



محاسبه میزان نرخ تابش از مواد رادیواکتیو در آزمایش طیف سنجی جرمی جهت آنالیز ایزوتوپی UF_6 گازی

حسن زاده، مصطفی*^(۱)، سادات کیایی، محمود^(۲)، بوستانی، احسان^(۱) و آهانگری شاهدهی، روح الله^(۱)

^۱سازمان انرژی اتمی ایران، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشگاه راکتور و ایمنی هسته‌ای

^۲سازمان انرژی اتمی ایران، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشگاه گداخت و پلاسما

چکیده:

میزان نرخ دز و انباشت انرژی برای نوترون و فوتون سیلندر حامل UF_6 در فواصل مختلف با استفاده از کد MCNPX محاسبه شده است. این سیلندر برای نگهداری و حمل و نقل مواد هسته‌ای مطابق با استاندارد ملی آمریکا است. در محاسبه این پارامترها، دانستن هندسه سیلندر و تابش دقیق منابع رادیواکتیو که شامل واپاشی رادیوایزوتوپ‌های اورانیوم، تابش نوترونی واپاشی خود به خودی ^{238}U و واکنش $^{19}F(\alpha, n)^{22}Na$ است، ضروری می‌باشد. نتایج نشان می‌دهد که مقدار نرخ دز نوترون و فوتون با افزایش فاصله از سیلندر به طور محسوسی کاهش می‌یابد، به شدت به تعداد ذرات ساطع شده و فاصله از چشمه وابسته است و برای طیف تک انرژی کمتر از طیف چشمه شکافت است.

کلمات کلیدی: سیلندر UF_6 ، کد MCNPX، رادیوایزوتوپ‌های اورانیوم، نرخ دز، انباشت انرژی.

Calculating of the radiation rate of radioactive material in mass spectrometry experiment for isotopic analysis of gas UF_6

Hassanzadeh, Mostafa^{1*}; Sadat-Kiai, Mahmood²; Boustani, Ehsan¹ and Ahangari shahdehi; Rouhollah¹

¹ AEOI, Nuclear Science and Technology Research Institute, Reactor and nuclear safety faculty

² AEOI, Nuclear Science and Technology Research Institute, Plasma and Nuclear Fusion Research School

Abstract:

The dose rate and deposited energy for neutron and photon in the UF_6 cylinder has been calculated using MCNPX code. This cylinder is used for storage and transportation in accordance with the American National Standard for nuclear material. In calculation of the parameters, it is necessary to know the cylinder's geometry and its precise radioactive radiation which includes the uranium radioisotopes, the neutron radiation caused by the U-238 self-decay and the reaction of $^{19}F(\alpha, n)^{22}Na$. The obtained results show that with increasing distance from the UF_6 cylinder, the neutron and photon dose rate decreases significantly, and strongly depends on the number of particles emitted and the distance from the source as well as for the single-energy spectrum neutron are slightly less than the watt fission spectrum.

Keywords: UF_6 cylinder, MCNPX code, Uranium radioisotopes, Dose rate, Deposited energy.



مقدمه:

تابش یونیزان که توسط یک ماده رادیواکتیو تولید می‌شود، می‌تواند به سه نوع تابش (α ، β و γ)، و نوترون تقسیم نمود. هر کدام از این ذرات، اثرات بیولوژیکی مضر بر بدن انسان دارند و ممکن است منجر به عواقب جدی شوند. لذا به منظور به حداقل رساندن آسیب‌های اساسی به سلامت انسان و محیط زیست توسط عناصر رادیواکتیو، قوانین و مقررات مختلفی مانند قوانین انرژی اتمی و دستورالعمل حفاظت در برابر تابش ایجاد شد [۱-۳]. تاسیسات هسته‌ای، مانند تاسیسات غنی‌سازی اورانیوم، باید قوانین انرژی اتمی و دستورالعمل حفاظت در برابر تابش را رعایت کنند و بنابراین آن‌ها موظف هستند تا تابش‌های کارکنان و جمعیت اطراف آن را به حداقل برسانند. به منظور رعایت این مقررات و الزامات صدور مجوز، باید اندازه‌گیری‌های دوره‌ای از میزان دز انجام شود و آشکارسازی دقیق تابشی که از محیط تولید هگزافلوراید اورانیوم (UF_6) حاصل می‌شود شناخته شود. در صورتی که زمان نگهداری و فاصله تا سیلندر مربوطه شناخته شده باشد، می‌توان میزان دز را در هر فاصله‌ای و در هر زمان محاسبه نمود. همچنین به کمک شبیه‌سازی مونت کارلو می‌توان میزان دز را در سیلندر UF_6 محاسبه نمود. این محاسبات برای حفاظت از تابش و ایمنی کارکنان و جمعیت انسانی بسیار مهم می‌باشد [۱-۳]. لیکن هدف از این مقاله، محاسبه میزان نرخ دز و انباشت انرژی برای چشمه‌های نوترون و فوتون در فواصل مختلف از سیلندر UF_6 به کمک کد شبیه‌سازی مونت کارلوی MCNPX است که در زمینه حفاظت از تابش و ایمنی به منظور تخمین دز کارکنان و جمعیت انسانی مناسب می‌باشد [۴].

برای محاسبه میزان دز موثر، بایستی تابش ذرات هسته‌ای که از سیلندر UF_6 فرار می‌کند به خوبی شناخته شوند [۱]. فرضیات در نظر گرفته شده در شبیه‌سازی مهم‌اند، زیرا ممکن است که موجب اختلاف مقادیر به دست آمده با مقادیر اندازه‌گیری شده گردد. برای بررسی میزان تابش از سیلندر UF_6 ، ابتدا کل ذراتی که از این سیلندر فرار می‌کنند بایستی تعیین شود، این ذرات شامل نوترون‌ها و فوتون‌هایی هستند که با کمک شش فرآیند فیزیکی هسته‌ای زیر قابل بیان می‌باشد [۱].

۱. فوتون‌های γ حاصل از فروپاشی سری رادیواکتیو ^{238}U ، ۲. فوتون‌های تابش ترمزی^۱ حاصل از واپاشی ^{243m}Pa ، ۳. فوتون‌های γ حاصل از واپاشی سری رادیواکتیو ^{235}U ، ۴. فوتون‌های γ حاصل از واپاشی سری رادیواکتیو ^{232}U ، ۵. نوترون‌های خود به خودی از ^{238}U و ۶. نوترون‌های حاصل از واکنش $^{19}F(\alpha, n)^{22}Na$. سه جزء اول از فرایندهای فوق از اورانیوم طبیعی به دست می‌آیند. فوتون‌های γ حاصل از واپاشی ^{232}U از اورانیوم بازیافتی توسعه می‌یابند. زمانی که میله‌های سوخت از نیروگاه‌های هسته‌ای دوباره بازیافت می‌شوند، اورانیوم مجدد تولید می‌شود. این اورانیوم بازیافتی

^۱ Bremsstrahlung

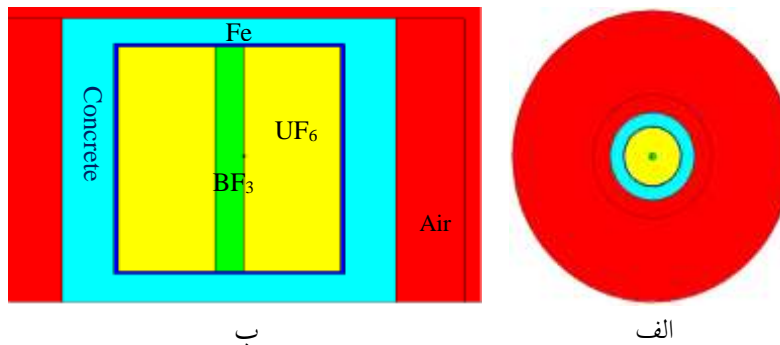


شامل حدود ۱٪ ایزوتوپ ^{235}U است که حدود ۰/۳٪ بیشتر از اورانیوم طبیعی است و برای استفاده در تاسیسات غنی سازی اورانیوم مهم است اما دارای رادیوایزوتوپ‌های ^{232}U و ^{236}U نیز می‌باشد. همچنین شکافت خود به خودی ^{238}U یک فرایند طبیعی در اورانیوم طبیعی است و واکنش (α, n) از واکنش بین ایزوتوپ‌های اورانیم و هسته‌های فلوراید در UF_6 حاصل می‌شود که ایزوتوپ ^{234}U بزرگترین سهم واکنش (α, n) را فراهم می‌کند. علاوه بر این، در محصولات و پسمان‌های UF_6 مقدار کمی از ایزوتوپ ^{234}U وجود دارد اما سهم تابش ایزوتوپ ^{234}U در انتشار اشعه γ از سیلندر UF_6 گنجانده نمی‌شود، زیرا این ایزوتوپ اورانیم دارای انرژی کم و بهره پایین γ است. در نتیجه، سهم تابش این ایزوتوپ در گسیل اشعه γ بسیار ناچیز می‌باشد که در این صورت دز موثر ناشی از آن می‌تواند نادیده گرفته شود. همچنین سهم هر دو تابش گاما و نوترون برای ایزوتوپ ^{236}U در نظر گرفته نمی‌شود، زیرا این ایزوتوپ و دختر بعدی آن، هسته ^{232}Th دارای نیمه عمر بسیار بزرگ 1.4×10^{10} سال برای ایزوتوپ ^{236}U و 2.3×10^7 سال برای ایزوتوپ ^{232}Th است که به فعالیت بسیار پایین ^{232}Th و هسته‌های دخترش منجر می‌شود. علاوه بر این، ایزوتوپ U-236 و هسته‌های دختر آن هیچ پرتو گامای قابل توجهی ندارند، در نتیجه هیچ سهمی در میزان دز موثر ندارند. علاوه بر این، تولید ^{22}Na از واکنش ذره α با هسته‌های فلوراید در UF_6 از طریق اندرکنش $^{19}\text{F}(\alpha, n)^{22}\text{Na}$ است. ایزوتوپ ^{22}Na یک هسته رادیواکتیو است و با واپاشی β^+ به ایزوتوپ پایدار ^{22}Ne تبدیل می‌شود که پس از واپاشی ^{22}Na پرتو γ با انرژی 1.27453 MeV گسیل خواهد شد. انرژی این پرتو بسیار بالا است و به‌طور معمول در حفاظت در برابر تابش در نظر گرفته می‌شود، اما فعالیت ویژه واکنش (α, n) حدود 0.05 g/gU از کل تولید ^{22}Na و دارای سهم بسیار کوچکی در نرخ دز موثر است. با توجه به این نکته، واپاشی ^{22}Na در محاسبات کد MCNPX در نظر گرفته نشده است [۱].

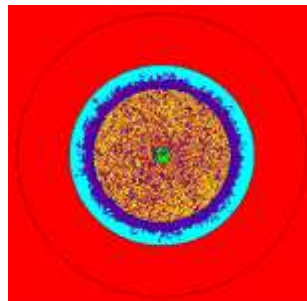
روش کار:

در این تحقیق، محاسبات مربوط به نرخ دز و انباشت انرژی در فاصله‌های مختلف از سیلندر UF_6 با برنامه شبیه‌سازی مونت کارلو برای دو حالت با دو چشمه متفاوت نوترون شامل طیف چشمه شکافت وات ^{252}Cf و طیف تک انرژی نوترون 1 MeV و همچنین چشمه گاما مورد بررسی قرار گرفته است. ابتدا به منظور شبیه‌سازی سیلندر UF_6 توسط کد MCNPX برای محاسبه پارامترهای مورد نظر، از یک سیلندر استوانه‌ای از جنس آهن به شعاع و ارتفاع $10/4$ و $40/5$ سانتی‌متر و چگالی $7/8 \text{ g/cm}^3$ استفاده شده است. سپس، داخل این سیلندر با ماده UF_6 با غنای ۶٪ و به شعاع و ارتفاع 10 و $39/5$ سانتی‌متر و چگالی $3/0925 \text{ g/cm}^3$ پر شده است. همچنین در داخل این سیلندر با گاز BF_3 به چگالی $0/02831 \text{ g/cm}^3$ به‌عنوان خنک‌کننده پر شده است. علاوه بر این، یک ضخامت 3 سانتی‌متری از بتن به چگالی $2/3 \text{ g/cm}^3$ در اطراف این سیلندر قرار گرفته است (با توجه به استانداردهای موجود برای تعریف سیلندر استفاده شده در مراجع [۱-۳]). لازم به ذکر است که تعداد 10000 نوترون ساطع شده از طیف چشمه شکافت ^{252}Cf برای این

سیلندر UF_6 در نظر گرفته شده است. شکل‌های (۱) الف و ب به ترتیب سطح مقطع‌های شعاعی و محوری هندسه شبیه‌سازی شده سیلندر UF_6 توسط کد MCNPX را نشان می‌دهد. شکل (۲) توسط این کد به دست آمده و رد ذرات شبیه‌سازی شده حاصل از اندرکنش‌های نوترون طیف چشمه شکافت وات ^{252}Cf با محیط را نشان می‌دهد. از آنجاکه مقدار بیشینه انرژی نوترون در واکنش $^{19}F(\alpha, n)^{22}Na$ برابر $0.7 \pm 31 MeV$ است، این طیف انتخاب شده است. علاوه بر این، طیف ^{252}Cf مشابه با طیف شکافت ^{238}U است که می‌تواند برای این منظور در نظر گرفته شود. فرض اول، کل مسئله را با طیف تک انرژی نوترون ساده فرض می‌کند و فرض دوم اجازه می‌دهد تا تمام انرژی‌های نوترون با بیشینه انرژی نوترون و توزیع شدت‌های مختلف در نظر گرفته شود. همچنین تمام محاسبات در این مقاله برای دمای ۳۰۰ کلوین (دمای محیط) انجام شده است. قابل ذکر است که در کد برای تعریف سطح مقطع‌ها از دماهای موجود استفاده می‌کند، اما در دماهای دیگر می‌توان از نسخه پیشرفته MAKXSف موجود در این کد برای انجام محاسبات پارامترهای مختلف استفاده نمود [۴].



شکل (۱): شکل‌های الف و ب به ترتیب سطح مقطع‌های شعاعی و محوری سیلندر UF_6 شبیه‌سازی شده توسط کد MCNPX



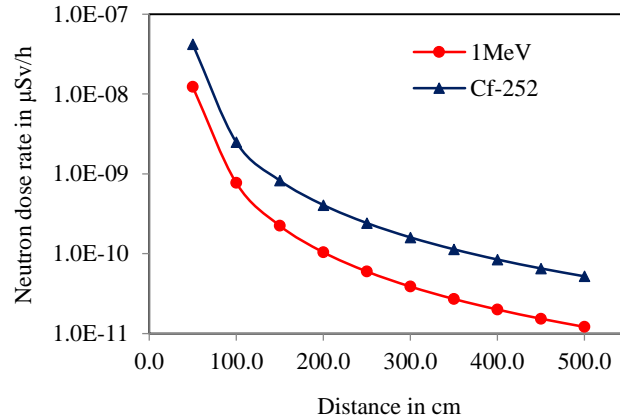
شکل (۲): شبیه‌سازی رد ذرات حاصل از اندرکنش‌های نوترون طیف ^{252}Cf با محیط توسط کد MCNPX



برای محاسبه این پارامتر از کارت‌های DEN (طیف انرژی ذرات ورودی) و DFn (ضرایب تبدیل شار به دز) استفاده می‌شود. برخی از توابع استاندارد تبدیل شار به دز در نسخه X به بالای کد به صورت توابع کتابخانه‌ای اضافه شده است [۲]. تالی شبکه‌ای یکی از قابلیت‌های مهم نسخه X این کد است که به کمک آن می‌توان برخی کمیت‌ها مانند شار، انباشت انرژی، نرخ دز و غیره را به صورت شبکه‌بندی شده در هر ناحیه‌ای از هندسه مسئله محاسبه و نمایش داد. نتیجه محاسبات تالی شبکه در یک فایل خاص با نام پیش‌فرض mdata ذخیره می‌شود که می‌توان آن را به کمک کد جانبی gridconv به یک فایل متنی قابل خواندن و رسم تبدیل نمود. یکی از قابلیت‌های مهم تالی شبکه این است که می‌توان نتایج محاسبات آن را روی هندسه مساله مشاهده نمود [۲]. در این تحقیق، از این قابلیت برای محاسبه نرخ دز نوترون‌ها و فوتون‌ها در سیلندر UF_6 استفاده شده است.

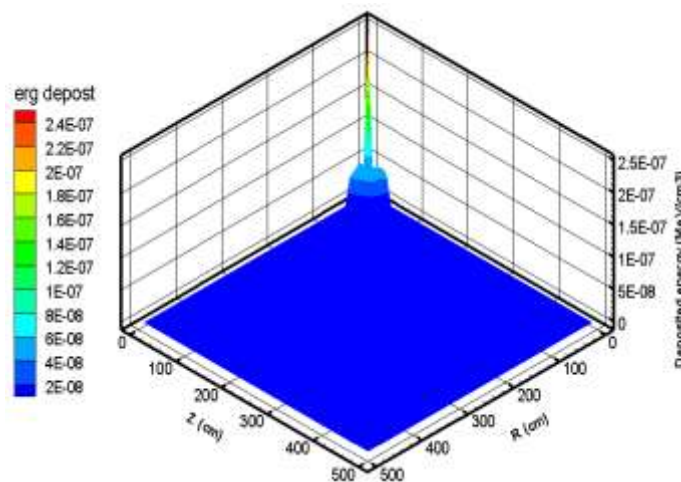
۳. نتایج:

پس از شبیه‌سازی هندسه و چشمه ذرات، مقدار نرخ دز نوترون در فواصل مختلف از ۰ تا ۵۰۰ سانتی‌متری با بازه‌های ۵۰ سانتی‌متری از سیلندر UF_6 با غنای ۶٪ توسط کد MCNPX برای طیف چشمه نوترون شکافت وات ^{252}Cf و تک انرژی نوترون ۱ MeV در دمای ۳۰۰ کلوین محاسبه شده که در شکل (۳) نشان داده شده است. همان‌طور که این شکل نشان می‌دهد، با افزایش فاصله از سیلندر UF_6 مقدار نرخ دز نوترون کاهش می‌یابد که در فاصله ۵۰ سانتی‌متری از سیلندر مقدار آن $1.0 \times 10^{-8} \mu Sv/h$ می‌باشد. همچنین این شکل نشان می‌دهد که مقادیر نرخ دز برای طیف تک انرژی نوترون ۱ MeV اندکی کمتر از طیف چشمه شکافت وات ^{252}Cf است. لازم به ذکر است که تعداد ذرات نوترون ساطع شده از چشمه در تمام محاسبات مقدار ۱۰۰۰۰ نوترون فرض شده و از کتابخانه ENDF/B-IV برای محاسبه این پارامترها استفاده شده است. علاوه بر این، مقدار خطای شبیه‌سازی در محاسبه تمام پارامترها کمتر از ۰/۶٪ می‌باشد.



شکل (۳): مقادیر نرخ دز نوترون در فواصل مختلف از ۰ تا ۵۰۰ سانتی‌متری در سیلندر UF_6

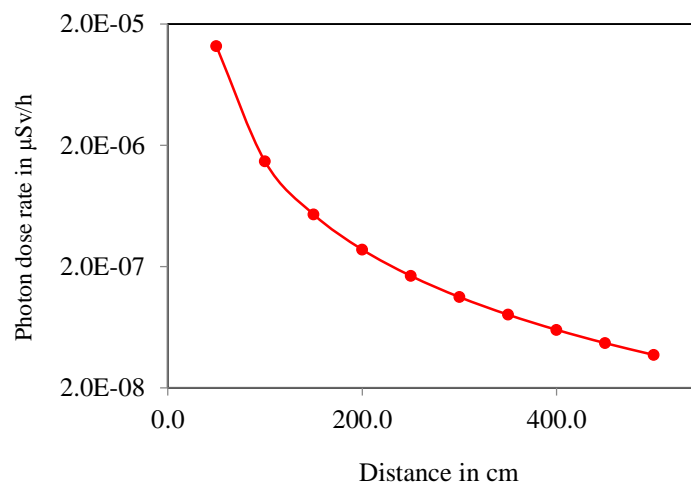
همچنین در این مقاله، توزیع سه بعدی مقدار انباشت انرژی نوترون در دمای ۳۰۰ کلوین در فواصل مختلف از ۰ تا ۵۰۰ سانتی‌متری با بازه‌های ۱۰ سانتی‌متری از سیلندر UF_6 با غنای ۶٪ توسط کد MCNPX برای طیف چشمه نوترون شکافت وات ^{252}Cf محاسبه شده که در شکل (۴) نشان داده شده است. همان‌طور که این شکل نشان می‌دهد، مقدار بیشینه انباشت انرژی نوترون $2.4 \times 10^{-7} \text{ MeV/cm}^3$ می‌باشد. پارامتر انباشت انرژی نوترون در واقع میزان گرمای تولید شده در سیلندر می‌باشد که می‌تواند برای محاسبات ترموهیدرولیکی مفید واقع شود.



شکل (۴): توزیع سه بعدی انباشت انرژی نوترون در فواصل مختلف از ۰ تا ۵۰۰ سانتی‌متری در سیلندر UF_6



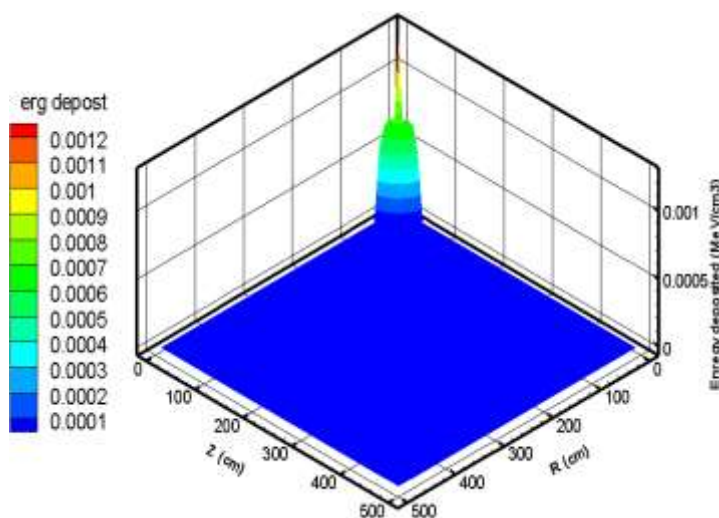
در ادامه این تحقیق، به منظور محاسبه نرخ دز گاما، ابتدا بایستی مشخص گردد که چه تعداد فوتون در کل سیلندر UF_6 با غنای ۶٪ وجود دارد. همان‌طور که قبلاً در این مقاله بیان شده است، بزرگترین سهم موثر روی میزان دز در یک محصول سیلندر UF_6 با غنای ۶٪، تابش نوترونی است، زیرا با توجه به غنی‌سازی، مقدار فعالیت هر گرم اورانیوم ^{232}U ، ^{234}U و ^{235}U از ایزوتوپ‌های اورانیوم در مقایسه با ^{238}U بسیار کمتر است. دومین سهم موثر در کل میزان دز مربوط به ایزوتوپ اورانیوم ^{238}U و به ویژه نوکلئیدهای دختران آنها است که از فروپاشی ^{234}Pa تولید می‌شود. در نهایت، مشارکت ^{232}U علاوه بر نوکلید دختر و نوکلئید ^{235}U به همراه دختر، سهم بسیار زیادی در میزان کل میزان دز انسانی دارد. لذا با توجه به مطالب ذکر شده و مطالعات انجام شده در مقالات و اسناد مختلف در این زمینه، مقدار مجموع جرم اورانیوم با غنای ۶٪ در این سیلندر تقریباً $1000000 \gamma/s/gU$ فرض شده است [۱]. با توجه به مقدار کل جرم اورانیوم، مقدار نرخ دز فوتون در فواصل مختلف از ۰ تا ۵۰۰ سانتی‌متری با بازه‌های ۵۰ سانتی‌متر از سیلندر UF_6 با غنای ۶٪ توسط کد برای طیف چشمه گاما از انرژی ۰.۰۱ تا ۲.۶۱۴۷ MeV در دمای ۳۰۰ کلوین محاسبه و در شکل (۵) نشان داده شده است. همان‌طور که این شکل نشان می‌دهد، نرخ دز فوتون با افزایش فاصله از سیلندر UF_6 کاهش می‌یابد که در فاصله ۵۰ سانتی‌متری از سیلندر مقدار آن $2.0 \times 10^{-5} \mu Sv/h$ می‌باشد. لازم به ذکر است که مقدار خطای شبیه‌سازی در تمام محاسبات کمتر از ۰/۴٪ می‌باشد.



شکل (۵): مقادیر نرخ دز فوتون در فواصل مختلف از سیلندر UF_6

علاوه بر این، توزیع سه‌بعدی مقدار تابش انرژی فوتون در دمای ۳۰۰ کلوین در فواصل مختلف از ۰ تا ۵۰۰ سانتی‌متری با بازه‌های ۱۰ سانتی‌متری از سیلندر UF_6 با غنای ۶٪ برای طیف چشمه فوتون محاسبه و در شکل (۶) نشان

داده شده است. همان‌طور که این شکل نشان می‌دهد، مقدار بیشینه پارامتر انباشت انرژی فوتون $1.2 \times 10^{-3} \text{ MeV/cm}^3$ می‌باشد.



شکل (۶): توزیع سه بعدی انباشت انرژی فوتون در فواصل مختلف از ۰ تا ۵۰۰ سانتی‌متری در سیلندر UF_6

۴. نتیجه‌گیری

در چارچوب این تحقیق، میزان نرخ دز و انباشت انرژی برای نوترون‌ها و فوتون‌ها در سیلندر UF_6 با استفاده از شبیه‌سازی مونت کارلو در کد MCNPX برای فواصل مختلف به منظور حفاظت در برابر تابش مورد مطالعه قرار گرفته است. با این حال، برای محاسبه دقیق میزان نرخ دز در این سیلندر، نیاز به دانستن هندسه سیلندر و تابش دقیق رادیواکتیو آنها است. منابع رادیواکتیو شامل واپاشی مجموعه‌های مواد رادیواکتیو ^{238}U ، ^{235}U و ^{232}U است که توسط $^{234\text{m}}\text{Pa}$ و مواد اطراف آن تولید می‌شود. تابش نوترونی که توسط واپاشی خود به خودی ^{238}U تولید می‌شود و واکنش $^{19}\text{F}(\alpha, n)^{22}\text{Na}$ است. در این مقاله، نرخ دزهای نوترون و فوتون به ترتیب $1.0 \times 10^{-8} \mu\text{Sv/h}$ و $2.0 \times 10^{-5} \mu\text{Sv/h}$ برای تعداد 100000 و 10000 ذره نوترون و فوتون ساطع شده از چشمه است. همچنین، مقادیر بیشینه انباشت انرژی برای نوترون‌ها و فوتون‌ها به ترتیب $2.4 \times 10^{-7} \text{ MeV/cm}^3$ و $1.2 \times 10^{-3} \text{ MeV/cm}^3$ می‌باشد. در نهایت با استفاده از داده‌های حاصل از این مقاله می‌توان گفت که یک سیلندر آهنی حاوی UF_6 با غنای ۶٪ و به وزن ۱۲ کیلوگرم با ضخامت ۳ سانتی‌متر بتن برای حمل و حفاظت در برابر تابش ذرات رادیواکتیو مناسب می‌باشد.



۵. مراجع

- [1] A. Meyering. Investigations of the effective dose rate from UF_6 -cylinders by Monte-Carlo simulations in respect of radiation protection, Master thesis presented to the Department of Physics University of Munster, (2012).
- [2] J. W. Arendt, C. R. Rawl, V. ChairL, P. Crawford, Secretary American National Standards Institute, Inc. 11, New York, NY 10036, (2001).
- [3] ANSI N14.1, American National Standard for Nuclear Materials Uranium Hexa uoride-Packaging for Transport, Technical report, (2001).
- [4] D.B. Pelowitz, MCNPX 2.7.0 manual, LANL, LA-CP-07-1473. Los Alamos National Laboratory, (2008).