

بررسی امکان استفاده از چشمه های نوترونی رادیوایزوتوپی در نوترون درمانی با بور

دکتر مسعود عبدالله زاده: دکترای فیزیک، دانشگاه امام حسین(ع)، تهران، ایران. mabdollahzadeh@hotmail.com

*عباس قاسمی: کارشناس ارشد فیزیک هسته‌ای، عضو باشگاه پژوهشگران جوان دانشگاه آزاد اسلامی واحد نکا، ایران (*نویسنده مسئول). meysam.ghassemi@gmail.com

روح اله صالحی: کارشناس ارشد فیزیک هسته‌ای، دانشگاه امام حسین(ع)، تهران، ایران. oshrsavroj@gmail.com

محمد طاهری: کارشناس ارشد فیزیک هسته‌ای، دانشگاه امام حسین(ع)، تهران، ایران. taa.mmoo@gmail.com

تاریخ دریافت: ۹۰/۹/۱ تاریخ پذیرش: ۹۱/۲/۹

چکیده

زمینه و هدف: برای انجام موفقیت آمیز نوترون درمانی با بور (Boron) ابتدا به یک چشمه نوترون مناسب احتیاج است که نوترون‌های مورد نیاز ما را تامین کند. در اکثر مراکزی که از این روش برای درمان استفاده می‌کنند، چشمه نوترون یک راکتور است که با توجه به خصوصیات راکتور، نوترون‌های مناسب در آنجا بسیار زیاد است. پرهزینه بودن ساخت یک مرکز (BNCT: Boron Neutron Capture Therapy) با استفاده از راکتور باعث شد که محققان به دنبال چشمه‌های دیگر بروند. در این مقاله ما با بررسی چشمه نوترونی Am-Be و با استفاده از تکنیک فیلتر نوترونی و استفاده از کندکننده‌های مناسب باریکه نوترونی را ایجاد کردیم. از مزایای استفاده از چشمه نوترونی Am-Be می‌توان ارزان بودن، قابلیت حمل و نقل آسان و داشتن ابعاد کوچک را نام برد و به شیوه بسیار راحتی می‌توان آن را حفظ سازی نمود. بنابراین با بررسی چشمه های نوترونی رادیوایزوتوپی، از جمله چشمه نوترونی Am-Be، می‌توان امکان بررسی چنین چشمه های نوترونی را در آزمایشات نوترون تراپی با بور فراهم کرد. امید است با بررسی‌ها و مطالعات بیشتر به نتیجه مطلوبی دست یافت.

روش کار: با بررسی و شناسایی مواد مختلفی مانند اکسید آلومین (Alumina Oxide)، گرافیت (Graphite) به عنوان کند کننده و کادمیوم (Cadmium) و تیتانیوم (Titanium) به عنوان مواد جاذب در فیلتر نوترونی مورد استفاده قرار گرفته اند. فیلتر نوترونی طراحی شده در این تحقیق از دو قسمت تشکیل می‌شود، قسمت اول شامل یک کند کننده با پراکندگی بالا و درصد جذب بسیار پایین و قسمت دوم فیلتر متشکل از مواد جاذب نوترون می‌باشد و باعث می‌شود که این نوترون‌ها در یک انرژی معین تک انرژی شوند. با بررسی‌ها و مطالعات بیشتر بر این تحقیق و طراحی هادی های نوترونی مناسب برای افزایش شار نوترونی می‌توان از این تحقیق به عنوان شروع یک پروژه مهم در زمینه درمان غده‌های سرطانی با استفاده از نوترون درمانی با بور، استفاده کرد. این مطالعات و بررسی‌ها با استفاده از روش مونت کارلو و کد MCNP4C (Mount Carlo N-Particle) شبیه سازی شده‌اند و لازم به ذکر است که در تمام محاسبات، خطای محاسبه شده توسط کد MCNP4C کمتر از ۵ درصد می‌باشد که خطای قابل قبولی است.

یافته‌ها: با توجه به داده های به دست آمده از اجرای کد MCNP4C، در انرژی ۱ keV قله‌ای به دست آمده که سطح زیر آن شدت نوترون‌ها را که برابر $10^{-5} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ با خطای ۰/۰۶۵ می‌باشد، نشان می‌دهد. شدت به دست آمده را می‌توان در قدرت چشمه که برابر $10^8 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ است ضرب کرد تا شدت کل نوترون‌ها را در 1 cm^2 به دست آورد. برای به دست آوردن شدت کل نوترون‌ها باید شدت کل در 1 cm^2 را در مساحت کل فیلتر نوترونی ضرب کرد و لذا شدت کل نوترون برابر 10^6 n/s با خطای ۰/۰۳٪ به دست آمده است. از آنجا که شدت نوترون‌های مورد نیاز برای انجام آزمایشات BNCT برابر $10^8 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ می‌باشد، می‌توان با استفاده از روش‌های مختلف و طراحی هادی‌ها و منعکس کننده های نوترونی مناسب، این شار نوترونی را تامین کرد.

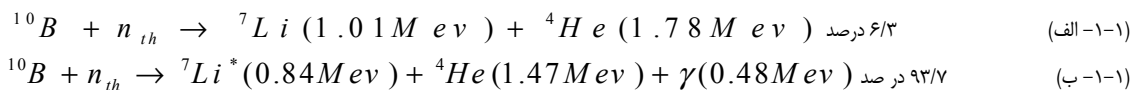
نتیجه گیری: در این مقاله با شبیه سازی چشمه نوترونی Am-Be امکان استفاده از چشمه های نوترونی رادیوایزوتوپی در نوترون درمانی با بور مورد بررسی قرار گرفت. با توجه به خصوصیات چشمه های رادیوایزوتوپی (ارزان بودن، قابلیت حمل و نقل آسان، در دسترس بودن و ابعاد کوچک)، مطالعات بیشتر در این زمینه می‌تواند بسیاری از مشکلاتی که برای چشمه های نوترونی راکتور وجود دارند را برطرف سازد. البته با کامل شدن این شبیه سازی می‌توان به عملی شدن آن در ایران و درمان بیماران امیدوار بود.

کلیدواژه‌ها: نوترون درمانی با بور (BNCT)، چشمه نوترونی رادیوایزوتوپ، فیلتر نوترونی، روش مونت کارلو، کد MCNP.

مقدمه

تصویربرداری، در تولید میدان‌های پرتودهی نوترونی و میدان‌های کالیبراسیون نوترون استفاده شده‌اند (۱-۶). نوترون‌های تک انرژی در

کاربردهای نوترون به وسیله طیف انرژی چشمه تعریف شده‌اند. نوترون‌های تند در تحقیقات



همچنین به موقعیت تومور در مغز بستگی دارد. شکل (۱) واکنش‌های بالا را در تومور نشان می‌دهد.

برای انجام موفقیت آمیز این روش ابتدا به یک چشمه نوترون مناسب احتیاج داریم که نوترون‌های مورد نیاز ما را تامین کند. فاکتورهای مهم باریکه نوترون انرژی و شدت است که در انتخاب چشمه بسیار مهم است. در اکثر مراکز که از این روش برای درمان استفاده می‌کنند، چشمه نوترون یک راکتور است که با توجه به خصوصیات راکتور نوترون‌های مناسب در آنجا بسیار زیاد است. پیر هزینه بودن ساخت یک مرکز BNCT با استفاده از راکتور باعث شد که محققان به دنبال چشمه‌های دیگر مانند شتاب دهنده‌ها به طور غیر مستقیم و چشمه‌های نوترون به طور مستقیم بروند که هر کدام مزیت‌ها و معایب خود را دارند. در این مقاله چشمه نوترونی Am-Be برای ایجاد باریکه مناسب نوترونی در انجام آزمایشات BNCT با استفاده از کد MCNP4C مطالعه و بررسی شده است. از مزایای استفاده از چشمه نوترونی Am-Be می‌توان ارزان بودن، قابلیت حمل و نقل آسان و داشتن ابعاد کوچک را نام برد. شکل هندسی چشمه نوترونی Am-Be در شکل ۲ نشان داده شده است و خصوصیات آن در جدول ۱ آورده شده است. یک چشمه نوترونی Am-Be دارای شدت نوترونی مناسب برای انجام آزمایشات BNCT نمی‌باشد ولی می‌توان این شدت نوترونی مناسب را با استفاده از روش‌های معین، طراحی هادی و منعکس کننده‌های نوترونی ایجاد کرد. در نتیجه با بررسی چشمه‌های رادیوایزوتوپی، از جمله چشمه نوترونی Am-Be، می‌توان امکان بررسی استفاده از چنین چشمه‌های نوترونی در آزمایشات نوترون تراپی با بور را فراهم کرد.

اندازه‌گیری سطح مقطع نوترون نیز کاربرد دارند (۷-۱۰). از طرف دیگر، نوترون‌های فوق گرمایی در نوترون درمانی با بور (BNCT) استفاده شده‌اند (۱۱-۱۵). روش نوترون درمانی با بور برای اولین بار در سال ۱۹۳۶ توسط لایچ مطرح شد و مورد بررسی، تحقیق و توسعه قرار گرفت. این روش همچنین توسط ویلیام اسویت و همکارانش و بعدها توسط هیروچی هاتاناکا توسعه یافت و به موفقیت رسید و برای درمان غدد بدخیم مغز به ویژه گلیوبلاستوما (Glioblastoma) به کار گرفته شد. در حال حاضر در کشورهای ژاپن، هلند، انگلستان، استرالیا، ایالات متحده آمریکا، کانادا، آلمان، روسیه، جمهوری چک و چند کشور دیگر کارهای تحقیقاتی عملی و بالینی زیادی در این زمینه انجام می‌گیرد.

حدود سه سال پس از کشف نوترون واکنش $B(n,\alpha) Li$ تشریح شد. سطح مقطع این واکنش برای نوترون‌های گرمایی زیاد است (۳۸۳۷ بارن) و همانگونه که در رابطه ۱-۱ الف و ۱-۱ ب نشان داده شده است، در ۶/۳ درصد حالات انرژی ذرات α و Li به ترتیب ۱/۷۸ MeV و ۱/۰۱ MeV است و برد آنها در آب به ترتیب برابر ۸/۹ و ۴/۵ میکرو متر است. همچنین در ۹۳/۷ درصد حالات، انرژی این ذرات به ترتیب ۱/۴۷ MeV و ۰/۸۴ MeV است و برد آنها در آب به ترتیب ۷/۲ و ۴/۱ میکرو متر است. که به این ترتیب انرژی حاصل از این واکنش در محدوده‌ای با ابعاد ۹ میکرو متر تخلیه می‌شود و قابل مقایسه با ابعاد سلولی است.

در سال ۱۹۳۶ امکان استفاده از این واکنش برای نابودی سلول‌های سرطانی پیشنهاد شد و اولین آزمون‌های درمانی موفق آن گزارش گردید. در این روش ابتدا داروی حامل بور -۱۰ به بیمار تزریق می‌گردد، که قابلیت جذب بالایی در تومور دارد. سپس ناحیه تومور توسط نوترون‌های با انرژی و شدت مناسب بمباران می‌شود. میزان انرژی نوترون برای درمان به غلظت بور در خون، تومور و

روش بررسی

برای آماده ساختن چشمه نوترونی Am-Be برای انجام آزمایشات BNCT مراحل زیر انجام شده است:

۱- شبیه سازی طیف نوترونی این چشمه با استفاده از کد MCNP4C.

۲- به دست آوردن سطح مقطع مواد و ترکیبات مختلف و بررسی هر کدام از آنها در انرژی مورد نظر.

۳- انتخاب مواد نهایی با توجه به سطح مقطع‌های به دست آمده و شبیه سازی‌های نهایی.

۴- ترکیب کردن این مواد با اشکال هندسی متفاوت در اطراف چشمه و طراحی شکل هندسی نهایی برای فیلتر نوترونی.

۵- به دست آوردن باریکه نوترونی مورد نظر که مناسب برای انجام آزمایش‌ها می‌باشد.

با توجه به این که برای انجام آزمایشات BNCT نوترون‌هایی با انرژی ۱ keV مورد نیاز است و چشمه نوترونی Am-Be طیف وسیعی از نوترون‌ها در انرژی‌های مختلف را دارا می‌باشد، می‌توان با استفاده از یک روش مناسب نوترون‌هایی با انرژی مربوطه را تولید نمود. از جمله روش‌هایی که برای این کار می‌تواند مورد بررسی قرار گیرد، استفاده از برش‌گرها و فیلترهای نوترونی می‌باشد که با توجه به تحقیقات انجام شده استفاده از برش‌گرهای نوترونی برای نوترون‌ها با انرژی بالا مناسب نمی‌باشد، اما استفاده از فیلتر نوترونی با

توجه به قابلیت ترکیب آن و دیگر مواردی که ذکر خواهد شد، بسیار مناسب می‌باشد.

در این روش ما در ابتدا با استفاده از نرم افزار ویزوال Njoy، سطح مقطع کل بسیاری از عناصر و ترکیبات جدید را به دست آوردیم و سپس با بررسی هر کدام از این سطح مقطع‌ها در انرژی‌های مورد نظر و با توجه به طیف چشمه، ترکیباتی را برای کند کنندگی نوترون‌ها مشخص کردیم. در ادامه کار با بررسی ترکیبات و عناصر دیگر، موادی را به عنوان فیلتر نوترونی انتخاب کردیم و در انتها با بررسی شکل‌های هندسی متفاوت که قابلیت قرار گرفتن در اطراف چشمه را داشتند و شبیه سازی آنها، فیلتری را طراحی کردیم که باریکه نوترونی در انرژی ۱ keV ایجاد می‌کند که در انجام آزمایشات BNCT مورد استفاده قرار خواهد گرفت. بازه‌های انرژی نوترون‌های فوق حرارتی ۱۰ eV تا ۱۰ keV معمولاً مناسب‌ترین بازه انرژی محسوب می‌شوند (۱۶). از جمله قابلیت‌های این فیلتر کم حجم بودن نسبت به شتاب دهنده، ارزان بودن و قابل حمل بودن آن می‌باشد. لازم به ذکر است که با بررسی و شناسایی مواد مختلفی مانند اکسید آلومین، گرافیت به عنوان کند کننده و موادی مانند کادمیوم و تیتانیوم به عنوان مواد جاذب به صورت پوسته استوانه‌ای در فیلتر نوترونی مورد استفاده قرار گرفته‌اند (۱۷ و ۱۹). فیلتر نوترونی طراحی شده در این تحقیق از دو قسمت تشکیل شده

جدول ۱. خصوصیات چشمه نوترونی Am-Be و حفاظ آن

چگالی (g/cm ³)	طول استوانه (cm)	شعاع استوانه (cm)	چشمه Am-Be
۱/۲۴	۱۰	۱/۶۵	چشمه Am-Be
۷/۹۳	۱۳/۷	۱/۹۵	فولاد ضد زنگ

جدول ۲. ترکیبات فیلتر نوترونی برای ایجاد باریکه ای با انرژی ۱ keV (شعاع استوانه ۳۰ cm)

مواد	نماد شیمیایی	چگالی (g/cm ³)	نقش ماده در فیلتر	ضخامت (cm)
اکسید آلومین	Al ₂ O ₃	۳/۹۵	کند کننده و منعکس کننده	۱۷
گرافیت	C	۱/۷	کند کننده	۱۰
تیتانیوم	Ti	۴/۵۴	جذب نوترون‌ها در ناحیه 10 ³ eV < E < 10 ⁷ eV	۴/۵
کادمیوم	Cd	۸/۶۵	جذب نوترون‌های حرارتی	۰/۱

(s، چگالی جرمی (gr/cm^3)، چگالی اتمی (10^{-24} atoms/cm³) و سطح مقطع (Barn). 10^{-24} atoms/cm³)

فیلتر نوترونی طراحی شده (شکل ۴) باعث می شود که نوترون های ورودی از چشمه Am-Be پس از انجام واکنش های پراکندگی و جذب، به طیف تقریباً تک انرژی تبدیل شوند. در این طراحی چشمه نوترونی Am-Be در درون لایه ای از اکسید آلومینیوم که به شکل پوسته استوانه ای به شعاع ۳۰ cm و ضخامت ۱۷ cm می باشد، قرار می گیرد. در ادامه از گرافیت که به شکل پوسته استوانه ای به شعاع ۳۰ cm و ضخامت ۱۰ cm می باشد، به عنوان کند کننده بعد از اکسید آلومینیوم استفاده می شود. سپس برای به دست آوردن نوترون تقریباً تک انرژی از مواد جاذب نوترونی تیتانیوم و کادمیوم استفاده شده است. از تیتانیوم برای جذب نوترون هایی با انرژی $10^3 \text{ eV} < E < 10^7 \text{ eV}$ و از کادمیوم برای جذب نوترون های حرارتی استفاده شده است. با این وضعیت و با توجه به مواد به کار رفته و مشخصات آنها که در جدول (۲) آورده شده اند، نوترون هایی با انرژی ۱ keV از فیلتر نوترونی خارج می شوند. محاسبات مربوطه تعداد این نوترون های خروجی از سطح ۵ فیلتر نوترونی را $2/22 \times 10^{-5} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ با خطای ۰/۱۶٪ نشان می دهد.

یافته ها

با توجه به داده های به دست آمده از اجرای کد MCNP4C (جدول ۳)، در انرژی ۱ keV قله ای به دست آمده که سطح زیر آن، شدت نوترونی برابر $2/22 \times 10^{-5} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ با خطای ۰/۰۶۵٪ را نشان

است: قسمت اول متشکل از یک کند کننده با پراکندگی بالا و درصد جذب بسیار پایین می باشد و باعث می شود که نوترون های سریع طیف Am-Be را بدون تک انرژی کردن به ناحیه کم انرژی طیف منتقل نماید و قسمت دوم فیلتر متشکل از عناصر کادمیوم و تیتانیوم که جاذب نوترون های با انرژی مختلف می باشد و باعث می شود که این نوترون ها در یک انرژی معین تک انرژی شوند. برای داده های به دست آمده، درصد خطای آماری با استفاده از رابطه (۱) برای یک شمارش منفرد، به دست می آید:

$$(1) \quad \text{خطای آماری} = ((\sqrt{N}) / N) \times 100$$

که در آن N تعداد نوترون های عبوری از فیلتر نوترونی در انرژی معین و در 1 cm^2 می باشد که در قدرت چشمه Am-Be ضرب شده است. مطالعات و بررسی های انجام شده با استفاده از کد MCNP4C شبیه سازی شده اند. کد محاسباتی MCNP یکی از مشهورترین کدهای محاسباتی هسته ای است که به روش مونت کارلو محاسبات خود را انجام می دهد. با استفاده از این کد می توان یک آزمایش را که به روش تجربی در آزمایشگاه های هسته ای انجام می شود، شبیه سازی نمود و مقدمات انجام آزمایش و محاسبات لازم برای انجام آن به صورت آزمایشگاهی را فراهم خواهد ساخت. محاسبات به دست آمده با کد با در نظر گرفتن شرایط و هندسه مناسب آزمایش، اختلاف ناچیزی با نتایج حاصل از آن به صورت تجربی دارد. واحدهایی که در کد MCNP کاربرد دارند عبارتند از: طول (cm)، انرژی (Mev)، زمان ($1 \text{ shake} = 10^{-8}$ shak)

جدول ۳- داده های به دست آمده از اجرای کد MCNP4C

خطای آماری	تعداد نوترون های عبوری از فیلتر	انرژی (MeV)
0	0.00E+00	2.53E-08
1	4.11E-10	1.00E-07
0.0392	3.17E-07	1.00E-06
0.0065	2.22E-05	1.00E-03
0.014	5.32E-06	2.00E-03
0.0168	3.68E-06	3.00E-03
0.0268	1.42E-06	4.00E-03
0.024	1.72E-06	5.00E-03

$$S = 2/82743 \times 10^3 \text{ cm}^2$$

$$N = 2220 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$$

$$P = S \times N = 2/82743 \times 10^3 \times 2220 =$$

$$6/29 \times 10^6 \text{ n/s}$$

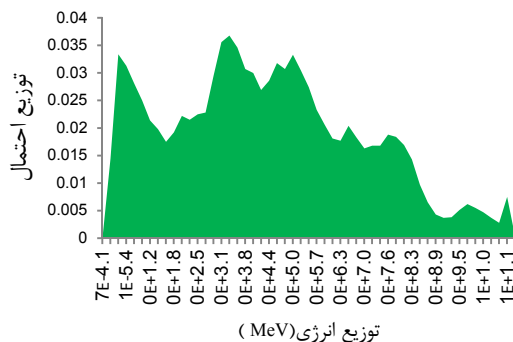
برای به دست آوردن خطای آماری در کل سطح خواهیم داشت:

$$\text{درصد خطا} = ((\sqrt{p}) / p) \times 100 = \%.0/0.3$$

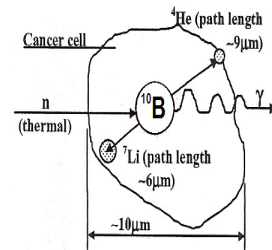
از آنجا که شدت مورد نیاز برای انجام آزمایشات BNCT برابر $10^8 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ می باشد، می توان با استفاده از روش های مختلف و طراحی هادی های و منعکس کننده های نوترونی مناسب، امکان استفاده از چشمه نوترونی Am-Be بررسی کرد.

بحث و نتیجه گیری

در این مقاله با شبیه سازی چشمه نوترونی Am-Be امکان استفاده از چشمه های نوترونی رادیوایزوتوپی در نوترون درمانی با بور مورد بررسی قرار گرفت. با توجه به خصوصیات چشمه های رادیوایزوتوپی، که می توان به ارزان بودن، قابلیت حمل و نقل آسان، در دسترس بودن و ابعاد کوچک آنها اشاره کرد، مطالعات بیشتر در این زمینه می تواند بسیاری از مشکلاتی که برای چشمه های نوترونی رآکتور وجود دارند را برطرف کند. با توجه به اهمیت آزمایشات نوترون درمانی با بور و عملی کردن آن در ایران، تصمیم گرفتیم برای پیشبرد این اهداف، امکان استفاده از چشمه های نوترونی رادیوایزوتوپی برای انجام



شکل ۳- طیف چشمه نوترونی Am-Be

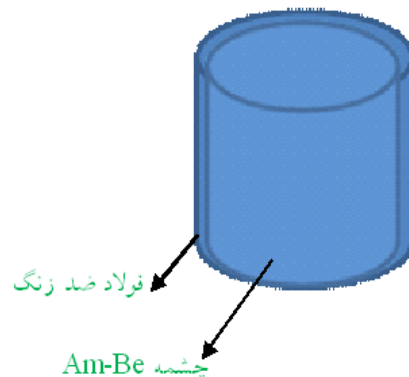


شکل ۱- واکنش بور در سلول سرطانی

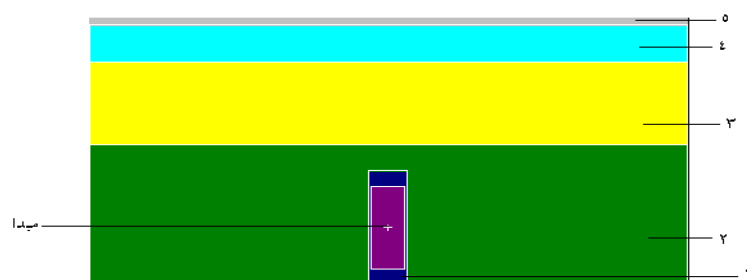
می دهد (نمودار ۱). شدت نوترونی به دست آمده را می توان در قدرت چشمه Am-Be که برابر $10^8 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ است، ضرب کرد تا شدت نوترونی کل در 1 cm^2 به دست آید. شدت نوترونی کل در 1 cm^2 برابر $2/22 \times 10^3 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ به دست آمده است. این شدت نوترونی برای 1 cm^2 از سطح فیلتر نوترونی می باشد. با توجه به اینکه مساحت سطح فیلتر نوترونی برابر $2/82743 \times 10^3 \text{ cm}^2$ است، $S =$ لذا برای به دست آوردن شدت نوترونی کل عبوری از فیلتر نوترونی باید شدت کل خروجی از فیلتر در 1 cm^2 را در مساحت کل ضرب کرد. بنابراین خواهیم داشت:

$$P = S \times N \quad (2)$$

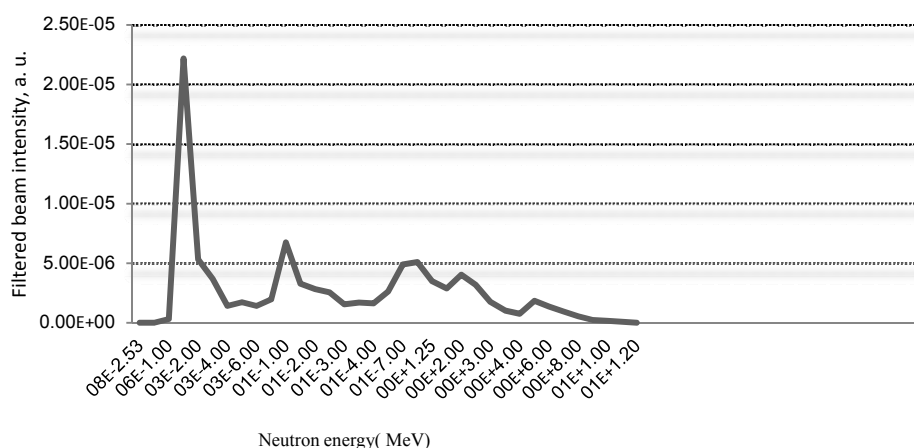
که در این رابطه، P برابر شدت نوترون های خروجی از کل سطح فیلتر نوترونی، S برابر مساحت کل سطح فیلتر نوترونی و N برابر تعداد نوترون های عبوری از فیلتر نوترونی در انرژی معین و در 1 cm^2 می باشد که در قدرت چشمه نوترونی ضرب شده است. بنابراین خواهیم داشت:



شکل ۲- شکل هندسی چشمه نوترونی Am-Be و حفاظ آن



شکل ۴. نحوه قرار گرفتن مواد نسبت به چشمه Am-Be. ۱- چشمه Am-Be، ۲- اکسید آلومین، ۳- گرافیت، ۴- تیتانیوم، ۵- کادمیوم



نمودار ۱. طیف داده های به دست آمده از اجرای کد MCNP و باریکه نورتونی با انرژی keV.

بیمارستان در کنار یک رآکتور و انتقال بیمار به آن بیمارستان برای درمان، می تواند در روحیه بیمار تاثیر نامطلوبی داشته باشد. اما با توجه به خصوصیات چشمه های رادیوایزوتوپی که از جمله می توان به قابلیت حمل آسان و ابعاد کوچک آن اشاره کرد، این مسئله را می توان حل نمود. در بیشتر مقالات مطالعه شده در مورد چشمه های مورد استفاده در نوترون درمانی با بور، بیشتر از چشمه رآکتور به عنوان چشمه نوترونی استفاده شده است که با استفاده از حفاظهای خاص و پیچیده ای طراحی شده اند. در این مقاله از چشمه نوترونی Am-Be به عنوان چشمه نوترونی استفاده شده است. مشکلی که باید در چشمه های رادیوایزوتوپی (به ویژه در چشمه نوترونی Am-Be) مورد توجه قرار گیرد، شار نوترونی پایین آن است که برای حل این مشکل باید بررسی های بیشتری صورت گیرد، از جمله راه حل آن می تواند استفاده از اورانیوم با غنای مشخص در سیستم

آزمایشات BNCT را مورد بررسی قرار دهیم. امید است با مطالعات بیشتر در این زمینه، راهکارهای مناسب تری ارائه شود. یکی از مشکلات موجود در استفاده از چشمه نوترونی Am-Be، شدت نوترون های پایین آن است، لذا می توان با استفاده از چشمه های رادیوایزوتوپی دیگر، این بررسی ها و مطالعات را ادامه داد تا به شدت نوترونی مناسب دست یافت. از راهکارهای مناسب دیگر برای افزایش شدت نوترونی، طراحی هادی ها و منعکس کننده های نوترونی مناسب برای چشمه های مختلف رادیوایزوتوپ است. البته مطالعات زیادی برای طراحی هادی نوترونی برای چشمه نوترونی Am-Be انجام داده ایم که نتایج قابل قبولی هم به دست آمده است. یکی از مزیت های استفاده از چشمه های رادیوایزوتوپی در مقایسه با چشمه های رآکتور این است که طراحی حفاظها و ساختن اتاقی برای قرار گرفتن بیمار برای انجام آزمایشات BNCT، آسان تر انجام می گیرد. از طرفی ساختن

9. Libman VA, Gritzay OO, Razbudey VF. Average Resonant Capture Cross Section of ^{181}Ta at 59 keV Filtered Neutron Beam. Institute for Nuclear Research, national academy of sciences of Ukraine: 2007; Ukraine: Kyiv.

10. Gritzay O, Libman VA, Chyzh AV. Capture Cross Section of ^{181}Ta (n, γ) ^{182}Ta Reaction at 2 keV Filtered Neutron Beam, Proc Int Conf. Current problems in nuclear physics and atomic energy: 2006; Ukraine: kyive.

11. El Moussaoui F, El Bardouni T, Azahra M, Kamili A, Boukhal H. Monte Carlo calculation for the development of a BNCT neutron source (1eV – 10keV) using MCNP code. Cancer/Radiotherapie. 2008; 12:360-364.

12. Kankaanranta L, Seppala T, Koivunoro H, Saarilahti K, et al. Boron Neutron Capture Therapy in the Treatment of Locally Recurred Head-and-Neck Cancer: Final Analysis of a Phase I/II Trial. International Journal of Radiation Oncology Biology Physics. 2012; 82:e67-e75.

13. Barth RF, Coderre JA, Vicente GH, et al. Boron neutron capture therapy of cancer: Current status and future prospects. Clin Cancer Res 2005; 11:3987-4002.

14. Kato I, Fujita Y, Maruhashi A, et al. Effectiveness of boron neutron capture therapy for recurrent head and neck malignancies. Appl Radiat Isot 2009; 67: S37-S42.

15. Kimura Y, Ariyoshi Y, Shimahara M, et al. Boron neutron capture therapy for recurrent oral cancer and metastasis of cervical lymph node. Appl Radiat Isot 2009; 67(Suppl.): S47-S49.

16. Tanaka H, Sakurai Y, M. Suzuki A, Masunaga A, Kinashi YA, Kashino G, et al. Improvement of dose distribution in phantom by using epithermal neutron source based on the Be (p, n) reaction using a 30MeV proton cyclotron accelerator. Appl Radiat Isot 2009; 67:S258-S261.

17. Giulianii F, Oliveria C, Collar JI, et al. Response of SIMPLE SDDs to monochromatic neutron irradiation. Nuclear instruments and Methods in physics Research. 2004; A 526: 348-358.

18. Mello BD, Thomas DJ, Joyce MJ, Kolkowski P, Roberts NJ. The replacement of cadmium as a thermal neutron filter. Department of Engineering, Nuclear Instruments and Methods in physics Research A. 2007; 577:690-695.

19. Pham ZH, Vuong HT, Nguyen PhX. Total Neutron Cross-Section of U-238 As Measured With Filtered Neutrons Of 55 KeV And 144 KeV. International Atomic Energy Agency. INDC (NDS) (1992) 265.

طراحی شده باشد.

یکی از مهمترین محدودیت‌های موجود، نبود امکانات آزمایشگاهی در دسترس و داشتن هزینه بالا برای بررسی این مطالعه به صورت آزمایشگاهی بوده است.

تقدیر و تشکر

این مقاله حاصل پایان نامه آقای عباس قاسمی در مقطع کارشناسی ارشد به راهنمایی آقای دکتر عبدالله زاده و مشاوره آقای دکتر امید ناصر قدسی و همکاری آقایان روح اله صالحی و محمد طاهری با کد شناسایی ۱۰۱۳۰۲۱۸۸۸۲۰۰۲ می باشد که در سال ۱۳۸۹ در دانشگاه آزاد اسلامی واحد تهران مرکز اجرا شده است. همچنین از راهنمایی‌های جناب آقای دکتر کاسه ساز در انجام این تحقیق تقدیر و تشکر می‌کنیم.

منابع

1. Shaikh A. M, Development of neutron detectors and neutron radiography. Bha Atomic Research Centre 2008; 71: 663- 672.

2. Da Silva AX, Crispim VR. Moderator-Collimator-shielding Design for neutron radiography system using ^{252}Cf . Applied Radiation and Isotopes 2001; 54: 217-225.

3. Nolte R, Thomas D. J. Monoenergetic fast neutron reference fields: I. Neutron production. Metrologia. 2011; 48:S263.

4. Harano H, Nolte R. Quasi-mono-energetic high-energy neutron standards above 20MeV. Metrologia 2011; 48:S292.

5. Shikaze Y, Tanimura Y, Saegusa J, Tsutsumi M., Uchita Y, Yoshizava M. Development of the quasi-monoenergetic neutron calibration fields of several tens of MeV at TIARA Progress. Nuclear Science and Technology 2011; 1:166-169.

6. Pioch C, Mares V, Ruhm W, Lwase H, et al. Calibration of a Bonner sphere spectrometer in quasi-monoenergetic neutron fields of 244 and 387 MeV. JINST 2011; 6:10015.

7. Libman VA, Gritzay OO, Razbudey VF. Average Resonant Capture Cross Section of ^{181}Ta at 59 keV Filtered Neutron Beam. 2007; Ukraine: Kyiv Institute for Nuclear Research, National Academy of Sciences of Ukraine.

8. Vuong HT, Takio F. Measurement of Neutron Capture Cross Section of ^{139}La , ^{152}Sm and $^{191,193}\text{Ir}$ at 55 and 144 keV. Vietnam Atomic Energy Commission 59: 2006; Vietnam: -Ly Thong Kiet, Hanoi.

Possibility Analysis of using radioisotope neutron sources at Boron neutron capture therapy

Masood Abdullahzade, PhD, Department of Physics, University of Imam Hossein, Tehran, Iran.
mabdollahzade@hotmail.com

*Abbas Ghasemi, MSc, Department of Physics, Young Researcher Clubs, Neka Branch, Islamic Azad University, Neka, Iran (*Corresponding author) meysam.ghasemi@gmail.com

Rohollah Salehi, MSc, Department of Physics, University of Imam Hossein (AS), Tehran, Iran. oshrsavroj@gmail.com

Mohammad Taheri, MSc, Department of Physics, University of Imam Hossein (AS), Tehran, Iran.
taa.mmoo@gmail.com

Abstract

Background: Performing successful BNCT experiments needs a suitable neutron source. Important factors of the neutron beam are flux and energy that are very important in the selection of neutron source. In most centers that use this method for treatment, reactor is a neutron source, which according to characteristics of the reactor appropriated neutrons are very high. High cost of constructing a BNCT center with using of reactor caused seeking other sources such as accelerator indirectly and radioisotope source directly that each has their own advantage and disadvantages. In this paper we created neutron beam by analysis Am-Be neutron source, using neutron filter technique and suitable moderators. The advantages of Am-Be neutron source are being inexpensive, easy portability, small size and well-designed shields. Therefore, by analyzing radioisotope neutron sources and Am-Be neutron source specially, we can prepare possible analysis radioisotope neutron source at boron neutron capture therapy. We hope to achieve suitable results by more studies.

Methods: Neutron beam in 1keV energy created with using Am-Be neutron source and designed suitable neutron filter with using neutron absorbent materials that it will be used in testing BNCT. By studying and Identifying various materials such as oxides Alumina, graphite and beryllium as a moderator and materials such as boron, cadmium and titanium as absorbent materials to a cylindrical crust in filter has been used. Neutron Filter has been designed in the investigation of two parts. The first is consisting of a moderator with high scattering and very low percent and it is caused the fast Neutron servant brought back his spectrum Am-Be source in this without mono-energetic to the low energy transferred spectrum. Part II filter is consisting of the elements of boron, cadmium and titanium that are absorbent neutron with various energy, therefore they can exchange these neutrons in certain energy to mono-energetic. More analysis, study and designing suitable neutron conductors for increase neutron flux is recommended.

Results: Neutron filter passes neutron with energy 1keV that can be used in the BNCT experiments. According to data obtained from the implementation MCNP4C code, a peak is obtained in energy 1keV that indicate area under the flux $2.22E-05$ n/cm².s with error 0.0065 for a neutron. Flux obtained can be multiplied at the Am-Be source of power that is equal 10^8 n/cm².s until the total flux to be achieved. The total flux is obtained $2.22E+03$ n/cm².s at 1 cm². We must multiply total intensity at total area to achieve total neutron flux, Since the flux required for the BNCT experiments is $5 \cdot 10^8$ n/cm².s with using different ways and designing suitable reflectors and conductors, this neutron flux will be provided.

Conclusion: This paper analyzed possible use of radioisotope neutron source by simulation Am-Be neutron source. We can solve many problems that exist for reactor source paying attention to characteristics of radioisotope sources such as being inexpensive, easy portability and small size also more studies are present in this base. Of course, with completing this simulation, we can be hopeful for practicality and remedy of patients in Iran.

Keywords: Boron neutron capture therapy (BNCT), Radioisotope neutron source, Neutron filter, Mount Carlo method, MCNP4C code.