oksigen}} = 15.999 \text{ gram/mol}$

$$N_{\text{H}_2\text{O}} = \frac{903.4763118 \times 6.022 \times 10^{23}}{15.999 + (2 \times 1.008)} = 3.0216230 \times 10^{22} \text{ atom/cc}$$

$$= 3.0216230 \times 10^{-2} \text{ atom/cc}$$

$$N_O = N_{H_2O} = 3.0216230 \times 10^{-2} \text{ atom/barn.cm}$$

Dalam H₂O terdapat 1 atom H dan 1 atom dan 2 atom O

$$N_H = 2 \times N_{H_2O} = 2 \times 3.0216230 \times 10^{-2} = 6.0432 \times 10^{-2} \text{ atom/barn.cm}$$

Total N_O = N_O dalam UO₂SO₄ + N_O dalam H₂O

$$= 3.0433 \times 10^{-3} \text{ atom/barn.cm} + 3.0216230 \times 10^{-2} \text{ atom/barn.cm}$$

$$= 3.0216230 \times 10^{-2} \text{ atom/barn.cm}$$

Konsentrasi UO₂SO₄ = 93.8478208 gram/L

Konsentrasi H₂O = 903.4763118 gram/L

Densitas larutan bahan bakar = konsentrasi UO₂SO₄ + Konsentrasi H₂O

$$= 93.8478208 \text{ gram/L} + 903.4763118 \text{ gram/L}$$

$$= 1211.297164 \text{ g/L}$$

$$= 1.211297164 \text{ g/cc}$$

a) Densitas atom dalam bahan bakar

Isotop	atom/barn cm
U-235	1.01203624915E-04
U-238	4.06020163831E-04
O-16	3.32595725995E-02
S-32	5.07223788844E-04
H-1	6.04324597328E-02

2. Konsentrasi 215 gram U/L

$$wf_{U-235} = 0.1975$$

$$wf_{U-238} = 0.8025$$

$$A_{U-235} = 235.04 \text{ g/mol}$$

$$A_{U-238} = 238.05 \text{ g/mol}$$

$$\bar{A}_U = \left[\frac{0.1975}{235.04} + \frac{0.8025}{238.05} \right]^{-1} = 237.4494309 \text{ g/mol}$$

Konsentrasi bahan bakar adalah 215 gram U/L atau 0.215 gram U/cc, $\bar{A}_U = 237.4494309 \text{ g/mol}$

$$N_U = \frac{0.215 \times 6.02 \times 10^{23}}{237.4494309} = 5.4527 \times 10^{20} \text{ atom/cc}$$

$$1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2 \text{ kemudian} = 5.4527 \times 10^{20} \text{ atom/cc} = 5.4527 \times 10^{-4} \text{ atom/barn.cm}$$

Larutan uranil sulfat dengan pengayaan U-235 sebesar 19.75 wt.%

$$wf_{U-235} = 0.1975$$

$$wf_{U-238} = 0.8025$$

$$A_{U-235} = 235.04 \text{ g/mol}$$

$$A_{U-238} = 238.05 \text{ g/mol}$$

$$\bar{A}_U = 237.4494309 \text{ g/mol}$$

$$af_{235} = 0.1975 \times \frac{237.4494309}{235.04} = 0.1995$$

$$af_{238} = 0.1975 \times \frac{237.4494309}{238.05} = 0.8005$$

Perhitungan densitas atom dari U-235 dan U-238 :

$$N_{U235} = 0.1995 \times 5.4527 \times 10^{-4} = 1.08793896784 \times 10^{-4}$$

$$N_{U238} = 0.8005 \times 5.4527 \times 10^{-4} = 4.36471676118 \times 10^{-4}$$

Dalam uranil sulfat (UO_2SO_4) terdiri dari 1 atom U, 6 atom O dan 1 atom S maka:

$$N_U = N_U \times 1 = 5.4527 \times 10^{-4} \text{ atom/barn.cm}$$

$$N_O = N_U \times 6 = 5.4527 \times 10^{-4} \times 6 = 3.2716 \times 10^{-3} \text{ atom/barn.cm}$$

$$N_S = N_U \times 1 = 5.4527 \times 10^{-4} \text{ atom/barn.cm}$$

Konsentrasi larutan bahan bakar 215 gram U/L, $\bar{A}_U = 237.4494309$ g/mol.

$$\text{Konsentrasi Uranium} = \frac{215 \text{ gram U/L}}{237.4494309 \text{ g/mol}} = 0.90545595 \text{ mol/L}$$

Dalam uranil sulfat (UO_2SO_4) terdiri dari 1 atom U, yang mana

Konsentrasi UO_2SO_4 = konsentrasi U= 0.90545595 mol/L

$\bar{A}_U = 237.4494309$ g/mol; $A_{\text{Oksigen}} = 15.99$ gram/mol; $A_{\text{Sulfur}} = 32.07$ gram/mol

maka:

$$\text{Berat atom } \text{UO}_2\text{SO}_4 = \bar{A}_U + (6 \times A_O) + A_S$$

$$= 237.4494309 + (6 \times 15.99) + 32.0$$

$$= 365.4594309 \text{ gram/mol}$$

$$\begin{aligned} \text{Konsentrasi UO}_2\text{SO}_4 &= 0.90545595 \text{ g/L} \times 365.4594309 \text{ gram/mol} \\ &= 330.9074161 \text{ gram/L} \end{aligned}$$

Densitas dari $\text{UO}_2\text{SO}_4 = 3.28 \text{ gram/cc}$:

$$\begin{aligned} \text{Konsentrasi UO}_2\text{SO}_4 &= \frac{330.9074161 \text{ gram/L}}{3.28 \text{ gram/cc}} \\ &= 100.8864074 \text{ cc Uranil Sulfat/L bahan bakar} \end{aligned}$$

Larutan

$$= 0.1008864074 \text{ cc Uranil Sulfat/L bahan bakar}$$

Larutan bahan bakar dari Uranil Sulfat (UO_2SO_4) dan air (H_2O),

Konsentrasi air dalam 1 L larutan bahan bakar = 1 – konsentrasi UO_2SO_4 dalam 1 L larutan bahan bakar

$$\begin{aligned} &= 1 - 0.1008864074 \\ &= 0.8991135926 \text{ L air/L larutan bahan bakar} \end{aligned}$$

Densitas $\text{H}_2\text{O} = 997.047 \text{ gram/L larutan bahan bakar}$

$$\begin{aligned} \text{Konsentrasi H}_2\text{O} &= 0.8991135926 \times 997.047 = 896.4585102 \text{ gram/L} \\ &= 0.8964585102 \text{ gram/cc} \end{aligned}$$

$A_{\text{Hidrogen}} = 1.008 \text{ gram/mol}$, $A_{\text{Oksigen}} = 15.999 \text{ gram/mol}$

$$N_{\text{H}_2\text{O}} = \frac{896.4585102 \times 6.022 \times 10^{23}}{15.999 + (2 \times 1.008)} = 2.9981524 \times 10^{22} \text{ atom/cc}$$

$$= 2.9981524 \times 10^{-2} \text{ atom/cc}$$

$$N_O = N_{H_2O} = 2.9981524 \times 10^{-2} \text{ atom/barn.cm}$$

Dalam H_2O terdapat 1 atom H dan 1 atom dan 2 atom O

$$N_H = 2 \times N_{H_2O} = 2 \times 2.9981524 \times 10^{-2} = 5.9963 \times 10^{-2} \text{ atom/barn.cm}$$

Total $N_O = N_O$ dalam UO_2SO_4 + N_O dalam H_2O

$$= 3.2716 \times 10^{-3} \text{ atom/barn.cm} + 2.9981524 \times 10^{-2} \text{ atom/barn.cm}$$

$$= 3.3253117 \times 10^{-2} \text{ atom/barn.cm}$$

Konsentrasi $UO_2SO_4 = 330.9074161 \text{ gram/L}$

Konsentrasi $H_2O = 896.4585102 \text{ gram/L}$

Densitas larutan bahan bakar = konsentrasi UO_2SO_4 + Konsentrasi H_2O

$$= 330.9074161 \text{ gram/L} + 896.4585102 \text{ gram/L}$$

$$= 1227.365926 \text{ g/L}$$

$$= 1.227365926 \text{ g/cc}$$

b) Densitas atom dalam bahan bakar

Isotop	atom/barn cm
U-235	1.08793896784E-04
U-238	4.36471676118E-04
O-16	3.32531170881E-02
S-32	5.45265573008E-04
H-1	5.99630473001E-02

3. Konsentrasi 225 gram U/L

$$wf_{U-235} = 0.1975$$

$$wf_{U-238} = 0.8025$$

$$A_{U-235} = 235.04 \text{ g/mol}$$

$$A_{U-238} = 238.05 \text{ g/mol}$$

$$\bar{A}_U = \left[\frac{0.1975}{235.04} + \frac{0.8025}{238.05} \right]^{-1} = 237.4494309 \text{ g/mol}$$

Konsentrasi bahan bakar adalah 225 gram U/L atau 0.225 gram U/cc, $\bar{A}_U = 237.4494309 \text{ g/mol}$

$$N_U = \frac{0.25 \times 6.02 \times 10^{23}}{237.4494309} = 5.7063 \times 10^{20} \text{ atom/cc}$$

$$1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2 \text{ kemudian} = 5.7063 \times 10^{20} \text{ atom/cc} = 5.7063 \times 10^{-4}$$

atom/barn.cm

Larutan uranil sulfat dengan pengayaan U-235 sebesar 19.75 wt.%

$$wf_{U-235} = 0.1975$$

$$wf_{U-238} = 0.8025$$

$$A_{U-235} = 235.04 \text{ g/mol}$$

$$A_{U-238} = 238.05 \text{ g/mol}$$

$$\bar{A}_U = 237.4494309 \text{ g/mol}$$

$$af_{235} = 0.1975 \times \frac{237.4494309}{235.04} = 0.1995$$

$$af_{238} = 0.1975 \times \frac{237.4494309}{238.05} = 0.8005$$

Perhitungan densitas atom dari U-235 dan U-238 :

$$N_{U235} = 0.1995 \times 5.7063 \times 10^{-4} = 1.13854078029 \times 10^{-4}$$

$$N_{U238} = 0.8005 \times 5.7063 \times 10^{-4} = 4.56772684310 \times 10^{-4}$$

Dalam uranil sulfat (UO_2SO_4) terdiri dari 1 atom U, 6 atom O dan 1 atom S maka:

$$N_U = N_U \times 1 = 5.7063 \times 10^{-4} \text{ atom/barn.cm}$$

$$N_O = N_U \times 6 = 5.7063 \times 10^{-4} \times 6 = 3.4237 \times 10^{-3} \text{ atom/barn.cm}$$

$$N_S = N_U \times 1 = 5.7063 \times 10^{-4} \text{ atom/barn.cm}$$

Konsentrasi larutan bahan bakar 225 gram U/L, $\bar{A}_U = 237.4494309$ g/mol.

$$\text{Konsentrasi Uranium} = \frac{225 \text{ gram U/L}}{237.4494309 \text{ g/mol}} = 0.94757018 \text{ mol/L}$$

Dalam uranil sulfat (UO_2SO_4) terdiri dari 1 atom U, yang mana

Konsentrasi UO_2SO_4 = konsentrasi U = 0.94757018 mol/L

$\bar{A}_U = 237.4494309$ g/mol; $A_{\text{Oksigen}} = 15.99$ gram/mol; $A_{\text{Sulfur}} = 32.07$ gram/mol

maka:

$$\text{Berat atom } \text{UO}_2\text{SO}_4 = \bar{A}_U + (6 \times A_O) + A_S$$

$$= 237.4494309 + (6 \times 15.99) + 32.0$$

$$= 365.4594309 \text{ gram/mol}$$

$$\begin{aligned} \text{Konsentrasi UO}_2\text{SO}_4 &= 0.94757018 \text{ g/L} \times 365.4594309 \text{ gram/mol} \\ &= 364.2984588 \text{ gram/L} \end{aligned}$$

Densitas dari $\text{UO}_2\text{SO}_4 = 3.28 \text{ gram/cc}$:

$$\begin{aligned} \text{Konsentrasi UO}_2\text{SO}_4 &= \frac{364.2984588 \text{ gram/L}}{3.28 \text{ gram/cc}} \\ &= 105.5787984 \text{ cc Uranil Sulfat/L bahan bakar} \end{aligned}$$

Larutan

$$= 1.055787984 \text{ cc Uranil Sulfat/L bahan bakar}$$

Larutan bahan bakar dari Uranil Sulfat (UO_2SO_4) dan air (H_2O),

Konsentrasi air dalam 1 L larutan bahan bakar = 1 – konsentrasi UO_2SO_4 dalam 1 L larutan bahan bakar

$$\begin{aligned} &= 1 - 1.055787984 \\ &= 0.8944212016 \text{ L air / L larutan bahan bakar} \end{aligned}$$

Densitas $\text{H}_2\text{O} = 997.047 \text{ gram/L larutan bahan bakar}$

$$\begin{aligned} \text{Konsentrasi H}_2\text{O} &= 0.8944212016 \times 997.047 = 891.7799758 \text{ gram/L} \\ &= 0.8917799758 \text{ gram/cc} \end{aligned}$$

$A_{\text{Hidrogen}} = 1.008 \text{ gram/mol}$, $A_{\text{Oksigen}} = 15.999 \text{ gram/mol}$

$$N_{\text{H}_2\text{O}} = \frac{0.8917799758 \times 6.022 \times 10^{23}}{15.999 + (2 \times 1.008)} = 2.9825053 \times 10^{22} \text{ atom/cc}$$

$$= 2.9825053 \times 10^{-2} \text{ atom/cc}$$

$$N_O = N_{H_2O} = 2.9825053 \times 10^{-2} \text{ atom/barn.cm}$$

Dalam H₂O terdapat 1 atom H dan 1 atom dan 2 atom O

$$N_H = 2 \times N_{H_2O} = 2 \times 2.9825053 \times 10^{-2} = 5.96501056783^{-2} \text{ atom/barn.cm}$$

Total N_O = N_O dalam UO₂SO₄ + N_O dalam H₂O

$$= 3.4237 \times 10^{-3} \text{ atom/barn.cm} + 2.9825053 \times 10^{-2} \text{ atom/barn.cm}$$

$$= 3.3248813 \times 10^{-2} \text{ atom/barn.cm}$$

Konsentrasi UO₂SO₄ = 364.2984588 gram/L

Konsentrasi H₂O = 891.7799758 gram/L

Densitas larutan bahan bakar = konsentrasi UO₂SO₄ + Konsentrasi H₂O

$$= 364.2984588 \text{ gram/L} + 891.7799758 \text{ gram/L}$$

$$= 1238.078435 \text{ g/L}$$

$$= 1.238078435 \text{ g/cc}$$

c) Densitas atom dalam bahan bakar

Isotop	atom/barn cm
U-235	1.13854078029E-04
U-238	4.56772684310E-04
O-16	3.32488134138E-02
S-32	5.70626762450E-04
H-1	5.96501056783E-02

4. Konsentrasi 250 gram U/L

$$wf_{U-235} = 0.1975$$

$$wf_{U-238} = 0.8025$$

$$A_{U-235} = 235.04 \text{ g/mol}$$

$$A_{U-238} = 238.05 \text{ g/mol}$$

$$\bar{A}_U = \left[\frac{0.1975}{235.04} + \frac{0.8025}{238.05} \right]^{-1} = 237.4494309 \text{ g/mol}$$

Konsentrasi bahan bakar adalah 250 gram U/L atau 0.25 gram U/cc, $\bar{A}_U = 237.4494309 \text{ g/mol}$

$$N_U = \frac{0.25 \times 6.02 \times 10^{23}}{237.4494309} = 6.3403 \times 10^{20} \text{ atom/cc}$$

$$1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2, \text{ kemudian} = 6.3403 \times 10^{20} \text{ atom/cc}$$

$$= 6.3403 \times 10^{-4} \text{ atom/barn.cm}$$

Larutan uranil sulfat dengan pengayaan U-235 sebesar 19.75 wt.%

$$wf_{U-235} = 0.1975$$

$$wf_{U-238} = 0.8025$$

$$A_{U-235} = 235.04 \text{ g/mol}$$

$$A_{U-238} = 238.05 \text{ g/mol}$$

$$\bar{A}_U = 237.4494309 \text{ g/mol}$$

$$af_{235} = 0.1975 \times \frac{237.4494309}{235.04} = 0.1995$$

$$af_{238} = 0.1975 \times \frac{237.4494309}{238.05} = 0.8005$$

Perhitungan densitas atom dari U-235 dan U-238 :

$$N_{U235} = 0.1995 \times 6.3403 \times 10^{-4} = 1.26504531144 \times 10^{-4}$$

$$N_{U238} = 0.8005 \times 6.3403 \times 10^{-4} = 5.07525204789 \times 10^{-4}$$

Dalam uranil sulfat (UO_2SO_4) terdiri dari 1 atom U, 6 atom O dan 1 atom S maka:

$$N_U = N_U \times 1 = 6.3403 \times 10^{-4} \text{ atom/barn.cm}$$

$$N_O = N_U \times 6 = 6.3403 \times 10^{-4} \times 6 = 3.80417841633 \times 10^{-3} \text{ atom/barn.cm}$$

$$N_S = N_U \times 1 = 6.34029736055 \times 10^{-4} \text{ atom/barn.cm}$$

Konsentrasi larutan bahan bakar 225 gram U/L, $\bar{A}_U = 237.4494309$ g/mol.

$$\text{Konsentrasi Uranium} = \frac{250 \text{ gram U/L}}{237.4494309 \text{ g/mol}} = 1.052855756 \text{ mol/L}$$

Dalam uranil sulfat (UO_2SO_4) terdiridari 1 atom U, yang mana

$$\text{Konsentrasi } \text{UO}_2\text{SO}_4 = \text{konsentrasi U} = 1.052855756 \text{ mol/L}$$

$$\bar{A}_U = 237.4494309 \text{ g/mol}; A_{\text{Oksigen}} = 15.99 \text{ gram/mol}; A_{\text{Sulfur}} = 32.07 \text{ gram/mol}$$

maka:

$$\text{Berat atom } \text{UO}_2\text{SO}_4 = \bar{A}_U + (6 \times A_O) + A_S$$

$$= 237.4494309 + (6 \times 15.99) + 32.0$$

$$= 365.4594309 \text{ gram/mol}$$

$$\text{Konsentrasi } \text{UO}_2\text{SO}_4 = 1.052855756 \text{ g/L} \times 365.4594309 \text{ gram/mol}$$

$$= 384.7760653 \text{ gram/L}$$

Densitas dari UO_2SO_4 = 3.28 gram/cc:

$$\text{Konsentrasi } \text{UO}_2\text{SO}_4 = \frac{384.7760653 \text{ gram/L}}{3.28 \text{ gram/cc}}$$

$$= 117.309776 \text{ cc Uranil Sulfat/L bahan bakar}$$

Larutan

$$= 1.17309776 \text{ cc Uranil Sulfat/L bahan bakar}$$

Larutan bahan bakar dari Uranil Sulfat (UO_2SO_4) dan air (H_2O),

Konsentrasi air dalam 1 L larutan bahan bakar = 1 – konsentrasi UO_2SO_4 dalam 1 L larutan bahan bakar

$$= 1 - 117.309776$$

$$= 0.8826902240 \text{ L air/L larutan bahan bakar}$$

Densitas H_2O = 997.047 gram/L larutan bahan bakar

Konsentrasi H_2O = $0.8826902240 \times 997.047 = 880.0836398 \text{ gram/L}$

$$= 0.8800836398 \text{ gram/cc}$$

$A_{\text{Hidrogen}} = 1.008 \text{ gram/mol}$, $A_{\text{Oksigen}} = 15.999 \text{ gram/mol}$

$$N_{\text{H}_2\text{O}} = \frac{0.8800836398 \times 6.022 \times 10^{23}}{15.999 + (2 \times 1.008)} = 2.9433876 \times 10^{22} \text{ atom/cc}$$

$$= 2.9433876 \times 10^{-2} \text{ atom/cc}$$

$$N_O = N_{H_2O} = 2.9433876 \times 10^{-2} \text{ atom/barn.cm}$$

Dalam H_2O terdapat 1 atom H dan 1 atom dan 2 atom O

$$N_H = 2 \times N_{H_2O} = 2 \times 2.9433876 \times 10^{-2} = 5.88677516237^{-2} \text{ atom/barn.cm}$$

Total $N_O = N_O$ dalam UO_2SO_4 + N_O dalam H_2O

$$= 3.8042^{-3} \text{ atom/barn.cm} + 2.9433876 \times 10^{-2} \text{ atom/barn.cm}$$

$$= 2.9433876 \times 10^{-2} \text{ atom/barn.cm}$$

Konsentrasi $UO_2SO_4 = 384.7760653 \text{ gram/L}$

Konsentrasi $H_2O = 880.0836398 \text{ gram/L}$

Densitas larutan bahan bakar = konsentasi UO_2SO_4 + Konsentrasi H_2O

$$= 364.2984588 \text{ gram/L} + 880.0836398 \text{ gram/L}$$

$$= 1264.859705 \text{ g/L}$$

$$= 1264.859705 \text{ g/cc}$$

d) Densitas atom dalam bahan bakar

Isotop	atom/barn cm
U-235	1.26504531144E-04
U-238	5.07525204789E-04
O-16	3.32380542282E-02
S-32	6.34029736055E-04
H-1	5.88677516237E-02

5. Konsentrasi 300 gram U/L

$$wf_{U-235} = 0.1975$$

$$wf_{U-238} = 0.8025$$

$$A_{U-235} = 235.04 \text{ g/mol}$$

$$A_{U-238} = 238.05 \text{ g/mol}$$

$$\bar{A}_U = \left[\frac{0.1975}{235.04} + \frac{0.8025}{238.05} \right]^{-1} = 237.4494309 \text{ g/mol}$$

Konsentrasi bahan bakar adalah 300 gram U/L atau 0.3 gram U/cc, $\bar{A}_U = 237.4494309 \text{ g/mol}$

$$N_U = \frac{0.3 \times 6.02 \times 10^{23}}{237.4494309} = 7.6084 \times 10^{20} \text{ atom/cc}$$

$$1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2, \text{ kemudian} = 7.6084 \times 10^{20} \text{ atom/cc}$$

$$= 7.6084 \times 10^{-4} \text{ atom/barn.cm}$$

Larutan uranil sulfat dengan pengayaan U-235 sebesar 19.75 wt.%

$$wf_{U-235} = 0.1975$$

$$wf_{U-238} = 0.8025$$

$$A_{U-235} = 235.04 \text{ g/mol}$$

$$A_{U-238} = 238.05 \text{ g/mol}$$

$$\bar{A}_U = 237.4494309 \text{ g/mol}$$

$$af_{235} = 0.1975 \times \frac{237.4494309}{235.04} = 0.1995$$

$$af_{238} = 0.1975 \times \frac{237.4494309}{238.05} = 0.8005$$

Perhitungan densitas atom dari U-235 dan U-238 :

$$N_{U235} = 0.1995 \times 7.6084 \times 10^{-4} = 1.51805437372 \times 10^{-4}$$

$$N_{U238} = 0.8005 \times 7.6084 \times 10^{-4} = 6.09030245747 \times 10^{-4}$$

Dalam uranil sulfat (UO_2SO_4) terdiri dari 1 atom U, 6 atom O dan 1 atom S maka:

$$N_U = N_U \times 1 = 7.6084 \times 10^{-4} \text{ atom/barn.cm}$$

$$N_O = N_U \times 6 = 7.6084 \times 10^{-4} \times 6 = 4.56501409960 \times 10^{-3} \text{ atom/barn.cm}$$

$$N_S = N_U \times 1 = 7.60835683266 \times 10^{-4} \text{ atom/barn.cm}$$

Konsentrasi larutan bahan bakar 300 gram U/L, $\bar{A}_U = 237.4494309$ g/mol.

$$\text{Konsentrasi Uranium} = \frac{300 \text{ gram U/L}}{237.4494309 \text{ g/mol}} = 1.263426907 \text{ mol/L}$$

Dalam uranil sulfat (UO_2SO_4) terdiri dari 1 atom U, yang mana

Konsentrasi UO_2SO_4 = konsentrasi U= 1.263426907mol/L

$\bar{A}_U = 237.4494309$ g/mol; $A_{\text{Oksigen}} = 15.99$ gram/mol; $A_{\text{Sulfur}} = 32.07$ gram/mol

maka:

$$\text{Berat atom } \text{UO}_2\text{SO}_4 = \bar{A}_U + (6 \times A_O) + A_S$$

$$= 237.4494309 + (6 \times 15.99) + 32.0$$

$$= 365.4594309 \text{ gram/mol}$$

Konsentrasi $\text{UO}_2\text{SO}_4 = 1.263426907 \text{ g/L} \times 365.4594309 \text{ gram/mol}$

$$= 461.7312783 \text{ gram/L}$$

Densitas dari UO_2SO_4 = 3.28 gram/cc:

$$\text{Konsentrasi } \text{UO}_2\text{SO}_4 = \frac{461.7312783 \text{ gram/L}}{3.28 \text{ gram/cc}}$$

$$= 140.7717321 \text{ cc Uranil Sulfat/L bahan bakar}$$

Larutan

$$= 1.407717321 \text{ cc Uranil Sulfat/L bahan bakar}$$

Larutan bahan bakar dari Uranil Sulfat (UO_2SO_4) dan air (H_2O),

Konsentrasi air dalam 1 L larutan bahan bakar = 1 – konsentrasi UO_2SO_4 dalam 1 L larutan bahan bakar

$$= 1 - 1.407717321$$

$$= 0.8592282688 \text{ L air/L larutan bahan bakar}$$

Densitas H_2O = 997.047 gram/L larutan bahan bakar

Konsentrasi H_2O = $0.8592282688 \times 997.047 = 856.6909677 \text{ gram/L}$

$$= 0.8566909677 \text{ gram/cc}$$

$A_{\text{Hidrogen}} = 1.008 \text{ gram/mol}$, $A_{\text{Oksigen}} = 15.999 \text{ gram/mol}$

$$N_{\text{H}_2\text{O}} = \frac{0.8566909677 \times 6.022 \times 10^{23}}{15.999 + (2 \times 1.008)} = 2.8651522 \times 10^{22} \text{ atom/cc}$$

$$= 2.8651522 \times 10^{-2} \text{ atom/cc}$$

$$N_O = N_{H_2O} = 2.8651522 \times 10^{-2} \text{ atom/barn.cm}$$

Dalam H_2O terdapat 1 atom H dan 1 atom dan 2 atom O

$$N_H = 2 \times N_{H_2O} = 2 \times 2.8651522 \times 10^{-2} = 5.73030435146^{-2} \text{ atom/barn.cm}$$

Total $N_O = N_O$ dalam UO_2SO_4 + N_O dalam H_2O

$$= 4.5650141 \times 10^{-3} \text{ atom/barn.cm} + 2.8651522 \times 10^{-2} \text{ atom/barn.cm}$$

$$= 3.3216536 \times 10^{-2} \text{ atom/barn.cm}$$

Konsentrasi $UO_2SO_4 = 461.7312783 \text{ gram/L}$

Konsentrasi $H_2O = 856.6909677 \text{ gram/L}$

Densitas larutan bahan bakar = konsentasi UO_2SO_4 + Konsentrasi H_2O

$$= 461.7312783 \text{ gram/L} + 856.6909677 \text{ gram/L}$$

$$= 1318.422246 \text{ g/L}$$

$$= 1.318422246 \text{ g/cc}$$

e) Densitas atom dalam bahan bakar

Isotop	atom/barn cm
U-235	1.51805437372E-04
U-238	6.09030245747E-04
O-16	3.32165358569E-02
S-32	6.60835683266E-04
H-1	5.73030435146E-02

6. Konsentrasi 475 gram U/L

$$wf_{U-235} = 0.1975$$

$$wf_{U-238} = 0.8025$$

$$A_{U-235} = 235.04 \text{ g/mol}$$

$$A_{U-238} = 238.05 \text{ g/mol}$$

$$\bar{A}_U = \left[\frac{0.1975}{235.04} + \frac{0.8025}{238.05} \right]^{-1} = 237.4494309 \text{ g/mol}$$

Konsentrasi bahan bakar adalah 475 gram U/L atau 0.475 gram U/cc, $\bar{A}_U = 237.4494309 \text{ g/mol}$

$$N_U = \frac{0.475 \times 6.02 \times 10^{23}}{237.4494309} = 1.2047 \times 10^{21} \text{ atom/cc}$$

$$1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2, \text{ kemudian} = 1.2047 \times 10^{21} \text{ atom/cc}$$

$$= 1.2047 \times 10^{-3} \text{ atom/barn.cm}$$

Larutan uranil sulfat dengan pengayaan U-235 sebesar 19.75 wt.%

$$wf_{U-235} = 0.1975$$

$$wf_{U-238} = 0.8025$$

$$A_{U-235} = 235.04 \text{ g/mol}$$

$$A_{U-238} = 238.05 \text{ g/mol}$$

$$\bar{A}_U = 237.4494309 \text{ g/mol}$$

$$af_{235} = 0.1975 \times \frac{237.4494309}{235.04} = 0.1995$$

$$af_{238} = 0.1975 \times \frac{237.4494309}{238.05} = 0.8005$$

Perhitungan densitas atom dari U-235 dan U-238 :

$$N_{U235} = 0.1995 \times 1.2047 \times 10^{-3} = 2.40358609173 \times 10^{-4}$$

$$N_{U238} = 0.8005 \times 1.2047 \times 10^{-3} = 9.64297889099 \times 10^{-4}$$

Dalam uranil sulfat (UO_2SO_4) terdiri dari 1 atom U, 6 atom O dan 1 atom S maka:

$$N_U = N_U \times 1 = 1.2047 \times 10^{-3} \text{ atom/barn.cm}$$

$$N_O = N_U \times 6 = 1.2047 \times 10^{-3} \times 6 = 7.22793899103 \times 10^{-3} \text{ atom/barn.cm}$$

$$N_S = N_U \times 1 = 1.20465649851 \times 10^{-3} \text{ atom/barn.cm}$$

Konsentrasi larutan bahan bakar 475 gram U/L, $\bar{A}_U = 237.4494309$ g/mol.

$$\text{Konsentrasi Uranium} = \frac{475 \text{ gram U/L}}{237.4494309 \text{ g/mol}} = 2.000425936 \text{ mol/L}$$

Dalam uranil sulfat (UO_2SO_4) terdiri dari 1 atom U, yang mana

Konsentrasi UO_2SO_4 = konsentrasi U= 2.000425936mol/L

$\bar{A}_U = 237.4494309$ g/mol; $A_{\text{Oksigen}} = 15.99$ gram/mol; $A_{\text{Sulfur}} = 32.07$ gram/mol

maka:

$$\text{Berat atom } \text{UO}_2\text{SO}_4 = \bar{A}_U + (6 \times A_O) + A_S$$

$$= 237.4494309 + (6 \times 15.99) + 32.0$$

$$= 365.4594309 \text{ gram/mol}$$

Konsentrasi $\text{UO}_2\text{SO}_4 = 2.000425936g/L \times 365.4594309 \text{ gram/mol}$

$$= 731.074524 \text{ gram/L}$$

Densitas dari UO_2SO_4 = 3.28 gram/cc:

$$\text{Konsentrasi } \text{UO}_2\text{SO}_4 = \frac{731.074524 \text{ gram/L}}{3.28 \text{ gram/cc}}$$

$$= 222.8885744 \text{ cc Uranil Sulfat/L bahan bakar}$$

Larutan

$$= 0.2228885744 \text{ cc Uranil Sulfat/L bahan bakar}$$

Larutan bahan bakar dari Uranil Sulfat (UO_2SO_4) dan air (H_2O),

Konsentrasi air dalam 1 L larutan bahan bakar = 1 – konsentrasi UO_2SO_4 dalam 1 L larutan bahan bakar

$$= 1 - 0.2228885744$$

$$= 0.7771114256 \text{ L air/L larutan bahan bakar}$$

Densitas H_2O = 997.047 gram/L larutan bahan bakar

Konsentrasi H_2O = $0.7771114256 \times 997.047 = 774.816616 \text{ gram/L}$

$$= 0.774816616 \text{ gram/cc}$$

$A_{\text{Hidrogen}} = 1.008 \text{ gram/mol}$, $A_{\text{Oksigen}} = 15.999 \text{ gram/mol}$

$$N_{\text{H}_2\text{O}} = \frac{0.774816616 \times 6.022 \times 10^{23}}{15.999 + (2 \times 1.008)} = 2.5913283 \times 10^{22} \text{ atom/cc}$$

$$= 2.5913283 \times 10^{-2} \text{ atom/cc}$$

$$N_O = N_{H_2O} = 2.5913283 \times 10^{-2} \text{ atom/barn.cm}$$

Dalam H_2O terdapat 1 atom H dan 1 atom dan 2 atom O

$$N_H = 2 \times N_{H_2O} = 2 \times 2.5913283 \times 10^{-2} = 5.1826565 \times 10^{-2} \text{ atom/barn.cm}$$

Total $N_O = N_O$ dalam UO_2SO_4 + N_O dalam H_2O

$$= 7.22793 \times 10^{-3} \text{ atom/barn.cm} + 2.5913283 \times 10^{-2} \text{ atom/barn.cm}$$

$$= 3.3141222 \times 10^{-2} \text{ atom/barn.cm}$$

Konsentrasi $UO_2SO_4 = 731.074524 \text{ gram/L}$

Konsentrasi $H_2O = 774.816616 \text{ gram/L}$

Densitas larutan bahan bakar = konsentasi UO_2SO_4 + Konsentrasi H_2O

$$= 731.074524 \text{ gram/L} + 774.816616 \text{ gram/L}$$

$$= 1505.89114 \text{ g/L}$$

$$= 1.50589114 \text{ g/cc}$$

f) Densitas atom dalam bahan bakar

Isotop	atom/barn cm
U-235	2.40358609173E-04
U-238	9.64297889099E-04
O-16	3.31412215574E-02
S-32	1.20545649851E-03
H-1	5.18265651327E-02