



Penelitian dan Pengembangan Material Struktur Reaktor Maju

Ferhat Aziz*

Pusat Sains dan Teknologi Bahan Maju, Badan Tenaga Nuklir Nasional, Kawasan Puspiptek Serpong, Gedung 70, Tangerang Selatan, Banten 15314, Indonesia

INFORMASI ARTIKEL

Riwayat Artikel:

Diterima:

27 Februari 2018

Diterima dalam bentuk revisi:

2 Juni 2018

Disetujui:

10 Juni 2018

Kata kunci:

material struktur
perisai radiasi
reaktor maju
MCNP5
simulasi

ABSTRAK

PENELITIAN DAN PENGEMBANGAN MATERIAL STRUKTUR REAKTOR MAJU.

Pengoperasian suatu pembangkit listrik tenaga nuklir secara selamat dan ekonomis sangat tergantung kepada ketersediaan material struktur yang handal. Selama umur operasi reaktor yang dewasa ini mencapai 60 tahun, material struktur terpapar temperatur yang tinggi, lingkungan korosif dan medan radiasi kuat yang terjadi akibat proses fisi. Struktur penopang bahan bakar akan memiliki umur lebih singkat dalam lingkungan demikian. Sementara itu tuntutan dalam pengembangan reaktor maju masa depan adalah temperatur operasi dan *burnup* yang lebih tinggi untuk meningkatkan efisiensi operasi reaktor. Material yang mampu mengatasi kondisi itu harus stabil secara dimensional dalam medan radiasi, baik dengan maupun tanpa adanya *stress*, serta memiliki kinerja yang baik di lingkungan yang korosif. Makalah ini menelaah secara singkat litbang material struktur reaktor yang potensial digunakan dalam sistem reaktor maju, seperti baja ferritic/martensitic, baja ODS, dan keramik, termasuk sintesis baja ODS yang dikembangkan di BATAN. Selain itu dikaji pula kerusakan radiasi pada material struktur serta sintesis dan simulasi kinerja perisai radiasi menggunakan paket program MCNP5. Tujuannya ialah agar para peneliti material BATAN dapat memahami arah dan tantangan litbang material struktur reaktor maju di masa mendatang sesuai dengan perkembangan sains dan teknologi bahan. Hasil kajian menunjukkan bahwa walaupun sebenarnya material struktur reaktor yang ada sudah cukup baik untuk kebutuhan sekarang, namun untuk menghadapi tuntutan *burnup* dan paparan radiasi yang lebih tinggi di masa depan, masih diperlukan litbang lebih lanjut guna mendapatkan material yang memenuhi kriteria yang diinginkan, baik melalui eksperimen maupun secara simulasi dan pemodelan dengan komputer.

ABSTRACT

RESEARCH AND DEVELOPMENT OF STRUCTURAL MATERIALS FOR ADVANCED

REACTORS. Safe and economical operation of any nuclear power plants relies largely on the availability of reliable structural materials. Throughout the lifetime of a nuclear power plant which presently can be as long as 60 years, these structural materials are exposed to high temperature, corrosive surroundings, and damage from high radiation due to fission process. The fuel support structural materials will have lesser lifetime under such condition. Meanwhile, amongst the requirement for the future advanced reactor systems are higher operating temperature and higher burnup for efficient operation of the reactor. The suitable materials for this requirement should also dimensionally stable with or without the presence of stress, and good performance under a corrosive environment. This article reviews, in brief, the current research and development of the potential structural materials for use in advanced reactor systems, such as ferritic/martensitic steel, ODS steel, ceramics, including a synthesis of ODS steel in developed in BATAN. In addition to that, this paper also reviewed the radiation damage studies on structural materials, as well as synthesis and simulation of radiation shielding performance using MCNP5. It is noted that, although the available materials are quite good for the current need, further research and development of advanced reactors structural materials should be made to obtain suitable materials that can cope with higher burnup and radiation, either by laboratory experiments or by computer modeling and simulations.

Keywords: structural materials, radiation shielding, advanced reactor, MCNP5, simulation

© 2018 Jurnal Pengembangan Energi Nuklir. All rights reserved

1. PENDAHULUAN

Peranan litbang material struktur reaktor sangat penting dalam desain reaktor maju dan reaktor Generasi IV (Gen-IV) yang diharapkan

mampu mendukung penyediaan energi masa depan secara berkelanjutan. Material struktur reaktor yang lebih kokoh dan tahan radiasi pada temperatur tinggi diperlukan dalam reaktor nuklir dan daur bahan bakarnya agar mampu mencapai *burnup* tinggi, yang merupakan salah satu ciri

*Penulis korespondensi.

E-mail: ferhat@batan.go.id

reaktor maju. Hal itu bermanfaat bagi penghematan bahan bakar nuklir dan peningkatan efisiensi operasi reaktor[1,2].

Berhasilnya suatu program reaktor nuklir sangat bergantung kepada kemajuan iptek material. Selama ini keterbatasan pada material struktur membatasi kinerja reaktor secara keseluruhan, berupa bertambahnya biaya perawatan, pemadaman (*shutdown*), dan risiko kegagalan material. Menurut Busby[3] menurunnya kinerja material merupakan hal yang umum terjadi di lingkungan reaktor dan fasilitas nuklir. Karena itu peneliti perlu memahami perilaku material dalam teras reaktor, bejana dan sistem lain yang penting bagi keselamatan dan keandalan operasi, dengan mencari solusi terhadap keterbatasan material yang dihadapi oleh sistem reaktor maju dan Gen-IV[4,5].

Inti atau teras suatu reaktor adalah tempat kedudukan bahan bakar dan terjadinya reaksi fisi nuklir berantai. Material yang digunakan untuk membungkus dan menopang bahan bakar di dalam elemen bakar dan menopang seluruh elemen bakar di dalam teras, disebut 'material struktur teras'. Termasuk di dalamnya adalah material batang kendali dan material instrumentasi pemantau beserta penopangnya. Selain itu, ada juga material perisai reaktor yang berperan penting dalam menahan radiasi yang berasal dari teras reaktor dan menjamin keselamatan operasi reaktor.

Guna menjaga integritas bahan bakar dan elemen bakar, maka material struktur teras harus kuat, dan mampu menahan lepasnya zat radioaktif ke sistem pendingin. Material yang lebih tahan terhadap radiasi harus dikembangkan untuk mampu menghasilkan *burnup* yang lebih tinggi dan menghadapi lingkungan iradiasi yang berat dan temperatur yang tinggi. Penggunaan material maju dapat memperbaiki kinerja reaktor dengan cara meningkatkan margin keselamatan dan

fleksibilitas desainnya, khususnya dengan meningkatkan kekuatan material, daya tahan terhadap *creep* termal, korosi dan kerusakan akibat radiasi neutron. Langkah yang dapat diambil dalam pengembangan material yang tahan radiasi dan berkinerja baik antara lain dengan menggunakan dispersi partikel berukuran nanometer yang secara simultan membuat material menjadi lebih kuat pada temperatur tinggi sekaligus juga tahan terhadap radiasi[6-8].

Teknik nuklir umumnya dan yang berbasis neutron khususnya, telah dan akan terus berperan dalam litbang ilmu material. Di samping itu fasilitas komputasi yang ada dapat juga dimanfaatkan untuk melakukan penelitian dengan cara pemodelan dan simulasi. Dengan demikian diharapkan program pengembangan material maju akan semakin berperan dalam mendesain dan mengembangkan material baru secara inovatif, khususnya untuk aplikasi energi seperti merancang desain PLTN baru, atau untuk memperpanjang umur pakai reaktor yang sudah ada dan sedang beroperasi saat ini.

Material reaktor mencakup bahan bakar (umumnya uranium, namun bisa juga plutonium dan torium), kelongsong yang menampung bahan bakar, perpipaan dan bejana tekan dimana zat pendingin bersirkulasi (berbagai jenis baja, aluminium, zirkonium dan paduan lainnya), moderator (grafit, berillium dan sebagainya), perisai (beton dengan berbagai komposisi), dan logam yang digunakan untuk komponen mekanikal reaktor. Semua bahan itu dapat mengalami masalah dalam operasi reaktor karena medan radiasi secara umum dapat meningkatkan kerentanan terjadinya korosi pada material tertentu.

Sedangkan material struktur reaktor mencakup semua material yang digunakan di dalam suatu fasilitas reaktor nuklir, baik yang

berada dalam gedung reaktor (*nuclear island*), maupun yang berada di gedung bantu. Walaupun bahan struktur ini terdapat di lokasi yang tersebar, namun pada umumnya ada kesamaan bahan yang digunakan, misalnya berbagai jenis baja tahan karat dan baja paduan[9].

Makalah ini menelaah tentang kegiatan litbang material struktur reaktor maju yang sedang berkembang di dunia. Secara lebih spesifik dibahas tentang kegiatan penelitian dan pengembangan material struktur reaktor maju dan material untuk perisai radiasi yang dilakukan di BATAN. Tujuannya adalah agar para peneliti material bahan struktur reaktor dapat mengenali dan memahami arah pengembangan riset yang perlu dilakukan pada masa depan, sehingga para peneliti dapat mengantisipasinya, khususnya terkait dengan semakin pesatnya perkembangan desain reaktor maju.

2. PERMASALAHAN MATERIAL REAKTOR

Usaha untuk mempelajari melemahnya kinerja material reaktor semakin mendapat perhatian mengingat semakin banyak reaktor yang sudah beroperasi dalam waktu yang panjang. Di Amerika Serikat banyak reaktor yang diperpanjang masa operasinya dari semula 40 tahun menjadi 60 tahun, bahkan ada yang sedang secara cermat dipelajari kemungkinan operasinya diperpanjang hingga 80 tahun. Di Jepang situasinya juga mirip. Karena itu pemerintah Jepang serius melakukan tahap-tahap *plant life mangement* untuk memastikan keberlangsungan program PLTN mereka. Radiasi yang memapari material perisai dan struktur reaktor selama masa pengoperasian tersebut tentu akan mengakibatkan turunnya kinerja bahan itu[10, 11].

Paparan radiasi terhadap metal dan beton banyak dipelajari untuk memastikan keselamatan operasi dan lingkungan reaktor. Permasalahan korosi di reaktor terjadi karena material terpapar oleh radiasi tinggi dan lingkungan zat pendingin pada temperatur dan tekanan tinggi. Radiasi terhadap metal dapat mengakibatkan pengerasan (*hardening*) yang memperkuat metal tapi pada saat yang sama membuatnya jadi getas (*brittle*). Hal itu terjadi karena bila radiasi berinteraksi dengan atom, maka atom dapat dikeluarkan dari posisinya di kisi, sehingga menghasilkan suatu *defect*. Radiasi juga dapat mengakibatkan segregasi dan difusi atom ke dalam material yang dapat berakibat memicu terjadinya *stress corrosion cracking* melalui perubahan pada kimia air dan mikrostruktur paduan.

Sama seperti pada metal, beton juga akan mengalami perubahan karakteristik karena proses penuaan. Radiasi pada beton dapat berakibat *swelling* pada bahan agregatnya, sehingga merusak material beton secara keseluruhan.

Beberapa alasan mengapa kinerja material perlu diketahui, pertama kinerja material penting bagi kinerja operasi reaktor secara umum, termasuk keekonomian dan keselamatannya. Kedua, desain reaktor modern menggunakan banyak material yang berbeda guna mencapai keselamatan dan keandalan operasional yang tinggi. Ketiga, kinerja material reaktor dalam lingkungan yang keras ini sangat kompleks dan berbagai jenis degradasi dapat saja terjadi (seringkali kejadian tersebut saling terkait).

Struktur material teras harus mampu menjaga integritas batang kendali dan elemen bakar, serta mencegah lepas dan keluarnya zat radioaktif dari bahan bakar menuju ke zat pendingin. Untuk mendukung tingkat *burnup* yang tinggi, harus dikembangkan material tahan radiasi yang lebih baik yang dapat mengatasi lingkungan

radiasi yang berat dan temperatur operasi yang lebih tinggi.

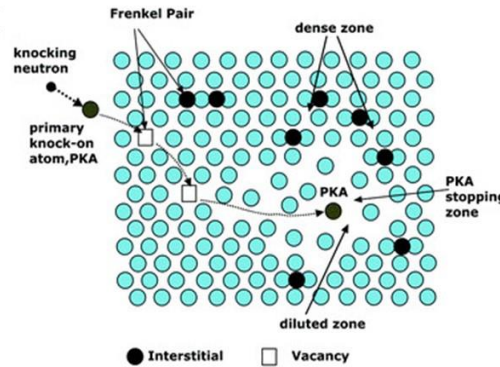
Riset material yang dilakukan di lingkungan reaktor penelitian sangat penting guna mendukung pengembangan reaktor maju, baik yang desainnya berubah drastis dari sebelumnya seperti tipe Gen-IV maupun yang dikembangkan secara evolusioner untuk berbagai tujuan seperti membakar limbahnya sendiri[12], atau inovatif lainnya[13]. Di sinilah peranan penting reaktor riset (sebagai penyuplai neutron untuk penelitian) dan laboratorium penunjangnya dalam mendukung riset material akan semakin diperlukan.

Dalam medan radiasi nuklir, dampak utama interaksi partikel berenergi tinggi seperti foton, ion atau elektron, dengan suatu material ialah kerusakan pada formasi kisi (*lattice*) akibat adanya transfer energi ke atom tersebut. Kerusakannya dapat terjadi dalam berbagai bentuk. Untuk memahaminya diperlukan pengetahuan yang memadai mengenai radiasi, mekanisme interaksinya, serta karakteristik material yang diiradiasi. Jenis radiasi yang berbeda dengan energi yang berbeda akan menimbulkan efek yang berbeda pula. Gambar 1 mengilustrasikan secara skematis interaksi partikel yang berenergi cukup (seperti neutron, elektron atau proton) dengan kisi atom suatu material.

Bila radiasi neutron dengan energi yang cukup mengenai sebuah atom material, atom tersebut dapat terpindahkan dari posisinya di dalam struktur molekul.

Kepindahan itu

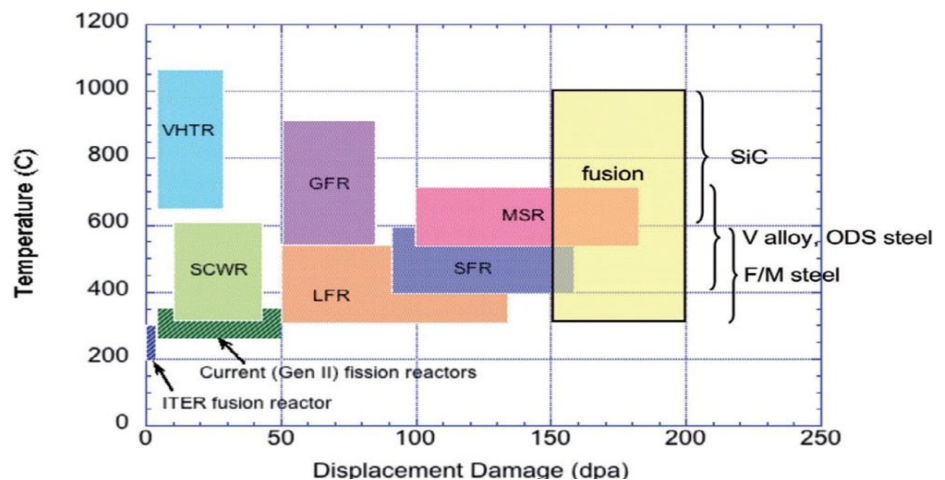
meninggalkan kekosongan di belakangnya dan disebut *vacancy*. Atom yang terpindahkan itu pada akhirnya akan berhenti pada suatu lokasi di antara kisi dan menjadi apa yang disebut atom interstisial (*interstitial atom*).



Gambar 1. Ilustrasi Terjadinya *Interstitial*, *Vacancy* dan *Primary Knock-on Atom (pka)* Akibat Tumbukan Neutron[14].

Pasangan *interstitial-vacancy* penting bagi efek radiasi dalam zat padat dan disebut sebagai *Frenkel Pair*. Kehadiran *Frenkel Pair* dan konsekuensi lain kerusakan radiasi akan menentukan efek fisikal, dan dengan adanya *stress*, menentukan bagaimana efek mekanikal dari radiasi.

Proses kerusakan akibat radiasi akan selesai bila atom yang berpindah itu berhenti di suatu kisi dan disebut sebagai atom *interstitial*. Kerusakan ini melemahkan material serta mengurangi umur



Gambar 2. Temperatur Operasi Reaktor dan Perpindahan per Atom Akibat Radiasi pada Berbagai Jenis Reaktor[9].

pakai komponen yang menggunakan material tersebut. Suatu ukuran yang menyatakan dampak kerusakan akibat iradiasi terhadap suatu material dinyatakan dalam istilah perpindahan per atom atau *displacements per atom (dpa)*. Contohnya, 10 *dpa* berarti setiap atom dalam material itu terpindahkan dari lokasinya di dalam struktur kisi material sejumlah rata-rata 10 kali.

Kerusakan dalam material dapat terdifusi dan mengakibatkan kerusakan yang lebih besar, menuju kegetasan dan pelemahan material struktur. Untuk mengetahui besaran kerusakan radiasi pada material, parameter seperti *dpa*, laju dosis, fluks neutron, dan spektrum neutron harus diketahui. Namun demikian, *dpa* bukanlah ukuran awal kerusakan kisi dalam material, melainkan ukuran energi yang membahayakan yang diberikan partikel radiasi dalam bentuk jumlah atom yang terpindahkan secara permanen dari posisi awalnya menuju posisi *interstitial* stabil. Jadi, *dpa* adalah ukuran yang menunjukkan kerusakan material yang diiradiasi di bawah berbagai kondisi.

Hubungan antara temperatur operasi berbagai jenis reaktor dan perpindahan per atom ditunjukkan pada Gambar 2. Tampak temperatur operasional berbagai desain reaktor maju cenderung lebih tinggi dibanding PLTN Generasi II yang masih banyak digunakan sekarang. Kenaikan temperatur operasi akan berakibat naiknya efisiensi reaktor dan semakin banyak potensi pengembangan pemanfaatan panas termal dari reaktor maju tersebut. Hal ini berdampak pada potensi kenaikan risiko kerusakan radiasi pada material reaktor tersebut.

Suatu kelongsong bahan bakar LWR tipikal pada *burnup* of 40 GWd/t akan mengalami sekitar 20 *dpa*. Untuk sebagian sistem reaktor masa mendatang, angka ini mencapai 150-200 *dpa*, sehingga menjadi tantangan bagi pengembangan material yang sesuai[15].

3. PENELITIAN DAN PENGEMBANGAN MATERIAL STRUKTUR REAKTOR MAJU

Perbaikan keekonomian dan keandalan operasi menjadi prasyarat pada sistem reaktor maju. Salah satu tantangan terberat dalam pengembangan reaktor masa depan ini adalah penguasaan teknologi material struktur reaktor. OECD telah merangkum status pengembangan material struktur di beberapa negara sesuai dengan program reaktor maju masing-masing[16].

Beberapa karakteristik material yang diinginkan pada reaktor maju adalah, pertama stabilitas dimensional di bawah iradiasi. Kedua, memiliki sifat mekanikal (kekuatan *tensile*, daktilitas, *creep resistance*, *fracture toughness*) yang dapat diterima selama masa operasi dan dalam hal tertentu, di bawah kondisi ekskursi temperatur. Ketiga, material harus mampu bertahan di bawah lingkungan korosif[15].

3.1. Status Litbang Material Struktur Reaktor

Pengembangan material struktur secara spesifik tergantung kepada tipe reaktor maju yang diinginkan, karena masing-masing tipe memiliki temperatur operasi, spektrum neutron dan cairan pendingin yang berbeda, dimana lingkungan operasi tersebut akan menentukan jenis material yang diperlukan. Namun begitu ada beberapa kebutuhan material struktur yang mirip pada masing-masing jenis reaktor maju. Material struktur itu, antara lain: baja austenitik tahan-radiasi, baja ferritik-martensitik (F/M) dan ODS, paduan *refractory*, dan material keramik.

Baja austenitik memiliki daya tahan *creep* dan *creep fatigue* yang bagus pada temperatur tinggi dan daya tahan terhadap oksidasi/korosi

yang lumayan. Paduan berbasis Ni secara umum sudah digunakan selama ini pada temperatur tinggi[16]. Karena itu baja ini sangat cocok untuk diaplikasikan pada sistem reaktor VHTR. Paduan ini juga memiliki daya tahan *creep rupture* yang baik dan kuat pada temperatur tinggi.

Baja austenitik juga cocok untuk kelongsong reaktor maju berpendingin sodium, dimana *stress* utamanya terletak pada tekanan internal karena pelepasan produk fisi. Keterbatasan baja austenitik dalam jangka panjang terletak pada deformasi yang terjadi bila diiradiasi di atas dosis ambang (*threshold*), tergantung komposisi elemen dan keadaan metalurgisnya[16].

Baja F/M dengan 9–12% Cr merupakan kandidat menjanjikan untuk reaktor berpendingin timbal atau sodium dengan temperatur cukup tinggi (<600 °C) dan sistem primer yang kompak. Tantangannya pada temperatur lebih tinggi adalah bahwa material struktur mengalami penurunan kinerja akibat keterbatasan geometri dan kehilangan kekuatan mekanis (*strength*). Terkait hal ini, Kang[17] menunjukkan bahwa baja ODS (*oxide dispersed strengthened*) memiliki performa lebih baik dibanding baja F/M dalam mengatasi *irradiation hardening* dan bisa dioperasikan pada >650 °C, suatu hal yang sangat menjanjikan bagi pemanfaatan dalam reaktor maju.

Baja ODS yang mengandung oksida partikel kecil dengan kerapatan tinggi ini dianggap sebagai salah satu kandidat material struktur teras sistem reaktor maju yang paling menjanjikan. Dengan mikrostruktur yang unik, baja ODS ferritik memiliki sifat *tensile*, daya tahan terhadap *creep*, dan daya tahan iradiasi pada temperatur tinggi yang amat bagus. Baja ODS ferritik yang diperkuat dengan nano-oksida terdispersi menunjukkan *creep-strength* dan *swelling-resistance* yang lebih baik, menjadikannya kandidat kuat sebagai kelongsong

reaktor maju tipe cepat dengan *burnup* tinggi dan cocok untuk masa operasi yang panjang[18,19].

Penelitian tentang baja ODS umumnya terfokus pada baja ferritik/martensitik (F/M) dan baja ferritik, karena keduanya sangat menjanjikan dalam daya tahannya terhadap radiasi dan *stress-corrosion cracking* (SCC), serta tampang lintang neutron yang baik bagi efisiensi reaktor. Walaupun kekuatannya tidak begitu bagus pada temperatur tinggi, tetapi hal ini bisa diatasi dengan dispersi oksida untuk memperbaiki *creep resistance*. Untuk aplikasi di dalam reaktor nuklir, kandungan kromium dalam baja ODS biasanya antara 9-14% untuk mengurangi kegetasan.

Studi tentang teknik sintesis ODS menggunakan sumber daya alam lokal telah dilaporkan oleh Rivai dkk[20]. Karakterisasi dan pengujian dilakukan dengan peralatan karakterisasi dan pengujian yang ada di BATAN, seperti: SEM-EDS, *X-Ray Diffraction Spectroscopy* (XRD) dan *Vickers Hardness Tester*. Studi tersebut bertujuan untuk mempelajari teknik sintesis baja ODS dengan memanfaatkan sumber daya alam lokal yaitu pasir besi dari Tasikmalaya, Jawa Barat. Sebagai partikel dispersi digunakan partikel berukuran nanometer Y_2O_3 . Partikel-partikel oksida yang disebar ini berfungsi sebagai penjepit (*pinning*) yang menahan gerak dislokasi pada struktur material. Analisis hasil uji kekerasan menunjukkan bahwa baja ODS ini memiliki kekerasan yang cukup baik. Pada penelitian berikutnya, mekano-sintesis terhadap baja ODS ferritik yang mengandung 14% kromium menunjukkan hasil yang cukup menjanjikan[21].

Paduan *refractory* (seperti Nb, Mo, Ta, dll.) memiliki titik leleh lebih dari 2000 °C dan menjadi kandidat untuk kelongsong reaktor cepat berpendingin metal cair atau gas yang dapat beroperasi pada temperatur sangat tinggi. Namun, walaupun memiliki daya tahan yang baik terhadap

creep dan *swelling* hingga *burnup* tinggi, metal ini tidak tahan oksidasi dan sulit untuk difabrikasi[22]. Selain itu, paduan *refractory* tidak dianggap sebagai kandidat yang bagus untuk kelongsong karena tampang lintang serapan neutron yang tinggi.

Material keramik dibutuhkan pada komponen yang bertemperatur sangat tinggi (>1000 °C) seperti penukar panas dan insulasi termal dalam sistem primer, serta selubung batang kendali pada V/HTR dan GFR, serta kelongsong bahan bakar. Tujuan utama mempelajari material non-metalik seperti grafit atau komposit matriks keramik (C/C, C/SiC, SiC/SiC) adalah untuk mengetahui karakter berbagai material struktur teras (reflektor, bahan bakar, kelongsong batang kendali, pelat penopang teras).

Keramik juga digunakan sebagai filter berpori dengan kemampuan menyerap radionuklida dari udara dan cairan dan berperan penting dalam proses *cleanup* di Fukushima. Keramik akan tetap berperan penting dalam reaktor maju, khususnya dalam pengembangan bahan bakarnya[23].

Keramik memiliki ketahanan korosi yang bagus dalam lingkungan timbal-bismut eutektik pada temperatur tinggi, baik dalam kondisi temperatur konstan 700 °C maupun transien 550-800 °C. Reaktor cepat berpendingin timbal-bismut eutektik dengan menggunakan keramik SiC sebagai material kelongsong dan struktur teras memiliki perilaku neutronik yang baik. Hal ini menunjukkan bahwa penggunaan keramik memiliki prospek cukup bagus[24,25].

3.2. Simulasi Kerusakan Radiasi pada Material Struktur Reaktor

Untuk mengetahui dampak radiasi secara eksperimental seringkali tidak praktis karena

beberapa alasan, seperti mahalnya biaya desain alat dan biaya iradiasi di reaktor, pemeriksaan pasca-iradiasi, ketersediaan fasilitas, serta pelaksanaan eksperimen yang sulit karena kondisi *loading* dengan variasi temperatur material dan zat pendingin, dosis radiasi, dan lain-lain. Untuk mengatasi hal itu perlu dilakukan simulasi dan pemodelan dengan komputer.

Dalam rangka mempelajari kerusakan pada material struktur akibat radiasi, di PSTBM BATAN dilakukan simulasi komputer dengan metode transport atau Monte Carlo. Program MCNP5[26] digunakan untuk memodelkan interaksi antara radiasi dengan material, yaitu dengan menghitung laju *dpa*. Laju *dpa* diperoleh dengan membagi R , jumlah perpindahan per unit volume dan waktu, dengan kerapatan atom material, N , sesuai Persamaan 1.

$$R_{DPA} = \frac{R}{N} = \left(\frac{\sigma_D \phi}{2E_D} \right) = \eta \left(\frac{R_D}{2E_D} \right) \quad (1)$$

dimana, E_D adalah energi ambang, σ_D tampang lintang *displacement*, R_D laju kerusakan, dan faktor efisiensi, $\eta=0.8$.

Material yang digunakan dalam simulasi ini adalah besi murni (Fe-56). Besi adalah elemen utama yang digunakan pada kebanyakan baja, termasuk ODS. Baja ODS ini potensial untuk digunakan dalam reaktor maju dengan temperatur operasi yang tinggi, karena adanya penambahan dispersi partikel oksida stabil ke dalam matriks baja.

Program MCNP5 ini mampu menghitung fenomena fisika neutron secara akurat dengan geometri problem tertentu. Dengan pustaka tampang lintang kontinyu program ini dapat mengevaluasi interaksi di setiap titik antara neutron dan atom dalam material. Beberapa parameter nuklir khusus yang dihitung antara lain, fluks neutron, *fluence*, dan energi yang diberikan pada target material Fe. Model geometri sederhana yang

digunakan dalam simulasi ini ialah berbentuk bola Fe-56 yang dilingkungi oleh udara. Sebuah sumber titik isotropis berenergi 14,1 MeV diletakkan di pusat bola Fe tersebut.

Umumnya, metal adalah kristal padat yang memiliki struktur periodik FCC (*face centered cubic*) dan BCC (*body centered cubic*), berdasarkan unit sel kubik. Posisi atom akan berulang pada posisi yang tetap. Namun begitu, posisi atom dalam sebagian besar material kristal tidak sempurna. Pola teratur diinterupsi oleh cacat kristal (*crystallographic defects*). Tiga macam cacat yang terjadi di metal adalah titik, garis, dan planar. Simulasi ini difokuskan pada cacat titik. Sebuah *vacancy* terjadi di sekitar satu titik kisi dimana terdapat kekosongan atom. Di sisi lain, cacat *interstitial* terjadi ketika sebuah atom mengambil posisi *interstitial* pada struktur kisi. Atom *interstitial* ini bisa dari jenis atom yang sama dengan kristal, bisa juga atom dari material asing.

Kerusakan radiasi dihitung menggunakan *tally* F4 dan Fm4. Hal ini dilakukan memakai program pengolah tampang lintang NJOY[27] untuk menghasilkan tampang lintang mikroskopik *dpa*, karena data NJOY diolah berdasarkan interaksi nuklir secara detil. Program pengolah data NJOY dianggap sebagai standar untuk mengolah data nuklir terevaluasi (*evaluated nuclear data files*). Tampang lintang kerusakan dihasilkan oleh fungsi HEATR dalam NJOY99, yaitu versi NJOY yang digunakan untuk menambahkan produksi panas (*kerma*) dan tampang lintang *dpa*.

Laju kerusakan dapat dihitung dengan menggunakan pustaka tampang lintang ACE dengan *identifier* MT=444. Laju kerusakan dihitung menggunakan *F4 flux tally* dan tampang lintang kontinyu pustaka ACE untuk mengamati interaksi tertentu yang diinginkan. Interaksi antara neutron dengan atom suatu material mengakibatkan adanya transfer energi dari neutron kepada atom.

Laju reaksi dalam material adalah hasil kali fluks yang melewati suatu wilayah dengan tampang lintang setiap elemen material. Simulasi Monte Carlo atas kerusakan Fe-56 yang diiradiasi dengan sumber neutron titik dengan energy 14.1 MeV bisa dilakukan pada berbagai temperatur.

4. PENELITIAN DAN PENGEMBANGAN MATERIAL PERISAI REAKTOR

Radiasi merupakan rambatan energi yang dapat menyebabkan terlepasnya elektron dari ikatan atom atau molekul pada objek yang dilaluinya. Radiasi yang mengenai jaringan tubuh secara berlebihan dapat menimbulkan bahaya bagi kesehatan. Karena itu bekerja dengan radiasi harus sedapat mungkin meminimalkan jumlah radiasi yang diterima. Salah satu upaya mengurangi paparan radiasi ialah dengan menggunakan perisai yang mampu menahan radiasi dengan cara yang lebih baik dan efektif, sehingga akan mengurangi intensitas radiasi yang melaluinya.

4.1. Status litbang material perisai reaktor

Radiasi gamma atau sinar-x yang dipancarkan oleh suatu sumber radiasi baik berupa sebuah reaktor nuklir atau sumber lain, harus dihalangi dengan perisai agar tidak membahayakan bagi lingkungannya. Prinsip dasar sebuah perisai radiasi adalah untuk mengurangi intensitas suatu sumber radiasi eksternal hingga mencapai tingkat yang dapat diterima. Material perisai gamma atau sinar-x yang bagus harus memiliki nilai koefisien atenuasi foton yang tinggi dan dampak iradiasi terhadap sifat mekanikalnya harus kecil.

Sudah banyak perisai foton yang dibuat dengan berbagai komposisi material, mulai dari

yang klasik seperti menggunakan beton hingga yang menggunakan material yang lebih maju seperti perisai yang dikostumisasi dengan bahan metal berat yang didispersikan dalam polimer organik[28,29]. Untuk menekan dosis radiasi yang diterima, ada tiga cara yang sudah dikenal dalam lingkungan proteksi radiasi yang disingkat dengan istilah "pejabat", yaitu akronim untuk perisai, jarak, dan batas waktu. Pemilihan material yang tepat untuk perisai radiasi merupakan salah satu faktor penting dalam mengurangi potensi risiko bahaya itu. Karena itu riset material perisai perlu terus dikembangkan. Selain perisai, jarak dari sumber juga penting, karena intensitas paparan yang diterima berbanding terbalik dengan kuadrat jarak dari sumber, sesuai yang ditunjukkan pada Persamaan 2.

$$I = \frac{S}{4\pi r^2} \tag{2}$$

Sedangkan waktu atau lamanya bekerja dengan radiasi tentu langsung berhubungan dengan paparan yang diterima.

Dalam menentukan bahan perisai, beberapa faktor berikut harus diperhatikan. Pertama, tentukan jenis perisai apa yang sesuai dengan kebutuhan, misalnya untuk reaktor nuklir perlu diberi perisai di sekelilingnya. Kedua, tentukan batas radiasi yang dapat diterima, baik saat reaktor beroperasi maupun saat padam. Ketiga, ketahui lokasi, energi dan intensitas sumber radiasi. Terakhir, hitung dan buat desain perisai radiasi yang diinginkan serta tetapkan material apa yang akan digunakan.

Parameter utama menentukan material perisai yang bagus adalah dengan melihat tampang lintang hamburan dan serapannya. Hal ini dapat diperkirakan dengan mengetahui seberapa banyak (densitas) terdapat material penghalang di antara sumber radiasi dan subjeknya. Ukuran

kemampuan suatu material menahan radiasi biasanya dinyatakan dalam tebal paruh, dimana intensitas radiasi yang melewatinya akan tertahan separuhnya. Material perisai yang umum digunakan ditunjukkan dalam Tabel 1.

Tabel 1. Perbandingan Beberapa Material Perisai[30]

Material	Tebal Paruh (cm)	Kerapatan (g/cm ³)
Timbal	1	11,3
Beton	6.1	3,3
Baja	2.5	7,86
Kayu	29	0,56

Dalam membuat desain perisai untuk reaktor nuklir, selain faktor keselamatan, faktor harga memainkan peran yang penting. Misalnya bila ditemukan harga baja jauh lebih murah daripada timbal, maka baja akan cenderung digunakan walaupun lebih memakan tempat dibandingkan menggunakan timbal. Pertimbangan lain adalah masalah deformasi plastis atau *creep*, suatu proses dimana metal menjadi lemah atau mulur setelah beberapa waktu bila terpapar tekanan atau temperatur cukup tinggi. Timbal rentan terhadap *creep* walaupun efektif mengurangi paparan, sedangkan beton lebih moderat.

Karena pertimbangan itulah maka beton sering dipilih sebagai perisai. Beton adalah bahan yang bagus, murah dan dipakai luas sebagai material perisai di dalam PLTN, *hotcell* di laboratorium dan fasilitas medis, dan juga biasa digunakan sebagai komponen utama dalam material konstruksi bangunan PLTN[31]. Namun demikian beton bukannya tidak memiliki kekurangan. Ada beberapa hal yang harus diperbaiki, misalnya variabilitas dalam komposisi materialnya serta adanya kandungan air dalam beton yang dapat menimbulkan ketidakpastian distribusi radiasi dan atenuasi di dalam perisai.

4.2. Sintesis dan Simulasi Perisai Radiasi

Di PSTBM-BATAN, riset material perisai dilakukan baik dengan melakukan eksperimen maupun pemodelan dan simulasi komputer. Eksperimen dilakukan untuk melihat efektivitas penggunaan beton dan berbagai campurannya sebagai bahan perisai[32]. Selain eksperimen dilakukan juga simulasi komputer menggunakan program MCNP5 untuk melihat kesesuaiannya dengan hasil eksperimen.

Dalam eksperimen yang diukur adalah koefisien atenuasi materia perisai. Atenuasi karena interaksi adalah proses pengurangan energi atau perubahan arah radiasi. Rasio atenuasi foton dalam materi yang tebalnya 1 cm disebut koefisien atenuasi (μ). Dengan menggunakan Persamaan 3 koefisien atenuasi linear dapat dihitung,

$$\mu_l = -\frac{\ln(\frac{I}{I_0})}{t} \quad (3)$$

dimana, μ_l = koefisien atenuasi linear (cm^{-1}), I = intensitas akhir, I_0 = intensitas awal, dan t = ketebalan bahan (cm).

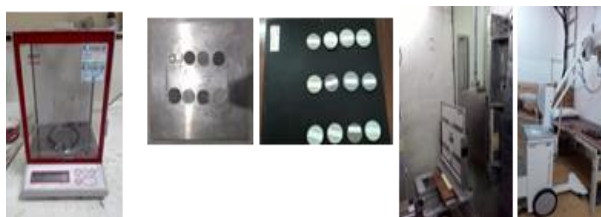
Koefisien atenuasi sinar-x meningkat secara linear dengan nomor atom bahan. Sementara daya tembus neutron terhadap material perisai dicirikan oleh beberapa parameter seperti tampang lintang *removal*/efektif.

Berbeda dengan sinar-x dan sinar gamma, neutron berinteraksi langsung dengan inti atom sebuah materi. Karena interaksinya dengan inti atom maka ia tidak bergantung pada kerapatan elektron sehingga bahan dengan nomor atom tinggi seperti logam pada umumnya dapat dengan mudah ditembus. Interaksi neutron dengan bahan ditentukan oleh tampang lintang makroskopik dari inti atom yang tidak bebanding lurus dengan nomor atom. Tampang lintang isotop dari unsur yang sama dapat berbeda beberapa besaran.

Sehingga apabila benda uji terdiri dari campuran beberapa isotop maka tampang lintang makroskopik totalnya adalah jumlah dari isotop-isotopnya dikalikan dengan fraksi beratnya. Dari sisi teknis besaran tampang lintang ini sering dinyatakan dengan koefisien atenuasi massa. Neutron mempunyai tampang lintang yang besar terhadap bahan-bahan seperti hidrogen, boron, dan logam-logam tanah jarang seperti gadolinium dan disprosium.

Dalam percobaan laboratorium telah diuji bahan komposit beton yang diberikan beberapa variasi *filler*, yaitu Co, Cr, Mn, baja paduan dan beton tanpa *filler*. Setiap sampel dibuat dalam berbagai ketebalan. Elemen dasar beton adalah pasir, semen dan air. Seluruh material tersebut dikarakterisasi menggunakan SEM-EDS (*Scanning Electron Microscopy-Energy Dispersive X-ray Spectrometry*). Hasil karakterisasi ini dijadikan sebagai bahan input data untuk perhitungan Monte Carlo.

Kemampuan menyerap sinar-x setiap sampel diuji dengan radiografi sinar-x pada berbagai ketebalan. Film yang menangkap gambar hasil pengujian diproses di kamar gelap. Pengukuran intensitas awal dan akhir yang ditunjukkan pada film tersebut dihitung menggunakan densitometer. Gambar 3 menunjukkan peralatan yang digunakan dalam percobaan perhitungan atenuasi perisai radiasi yang dilakukan. Hasil pengukuran intensitas ini lalu dibandingkan dengan hasil simulasi.



Gambar 3. Beberapa Peralatan dan Fasilitas yang Digunakan dalam Percobaan Attenuasi Perisai Radiasi.

Dalam simulasi dengan MCNP5 yang dilakukan di PSTBM, geometri input dilakukan dalam kordinat 3-D Cartesian (x,y,z) yang digambarkan oleh kartu input *cell* dan *surface*. Kartu *Cell* mengandung informasi tentang jenis dan densitas material yang digunakan, sedangkan kartu *surface* menggambarkan koordinat sistem dan lingkungannya. Kartu *Data* terdiri atas spesifikasi sumber, *tally*, dan material sampel. Dalam simulasi ini digunakan sumber *disk* yang memancarkan foton secara uniform dan searah.

Dari eksperimen yang dilakukan disimpulkan bahwa beton yang dicampur dengan *filler* Co, Cr, Mn, dan baja paduan memiliki kinerja yang lebih baik dalam menahan radiasi sinar-x/gamma dibandingkan dengan beton kontrol tanpa *filler*. Hasil eksperimen dengan sinar-x/gamma ditunjukkan dalam Tabel 2. Sedangkan untuk perisai neutron, beton yang dicampur dengan B₄C memiliki kinerja yang lebih baik dibandingkan dengan beton kontrol tanpa *filler*. Semakin besar persentase B₄C dalam komposit beton, semakin baik kemampuan sampel dalam menahan radiasi neutron, karena boron memiliki tampang-lintang tangkapan neutron sangat besar[33].

Tabel 2. Sampel dengan Koefisien Atenuasi Linear Terbesar

Hasil eksperimen tersebut lalu dibandingkan dengan hasil simulasi yang dilakukan, dan ditemukan bahwa hasilnya cukup mirip. Hal ini menunjukkan bahwa kemampuan simulasi menggunakan program MCNP5 di BATAN sudah cukup baik dan bisa digunakan untuk riset material lainnya di masa yang akan datang.

5. KESIMPULAN

Untuk menghadapi tantangan pengembangan reaktor maju dan Gen-IV dibutuhkan material struktur yang berkinerja bagus, memiliki kekuatan mekanik, daktilitas dan *fracture toughness* yang cukup, serta daya tahan radiasi dan korosi yang baik. Material yang potensial berkembang ke depan antara lain baja austenitik tahan-radiasi, baja ferritik-martensitik dan ODS, paduan *refractory*, dan material keramik. Penelitian dan pengembangan sintesis baja ODS di BATAN menggunakan pasir besi lokal sebagai bahan utama dan partikel oksida yttrium sebagai partikel dispersi menunjukkan bahwa baja ODS hasil sintesis ini memiliki kekerasan yang cukup bagus dan desain teknologi sintesis yang sudah cukup baik walaupun masih perlu disempurnakan. Selain material struktur, material perisai perlu terus dikembangkan untuk dapat selalu menjamin keselamatan lingkungan fasilitas nuklir dari paparan radiasi yang tidak diinginkan. Hasil sintesis dan simulasi menunjukkan bahwa material perisai berupa beton yang dicampur dengan *filler* Co, Cr, Mn, dan baja paduan memiliki kinerja yang lebih baik dalam menahan radiasi sinar-x/gamma dibandingkan dengan beton kontrol tanpa *filler*. Sebagai perisai neutron, beton yang dicampur dengan B₄C memiliki kinerja yang lebih baik

Sampel	Koef. Atenuasi Linear (cm ⁻¹)
Beton+Baja Paduan	2.3884
Beton+Co	2.3136
Beton+Mn	2.2691
Beton+Cr	2.2291
Beton	1.4497

dibandingkan dengan beton kontrol. Walaupun semua hasil yang ada sudah cukup bagus, kegiatan litbang material struktur reaktor dan perisai radiasi secara umum perlu terus ditingkatkan untuk menghadapi tantangan desain reaktor maju yang umumnya beroperasi pada temperatur operasi

yang lebih tinggi dan lingkungan radiasi yang lebih besar.

UCAPAN TERIMA KASIH

Penulis mengucapkan terima kasih kepada Dr. Mardiyanto, Dr. Abu Khalid Rivai dan Ir. Bandriyana MSi atas diskusi dan masukan yang berharga bagi pengayaan isi makalah ini.

DAFTAR ACUAN

- [1]. IAEA, "Characterization and Testing of Materials for Nuclear Reactors," in *Proceedings of a technical meeting held in Vienna, May 29–June 2, 2006*, 2007, no. IAEA-TECDOC-1545, p. 149.
- [2]. P. Hosemann and C. Materials, "Material Issues for Current and Advanced Nuclear Reactor Designs," *Contemp. Mater.*, vol. 1, pp. 10–25, 2014.
- [3]. J. T. Busby, "Challenges for Reactor Materials," in *Nanonuclear Workshop February 28, 2012 Rice University*, 2012.
- [4]. J. Simeg Veternikova, J. Degmova, M. Pekarcikova, F. Simko, M. Petriska, M. Skarba, P. Mikula, and M. Pupala, "Thermal stability study for candidate stainless steels of GEN IV reactors," *Appl. Surf. Sci.*, vol. 387, pp. 965–970, 2016.
- [5]. S. Ion, "Challenges to deployment of twenty-first century nuclear reactor systems," *Proceedings. Math. Phys. Eng. Sci.*, vol. 473, no. 2198, p. 20160815, Feb. 2017.
- [6]. A. S. Ouda, "Development of high-performance heavy density concrete using different aggregates for gamma-ray shielding," *Prog. Nucl. Energy*, vol. 79, pp. 48–55, 2015.
- [7]. S. Li, Z. Zhou, M. Wang, H. Hu, L. Zou, G. Zhang, and L. Zhang, "Microstructure and mechanical properties of 16 Cr-ODS ferritic steel for advanced nuclear energy system," *J. Phys. Conf. Ser.*, vol. 419, no. 1, 2013.
- [8]. S. J. Zinkle and G. S. Was, "Materials challenges in nuclear energy," *Acta Mater.*, vol. 61, no. 3, pp. 735–758, 2013.
- [9]. S. J. Zinkle and J. T. Busby, "Structural materials for fission & fusion energy," *Mater. Today*, vol. 12, no. 11, pp. 12–19, 2009.
- [10]. B. Pomaro, "A Review on Radiation Damage in Concrete for Nuclear Facilities: From Experiments to Modeling," *Model. Simul. Eng.*, vol. 2016, 2016.
- [11]. Kai Nordlund et al., *Primary Radiation Damage in Materials*. OECD/NEA, 2015.
- [12]. F. Aziz and A. Kitamoto, "Concept On Coupled Spectrum B/T (Burning And/Or Transmutation) Reactor For Treatment Of Minor Actinides By Thermal And Fast Neutrons," *Ann. Nucl. Energy*, vol. 23, no. 15, pp. 1239–1248, 1996.
- [13]. IAEA, *Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS)*. Vienna: IAEA, 2016.
- [14]. S. F. Ghazi Ardekani and K. Hadad, "Evaluation of radiation damage in belt-line region of VVER-1000 nuclear reactor pressure vessel," *Prog. Nucl. Energy*, vol. 99, pp. 96–102, 2017.
- [15]. P. Yvon, M. Le Flem, C. Cabet, and J. L. Seran, "Structural materials for next generation nuclear systems: Challenges and the path forward," *Nucl. Eng. Des.*, vol. 294, pp. 161–169, 2015.
- [16]. N. Science, "OECD NEA Status Report on Structural Materials for Advanced Nuclear Systems," 2013.
- [17]. S. H. Kang, Y. B. Chun, S. Noh, J. Jang, Y. H. Jeong, and T. K. Kim, "Radiation damage of F/M and ODS alloys after Fe³⁺-ion irradiation at 300 A degrees C," *J. Korean Phys. Soc.*, vol. 66, no. 3, pp. 505–508, 2015.
- [18]. C. Cabet, A. Michaux, C. Fazio, L. Malerba, M.-F. Maday, M. Serrano, and K.-F. Nilsson, "The new EC FP7 MatISSE project: materials' innovations for a safe and sustainable nuclear in Europe," in *Structural Materials for Innovative Nuclear Systems*, 2015, no. October 2013.
- [19]. T. K. Kim, S. Noh, S. H. Kang, J. J. Park, H. J. Jin, M. K. Lee, J. Jang, and C. K. Rhee, "Current Status and Future Prospective of Advanced Radiation Resistant Oxide Dispersion Strengthened Steel (ARROS) Development for Nuclear Reactor System Applications," *Nucl. Eng. Technol.*, vol. 48, no. 2, pp. 572–594, 2016.
- [20]. A. K. Rivai, A. Dimiyati, M. Silalahi, and R. Salam, "Studi Awal Sintesis Baja Oxide Dispersion Strengthened Dengan Memanfaatkan Sumber Daya Alam Lokal," in *Prosiding Pertemuan Ilmiah Ilmu Pengetahuan dan Teknologi Bahan 2012*, 2012, pp. 195–199.
- [21]. A. K. Rivai, A. Dimiyati, and W. A. Adi, "Mechanosynthesis of A Ferritic ODS (Oxide Dispersion Strengthened) Steel Containing 14% Chromium and Its Characterization," in *IOP Conference Series: Materials Science and Engineering*, 2017, vol. 202, pp. 1–6.

- [22]. Z. Duan, H. Yang, Y. Satoh, K. Murakami, S. Kano, Z. Zhao, J. Shen, and H. Abe, "Current status of materials development of nuclear fuel cladding tubes for light water reactors," *Nucl. Eng. Des.*, vol. 316, pp. 131–150, 2017.
- [23]. W. E. Lee, M. Gilbert, S. T. Murphy, and R. W. Grimes, "Opportunities for Advanced Ceramics and Composites in the Nuclear Sector," *J. Am. Ceram. Soc.*, vol. 96, no. 7, pp. 2005–2030, 2013.
- [24]. Y. Zhao, F. Niu, Y. Yu, W. Zhuo, Z. Hao, and W. Xiao, "Young's Modulus and Gas Tightness Measurement of Ceramic Matrix Composite-SiC for Advanced Reactor Application," in *21st International Conference on Nuclear Engineering*, 2013, p. V001T02A017.
- [25]. A. K. Rivai, "MATERIAL REAKTOR CEPAT BERPENDINGIN TIMBAL-BISMUT EUTEKTIK," in *Prosiding Seminar Nasional Pengembangan Energi Nuklir V*, 2012, pp. 175–186.
- [26]. X-5 Monte Carlo Team, "MCNP - Version 5, Vol. 1: Overview and Theory," *LA-UR-03-1987*, 2003.
- [27]. R. E. Macfarlane, D. W. Muir, R. M. Boicourt, and A. C. Kahler, "The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 2012," *LA-UR-12-27079, Los Alamos Natl. Lab.*, 2012.
- [28]. A. Erol, I. Pöcan, E. Yanbay, O. Ersoz, and F. Lambrecht, "Radiation shielding of polymer composite materials with wolfram carbide and boron carbide," *Radiat. Prot. Environ.*, vol. 39, no. 1, p. 6, 2016.
- [29]. M. Aminian, M. Bakhshandeh, M. Allahbakhshian-Farsani, E. Bakhshandeh, and N. Shakeri, "Comparison of the protection performance in a composite shield and a lead standard shield in terms of biological effects in nuclear medicine," *Iran J Nucl Med*, vol. 25, no. 2, pp. 129–135, 2017.
- [30]. "A Look at Radiation Shielding: Principles, Types and How to Determine the Best Option," *Nucl Decomm Report*, 2011. [Online]. Available: <http://ndreport.com/a-look-at-radiation-shielding-principles-types-and-how-to-determine-the-best-option/>. [Accessed: 13-Feb-2018].
- [31]. B. Oto and A. Gür, "Gamma-ray shielding of concretes including magnetite in different rate," *Int. J. Phys. Sci.*, vol. 8, no. 8, pp. 310–314, 2013.
- [32]. U. D. Prastiwi, "SINTESIS DAN SIMULASI KINERJA PERISAI RADIASI NUKLIR BERBASIS KOMPOSIT BETON TERHADAP PAPARAN SINAR X/SINAR GAMMA DAN BERKAS NEUTRON," Institut Pertanian Bogor, 2017.
- [33]. S. Orak and D. Y. Baysoy, "Neutron shielding properties of concrete with boron and boron containing mineral," *Acad. Platf. J. Eng. Sci.*, vol. 1, no. 1, pp. 15–19, 2013.