



انجمن حفاظت در برابر اشعه ایران

مقاله کنفرانسی



مجله سنجش و ایمنی پرتو، جلد ۱۱، شماره ۴، زمستان (ویژه نامه) ۱۴۰۱، صفحه ۸۳-۸۷

ششمین کنفرانس سنجش و ایمنی پرتوهای یون ساز و غیر یون ساز (مردادماه ۱۴۰۰)

تاریخ دریافت مقاله: ۱۴۰۰/۰۷/۱۵، تاریخ پذیرش مقاله: ۱۴۰۱/۰۵/۰۸

بررسی تولید رادیوایزوتوپ‌های با نیمه عمر بالا در حفاظ‌های زیستی در راکتورهای هسته‌ای به وسیله کدهای MCNP و ORIGEN-S

علیرضا صدر ممتاز و محمدرضا کاظمیان*

گروه فیزیک، دانشکده علوم پایه، دانشگاه گیلان، رشت، گیلان، ایران.

*گیلان، رشت، دانشگاه گیلان، دانشکده علوم پایه، گروه فیزیک، کد پستی: ۵۶۷۸۹-۰۱۲۳۴

پست الکترونیکی: mohammadkazemiyan@gmail.com

چکیده

دز دریافتی ناشی از تابش‌های یوننده توسط سه عامل زمان، چشمه و حفاظت تعیین می‌شود، در نتیجه حفاظت مطلوب می‌تواند باعث کاهش دز دریافتی و افزایش اطمینان از سلامت فعالیت‌ها شود. هم‌چنین ماده‌ی حفاظ مانند هر ماده‌ی دیگری پس از قرارگیری در معرض تابش، رادیوایزوتوپ می‌شود. هدف در این مقاله بررسی خواص حفاظتی و محاسبه‌ی ضریب تضعیف نوترون بتن‌های با افزودنی پلی‌اتیلن، سرپانتین و آهن مگنتیت به کمک کد MCNP است. پس از آن زمان مورد نیاز برای هر یک از این ترکیبات برای رسیدن به سطح پاک‌ی تعیین شده توسط آژانس توسط کد ORIGEN-S بررسی می‌شود که وجود رادیوایزوتوپ‌های ^{60}Co ، ^{137}Cs و ^{154}Eu در این مورد تأثیرگذار است.

کلیدواژگان: حفاظ زیستی، سطح پاک‌ی، بتن، سطح مقطع واکنش، MCNP، ORIGEN-S.

۱. مقدمه

مسأله‌ی حفاظت در برابر پرتوها از ابتدای فناوری هسته‌ای به‌عنوان موضوعی حیاتی بخش مهمی از مطالعات را به خود اختصاص داده‌است [۱]. به‌طور کلی هر ماده‌ای که مخاطرات تابش یونیزه‌کننده را کاهش دهد می‌تواند به‌عنوان حفاظ یاد شود. عبارت حفاظ زیستی به یک جرم یا ماده‌ی جاذب اطلاق می‌شود که در اطراف یک راکتور یا چشمه‌ی پرتوزا قرار گرفته‌است به این منظور که تابش را تا حد امنی برای انسان کاهش دهد [۲]. به‌طور کلی سه عامل، دز دریافتی از چشمه را تعیین می‌کنند که عبارتند از: ۱- زمان، ۲- فاصله و ۳- حفاظت [۳]. هم‌چنین عواملی که انتخاب حفاظ به آن‌ها بستگی دارد عبارتند از: ۱- هزینه، ۲- نوع تابش و ۳- فراوانی مواد حفاظتی [۳]. از آنجایی که رادیوایزوتوپ‌ها، انواع و اقسام واپاشی‌ها را انجام می‌دهند که خروجی‌های مختلفی دارند، حفاظت در مقابل تابش ناشی از آن‌ها نیز دارای تنوع و پیچیدگی‌های خاصی است. حفاظ‌های با عدد اتمی زیاد و چگالی بیش‌تر معمولاً بهتر هستند. هر ماده برای یک تابش معین ذرات، سطح مقطع واکنش به‌خصوصی دارد که به مواردی از جمله انرژی و نوع تابش فرودی وابسته است. شدت هر تابش به‌صورت نمایی با ضخامت حفاظت می‌کند:

مسأله‌ی حفاظت در برابر پرتوها از ابتدای فناوری هسته‌ای به‌عنوان موضوعی حیاتی بخش مهمی از مطالعات را به خود اختصاص داده‌است [۱]. به‌طور کلی هر ماده‌ای که مخاطرات تابش یونیزه‌کننده را کاهش دهد می‌تواند به‌عنوان حفاظ یاد شود. عبارت حفاظ زیستی به یک جرم یا ماده‌ی جاذب اطلاق می‌شود که در اطراف یک راکتور یا چشمه‌ی پرتوزا قرار گرفته‌است به این منظور که تابش را تا حد امنی برای انسان کاهش دهد [۲]. به‌طور کلی سه عامل، دز دریافتی از چشمه را تعیین می‌کنند که عبارتند از: ۱- زمان، ۲- فاصله و ۳- حفاظت [۳]. هم‌چنین

دوره‌ی عملکرد خود به‌عنوان پسماند هسته‌ای محسوب می‌شود و در نتیجه هرچه میزان فعالیت آن بیش‌تر باشد نحوه برخورد با آن پیچیده و دشوار تر می‌شود. از همین منظر، بخش زیادی از مطالعات مربوط به حفاظت در سال‌های اخیر مربوط به بررسی رفتار حفاظ زیستی پس از پایان دوره تابش‌گیری آن بوده است. با توجه به آن چه که اشاره شد در طراحی یک حفاظ، بخشی از هدف، تعیین یک ترکیب است که پس از پایان دوره عملکرد، به کم‌ترین میزان ممکن رادیواکتیو شده باشد. در بررسی این رفتار وجود برخی عناصر مانند Cs، Eu، Co نقش ویژه‌ای پیدا می‌کند. چرا که این عناصر دارای رادیوایزوتوپ‌های با نیمه عمر بالا می‌باشند (Cs^{۱۳۷}، Eu^{۱۵۲} و Co^{۶۰}) که این امر مدت زمان مورد نیاز برای «خنک شدن» حفاظ زیستی را افزایش می‌دهد [۱۰]. خنک شدن اصطلاحی است که دلالت بر کاهش حد تابش پسماند هسته‌ای تا سطح بی‌خطری برای انسان، حیوانات و محیط زیست دارد. آژانس بین‌المللی انرژی اتمی سطوح تابشی را تعیین کرده است که به ازای آن‌ها می‌توان پسماندهای هسته‌ای را بی‌خطر دانست [۱۰].

مقادیر تعیین شده توسط آژانس به سطوح پاک‌ی مشهور شده‌اند. با توجه به نوع پسماند‌ها و آینده‌ی آن‌ها سطوح پاک‌ی به دو دسته‌ی مشروط و غیر مشروط تقسیم می‌شوند. پسماندهایی که آینده‌ی آن‌ها (از نظر دفن، سوزاندن یا بازیافت و فروش به سایر کشورها) مشخص است دارای سطح پاک‌ی مشروط و مواردی که مشمول آینده نامشخص هستند دارای سطح پاک‌ی غیر مشروط هستند. سطوح پاک‌ی با طراحی انواع سناریوها با الزام به این که دز جذب شده‌ی سالانه یک فرد تحت تأثیر آن‌ها از $10 \mu\text{Sv}$ تجاوز نکند به دست می‌آیند. سطوح پاک‌ی غیر مشروط مبنای محاسبات این مطالعه بوده اند [۱۱].

$$I = I_0 e^{-\Sigma x}, \quad (1)$$

که از آن‌جایی که در این مطالعه تابش نوترونی مورد نظر است، I شدت تابش نوترون در ضخامت x و I₀ شدت جریان اولیه نوترون می‌باشد و Σ سطح مقطع برهمکنش کل نوترون است. همچنین برای شار نوترونی نیز رابطه‌ی مشابهی داریم که در این رابطه نیز φ شار در ضخامت x و φ₀ شار در ضخامت ۰ یا همان شار اولیه است.

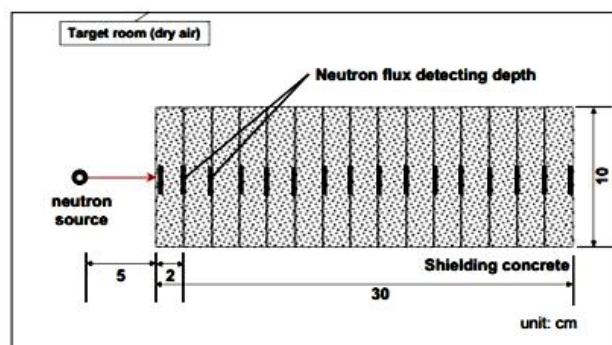
$$\phi = \phi_0 e^{-\Sigma x}. \quad (2)$$

در این راستا یافتن حفاظ‌هایی که به ازای ضخامت کم‌تر بتوانند شدت تابش رادیواکتیو را به میزان بیشتری کاهش دهند همواره مورد توجه بوده است. به‌طور کلی هر ماده‌ای که دارای سطح مقطع جذب مناسبی برای نوترون باشد در موقعیت مناسب خود می‌تواند نقش حفاظ را ایفا کند. به‌طور مثال آهن، گرافیت، آب، پلی‌اتیلن و انواع بتن می‌توانند به‌عنوان حفاظ استفاده شوند. یک حفاظ خوب باید در دسترس، برای استفاده مقرون به صرفه، فرم پذیر و مستحکم باشد، بتن به‌عنوان ماده‌ای که بسیاری از این ویژگی‌ها را دارد در زمان حاضر به‌عنوان حفاظ متداول در ساختار راکتورها به‌کار می‌رود [۴]. مطالعات گسترده‌ای روی انواع ترکیبات و ساختارهای بتنی برای احراز بهترین ضریب تضعیف صورت گرفته است. گروهی از مطالعات ساختارهای به‌خصوصی از بتن را مورد بررسی قرار داده‌اند که می‌توان از جمله‌ی این ساختارها کاربرد بور، فریبور، کولماتیت، باریت، سرپانتین، آهن مگنتیت و سنگ آهک به‌عنوان افزودنی بیشتر مورد توجه بوده است [۹-۵].

موضوع دیگری که در دو دهه‌ی اخیر در مبحث حفاظت مطرح شده است، واکنش حفاظ پس از قرارگیری در معرض تابش است. مواد مورد استفاده در حفاظ‌ها مانند هر ماده دیگر، وقتی در معرض تابش یوننده قرار می‌گیرند خود رادیواکتیو می‌شوند. بتن استفاده شده در حفاظ‌های زیستی پس از پایان

۲. روش انجام کار

برای انجام شبیه‌سازی از کد MCNP استفاده شد. این کد، یک کد هسته‌ای بر پایه‌ی روش مونت کارلو است که به بررسی رویدادهای هسته‌ای از طریق روش‌های تصادفی و آماری می‌پردازد. در این مطالعه، حفاظ زیستی بتنی به صورت استوانه‌ای به شعاع ۵ و ضخامت ۳۰ سانتی متر در آمد. حفاظ به بخش‌هایی با ضخامت ۲ سانتی متر تقسیم شد تا بتوان شار نوترونی را در هر یک از عمق‌های معین شده محاسبه نمود. هندسه‌ی این مطالعه و ترکیب برخی از ساختارهای آن از مطالعات دیگر انجام شده اقتباس شده است [۱۲، ۱۳]. کد، سرگذشت هر نوترون را تنها تا زمانی مورد تعقیب قرار می‌دهد که نوترون مذکور از جعبه خارج نشده باشد. هندسه‌ی مورد استفاده به صورت خروجی گرافیکی کد در شکل ۲ دیده می‌شود.



شکل (۲): نمای شماتیک هندسه‌ی مسأله.

چشمه به صورت نقطه‌ای با انرژی‌های گسسته تک مقدار تعریف شد. برنامه برای مقادیر مختلف انرژی چشمه اجرا شد که این مقادیر عبارتند از: ۱۰ eV، ۱۰۰ eV، ۱ KeV، ۱۰ KeV و ۱ MeV. شش ترکیب به عنوان ساختار برای بتن مورد استفاده قرار گرفت، این ترکیبات عبارتند از ۱- بتن عادی، ۲- بتن با ۱ درصد وزنی افزودنی بور B1، ۳- بتن با دو درصد وزنی بور B2، ۴- بتن با یک درصد وزنی بور و چهار درصد وزنی پلی‌اتیلن B1P4، ۵- بتن با یک درصد وزنی بور و ده درصد

وزنی پلی‌اتیلن، ۶- بتن با افزودنی سرپانتین و بتن با افزودنی آهن مگنتیت. درصد وزنی ترکیبات و چگالی مطابق با استانداردهای معمول و ذکر شده در منابع ۵ و ۶ است. کد برای ۲۰ میلیون ذره‌ی اولیه اجرا شد. خطای نسبی نتایج در هر بار اجرای کد در حدود ۰/۴٪ نگه داشته شد. این مقدار تقریباً ۷ برابر بهتر از یک مطالعه‌ی نوعی است [۱۴]. شار نوترونی در ضخامت‌های تعیین شده (بخش‌بندی‌های ۲ سانتی متری شکل ۲) محاسبه شد و سطح مقطع کل نوترون برای هر یک از بتن‌های مورد آزمایش به دست آمد.

در مرحله‌ی دوم مطالعه، شار محاسبه شده توسط کد MCNP به عنوان ورودی کد ORIGEN استفاده شد. همچنین ترکیب دقیق مواد و غلظت هر یک از عناصر Eu، Co و Cs با اقتباس از مطالعات دیگر به عنوان ورودی کد ORIGEN-S در نظر گرفته شد و در نتیجه میزان فعالیت نمونه‌های بتنی پس از تابش‌گیری و به عنوان تابعی از زمان توسط این کد محاسبه گردید.

۳. نتایج

پس از اجرای برنامه به دفعات (برای هر یک از انرژی‌ها و ساختارهای بتن تعیین شده) ضریب تضعیف نوترون هر یک از بتن‌ها به دست آمد. مقادیر به دست آمده در جدول ۱ مشاهده می‌شود. مقادیر به دست آمده برای بتن عادی با مقدار تجربی آورده شده در منابع در همخوانی بسیار خوب است و از این نظر صحت شبیه‌سازی مورد تأیید می‌باشد [۱۵].

از بخش دوم مطالعه نیز، خروجی کد ORIGEN-S به عنوان اکتیویته ترکیبات مختلف بتن پس از ۶۰ سال تابش‌گیری و سپس بعد از ۶ و ۲۵ سال خنک شدن و در اعماق ۱۰، ۲۰ و ۳۰ سانتی متری حفاظ محاسبه شد. زمان‌ها براساس مطالعات مرجع دیگری انتخاب شده‌اند و همخوانی پاسخ‌ها که در جدول ۲

جدول (۱): ضرایب تضعیف انواع ساختارهای بتن برحسب انرژی.

نوع بتن	سطح مقطع کل نوترون cm^{-1} به ازای انرژی معین					
	۰.۱ eV	۱۰ eV	۱۰۰ eV	۱ keV	keV ۱۰	۱ MeV
عادی	۰/۱۷۸	۰/۱۸۰	۰/۱۷۹	۰/۱۷۸	۰/۱۷۱	۰/۲۳۹
B _۱	۰/۲۰۱	۰/۱۷۴	۰/۱۶۲	۰/۱۵۲	۰/۱۴۵	۰/۱۵۵
B _۲	۰/۲۰۱	۰/۱۷۳	۰/۱۶۱	۰/۱۵۱	۰/۱۴۵	۰/۱۵۶
B _۱ P _۴	۰/۱۹۶	۰/۱۸۲	۰/۱۸۲	۰/۱۸۱	۰/۱۸۴	۰/۲۴۸
B _۱ P _{۱۰}	۰/۲۰۲	۰/۱۷۲	۰/۱۶۰	۰/۱۵۰	۰/۱۴۳	۰/۱۵۶
سرپانتین	۰/۳۱۴	۰/۲۶۳	۰/۲۶۱	۰/۲۷۹	۰/۲۵۲	۰/۲۷۹
آهن مگنتیت	۰/۴۸۰	۰/۳۸۹	۰/۳۷۳	۰/۳۴۴	۰/۲۲۱	۰/۱۸۱

ماندن مناطق عمیق‌تر حفاظ زیستی می‌شود و این خود به حصول سریعتر زمان پاکی می‌انجامد. اما افزایش غلظت پلی‌اتیلن با کاهش چگالی ترکیب همراه است، در نتیجه از یک درصد جرمی به بعد، کاهش چگالی ترکیب باعث کاهش سطح مقطع برهم‌کنش نوترون شده و حجم بیشتری از حفاظ زیستی فعال می‌شود. نتیجه این موضوع به تأخیر افتادن حصول پاکی برای ترکیب حفاظ زیستی خواهد بود.

آورده شده است، در موارد مشترک به‌منظور تعیین صحت مطالعه، بسیار خوب است [۱۲].

اطلاعات جدول ۲ نشان می‌دهد به‌ازای غلظت‌های پایین پلی‌اتیلن با توجه به این که این ترکیب، غیرمعدنی و دارای هیدروژن است و ترکیبات با نیمه‌عمر طولانی در آن دیده نمی‌شود، زمان پاکی ترکیب کاهش پیدا می‌کند. افزودن بور نیز با توجه به افزایش سطح مقطع برهم‌کنش نوترون باعث در امان

۴. بحث و نتیجه‌گیری

طول عمر راکتور به عنوان پسماندهای پرتوزا محسوب می‌شوند. هدف از طراحی یک حفاظ مطلوب زیستی این است که بتواند در مدت کم‌تری به سطح پاکی برسد و همچنین به ازای ضخامت‌های کم‌تری سطح پاکی را تأمین کند. این موضوع باعث می‌شود هزینه نگهداری پسماندها به میزان چشم‌گیری کاهش یابد، ملاحظات مربوط به محیط زیست تأمین شود و مخاطرات جانی برای انسان‌ها و دیگر موجودات زنده کاهش یابد به طوری که عملیات بازیافت و خرید و فروش بین المللی پسماندها بسیار آسان‌تر شود. از این منظر نیز مطالعه نشان داد، افزودن پلی‌اتیلن باعث کاهش چشم‌گیر فعالیت بتن می‌شود به طوری که افزودن ۴٪ وزنی پلی‌اتیلن به همراه ۱٪ وزنی بتن باعث کاهش ۹۰٪ فعالیت نسبت به حالت بتن عادی شد.

در این مطالعه ۱۰ نوع بتن با ترکیب مختلف به‌عنوان گزینه‌های مورد استفاده در حفاظ زیستی مورد بررسی قرار گرفتند. ترکیبات از دو نظر مورد بررسی قرار گرفتند ۱- خواص حفاظتی ۲- حصول سطح پاکی (میزان فعالیت به دلیل تابش نوترونی). مشاهده شد با افزودن بور به بتن عادی توانایی جذب نوترون آن بهبود می‌یابد و افزایش پلی‌اتیلن تا درصد وزنی معین (۴٪ وزنی) به همراه افزایش بور به بتن عادی، سطح مقطع برهم‌کنش آن را نسبت به حالت بتن عادی و یا افزودنی فقط بور افزایش می‌دهد. اما افزودن بیش‌تر از ۴٪ وزنی پلی‌اتیلن باعث کاهش چشم‌گیر چگالی بتن می‌شود که این موضوع روی ضریب تضعیف و استحکام بتن تأثیر منفی می‌گذارد. به جز خواص حفاظتی، حصول سریع‌تر سطوح پاکی نیز جزو یکی از معیارهای بررسی در این مطالعه بوده است. حفاظ‌های زیستی بعد از پایان

در نهایت از مجموع سه پارامتر مهم در طراحی حفاظ زیستی یعنی ۱- حفاظت (ضریب تضعیف مناسب برای نوترون) ۲- فعالیت پایین و حصول سریع سطح پاک‌ی این مطالعه نشان می‌دهد بتن B1P4 می‌تواند از انواع دیگر بتن به بهتر باشد و به عنوان حفاظ زیستی مناسب در راکتورها و مراکز هسته‌ای به کار رود.

جدول (۲).

عمق (cm)	زمان خنک شدن			عمق (cm)	زمان خنک شدن		
	تابش گیری	۶ سال	۲۵ سال		تابش گیری	۶ سال	۲۵ سال
	REF			BIPE1			
۱۰	۰.۰۳۵۲	۰.۰۱۸۴	۰.۰۱۰۶	۱۰	۰.۰۳۰۶	۰.۰۱۰۶	
۲۰	۰.۰۱۲۲	۰.۰۰۱۹۷	۰.۰۰۰۹۴	۲۰	۰.۰۰۰۷۰۱	۰.۰۰۰۹۴	
۳۰	۰.۰۰۹۸۷	۰.۰۰۰۱۶۴	۰.۰۰۰۰۹۰۵	۳۰	۰.۰۰۰۱۰۶۶	۰.۰۰۰۱۲۹	
	B1			BIPE4			
۱۰	۰.۰۲۷۷	۰.۰۱۵۶	۰.۰۱۰۳	۱۰	۰.۰۲۹۱	۰.۰۱۰۳	
۲۰	۰.۰۰۳۱۳	۰.۰۰۰۸۶۴	۰.۰۰۰۰۷۳	۲۰	۰.۰۰۰۴۸۶	۰.۰۰۰۰۷۳	
۳۰	۰.۰۰۰۵۱۹	۰.۰۰۰۰۲۹۴	۰.۰۰۰۰۲۴	۳۰	۰.۰۰۰۰۴۵۳	۰.۰۰۰۰۲۴	
	B2			BIPE10			
۱۰	۰.۰۲۴۳	۰.۰۱۳۷	۰.۰۲۱۳	۱۰	۰.۰۲۸۲	۰.۰۲۱۳	
۲۰	۰.۰۰۲۸۹	۰.۰۰۰۷۸۱	۰.۰۰۰۱۱۲	۲۰	۰.۰۰۰۲۰۲	۰.۰۰۰۱۱۲	
۳۰	۰.۰۰۰۳۲۹	۰.۰۰۰۰۸۹	۰.۰۰۰۰۲۵	۳۰	۰.۰۰۰۰۴۴	۰.۰۰۰۰۲۵	
	B5			BIPE50			
۱۰	۰.۰۲۳۶	۰.۰۱۳۳	۰.۰۲۸۷	۱۰	۰.۰۰۰۵۵۶	۰.۰۰۰۲۸۷	
۲۰	۰.۰۰۲۳۳	۰.۰۰۰۰۶۳	۰.۰۰۰۰۱۷	۲۰	۰.۰۰۰۰۳۴	۰.۰۰۰۰۱۷	
۳۰	۰.۰۰۰۲۹۶	۰.۰۰۰۰۰۸	۰.۰۰۰۰۱۵	۳۰	۰.۰۰۰۰۲۲	۰.۰۰۰۰۱۵	
	سرب‌آهن			سرب‌آهن			
۱۰	۰.۰۱۰۹	۰.۰۰۵۹۳	۰.۰۰۱۱۷	۱۰	۰.۰۱۶۳	۰.۰۰۱۱۷	
۲۰	۰.۰۰۳۷۸	۰.۰۰۲۰۶	۰.۰۰۰۲۳۴	۲۰	۰.۰۰۰۳۹۴	۰.۰۰۰۲۳۴	
۳۰	۰.۰۰۰۲۴	۰.۰۰۰۱۳۱	۰.۰۰۰۰۱۶۹	۳۰	۰.۰۰۰۰۲۳۶	۰.۰۰۰۰۱۶۹	

۵. مراجع

- J. S. Walker, T. R. Wellock. *A Short History of Nuclear Radiation*, 1946-2009. U.S. Nuclear Commission, Washington, 2010.
- Biological shield. United States Nuclear Regulatory Commission. <http://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/biologicalshield.html>. Retrieved 13 August 2010.
- R. J. Preston. Radiation biology: concepts for radiation protection. *Health Phys.* 88 (6) (2005) 545-456.
- A. B. Chilton, J. K. Shultis, R. E. Few. *Principles of Radiation Shielding*. Prentice-Hall, Englewood Cliffs, NJ, 1984.
- R. S. Keshavamurthy, D. V. Subramanian, R. R. Prasad, A. Haridas, P. Mohanakrishnan, S. C. Chetal. Experimental measurements of neutron attenuation in the advanced shield material ferro - boron in KAMINI reactor. *Energy Procedia* 7 (2011) 273-278.
- D. Sayer, R. Kucer, N. Kucer. Neutron shielding properties of concretes containing boron carbide and Ferro-Boron. *World Conf. Tech. Innovation Entrepreneurship* 195 (2015) 1752-1756.
- L. E. Antonides. Diatomite, U.S.G.S. Retrieved December 12, 2010.
- A. Yadollahi, E. Nazemi, A. Zolfaghari, A. M. Ajorloo. Optimization of thermal neutron shield concrete mixture using artificial neural network. *Nucl. Eng. Design* 305 (2016) 146-155.
- O. Gencel, A. Bozkurt, E. Kam, T. Korkut. Determination and calculation of gamma and neutron shielding characteristics of concretes containing different hematite proportions. *Ann. Nucl. Energy* 38 (12) (2011) 2719-2723.
- A. Suzuki, T. Iida, J. Moriizumi, Y. Sakuma, J. Takada, K. Yamasaki, T. Yoshimoto. Trace elements with large activation cross section in concrete materials in Japan, *J. Nucl. Sci. Tech.* 38 (7) (2001) 542-550.
- International Atomic Energy Agency, Application of exemption principles to the Recycle and Reuse of materials from Nuclear Facilities, Safety Series No. 111 P-1.1, IAEA, Vienna, Austria, 1992.