Journal of Military Medicine
2022, Volume 24, Issue 7
Pages: 1485-1493
10.30491/JMM.24.7.1485

Investigation of Developed Shield Composition to Neutron Shielding in Treatment Room for BNCT to Reduce Clinical Effects

Mohsen Mehrabi [1], Hesam Akbari [1*], Hamed Akbari [1]

[1] *Health Research Center, Baqiyatallah University of Medical Sciences, Tehran. Iran*

Received: 7 September 2022 **Accepted:** 17 October 2022

Abstract

Background and Aim: One of the best radiotherapy methods that have been suggested for the treatment of cancers such as brain, head and neck, skin, and recently liver is boron neutron capture therapy. Therefore, neutron shielding in the treatment room is important because the absorption of neutrons in the shield may lead to the production of gamma rays, which can have destructive effects. While an increase in density of the elements used in the shield is generally sufficient for gamma radiation shielding, protection against neutrons is more complicated. It is due to variations in neutron interactions with the matter based on their kinetic energy and reaction cross-sections with the shield component atoms.

Methods: In this paper, it will be developed a neutron shield that is a proper shield against ionizing radiation, which will be accomplished via the use of experiment-based optimization of materials backed by Monte Carlo simulations. Also, the neutron shielding characteristics of conventional and heavy-weight shields modified with epoxy resin and gadolinium oxide was investigated. The shielding effectiveness against neutrons was initially modelled using the MCNP code. In the end, the comparison of MCNP simulated results and the real experiment was presented.

Results: Gadolinium is an efficient additive for weakening low-energy neutrons, but it does not have a good effect in terms of shielding against fast neutrons. Also, Epoxy resin improves the shielding property of the composite against neutron radiation.

Conclusion: The results show that the addition of the polymers used in composite shielding and the proposed method for developing the neutron shield can improve the shielding characteristics for neutron beams.

Keywords: Radiotherapy, Ionizing Radiation, Boron Neutron Capture Therapy, Neutrons, Polymers.

*Corresponding author: **Hesam Akbari,** Email: hesam120@yahoo.com

مجله طب نظامی
دوره ۲۴، شماره ۷، مهر و آبان ۱۴۰۱
صفحات: ۱۴۹۳-۱۴۸۵
10.30491/JMM.24.7.1485

بررسی حفاظ توسعه‌یافته برای حفاظت در برابر پرتوهای نوترون اتاق درمان BNCT جهت کاهش اثرات بالینی

محسن محرابی[۱]، حسام اکبری[۱*]، حامد اکبری[۱]

[۱] مرکز تحقیقات بهداشت نظامی، پژوهشکده سبک زندگی، دانشگاه علوم پزشکی بقیه الله (عج)، تهران، ایران

چکیده

زمینه و هدف: از جمله روش‌های پرتو درمانی مناسبی که برای درمان سرطان‌هایی نظیر مغز، سر و گردن، پوست و اخیراً کبد پیشنهاد شده است، روش نوترون‌درمانی با بور است. لذا انتخاب مناسب حفاظ نوترونی در اتاق درمان به روش نوترون‌درمانی از جایگاه ویژه‌ای برخوردار است چراکه جذب نوترون در حفاظ ممکن است به تولید پرتوهای گاما منجر شود که خود می‌تواند اثرات مخربی داشته باشد. در صورت مواجه با پرتو گاما می‌توان نقش حفاظ را با افزایش چگالی آن و از طریق تغییر در تراکم عناصر به‌کار رفته در حفاظ بهبود بخشید اما در ارتباط با حفاظ سازی پرتوهای نوترون، به دلیل تفاوت در برهمکنش نوترون‌ها با ماده نسبت به پرتو گاما و نیز وابستگی انرژی جنبشی و سطح مقطع واکنش نوترون با اتم‌های تشکیل‌دهنده حفاظ، این امر پیچیده‌تر است.

روش‌ها: در این مقاله با استفاده از شبیه‌سازی مونت کارلو و به همراه آن آزمایش‌های انجام شده به بهینه‌سازی حفاظ نوترون به عنوان حفاظ در برابر پرتوهای یونیزان نوترون ناشی از چشمه نوترونی در روش نوترون‌درمانی پرداخته شده است. به همین منظور، ارزیابی ویژگی‌های حفاظت در برابر پرتو نوترون برای حفاظ معمولی و حفاظ با عناصر سنگین است که با رزین اپوکسی و گادولینیوم اصلاح و بهبود داده شده‌اند مورد بررسی قرار گرفت. به همین جهت در ابتدا برای ارزیابی کارایی حفاظ طراحی شده برای پرتوهای نوترون از شبیه‌سازی انجام شده با کد MCNP استفاده شد. در انتها مقایسه‌ای بین نتایج حاصل از شبیه‌سازی MCNP و آزمایش واقعی ارائه شد.

یافته‌ها: گادولینیوم یک افزودنی کارآمد برای تضعیف نوترون‌های کم انرژی است اما از نظر حفاظت در برابر نوترون‌های سریع اثرگذاری مناسبی ندارد. همچنین رزین اپوکسی خاصیت حفاظتی کامپوزیت را در برابر تابش پرتوهای نوترون بهبود می‌بخشد.

نتیجه‌گیری: نتایج نشان می‌دهد که افزودن پلیمرهای به‌کار گرفته شده در حفاظ کامپوزینی و روش ارائه شده برای بهبود حفاظ نوترونی می‌تواند ویژگی‌های حفاظ را برای پرتوهای نوترون بهبود بخشد.

کلیدواژه‌ها: پرتو درمانی، پرتوهای یونیزان، نوترون درمانی با بور، نوترون، پلیمر.

*نویسنده مسئول: **حسام اکبری**. پست الکترونیک: hesam120@yahoo.com
دریافت مقاله: ۱۴۰۱/۰۶/۱۶ پذیرش مقاله: ۱۴۰۱/۰۷/۲۵

مقدمه

آمارها نشان می‌دهد، سرطان سومین عامل مرگ و میر در ایران و دومین عامل در جهان است. نوترون‌تراپی با بور (BNCT: Boron Neutron Capture Therapy) یکی از روش‌های مؤثر در درمان تومورهای سرطانی است که در آن با تابش پرتوهای نوترون به منطقه تومور، ذرات آلفا و لیتیم حاصل از واکنش $^{10}B(n,\alpha)^{7}Li$ با از دست دادن انرژی خود در ابعاد سلولی، باعث از بین رفتن سلول‌های سرطانی می‌شوند (۱). در کنار مطالعه کاربردهای پرتوهای هسته‌ای، یکی از مهمترین مباحث در زمینه ایمنی هسته‌ای، حفاظت در برابر تابش‌های هسته‌ای است تا از آثار مخرب این تابش‌ها بر روی محیط جلوگیری شده و میزان دز دریافتی در انسان‌ها کاهش یابد. یکی از عوامل زیان‌آور محیط‌های کار با تابش‌های هسته‌ای از جمله مراکز درمانی، پرتوهای یون‌ساز می‌باشند که می‌توانند سبب ایجاد آسیب‌های جدی و برگشت ناپذیر و غیر قابل درمان، در نزد افرادی که به نحوی با پرتو سر و کار دارند و یا افرادی که جهت تشخیص و درمان مراجعه می‌نمایند، شود. حضور بیش از حد مجاز در معرض پرتوهای یون‌ساز مانند پرتوهای نوترون می‌تواند اثراتی روی دستگاه خونساز، دستگاه گوارش، سیستم اعصاب مرکزی و در نهایت کل بدن بگذارد یا ممکن است آثار آن در نسل‌های بعدی ظاهر شود. از آن‌جا که میزان نفوذ و تاثیرگذاری پرتوهای هسته‌ای بستگی به نوع تابش و محیط برهمکنش دارد، از منظر حفاظ‌سازی، همه تابش‌ها و محیط اطراف آن‌ها از اهمیت یکسانی برخوردار نیستند. در میان تابش‌های هسته‌ای، حفاظ‌سازی تابش نوترون و گاما به‌واسطه نداشتن بار و عمق نفوذ بالای آن‌ها، از اهمیت ویژه‌ای برخوردار است، از این‌رو جهت جلوگیری از دریافت دز نامطلوب توسط پزشک و پرسنل در خارج از اتاق درمان، در اطراف سیستم باید طراحی حفاظ مناسب انجام پذیرد (۲). حفاظ‌سازی چشمه‌های نوترونی بستگی به قدرت چشمه و نوع کاربرد آن‌ها دارد و هنوز هم از موضوعات مورد مطالعه در دنیا محسوب می‌شود. ماده‌ای را می‌توان یک حفاظ خوب به‌حساب آورد که بدون گسیل یک تابش خطرناک ثانویه، در ضخامت‌های کمتر، منجر به افت انرژی بیشتری شود. حفاظ‌سازی نوترون مبتنی بر اصل تضعیف نوترون سریع و تبدیل آن‌ها به نوترون حرارتی، سپس جذب نوترون‌های حرارتی به‌واسطه مواد جاذب نوترون و در نهایت کاهش دز نوترون و همچنین حذف گاماهای اولیه و ثانویه تولید شده است. چالش اساسی در ساخت و طراحی حفاظ نوترون، استفاده از موادی است که به‌طور همزمان علاوه بر کاهش دز نوترون، گاماهای ثانویه پرانرژی تولید نکنند. از آنجا که نمی‌توان ماده‌ای یافت که تمام خواص مورد نیاز را دارا باشد، باید به‌دنبال روشی برای ترکیب مواد مختلف با خواص متفاوت بود.

حفاظ پرتو رادیواکتیو، یک مانع فیزیکی است که بین یک چشمه یونیزاسیون رادیواکتیو و شی یا هدف مورد حفاظت، قرار داده می‌شود تا میزان تابش پرتوها را در محل مورد حفاظت به مقدار مطلوب کاهش دهد. خصوصیات هسته‌ای یا تضعیف‌کنندگی حفاظ‌ها، به مواد و عناصر تشکیل‌دهنده آن‌ها مربوط می‌شود (۳). طراحی یک حفاظ موثر نوترون، بسیار پیچیده است. اغلب ترکیب سه گروه از مواد برای استفاده در حفاظ نوترون، مطلوب است. حفاظ نوترون باید شامل نوعی ماده سنگین یا عناصری با عدد اتمی بالاتر باشد تا سرعت نوترون‌های سریع را از طریق برخوردهای ناکشسان کاهش دهد. وجود عناصر سبک مانند هیدروژن، برای کاهش سرعت نوترون‌های نیمه‌سریع، از طریق برخوردهای کشسان، مطلوب می‌باشد زیرا جرم آن در حدود جرم نوترون است. در نهایت، حذف نوترون‌های کند، از طریق عمل جذب ضروری است. هیدروژن در این عمل موثر است اما با جذب نوترون‌ها توسط هیدروژن، پرتوهای گامای ثانویه با انرژی ۲/۲ میلیون الکترون ولت تولید می‌شود، این پرتوها به دلیل قابلیت نفوذ زیاد در مواد، موجب افزایش ضخامت حفاظ می‌گردند (۴).

در حالت کلی حفاظت در برابر نوترون دشوارتر از حفاظت در برابر ذرات باردار و فوتون است و بهترین حفاظ برای نوترون‌ها مواد با وزن اتمی کم و برای پرتوهای گاما با وزن اتمی زیاد است (۵). جهت ساخت حفاظ در برابر تابش‌های نوترون می‌توان از عناصر مختلفی استفاده کرد. همچنین حفاظ کامپوزیتی نوترون به عنوان یکی از رایج‌ترین و مقرون به صرفه‌ترین این روش‌ها است، که به منظور حفاظت بیولوژیکی در واحدهای پزشکی و صنعتی و مراکز تحقیقات هسته‌ای به‌طور وسیع مورد استفاده قرار می‌گیرد (۳،۶). حفاظ کامپوزیتی نوترون به دلیل دارا بودن مواد سبک و سنگین و خواص مناسب، به عنوان یک روش بسیار عالی و با تنوع زیاد، برای استفاده در حفاظ پرتوهای نوترون و گاما مورد توجه می‌باشد (۷). در ارتباط با برآورده کردن الزامات حفاظ کامپوزیتی در برابر پرتوهای نوترون، در پژوهش‌های انجام شده توصیه‌هایی شده است که از آن جمله می‌توان به افزایش محتوای هیدروژن در حفاظ کامپوزیتی و یا افزودن جاذب‌های نوترونی موثر مانند بور اشاره کرد (۸).

افزودنی‌ها نقش بسیار مهمی را در بهبود خواص حفاظ کامپوزیتی بازی می‌کنند (۹). حفاظ نوترون موثر می‌تواند به‌وسیله استفاده از افزودنی‌هایی با سطح مقطع جذب یا پراکندگی بالا یا به‌وسیله افزایش مقدار آب برای محدود کردن یا جذب نوترون بهبود یابد. اگرچه این مواد افزودنی می‌توانند در مقیاس کوچک افزوده شوند ولی نتایج بسیار بالایی بر روی خصوصیات حفاظ کامپوزیتی جهت کاهش اثرات بیولوژیکی پرتوهای نوترون دارند (۱۰). از همین‌رو بهینه‌سازی مواد به‌کار رفته در حفاظ کامپوزیتی از طریق انجام برخی تغییرات در کامپوزیت در سطح اتمی که منجر به پراکندگی و تضعیف تابش نوترونی می‌گردد مورد توجه محققین بوده است.

مطالعات اولیه Piotrowski و همکارانش بر اساس شبیه سازی‌های کامپیوتری مونت کارلو نشان داد که نوع حفاظ (ساخته شده از عناصر معمولی و یا سنگین) تأثیر قابل توجهی بر نقش حفاظ کامپوزیتی به عنوان حفاظ در برابر پرتوهای نوترون دارند (۱۱).

نتایج دیگری در مطالعات Gallego و همکارانش در تجزیه‌وتحلیل حفاظ کامپوزیتی بر پایه مگنتیت به‌دست آمد که نشان‌دهنده رفتار مطلوب آن به عنوان حفاظ در تضعیف نوترون نسبت به حفاظ معمولی بود (۱۲).

در این مقاله با استفاده از شبیه‌سازی مونت کارلو و به همراه آن آزمایش‌های انجام شده به بهینه‌سازی و طراحی یک حفاظ کامپوزیتی به عنوان حفاظ مناسب در برابر پرتوهای یونیزان نوترون ناشی از چشمه نوترونی در اتاق درمان BNCT پرداخته شده است. هدف از مطالعه انجام شده، ارزیابی ویژگی‌های حفاظت در برابر پرتو نوترون برای حفاظ معمولی و حفاظ ساخته شده از عناصر سنگین است که با رزین اپوکسی و گادولینیوم اصلاح و بهبود داده شده‌اند و در طراحی حفاظ نوترونی اتاق درمان BNCT برای کاهش اثرات بالینی پرتوی نوترون مورد استفاده قرار می‌گیرند.

روش‌ها

در شبیه‌سازی‌های انجام شده از کد محاسباتی MCNP استفاده شده و به دلیل مشکل عمده طولانی بودن اجرای برنامه‌ها، از روش‌های کاهش واریانس استفاده گردیده است. ابعاد ۷ m طول، ۷ m عرض و ۳ m ارتفاع برای اتاق درمان در نظر گرفته شده است که خروجی چشمه نوترونی در ارتفاع ۱۰۵ سانتیمتری از کف اتاق و در فاصله ۲۶۰ سانتیمتری از دیوار عقب واقع شده است. چشمه دارای طیف نوترونی مناسبی در محدوده نوترون‌های فوق حرارتی با انرژی ۱ eV تا ۱۰ keV برای درمان می‌باشد. علاوه بر نوترون، پرتوهای گاما نیز به عنوان آلودگی در این طیف وجود دارند که در محاسبات مربوط به دزیمتری باید لحاظ گردند. اگرچه وقوع چند نوع واکنش هسته‌ای برای نوترون‌ها امکان‌پذیر است، ولی از دیدگاه فیزیک بهداشت، واکنش‌های اصلی نوترون، پراکندگی و گیراندازی هستند که گیراندازی نوترون با گسیل فوتون از هسته جذب کننده همراه است. بنابراین در شبیه‌سازی‌های انجام شده، آهنگ دز معادل ناشی از نوترون، گامای حاضر در چشمه، و فوتون‌های تولید شده در واکنش گیراندازی مورد محاسبه قرار گرفته‌اند، بدین منظور ابتدا از تالی F4 برای به‌دست آوردن شار و سپس با استفاده از کارت‌های DE و DF، ضرایب تبدیل شار به دز برای رسیدن به آهنگ دز معادل اعمال گردیده است. حد تعیین شده آهنگ دز معادل بر اساس پیشنهاد NCRP151 برابر با مقدار ۱ μsv/hr درنظر گرفته شده است. همچنین به منظور محاسبه جریان ذرات عبوری از سطح و نیز محاسبه میانگین شار ذرات عبوری از سطح به ترتیب از تالی‌های F1 و F2 استفاده شد. برای به‌دست آوردن نتایج آماری مطلوب، هر شبیه‌سازی برای 10^7 تاریخچه نوترونی انجام شد. در انتها نتایج به‌دست آمده از شبیه‌سازی‌ها دارای خطای نسبی کمتر از 10^{-4} بود. تمام تالی‌های مورد استفاده از ۱۰ آیتم مربوط به جدول بررسی‌های آماری با موفقیت عبور کردند. در طراحی اتاق درمان، دیواری که در مقابل چشمه است به عنوان حفاظ اصلی و دیوارهای کناری، عقب، سقف وکف، حفاظ فرعی محسوب می‌شوند. در حفاظ سمت راست چشمه، پنجره‌ای به منظور پایش موقعیت بیمار در حین درمان، و در حفاظ فرعی سمت چپ، طراحی راهروی اتاق درمان انجام گرفته است.

در این پژوهش، حفاظ پایه و مرجع برای تجزیه و تحلیل، یک حفاظ معمولی (w/c = ۰/۴) از نوع پرتلند کلاس ۴۲٫۵ است. حفاظ پرتلند عمدتاً شامل ترکیبات سیلیکات کلسیم و آلومین کلسیم می‌باشد. میزان سیلیکات‌های کلسیم همواره بین ۵۵٪ تا ۸۵٪ می‌باشد. همچنین مقدار آلومینات تری کلسیم بین ۷٪ تا ۱۲٪ و هیدروکسید آهن نیز بین ۶٪ تا ۱۰٪ می‌باشد. برای بهبود خواص حفاظ‌سازی حفاظ پایه در برابر پرتوهای گاما تغییر حجمی نوع سنگدانه درشت به سنگدانه خرد شده مگنتیت با چگالی Kg/m^3 $۴٫۶۵ \times ۱۰^۳$ پیشنهاد شد. همچنین به منظور بهبود خواص حفاظت در برابر پرتوهای نوترون از افزودنی‌هایی همچون گادولینیوم و رزین اپوکسی استفاده شد. گادولینیوم دارای بالاترین سطح مقطع جذب نوترون حرارتی در بین عناصر شناخته شده است. رزین اپوکسی یک پلیمر معمولی است که از اتم‌های کربن (۷۶٪)، اکسید (۱۷٪) و هیدروژن (۷٪) تشکیل شده است. همچنین افزودن رزین اپوکسی به حفاظ باعث افزایش قابل‌توجه محتوای هیدروژن در ترکیب اتمی حفاظ می‌شود که از نظر حفاظت در برابر پرتوهای نوترون برای حفاظ بسیار مطلوب است.

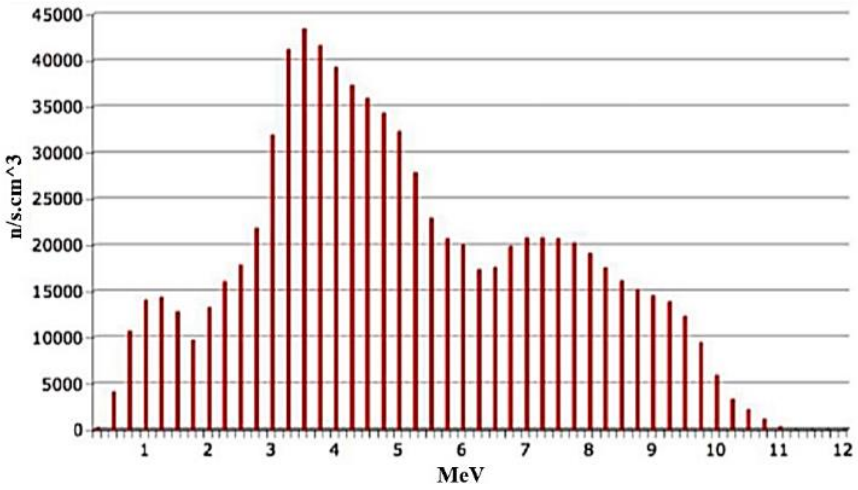
با استفاده از منبع نوترونی ابتدا تاثیر استفاده از اکسید گادولینیوم به میزان ۱٪، ۲٪ و ۵٪ نسبت به سیمان از طریق مقایسه شار نوترون بر روی سطوح مختلف انرژی شمارش شده توسط آشکارساز، مورد تجزیه و تحلیل قرار گرفت. سپس تأثیر استفاده از ۳٪ اکسید گادولینیوم و ۱۰٪ رزین‌اپوکسی بر دزهای موثر محاسبه شده برای بدن انسان در پشت حفاظ مورد تجزیه و تحلیل قرار گرفت.

در شبیه‌سازی انجام شده با MCNP برای تخمین ضریب تضعیف خطی، همان منبع و هندسه واقعی آزمایش به عنوان داده-های ورودی لحاظ شدند. هیستوگرام انرژی مورد استفاده در شبیه-سازی MCNP از پژوهش انجام شده توسط Harvey (۱۳) گرفته شده است که در شکل ۱، ارائه شده است.

برای ارزیابی و تایید نتایج به‌دست آمده از شبیه‌سازی MCNP، آزمایشی برای اندازه‌گیری میزان جذب نوترون‌های حرارتی در حفاظ با ضخامت مشخص انجام شد. جزئیات چگونگی انجام آزمایش در مطالعات Piotrowski و همکارانش (۱۴) توضیح داده شد. این ارزیابی و مقایسه بر اساس ضریب تضعیف خطی $\mu(cm^{-1})$ (۱۵،۱۶) که توسط رابطه زیر به‌دست می‌آید، انجام پذیرفته است:

$$\mu = \frac{1}{x} ln \frac{I_0}{I}$$

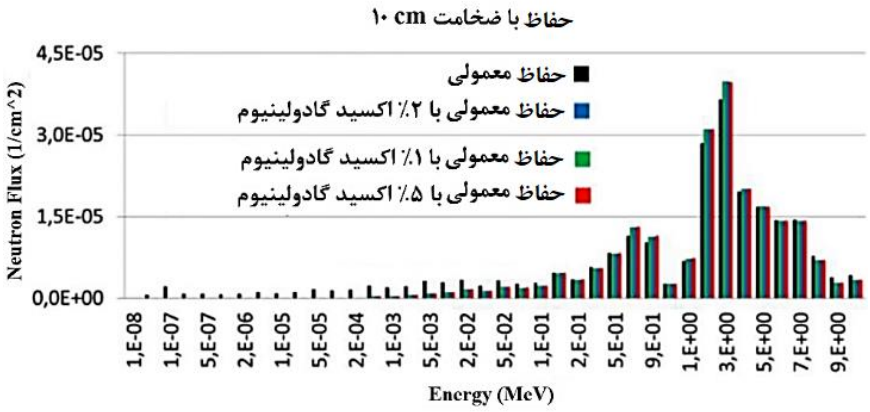
در رابطه فوق x ضخامت حفاظ است و I و I_0 به ترتیب تعداد شمارش‌های ثبت شده توسط آشکارساز در حضور و بدون حضور ماده حفاظ بین آشکارساز و منبع است.

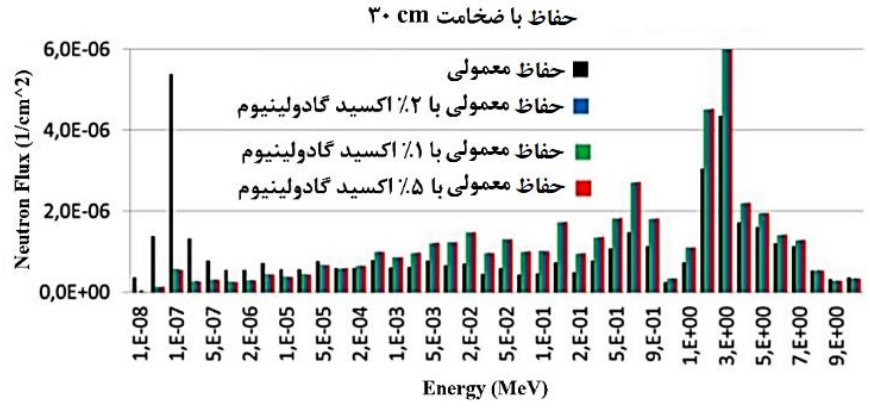


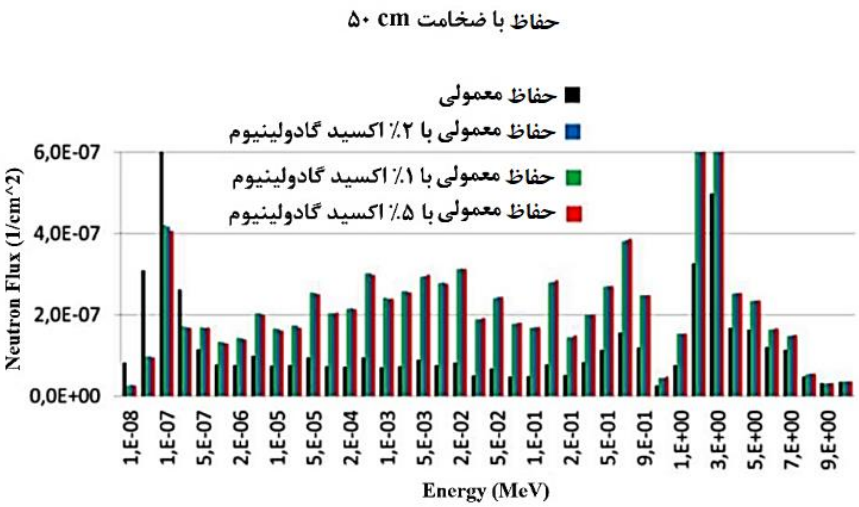
شکل-۱. هیستوگرام انرژی مورد استفاده در شبیه‌سازی MCNP

نتایج

شکل ۲، نتایج را برای شار نوترونی در پشت حفاظ با ضخامت-های مختلف نشان می‌دهد. این نتایج برای یک حفاظ معمولی و حالتی که حفاظ معمولی با ۱٪، ۲٪ و ۵٪ اکسید گادولینیوم اصلاح شده است، ارائه گردیده. به وضوح قابل مشاهده است که استفاده از گادولینیوم در ضخامت‌های کوچک (۱۰ cm) تقریباً در تمام محدوده انرژی نوترون حرارتی (تا 10^{-1} MeV) تاثیر بسیار خوبی در بهبود نقش حفاظت دارد، اما برای ضخامت‌های بیشتر، مرز انرژی اثربخش به سمت انرژی‌های پایین‌تر منتقل می‌شود به نحوی که برای ضخامت ۳۰ cm این انرژی در حدود 10^{-} MeV و برای ضخامت ۵۰ cm در حدود 2×10^{-7} MeV می‌باشد. همچنین از نتایج مشاهده می‌شود که افزایش میزان گادولینیوم از ۱٪ به ۵٪ تاثیر قابل توجهی در عملکرد حفاظ برای حفاظت در برابر پرتوهای نوترون ایجاد نمی‌کند.



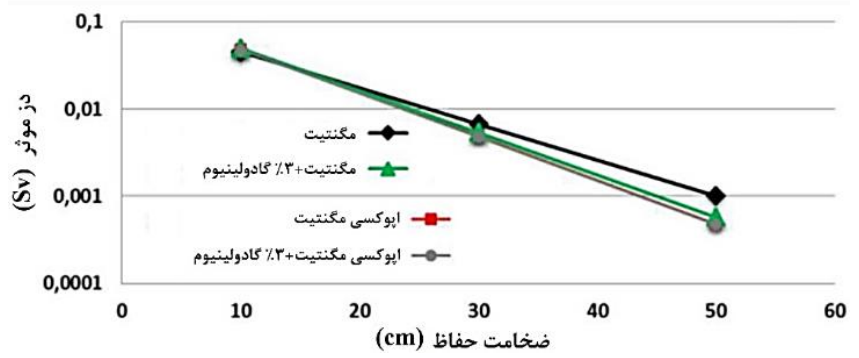




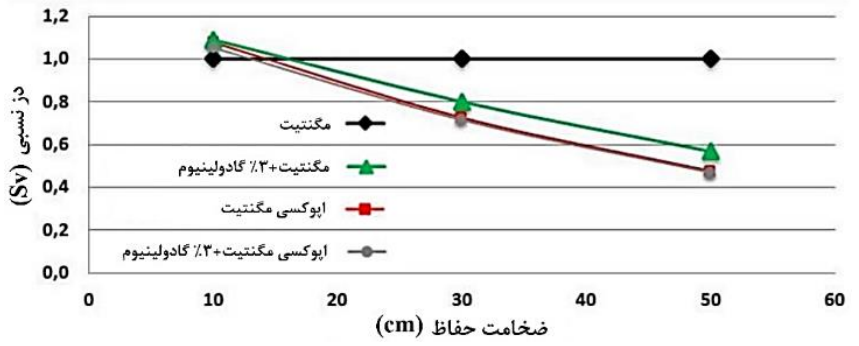
شکل-۲. شار نوترونی در پشت حفاظهای کامپوزیتی با ضخامت‌های مختلف که توسط پودر گادولینیوم (Gd_2O_3) اصلاح شده است.

شبیه‌سازی‌های بعدی MCNP که برای همان شار نوترونی قبل انجام شده است، دزهای موثر و نسبی محاسبه شده برای بدن انسان را در پشت حفاظهای اصلاح شده با رزین‌اپوکسی و اکسید گادولینیوم نشان می‌دهد. نتایج دز موثر در شکل ۳، نشان می‌دهد که هر دو اصلاح صورت گرفته موثر هستند. در نمودار دز نسبی ارائه شده در شکل ۴، مشاهده می‌شود افزودن ۱۰٪ رزین‌اپوکسی نسبت به افزودن ۳٪ اکسید گادولینیوم دارای مزیت اندکی است.

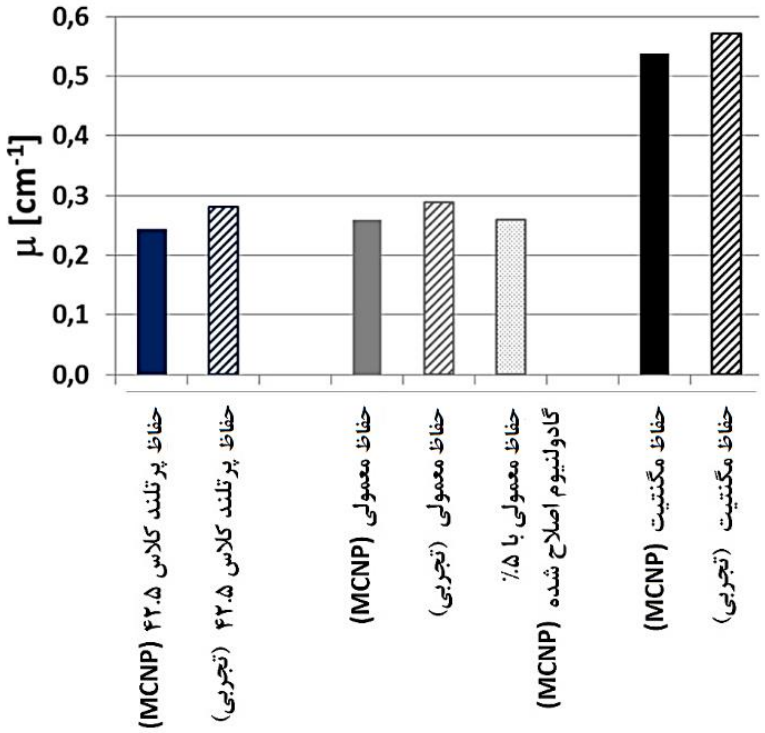
آخرین نتایج نیز مربوط است به ضرایب تضعیف خطی نوترون حرارتی که هم با استفاده از کد مونت کارلو MCNP محاسبه شده و هم در آزمایش واقعی هنگام استفاده از منبع نوترونی به دست آمده است. همچنین این نتایج برای حفاظ استاندارد پرتلند کلاس ۴۲/۵، حفاظ معمولی، حفاظ معمولی اصلاح شده با ۵٪ اکسید گادولینیوم و حفاظ مگنتیت نیز به‌دست آمده‌اند (شکل ۵). همانطور که مشاهده می‌شود توافق خوبی بین نتایج حاصل از شبیه‌سازی انجام شده با کد MCNP و آزمایشات صورت گرفته وجود دارد.



شکل-۳. دز موثر در پشت حفاظ مگنتیت و حفاظ مگنتیت اصلاح شده توسط اپوکسی و گادولینیوم.



شکل-۴. دز نسبی در پشت حفاظهای مگنتیت اصلاح شده توسط اپوکسی و گادولینیوم.



شکل-۵. ضریب تضعیف خطی نوترون حرارتی محاسبه شده از شبیه‌سازی MCNP و آزمایش بر روی انواع مختلف حفاظ

بحث

وجود رزین‌اپوکسی و اکسید گادولینیوم در نمونه‌ها اگر چه ضریب تضعیف خطی را افزایش می‌دهند ولی مقاومت فشاری را کاهش خواهند داد. از طرفی، وجود بیشترین ضریب تضعیف خطی مربوط به پرتو نوترون مطابق با نمودار شکل مربوطه، این نتیجه را به‌دست می‌دهد که مخلوط ۱۰٪ رزین‌اپوکسی به همراه ۵٪ اکسید گادولینیوم می‌تواند گزینه مناسبی جهت حفاظت در برابر پرتو گاما باشد. همچنین می‌توان کاهش مقاومت فشاری آن را در مقابل نمونه کنترل با افزودن درصد میکروسیلیس و افزودنی‌های دیگر جبران نمود. بیشترین سطح مقطع پراکندگی مربوط به نمونه حاوی رزین‌اپوکسی به همراه ۵٪ اکسید گادولینیوم محافظ بهتری برای پرتو نوترون همانند پرتو گاما است. علاوه بر این، رزین اپوکسی در حفاظ به جلوگیری از تبلور آب که می‌تواند محتوای هیدروژن آن را حذف کند، کمک می‌کند.

محاسبات نظری نشان می‌دهند که رزین اپوکسی با تفاوت قابل ملاحظه‌ای نسبت به سایر ترکیبات، بالاترین احتمال جذب نوترون‌های حرارتی را از خود نشان می‌دهد و پس از آن اکسید گادولینیوم در مرتبه دوم قرار می‌گیرد. افزایش غلظت جاذب نوترونی در بستر پلیمری، افزایش حضور خلل و فرج را در پی خواهند داشت که سبب افت خواص نهایی حفاظ طراحی شده خواهد شد. همچنین افزایش درصد وزنی جاذب نوترونی به بستر پلیمری، سبب کاهش میزان عناصر سبک در ترکیب پلیمری خواهد شد و نهایتا کاهش خاصیت کندکنندگی نوترون‌ها را منجر خواهد شد. بنابراین افزایش بی‌رویه غلظت جاذب نوترونی در بستر پلیمری علاوه بر افزایش هزینه، روش مناسبی به منظور بهبود راندمان حفاظ کامپوزیتی نوترون نخواهد بود. نتایج این تحقیق نشان می‌دهد استفاده از شیب غلظت در قدرت حفاظسازی نوترونی حفاظ کامپوزیتی تاثیرگذار است و در مقایسه با طرح بدون شیب غلظت، شدت شار نسبی نوترون و گاماهای ثانویه متفاوت خواهند بود. طبق این نتایج، بهره-گیری از شیب غلظت با سیر صعودی، قادر است کسر کمتری از تابش نوترون برخوردی را از خود عبور دهد و بنابراین قادر است قدرت حفاظسازی نوترونی حفاظ کامپوزیتی را بهبود بخشد. همچنین استفاده از تعداد لایه‌های بیشتر اما ضخامت‌های کمتر و تکرار شیب غلظت، قدرت حفاظسازی نوترونی را به‌شدت افت خواهد داد. در توضیح رفتار فوق می‌توان اینگونه بیان کرد که نوترون حین حرکت در محیطی با جرم مولی کمتر، درصد بیشتری از انرژی خود را از دست خواهد داد. همچنین احتمال گیراندازی نوترون‌هایی که انرژی کمتری دارند، بیشتر است. بنابراین در کامپوزیتی که از شیب غلظت با سیر صعودی بهره می‌گیرد، کندسازی بیشتری رخ خواهد داد و با حرکت به عمق نمونه که با افزایش غلظت جاذب نوترونی همزمان است، گیراندازی با احتمال بیشتری اتفاق می‌افتد.

همچنین نتایج در مورد گاماهای ثانویه گسیلی حفاظ کامپوزیتی در یک میدان نوترونی، بیانگر این واقعیت است که عدم بهره‌گیری از شیب غلظت جاذب نوترونی کم‌ترین گاماهای ثانویه را در سطح خارجی حفاظ ایجاد خواهد کرد. استفاده از شیب غلظت به‌خصوص شیب صعودی، شار نسبی عبوری گاماهای ثانویه را فراتر از مقدار واحد نشان می‌دهد که نشان از عدم خاصیت خود حفاظی حفاظ کامپوزیتی است.

نتیجه‌گیری

حفاظت پرسنل و کادر درمان در مراکزی که جهت تشخیص و درمان بیماران با تابش‌های هسته‌ای سروکار دارند همواره از مسائل حائز اهمیت از دیدگاه فیزیک بهداشت می‌باشد. با وجود این که کاربرد پرتوهای یون‌ساز در امور مختلف بسیار مفید و بعضا منحصربه‌فرد می‌باشد لیکن عدم رعایت نکات ایمنی می‌تواند خطرات جدی برای کارکنان، مردم، محیط زیست و حتی نسل‌های آینده به همراه داشته باشد. به همین منظور هدف از طراحی و بهینه‌سازی حفاظ‌های پرتویی، استفاده از مزایای کاربرد پرتوها در زمینه‌های گوناگون و کاهش هرچه بیشتر خطرات ناشی از اثرات آن بر روی کارکنان، مردم، محیط زیست و نسل‌های آینده می‌باشد.

هدف پژوهش حاضر نیز بررسی حفاظ مناسب در برابر پرتوهای نوترون اتاق درمان BNCT جهت کاهش اثرات بالینی آن بر روی پرسنل و پزشکان می‌باشد. بر اساس نتایج ارائه شده، می‌توان نتیجه گرفت که گادولینیوم یک افزودنی کارآمد برای تضعیف نوترون‌های کم انرژی است اما از نظر حفاظت در برابر نوترون‌های سریع اثرگذاری مناسبی ندارد چراکه هیچگونه کاهش شاری برای تمام ضخامت‌های استفاده شده برای حفاظ مشاهده نشد. همچنین با توجه به نتایج به‌دست آمده می‌توان نتیجه گرفت که رزین‌اپوکسی خاصیت حفاظتی کامپوزیت را در برابر تابش پرتوهای نوترون بهبود می‌بخشد و افزودن چنین پلیمری به حفاظ کامپوزینی ساخته شده از عناصر سنگین (که در برابر تشعشع گاما استفاده می‌شود) می‌تواند خاصیت حفاظسازی پرتوهای نوترون را بهبود بخشد که این دستاورد از دیدگاه فیزیک بهداشت به جهت کاهش اثرات بالیتی پرتوهای نوترون در اتاق درمان حائز اهمیت است.

نکات بالینی کاربردی برای جوامع نظامی

- با توجه به اینکه پرتونگاری نوترونی یکی از روش‌های پیشرفته و بسیار کارآمد در صنایع مختلف از جمله صنایع نظامی می‌باشد لذا کار در این مراکز پرتو نوترونی شرایط خاصی دارد. اگر در هنگام استفاده از این پرتوها، بهترین شرایط کنترلی و حفاظتی نیز اعمال شود، باز هم پرسنل درمعرض تابش درصدی از این پرتوها خواهند بود. درواقع نمی‌توان به‌طور کامل جلوی نفوذ این پرتوها را گرفت بلکه می‌توان متناسب با زمان تابش و شدت آن محافظت‌هایی را طراحی نمود تا دز دریافتی پرسنل و پرتوکاران، در حد مجاز پرتوگیری شغلی کنترل شود.
- هیچ قسمت از بدن نباید در معرض تابش پرتو قرار گیرد. در صورتی که خطر مواجهه بخشی از بدن با تابش نوترون وجود دارد، استفاده از شیلدهای حفاظتی مناسب توصیه می شود.

تضاد منافع: نویسندگان تصریح می‌کنند که هیچ‌گونه تضاد منافعی در مطالعه حاضر وجود ندارد.

منابع

1. Yasui L, Kroc T, Gladden S, Andorf C, Bux S, Hosmane N. Boron neutron capture in prostate cancer cells. Applied Radiation and Isotopes. 2012; 70(1):6-12. doi:10.1016/j.apradiso.2011.07.001
2. Chen AY, Liu YW, Sheu RJ. Radiation shielding evaluation of the BNCT treatment room at THOR: A TORT-coupled MCNP Monte Carlo simulation study. Applied Radiation and Isotopes. 2008;66 (1):28-38. doi:10.1016/j.apradiso.2007.07.016
3. Lotfi-Omran O, Sadrmomtazi A, Nikbin IM. A comprehensive study on the effect of water to cement ratio on the mechanical and radiation shielding properties of heavyweight concrete. Construction and Building Materials. 2019;229: 116905. doi:10.1016/j.conbuildmat.2019.116905
4. Roslan MK, Ismail M, Kueh AB, Zin MR. High-density concrete: exploring Ferro boron effects in neutron and gamma radiation shielding. Construction and Building Materials. 2019;215:718-25. doi:10.1016/j.conbuildmat.2019.04.105
5. Tefelski DA, Piotrowski T, Polański A, Skubalski J, Blideanu V. Monte-Carlo aided design of neutron shielding concretes. Bulletin of the Polish Academy of Sciences. 2013;61(1):161-71. doi:10.2478/bpasts-2013-0015
6. Abdullah MA, Rashid RS, Amran M, Hejazii F, Azreen NM, Fediuk R, et al. Recent Trends in Advanced Radiation Shielding Concrete for Construction of Facilities: Materials and Properties. Polymers. 2022;14(14):2830. doi:10.3390/polym14142830
7. Morioka A, Sato S, Kinno M, Sakasai A, Hori J, Ochiai K, et al. Irradiation and penetration tests of boron-doped low activation concrete using 2.45 and 14 MeV neutron sources. Journal of Nuclear Materials. 2004;329:1619-23. doi:10.1016/j.jnucmat.2004.04.143
8. Okuno K, Kawai M, Yamada H. Development of novel neutron shielding concrete. Nuclear Technology. 2009;168(2):545-52. doi:10.13182/NT09-A9241
9. Thomas BS, Yang J, Bahurudeen A, Abdalla JA, Hawileh RA, Hamada HM, et al. Sugarcane bagasse ash as supplementary cementitious material in concrete–A review. Materials Today Sustainability. 2021;15:100086. doi:10.1016/j.mtsust.2021.100086
10. Dąbrowski M, Jóźwiak-Niedźwiedzka D, Bogusz K, Glinicki MA. Influence of serpentinite aggregate on the microstructure and durability of radiation shielding concrete. Construction and Building Materials. 2022;337:127536. doi:10.1016/j.conbuildmat.2022.127536
11. Piotrowski T, Tefelski D, Polański A, Skubalski J. Monte Carlo simulations for optimization of

neutron shielding concrete. Open Engineering. 2012;2(2):296-303. doi:10.2478/s13531-011-0063-0
12. Gallego E, Lorente A, Vega-Carrillo HR. Testing of a high-density concrete as neutron shielding material. Nuclear Technology. 2009;168(2):399-404. doi:10.13182/NT09-A9216
13. Harvey ZR. Neutron flux and energy characterization of a plutonium-beryllium isotopic neutron source by Monte Carlo simulation with verification by neutron activation analysis. UNLV Theses. 2010. doi:10.34917/2242920
14. Piotrowski T, Tefelski D, Polański A, Skubalski J. Monte Carlo simulations for optimization of neutron shielding concrete. Open Engineering. 2012;2(2):296-303. doi:10.2478/s13531-011-0063-0
15. Akkurt I, Altindag R, Gunoglu KA, Sarıkaya H. Photon attenuation coefficients of concrete including marble aggregates. Annals of Nuclear Energy. 2012;43:56-60. doi:10.1016/j.anucene.2011.12.031
16. Akkurt I, Akyıldırım H. Radiation transmission of concrete including pumice for 662, 1173 and 1332 keV gamma rays. Nuclear Engineering and Design. 2012;252:163-6. doi:10.1016/j.nucengdes.2012.07.008