

Uji Kinerja Sistem Detektor Neutron Reaktor *Subcritical Assembly for Molybdenum-99 Production* (SAMOP) dan Pengukuran Fluks Neutron di Kolom Termal Reaktor Kartini

Oleh

Tita Cholifah Rahayu

14/367539/TK/42540

Diajukan kepada Departemen Teknik Nuklir dan Teknik Fisika Fakultas Teknik
Universitas Gadjah Mada pada tanggal 23 Oktober 2018
untuk memenuhi sebagian persyaratan untuk memperoleh derajat
Sarjana S-1 Program Studi Teknik Nuklir

INTISARI

Uji kinerja sistem detektor neutron penting dilakukan untuk mengetahui nilai fluks neutron dari reaktor *Subcritical Assembly for Molybdenum-99 Production* (SAMOP), di mana detektor neutron tersebut akan dipakai untuk pemantauan fluks neutron dalam reaktor SAMOP secara kontinu. Detektor neutron yang akan dipakai dalam pengukuran fluks neutron di Reaktor SAMOP adalah detektor *Fission Chamber* (FC) dan detektor *Compensated Ionization Chamber* (CIC). Pengukuran efisiensi dan sensitivitas detektor FC dilakukan dengan membandingkan laju cacah neutron dengan kuat sumber neutron dan fluks neutron di *bulk shielding* Reaktor Kartini. Nilai efisiensi dan sensitivitas detektor FC yang didapatkan adalah 0,11% dan $0,01 \text{ cps/n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$. Nilai tersebut menunjukkan bahwa kinerja detektor FC sudah cukup baik. Pengukuran efisiensi dan sensitivitas detektor CIC dilakukan dengan membandingkan arus keluaran detektor dengan arus keluaran Kanal Daya Linear (KDL) dan fluks neutron sekitar teras Reaktor Kartini. Nilai efisiensi dan sensitivitas detektor yang didapatkan adalah 7,63% dan $1,11 \times 10^{-14} \text{ A/n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, nilai tersebut menunjukkan bahwa kinerja detektor CIC sudah cukup baik. Detektor CIC yang telah diuji kinerjanya kemudian dipakai untuk mengukur fluks neutron di kolom termal Reaktor Kartini. Hasil fluks neutron yang terukur adalah $5,38 \times 10^6 \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$.

Kata kunci: sensitivitas, efisiensi, fluks neutron.

Pembimbing Utama : Prof. Ir. Syarip.

Pembimbing Pendamping : Dr. Ir. Agus Budhie Wijatna., M.Si.

Performance Test of Neutron Detector System of *Subcritical Assembly for Molybdenum-99 Production (SAMOP)* Reactor and Measurement of Neutron Flux in Kartini Thermal Column

by

Tita Cholifah Rahayu
14/367539/TK/42540

Submitted to the Departement of Nuclear Engineering and Engineering Physics
Faculty of Engineering Universitas Gadjah Mada on 23 October 2018
in partial fulfillment of the requirement for the Degree of
Bachelor of Engineering in Nuclear Engineering

ABSTRACT

Performance test of neutron detector is important to measure the neutron flux of a reactor. This neutron detector will be used to monitoring neutron flux of Subcritical Assembly for Molybdenum-99 Production (SAMOP) reactor continuously. The neutron detector that will be used to measure the neutron flux of SAMOP reactor is Fission Chamber (FC) detector and Compensated Ionization Chamber (CIC) detector. Efficiency and sensitivity measurements of the FC detector was done by comparing the count rate of neutron with neutron source and neutron flux in Kartini Reactor bulk shielding. The efficiency and sensitivity of FC obtained were 0.11% and $0.01 \text{ cps/n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ respectively, the result shows that the performance of FC was good enough. Efficiency and sensitivity measurement of the CIC detector were done by comparing the output current from electrometer with output current from the Power Linear Channel (PLC) and neutron flux around Kartini's Reactor core. The efficiency and sensitivity of CIC obtained were 7.63% and $1.11 \times 10^{-14} \text{ A/n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$. The result showed that performance of the CIC is good enough. Performance of the CIC detector was proven, then it used to measure the neutron flux in Kartini's Reactor thermal column, thermal neutron flux obtained were $5.38 \times 10^6 \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$.

Keywords: sensitivity, efficiency, neutron flux

Supervisor : Prof.Ir.Syarip.
Co-supevisor : Dr. Ir. Agus Budhie Wijatna., M.Si.

BAB I

PENDAHULUAN

I.1. Latar Belakang

Pusat Sains dan Teknologi Akselerator, BATAN Yogyakarta saat ini tengah mengembangkan konsep sistem reaktor *Subcritical Assembly for Molybdenum-99 Production (SAMOP)*. Reaktor SAMOP merupakan suatu sistem subkritis yang memanfaatkan sumber neutron dari *beamport* Reaktor Kartini untuk melangsungkan reaksi fisi pada larutan uranil nitrat. Fasilitas eksperimen reaktor SAMOP direncanakan menggunakan sumber neutron dengan fluks neutron dengan orde 10^6 sampai dengan $10^7 \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$. Nilai dari fluks neutron tersebut didasarkan pada penelitian sebelumnya dengan melakukan perhitungan teoritik menggunakan simulasi [1].

Fluks neutron menunjukkan intensitas neutron yang dihasilkan di dalam teras reaktor tiap satuan luas per sekon. Pengukuran fluks neutron dalam reaktor secara tepat dan kontinu pada setiap tingkat daya reaktor diperlukan untuk sistem proteksi reaktor serta pengendalian reaktor. Oleh karena itu, dalam pengoperasian reaktor nuklir diperlukan sistem instrumentasi untuk pengukuran fluks neutron yang cepat, tanggap, dan tahan terhadap berbagai kondisi reaktor yang disebut dengan detektor neutron.

Pemanfaatan detektor neutron di reaktor harus memiliki sistem diversitas untuk menunjang keselamatan di reaktor nuklir, sehingga apabila salah satu detektor mengalami kegagalan, detektor lainnya masih dapat difungsikan dengan normal. Oleh karena itu, detektor neutron yang dipakai dalam penelitian ini adalah *Fission Chamber (FC)* dan *Compensated Ionization Chamber (CIC)* [2].

Detektor neutron merupakan suatu sistem instrumentasi yang digunakan untuk mendeteksi keberadaan neutron. Detektor FC dan CIC termasuk dalam jenis detektor neutron isian gas. Gas isian yang biasa dipakai dalam detektor FC dan CIC adalah gas mulia, seperti Argon dan Helium. Prinsip kerja dari detektor FC dan CIC adalah ionisasi gas oleh partikel bermuatan akibat dari reaksi neutron [3].

Detektor FC mendeteksi reaksi fisi ketika terjadi induksi neutron di bagian dinding detektor yang telah dilapisi ^{235}U dengan pengkayaan tinggi. Reaksi fisi yang terjadi akan menghasilkan dua bagian besar unsur hasil pembelahan inti (unsur pertama akan mengionisasi gas isian detektor dan unsur kedua akan berhenti dan mengendap di dinding detektor). Detektor CIC merupakan detektor yang mengkompensasi adanya sinar gamma sehingga hasil deteksi menunjukkan neutron terukur saja. CIC memiliki dua ruang antara lain ruang yang dilapisi boron (*Working Chamber*) dan ruang yang tidak dilapisi boron (*Compensating Chamber*). *Working Chamber* mampu mendeteksi adanya neutron dan gamma, sedangkan *Compensating Chamber* hanya mampu mendeteksi adanya gamma saja. Dengan pemasangan tegangan tertentu keduanya akan saling mengkompensasi dan menghasilkan keluaran arus yang akan terbaca pada *Ammeter*. Nilai kompensasi pada detektor CIC yang diinginkan adalah 100% dengan tegangan optimal ± 300 volt [3].

Peralatan dalam sistem instrumentasi dan kendali nuklir memiliki efisiensi dan sensitivitas yang cenderung berkurang seiring dengan berjalannya waktu, termasuk di dalamnya adalah detektor neutron. Pentingnya dilakukan uji kinerja detektor neutron adalah untuk mengetahui nilai efisiensi dan sensitivitas detektor neutron.

Uji kinerja tersebut dilakukan dengan metode pengukuran fluks neutron awal reaktor SAMOP dengan menggunakan detektor FC dan CIC, serta metode pengukuran fluks neutron secara tidak langsung dengan Analisis Aktivasi Neutron (AAN). Metode AAN dipilih karena mempunyai keuntungan yaitu ukuran keping yang akan diiradiasi sangat kecil sehingga dapat ditempatkan di daerah mana saja yang diinginkan, selain itu nilai intensitas gamma dan radiasi latarnya juga sangat kecil sehingga tidak berpengaruh terhadap nilai fluks yang sebenarnya.

I.2. Perumusan Masalah

Fluks neutron total reaktor SAMOP berada pada orde 10^6 sampai dengan $10^7 \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ yang menandakan bahwa reaktor bekerja dalam keadaan optimal. Perubahan fluks neutron akan berakibat pada perubahan daya reaktor,

sehingga perlu dilakukan pemantauan fluks neutron secara kontinyu untuk reaktor SAMOP. Detektor neutron yang digunakan dalam pengukuran fluks neutron memiliki nilai sensitivitas dan efisiensi tertentu yang akan berkurang seiring dengan berjalannya waktu. Oleh karena itu, uji kinerja detektor neutron menjadi penting dilakukan untuk mengetahui nilai fluks neutron sesungguhnya yang terukur pada detektor. Pengukuran sensitivitas dan efisiensi detektor dilakukan menggunakan sumber neutron yang berasal dari Reaktor Kartini dengan memvariasikan nilai tegangan detektor, jarak antara detektor dengan sumber neutron, serta daya reaktor. Metode AAN digunakan sebagai metode pembandingan dalam perhitungan sensitivitas detektor.

I.3. Batasan Masalah

1. Detektor yang digunakan dalam penelitian ini adalah detektor FC dan CIC.
2. Variasi yang dilakukan dalam penelitian ini adalah variasi tegangan detektor, jarak detektor terhadap sumber neutron, serta daya reaktor.
3. Metode yang dipakai dalam penelitian ini adalah metode pengukuran langsung dan metode AAN.

I.4. Tujuan Penelitian

1. Mengukur nilai efisiensi dan sensitivitas dari detektor FC dan CIC.
2. Mengukur fluks neutron pada kolom termal Reaktor Kartini.

I.5. Manfaat Penelitian

1. Menambah pengetahuan dan wawasan tentang cara kerja dan perhitungan detektor neutron, serta perhitungan fluks neutron di reaktor.
2. Menjadi referensi untuk penulisan penelitian yang terkait detektor neutron maupun perhitungan fluks neutron.

BAB II

TINJAUAN PUSTAKA

Penelitian mengenai pengukuran dengan menggunakan detektor FC pernah dilakukan sebelumnya oleh V.A. Ferodov dan kawan-kawan (2017) dengan judul *Test Facility for Fission Chamber Assemblies*. Penelitian ini bertujuan untuk mengetahui fungsi dan kinerja dari detektor FC, serta untuk mengembangkan teknik pengukuran dari detektor FC. Detektor FC yang dipakai pada penelitian ini dibagi menjadi dua, yakni detektor yang dilapisi oleh ^{238}U untuk mendeteksi neutron cepat, dan detektor yang dilapisi oleh ^{235}U untuk mendeteksi neutron termal. Pencacahan dilakukan dengan waktu perekaman pulsa selama 8 ns dan laju cacah pulsa mendekati 10^3 cps. Tegangan divariasikan dari 50 V sampai dengan 300 V. Tegangan operasi pencacahan ditentukan melalui pengolahan data terlebih dahulu. Sementara pengukuran fluks neutron diamati melalui *Divertor Neutron Flux Monitor* yang menunjukkan hasil fluks neutron termal berada pada orde $10^6 \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, sedangkan hasil fluks neutron cepat berada pada orde $10^7 \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ [4].

Penelitian mengenai pengukuran dengan menggunakan detektor FC lainnya juga pernah dilakukan oleh Ludovic Mathieu dkk (2017) dengan judul *Accurate Measurement of a Fission Chamber Efficiency Using the Prompt Fission Neutron Method*. Penelitian ini bertujuan untuk mengukur nilai efisiensi detektor FC dengan menggunakan metode pengukuran reaksi fisi oleh *prompt* neutron. Efisiensi detektor FC diukur dengan membandingkan neutron yang muncul secara koinsiden dengan fragmen fisi, dan neutron yang terdeteksi oleh detektor secara langsung. Hasil efisiensi yang didapatkan berada pada kisaran 10^{-3} apabila radiasi *background* diabaikan [5].

Penelitian mengenai pengukuran dengan menggunakan detektor CIC sebelumnya pernah dilakukan oleh Mary Alex dan kawan-kawan (2010). Penelitian yang berjudul *Accelerated Tests on Gamma Compensated Boron Lined Ionisation Chamber for Reactor Safety and Control Application* tersebut bertujuan

untuk mengetahui respon linear detektor terhadap fluks neutron. Detektor yang dipakai dalam penelitian ini dilapisi ^{10}B berpengayaan 40% dengan elektroda menggunakan teknik *multiple dip coating*. Metode yang dipakai dalam penelitian ini adalah pengukuran secara langsung, dengan menempatkan detektor CIC pada kolom termal reaktor Apsara, saat reaktor beroperasi pada daya 200 kW. Fluks neutron diukur dengan menggunakan metode AAN di kolom termal, hasilnya adalah $1,09 \times 10^8 \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$. Sensitivitas detektor CIC terhadap neutron yang terukur adalah $3,9 \times 10^{-15} \text{ A/n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ [6].

Penelitian mengenai pengukuran dengan menggunakan detektor CIC lainnya juga telah dilakukan oleh ML Woodring dan kawan-kawan (2010). Penelitian yang berjudul *Boron-Lined Multichamber and Conventional Neutron Proportional Counter Tests* tersebut bertujuan untuk mengevaluasi kinerja dari detektor neutron. Metode yang dipakai adalah dengan meletakkan sumber neutron ^{252}Cf dan sumber gamma ^{60}Co secara bersamaan, kemudian dibuat variasi jarak antara sumber neutron dengan detektor neutron. Pencacahan dilakukan selama 3 menit, untuk selanjutnya dilakukan perhitungan *Gamma Absolute Rejection Ratio in the presence of neutrons (GARRn)*. Satuan dari GARRn adalah $\text{mR} \cdot \text{h}^{-1}$ dengan nilai yang diinginkan adalah $0,9 \leq \text{GARRn} \leq 1,1$ pada paparan gamma $10 \text{ mR} \cdot \text{h}^{-1}$. Rasio penolakan gamma diketahui dari efisiensi deteksi total dengan efisiensi deteksi neutron. Nilai GARRn yang didapatkan dari penelitian tersebut berada dalam range 0,89 sampai dengan 1,01. Artinya bahwa kemampuan detektor neutron untuk mengeliminasi gamma masih baik, sensitivitas detektor untuk mengeliminasi gamma juga terbilang baik [7].

Penelitian lainnya menggunakan metode Analisis Aktivasi Neutron adalah penelitian yang dilakukan oleh R. B. M. Sogbadji dan kawan-kawan (2011). Penelitian yang berjudul *Determination of Neutron Fluxes and Spectrum Shaping Factors in Irradiation Sites of Ghana's Miniature Neutron Source Reactor (MNSR) by Activation Method After Compensation of Loss of Excess Reactivity* bertujuan untuk menentukan fluks neutron termal, fluks neutron epitermal, dan fluks neutron cepat dari Reaktor Riset Ghana. Metode yang digunakan dalam penelitian ini adalah dengan memilih dua saluran iradiasi secara acak, yaitu pada

site 2 (inner irradiation) dan *site 7 (outer irradiation)*. Sampel yang diaktivasi adalah Al-0,1%Au dengan lapisan Cd dan Al-0,1%Au tanpa lapisan Cd. Iradiasi dilakukan pada daya reaktor 3 kW selama 1 jam, dimana pada daya tersebut jumlah neutron termal yang terukur adalah $\pm 10^{11} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$. Setelah sampel diiradiasi, dilakukan pencacahan gamma dengan menggunakan detektor HPGe. Hasil dari penelitian tersebut menunjukkan jumlah fluks neutron termal, epitermal, dan cepat yang dihasilkan oleh *site 2* pada *full power* (30 kW) secara berturut-turut, yaitu $0,9534 \pm 0,0011 \times 10^{12} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, $3,7672 \pm 0,00421 \times 10^{10} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, dan $1,7588 \pm 0,0168 \times 10^6 \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, sedangkan jumlah fluks neutron termal, epitermal, dan cepat yang dihasilkan oleh *site 7* pada daya yang sama secara berturut-turut adalah $0,5605 \pm 0,001 \times 10^{12} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, $1,3716 \pm 0,0027 \times 10^{10} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, dan $0,5242 \pm 0,0012 \times 10^6 \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ [8].

Penelitian terakhir yang menggunakan metode Analisis Aktivasi Neutron adalah penelitian yang dilakukan oleh Abdessamad Didi dan kawan-kawan (2017). Penelitian yang berjudul *Monte Carlo Simulation of Thermal Neutron Flux of Americium-Beryllium Source Used in Neutron Activation Analysis* bertujuan untuk menganalisis peningkatan jumlah fluks neutron termal dengan sumber neutron $^{241}\text{Am}^9\text{Be}$ (α, n). Metode yang digunakan dalam penelitian ini adalah dengan melakukan simulasi menggunakan kode MCNP-6. Pemodelan dari penelitian ini adalah dengan: (1) mengganti moderator air dengan parafin; (2) menambahkan dua pembatas dari padatan ^9Be ; dan (3) menambahkan 6 sumber neutron $^{241}\text{Am}^9\text{Be}$ (α, n). Hasil fluks neutron maksimum yang didapatkan dengan pemodelan menggunakan satu sumber $^{241}\text{Am}^9\text{Be}$ (α, n) dengan moderator paraffin adalah $(2,2 \pm 0,0008) \times 10^6 \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ [9].

Penelitian-penelitian yang telah disebutkan di atas memiliki kesamaan tema dengan penelitian ini yaitu meneliti kinerja detektor FC dan IC, serta mengukur fluks neutron dengan metode AAN. Perbedaan penelitian ini dengan penelitian sebelumnya adalah tempat dilakukannya penelitian, objek yang diteliti, serta tidak digunakannya perangkat simulasi dalam penelitian.

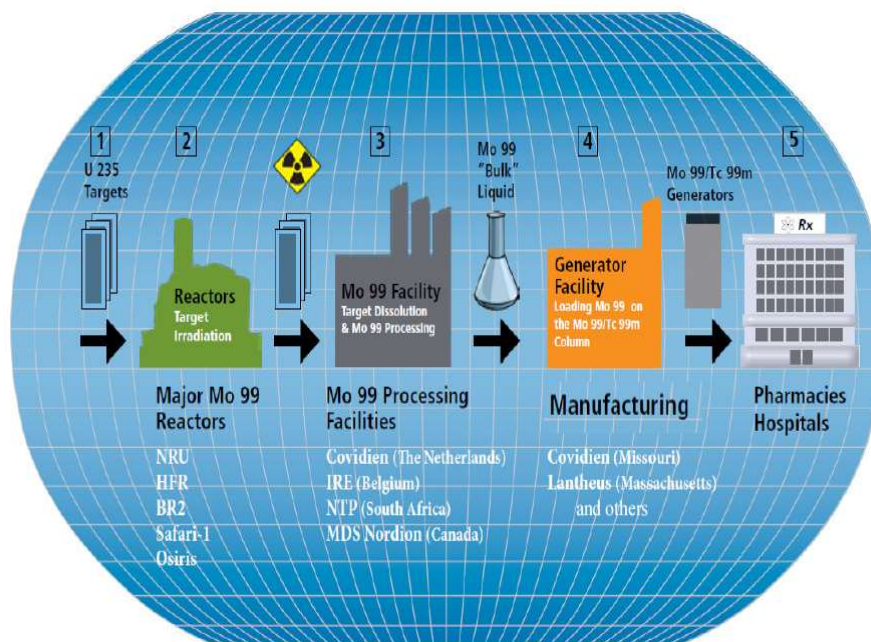
BAB III

DASAR TEORI

III.1. Produksi Molybdenum (^{99}Mo)

III.1.1. Kebutuhan $^{99\text{m}}\text{Tc}$ di Dunia

Penggunaan radiofarmaka yang mengandung Technetium - $^{99\text{m}}\text{Tc}$ untuk melakukan diagnosis pencitraan nuklir di dunia jumlahnya lebih dari 80%. Radionuklida $^{99\text{m}}\text{Tc}$ mampu menghasilkan citra berkualitas tinggi dengan dosis radiasi yang relatif rendah terhadap pasien. Penggunaan $^{99\text{m}}\text{Tc}$ untuk kebutuhan medis di dunia telah berkembang secara signifikan selama beberapa dekade terakhir [10].



Gambar 3.1. Proses produksi ^{99}Mo hingga menjadi $^{99\text{m}}\text{Tc}$ [10]

Techtenium - ^{99m}Tc merupakan hasil peluruhan dari ^{99}Mo yang memiliki waktu paruh 66 jam. Produksi ^{99m}Tc dilakukan menggunakan generator $^{99}\text{Mo} - ^{99m}\text{Tc}$ di rumah sakit dimana ^{99m}Tc akan digunakan atau di laboratorium radiofarmasi. Generator $^{99}\text{Mo} - ^{99m}\text{Tc}$ merupakan perangkat yang membantu pemisahan ^{99m}Tc dari ^{99}Mo dengan aktivitas spesifik yang sangat tinggi (lebih besar dari $10.000 \text{ Ci} \cdot \text{g}^{-1}$). Lebih dari 95% ^{99}Mo yang dibutuhkan untuk produksi ^{99m}Tc dihasilkan dari reaksi fisi ^{235}U pada reaktor riset [11].

Reaktor yang menjadi pemasok utama ^{99}Mo di dunia antara lain *National Research Universal (NRU)* di Kanada, *High Flux Reactor (HFR)* di Belanda, *Belgian Reactor-2* di Belgia, *South African Fundamental Atomic Research Installation-1 (Safari-1)* di Afrika Selatan, dan *Australian Open Water Pool Light reactor (OPAL)* di Australia. Beberapa reaktor tersebut telah mencapai masa habis beroperasi sehingga produksi ^{99}Mo dunia ikut berkurang. Krisis ^{99}Mo yang terjadi meningkatkan teknologi alternatif untuk produksi ^{99}Mo , diantaranya produksi ^{99}Mo di akselerator, serta pengembangan *liquid reactor* [12].

III.1.2. Kebutuhan ^{99m}Tc di Indonesia

Kebutuhan radioisotop di rumah sakit Indonesia seperti ^{99m}Tc terus meningkat setiap tahun. Radioisotop ^{99m}Tc digunakan untuk berbagai kebutuhan medis antara lain diagnosa organ tubuh: tulang, otak, tiroid, paru-paru, hati, dan ginjal. Inti atom ^{99m}Tc tidak stabil sehingga meluruh dengan memancarkan gamma. Pancaran sinar gamma tersebut dimanfaatkan oleh kedokteran nuklir untuk keperluan diagnosis [13].

Induk dari ^{99m}Tc adalah ^{99}Mo , yang telah diproduksi di beberapa reaktor di dunia. Kebutuhan ^{99}Mo di Indonesia sendiri dipasok dari Reaktor GA Siwabessy yang menghasilkan ^{99}Mo dengan aktivitas 150 Ci dalam enam hari (satu kali produksi). Penelitian terkait produksi ^{99}Mo di Indonesia masih terus dikembangkan, salah satunya adalah pengembangan reaktor tipe *Aqueous Homogenous Reactor (AHR)* untuk menghasilkan ^{99}Mo dengan aktivitas 1100 Ci

dalam enam hari (satu kali produksi), bahan bakar yang dipakai oleh reaktor tipe ini adalah uranil nitrat [14].

III.1.3. Produksi ^{99}Mo di Reaktor Nuklir

A. Produksi ^{99}Mo dengan Target ^{235}U [15]

Hampir seluruh ^{99}Mo yang diproduksi saat ini berasal dari reaktor riset. Target yang berupa ^{235}U ditempatkan di dalam reaktor, di mana neutron akan menyebabkan reaksi fisi di dalam atom ^{235}U . Reaksi fisi yang terjadi di dalam reaktor adalah sebagai berikut:

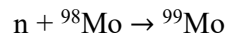


Isotop ^{99}Mo yang dihasilkan dari reaksi fisi ^{235}U disebut dengan produk fisi ^{99}Mo . Setelah dilakukan iradiasi selama satu minggu lamanya, produk fisi akan diambil dari reaktor kemudian dipisahkan dengan menggunakan larutan asam atau basa, selanjutnya dilakukan ekstraksi ^{99}Mo secara kimia.

Keuntungan produksi ^{99}Mo dengan target ^{235}U adalah rasio produksi yang tinggi dibandingkan dengan teknologi lain, dan rasio produksi ditentukan oleh jumlah neutron yang menyebabkan reaksi fisi, massa dari target dan probabilitas fisi ketika terjadi tumbukan.

B. Produksi ^{99}Mo dengan Target ^{98}Mo

Alternatif lain yang digunakan untuk memproduksi ^{99}Mo adalah dengan iradiasi target ^{98}Mo dalam reaktor.



Proses kimia yang dilakukan setelah proses iradiasi dengan metode ini relatif lebih sederhana, karena tanpa melalui proses ekstraksi. Kekurangan penggunaan proses ini adalah rasio produksi yang sangat rendah jika dibandingkan dengan produksi ^{99}Mo dengan menggunakan reaksi fisi ^{235}U dalam reaktor riset [15].

Aktivitas spesifik ^{99}Mo yang dihasilkan dari reaksi penembakan target ^{98}Mo oleh neutron ini juga sangat rendah. Selain itu, jumlah limbah radioaktif pada

produksi ^{99}Mo dari reaksi ini juga sangat tinggi, sehingga butuh perhitungan yang akurat untuk meminimalkan level limbah yang dihasilkan [16].

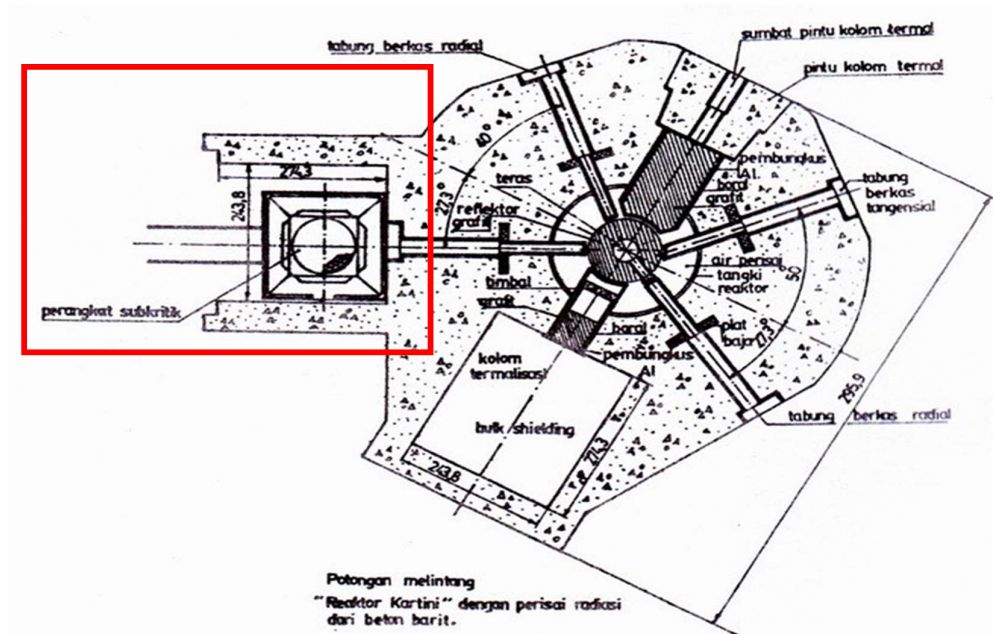
C. Produksi ^{99}Mo dengan reaktor cair [15]

Metode lainnya yang dipakai untuk memproduksi ^{99}Mo adalah dengan mengisi bejana reaktor dengan larutan uranil nitrat. Hal ini menyebabkan reaktor menjadi kritis seperti AHR yang mengandung beberapa kilogram uranium. Larutan ditransfer ke *hot cell* untuk diproses dan diekstraksi kandungan ^{99}Mo nya sekali dalam seminggu. Sisa larutan hasil ekstraksi dikembalikan ke dalam reaktor agar hasil ^{99}Mo per kg uranium menjadi lebih tinggi.

Metode ini berhasil dilakukan pada reaktor dengan daya 200kW. Asumsinya adalah seluruh hasil ^{99}Mo di reaktor cair dapat diekstrak setiap minggunya. Jika ada 20 *liquid reactor* saja yang menghasilkan ^{99}Mo , maka kebutuhan ^{99}Mo di dunia akan terpenuhi. Penggunaan neutron dengan metode ini lebih efisien karena mampu mengeliminasi target dan biayanya lebih rendah. Pengembangan reaktor jenis ini masih dalam tahap riset dan belum teruji kehandalannya.

III.2. Reaktor SAMOP

Produksi ^{99}Mo dengan menggunakan perangkat subkritis disebut dengan *Subcritical Assembly for Molybdenum-99 Production* (SAMOP). Konsep reaktor SAMOP didasarkan pada proses pembelahan inti ^{235}U yang berlangsung selama masih ada sumber neutron yang berasal dari luar perangkat atau sistem. Reaksi fisi yang berlangsung akan berhenti apabila sumber neutron luar dihentikan. Konsep pemakaian sumber neutron luar untuk memicu proses fisi inilah yang dinamakan konsep subkritis. Sumber neutron luar yang dipakai dalam reaktor SAMOP berasal dari fasilitas iradiasi *beamport* Reaktor Kartini. Kotak berwarna merah yang terdapat pada Gambar 3.2. menunjukkan lokasi dari *beamport* Reaktor Kartini yang akan dipakai untuk menghasilkan fluks neutron reaktor SAMOP [17].



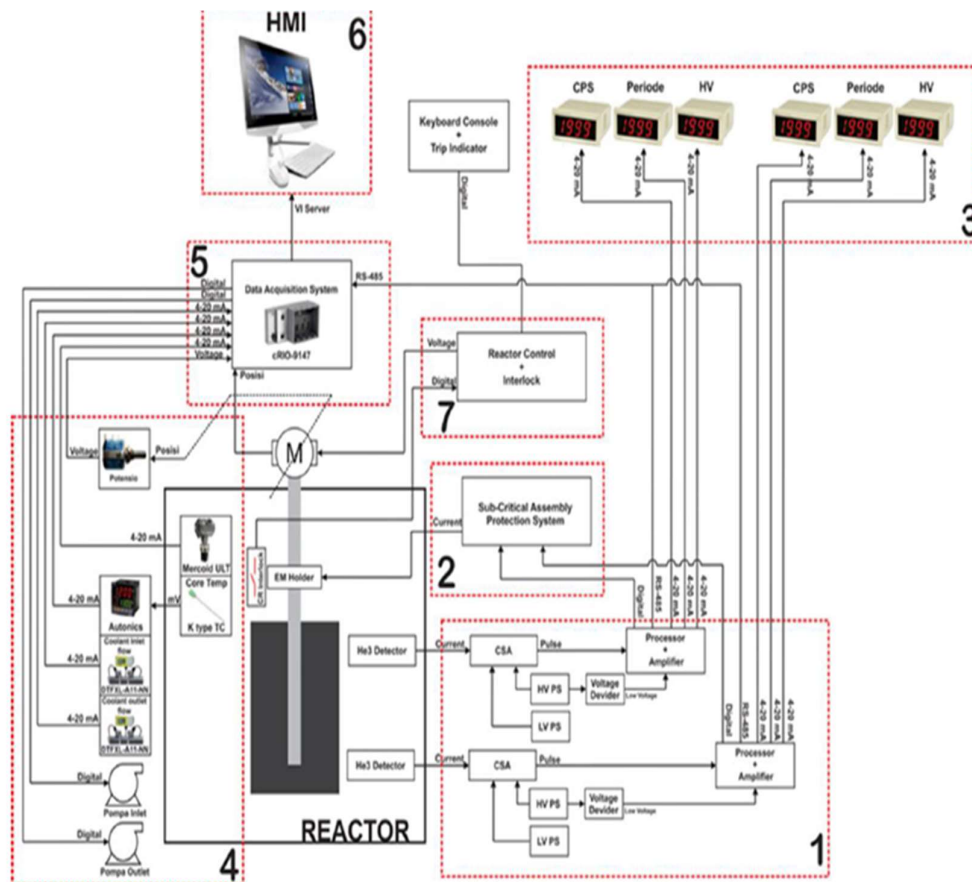
Gambar 3.2. Lokasi *beamport* Reaktor Kartini

Bahan bakar reaktor SAMOP adalah larutan uranil nitrat, dengan sumber neutron dari Reaktor Kartini. Berdasarkan bahan bakar yang dipakai, reaktor SAMOP termasuk dalam reaktor cair (*liquid reactor/AHR*). Uranil nitrat yang dipakai dalam reaktor SAMOP mempunyai komposisi tertentu sehingga mampu mengurangi penggunaan uranium berpengayaan tinggi, serta proses produksi dan ekstraksi ^{99}Mo lebih singkat dibandingkan dengan proses konvensional yang dilakukan saat ini. Uranil nitrat dipilih sebagai bahan bakar reaktor SAMOP karena memiliki koefisien produksi yang lebih tinggi untuk ekstraksi ^{99}Mo daripada uranil sulfat [18].

III.3. Sistem Instrumentasi dan Kendali (SIK) Reaktor SAMOP

Sistem instrumentasi dan kendali merupakan suatu sistem yang berfungsi untuk menyalurkan, mengolah, mengirim, dan menampilkan parameter-parameter yang terdapat di dalam dan di luar teras reaktor, agar reaktor dapat dioperasikan dengan aman [19].

Syarat yang ditetapkan oleh *International Atomic Energy Agency* (IAEA) untuk desain instrumentasi dan kendali suatu reaktor nuklir antara lain memenuhi persyaratan keselamatan dan analisis keselamatan reaktor nuklir, memenuhi persyaratan dari kondisi lingkungan sistem, serta memenuhi ketersediaan masing-masing sistem tersebut menurut tingkat kepentingannya terhadap keselamatan [20].



Gambar 3.3. SIK Reaktor SAMOP [17]

Rancangan desain sistem instrumentasi dan kendali reaktor SAMOP terdiri atas beberapa bagian seperti yang ditunjukkan dalam Gambar 3.3. Sistem yang ditunjukkan pada blok nomor 1 merupakan detektor ^3He *Proportional Counter* yang terhubung pada *Charge Sensitive Amplifier* (CSA). Detektor tersebut terhubung pada *Pre-Amplifier* dan *Amplifier* yang akan menguatkan sinyal dan

terbaca pada *counter*. *Counter* dan *timer* dari sistem detektor ditunjukkan pada blok nomor 3. Sistem proteksi dari reaktor ditunjukkan oleh blok nomor 2 berupa *EM Holder*. *EM Holder* terhubung dengan *interlock* dari batang kendali reaktor, sistem kontrol reaktor dan *interlock* ditunjukkan pada blok nomor 7. Blok nomor 4 memuat sensor ketinggian air dengan perangkat Mercoid *Ultrasonic Level Transmitter*, sensor ini terhubung dengan *Data Acquisition System* (DAS) pada blok nomor 5 yang memuat segala informasi yang dibutuhkan dari reaktor (suhu, fluks neutron, kritikalitas, dan lain-lain). Blok nomor 6 menunjukkan *server*, data *output* dari reaktor ditampilkan melalui sistem *HMI Monitoring System*.

Secara umum, sistem instrumentasi yang penting dimiliki oleh reaktor adalah subsistem detektor serta subsistem *interlock*. Subsistem detektor terdiri dari neutron yang digunakan untuk mengukur fluks neutron dalam reaktor. Detektor neutron pada daya rendah mencacah pulsa yang masuk untuk menghasilkan informasi daya dan kecepatan kenaikan daya yang dikenal sebagai periode reaktor. Informasi daya tersebut diperoleh dengan cara mengukur fluktuasi tegangan yang terjadi karena laju pulsa yang tinggi pada daya yang tinggi juga [19].

Subsistem *interlock* didesain untuk menghindari operasi reaktor yang tidak aman dan memicu *scram*. Subsistem *interlock* terdiri atas *relay* elektromekanik dan sejumlah tombol untuk melakukan *scram* pada reaktor. Sinyal yang memicu untuk *scram* adalah sinyal yang memiliki daya listrik terlalu kecil, radiasi dengan tingkat tinggi, kegagalan pada sistem pneumatik, serta hal-hal abnormal lain yang terjadi dalam operasi reaktor [21].

Sistem akuisisi data dalam reaktor dapat didefinisikan sebagai suatu sistem yang berfungsi untuk mengambil, mengumpulkan, dan menyiapkan data, kemudian memproses data tersebut untuk mendapatkan *output* data. DAS berupa antarmuka antara lingkungan analog dengan lingkungan digital. Lingkungan analog terdiri atas transduser dan pengkondisian sinyal dengan segala kelengkapannya, sedangkan lingkungan digital meliputi *Analog to Digital Converter* (ADC) yang selanjutnya diproses oleh sistem yang berbasis komputer [22].

III.4. Detektor Neutron

Neutron terdeteksi melalui reaksi nuklir yang menghasilkan partikel bermuatan seperti proton, alpha, dan sebagainya. Tampang lintang untuk interaksi neutron pada material berkaitan erat dengan energi neutron, sehingga teknik yang berbeda dilakukan untuk deteksi neutron dalam rentang energi yang berbeda pula [3].

Sinar gamma dan neutron tidak dapat melakukan ionisasi secara langsung pada material detektor. Keduanya harus bereaksi dengan medium lain terlebih dahulu sehingga menghasilkan partikel yang dapat terdeteksi oleh detektor. Beberapa reaksi yang terjadi dalam detektor neutron antara lain [23]:

a. $^{10}\text{B}(\text{n},\alpha)^7\text{Li}$

Detektor BF_3 merupakan detektor isian gas berbentuk silinder yang dilapisi ^{10}B yang telah diperkaya pada dinding bagian dalam detektor. Reaksi yang terjadi dalam detektor BF_3 adalah reaksi neutron dengan ^{10}B yang menghasilkan partikel α dan ^7Li dengan arah gerak berlawanan.

b. Tumbukan elastis dari neutron berenergi tinggi dengan atom hidrogen

Tumbukan elastis antara neutron dengan inti atom hidrogen akan menghasilkan proton yang akan memicu reaksi ionisasi. Kekurangan dari reaksi ini adalah tingkat kepekaannya yang rendah.

c. Fisi nuklir (n,f)

Reaksi fisi terjadi ketika neutron menumbuk inti atom material fisil. Pada detektor FC, reaksi fisi yang terjadi akan menghasilkan dua fragmen fisi, sejumlah neutron, dan sejumlah energi. Fragmen fisi yang mengionisasi gas akan menghasilkan elektron yang nantinya dikoleksi di kawat anoda.

d. Aktivasi neutron

Reaksi neutron mampu menghasilkan isotop radioaktif (radioisotop). Tingkat radioaktivitas suatu isotop tergantung pada lama waktu iradiasi neutron. Penentuan nilai fluks neutron diperoleh dari perhitungan aktivitas, waktu iradiasi, waktu pencacahan, dan waktu tunda dalam proses aktivasi neutron tersebut.

Detektor yang biasa digunakan dalam reaktor adalah detektor dengan tipe isian gas. Detektor isian gas dapat dioperasikan dalam beberapa mode yaitu mode pulsa, mode arus, dan mode *Mean Square Voltage (MSV)*. Mode pulsa digunakan untuk mengukur fluks neutron tingkat rendah, yaitu sekitar 10^5 cps atau kurang. Mode ini memiliki keuntungan dalam diskriminasi gamma, yaitu dengan memilih amplitudo dari pulsa keluaran. Detektor neutron yang menggunakan mode pulsa adalah detektor FC. Mode arus digunakan untuk mengukur fluks neutron dengan tingkat yang lebih tinggi. Rentang daya operasi reaktor dapat ditingkatkan hingga level maksimum sebelum muncul efek nonlinear akibat rekombinasi ion-elektron. Detektor neutron yang menggunakan mode arus adalah detektor CIC. Mode MSV atau yang biasa disebut dengan *Campbell* digunakan untuk mengukur fluks neutron tingkat menengah, selain itu juga untuk detektor *wide range* [3].

Detektor yang biasa digunakan dalam reaktor harus memenuhi prasyarat antara lain mampu menghasilkan sinyal listrik yang dapat diandalkan serta memiliki waktu tanggap yang singkat; detektor mampu merespon dengan cepat untuk menginisiasi *shutdown* sebelum terjadi kerusakan yang berarti ketika kecelakaan reaktor; konstanta waktu dari sirkuit pengkondisi sinyal lebih panjang dari respon detektor; serta *background* gamma harus sangat kecil sehingga sinyal neutron dapat terbaca dengan jelas. Radiasi gamma yang dipancarkan oleh produk fisi pada reaktor daya nilainya jauh lebih besar dibandingkan dengan radiasi gamma yang dipancarkan oleh produk fisi pada reaktor riset [24].

Performa detektor dapat dihitung dari nilai efisiensi dan sensitivitas detektor terhadap neutron. Efisiensi detektor neutron merupakan rasio jumlah cacah neutron terdeteksi oleh detektor terhadap kuat sumber neutron. Persamaan (3.1) menunjukkan rumusan efisiensi detektor neutron [24].

$$\varepsilon = \frac{\text{jumla cacah neutron per sekon}}{\text{kuat sumber neutron}} \quad (3.1)$$

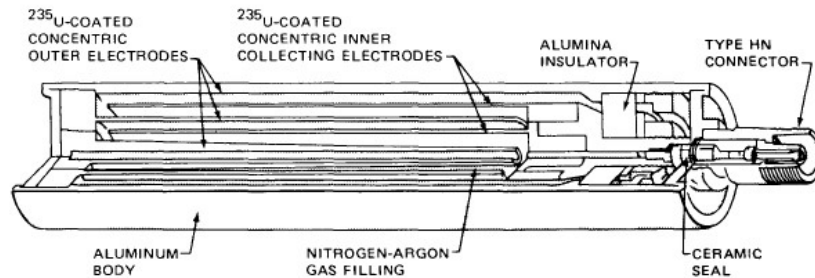
Sensitivitas detektor terhadap neutron dipengaruhi oleh beberapa hal seperti ketebalan material pelapis detektor. Sensitivitas didefinisikan sebagai rasio dari muatan yang dibangkitkan pada daerah sensitif neutron dalam detektor, dengan

fluks neutron yang diobservasi pada material yang reaktif terhadap neutron. Nilai dari sensitivitas detektor terhadap neutron dirumuskan dalam Persamaan (3.2).

$$S = \frac{\text{Count Rate}}{\text{Flux}} \quad (3.2)$$

Satuan sensitivitas berupa $\text{cps/n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ atau disebut juga dengan *counted pulses per neutron flux density* [25].

III.4.1. Detektor FC



Gambar 3.4. Detektor FC [24]

Detektor FC dapat digunakan di dalam teras reaktor pada beberapa rentang daya operasi reaktor. Detektor FC memiliki dinding yang dilapisi dengan uranium berpengayaan tinggi untuk meningkatkan arus ionisasi. Ruangan dalam detektor biasanya dibuat dengan *stainless steel* dan elektroda. Tegangan operasi detektor bervariasi dari 50 V sampai dengan 500 V. Gas mulia dipilih untuk isian detektor dan digunakan pada tekanan beberapa atmosfer. Gas mulia yang sering dipakai untuk isian detektor adalah Argon [3].

Cara kerja detektor FC diawali dengan neutron yang menembak inti atom material fisil dari detektor FC dan menyebabkan reaksi fisi. Inti atom material fisil terbelah dan menghasilkan dua fragmen fisi hasil pembelahan inti. Fragmen fisi yang bergerak ke wilayah gas detektor akan mengionisasi gas isian sehingga dihasilkan elektron bebas. Elektron bebas akan dikoleksi pada kawat anoda, sehingga arus listrik akan muncul dan detektor menampilkan sinyal keluaran. Reaksi yang terjadi ini sangat dipengaruhi oleh tegangan detektor yang