مجله علوم و فنون هستهای، دوره ۴۴، شماره ۴، جلد ۱۰۶، زمستان ۱۴۰۲

Journal of Nuclear Science and Technology Vol. 44 (1), Serial Number 106, 2024

تخمین نرخ دز تابشهای گامای گسیلی از صفحه مینیاتوری LEU پر تودهی شده

سید میلاد میرعماد[%]، علی بهرامی سامانی^۱، سید سهیل سیاحی^۲ ۱. پژوهشکده چرخه سوخت هستهای، پژوهشگاه علوم و فنون هستهای، سازمان انرژی اتمی ایران، صندوق پستی: ۸۴۸۶–۱۱۳۶۵، تهران- ایران ۲. شرکت پارس ایزوتوپ، صندوق پستی: ۱۴۳۹۹۵۵۴۱۶، تهران- ایران

*Email: smmiremad@aeoi.org.ir

مقالهی پژوهشی تاریخ دریافت مقاله: ۱۴۰۱/۴/۲۲ تاریخ پذیرش مقاله: ۱۴۰۱/۶/۱۹

چکیدہ

صفحهی مینیاتوری LEU پرتودهی شده در رآکتور تحقیقاتی تهران که برای تولید رادیوایزوتوپ مولیبدن-۹۹ استفاده می شود، منبع پرتوزایی متشکل از رادیوایزوتوپ های مختلف است. محاسبه و تخمین آهنگ دز تابش های گامای گسیلی از این منبع، به منظور مقایسه با مقادیر آهنگ دز مجاز توصیه شده برای حملونقل مواد پرتوزا و حفاظت پرتویی کارکنان حین انجام تستهای آزمایشگاهی داغ، پیش از هر اقدام عملی، امری ضروری است. در این مقاله، اعتبار یک روش پیشنهادی جهت تخمین آهنگ دز تابش های گامای گسیلی از مایی گامای گسیلی از اندازه گیری های تجربی، مورد بررسی قرار گرفت. در روش پیشنهادی از کد مونت کارلو MCNPX و الگوریتم چند گامی نوشته شده در کد MATLAB استفاده شد. نتایج نشان داد که برای اهداف داغ، آهنگ دز محاسباتی به روش پیشنهادی همواره کمتر از آهنگ دز محاسب اندازه گیری شده است. از این رو، بر اساس یک نگرش محافظه کارانه، بهتر است جهت تخمین ضخامت مناسب حفاظ، مقادیر آهنگ دز محاسبه شده را در عدد ۲ ضرب نمود و سپس با حدود مجاز مقایسه کرد.

كليدواژهها: دزيمترى، هدف LEU، كانتينر حمل، حفاظ گذارى، MCNPX

Dose rate estimation of gamma-rays emitted from a LEU miniature plate

S.M. Miremad*¹, A.B. Samani¹, S.S. Sayyahi²

Nuclear Fuel Cycle Research School, Nuclear Science and Technology Research Institute, AEOI, P.O.Box: 11365-3486, Tehran - Iran
Pars Isotope Company, P.O.Box: 1439955416, Tehran-Iran

Research Article

Received 13.7.2022, Accepted 10.9.2022

Abstract

The LEU miniature plate irradiated in the Tehran Research Reactor, which produces the radioisotope molybdenum-99, is a radioactive source consisting of various radioisotopes. Before any practical application, it is necessary that the dose rate of gamma rays emitted from this source be calculated. This was done for comparison with the recommended dose rates for radioactive materials transport and radiation protection of employees during hot tests. In this paper, the validity of a proposed method for calculating the dose rate of gamma rays emitted from hot targets was investigated, experimentally. The Monte Carlo code MCNPX and multi-step algorithm written in MATLAB were used in the proposed method. The results showed that the calculated dose rate was always lower than the measured dose rate. Therefore, based on a conservative view, it is better to multiply the calculated dose rate values by 2 and then compare them with the allowable limits. This will enable you to determine the appropriate shield thickness.

Keywords: Dosimetry, LEU target, Transportation container, Shielding, MCNPX

Journal of Nuclear Science and Technology

Vol. 44 (1), Serial Number 106, 2024, P 85-92

مجله علوم و فنون هستهای ۲ دوره ۴۴، شماره ۴، جلد ۱۰۶، زمستان ۱۴۰۲، ص ۸۵–۹۲



۱. مقدمه

نیاز به داروهای هستهای مبتنی بر رادیوایزوتوپ تکنسیم -۹۹ شبهپایدار (^{۹۹m}Tc)، به منظور استفاده از آنها در روشهای تشخیصی برخی بیماریها، روزبهروز در حال افزایش است. به علاوه با ظهور بیماریهای ناشناخته و لزوم ارتقاء دانش پزشکی، استفاده از این رادیوایزوتوپ در ساخت رادیوداروهای جدید، بسیار محتمل میباشد. در ایران، سالانه حدود هشتصد هزار تا یکمیلیون بیمار به داروهای هستهای بر پایهی این رادیوایزوتوپ نیاز دارند. بخش عمدهای از ^{۹۹m}Tc مورد نیاز مراکز پزشکی، در نتیجهی واپاشی رادیواکتیو مولیبدن-۹۹ (^{۹۹}Mo) به دست میآید [۱]. از اینرو جهت تأمین تقاضای ^{۹۹m}Tc برای مصارف یزشکی، تولید ^{۹۹}Mo از اهمیت ویژهای برخوردار است. مطالعات نشان میدهد که شکافت اورانیم-۲۳۵ (اندرکنش (n,f)) در رآکتورها بیشترین بازدهی را برای تولید ^{۹۹}Mo خواهد داشت [۲-۴]. در حال حاضر در ایران، تولید ^{۹۹}Mo به روش شکافت U^{۳۳۵} برای مصارف پزشکی، در مقیاسهای آزمایشگاهی داغ و نیمهصنعتی در حال بررسی است.

به منظور رعایت دستورالعمل های منع گسترش سلاحهای هستهای، آژانس بینالمللی انرژی اتمی، چندین سال است که استفاده از هدفهای اورانیمی با غنای کم (LEU') را به منظور حداقلسازی استفاده بشر از هدفهای اورانیمی با غنای بالا (HEU)، ترویج می کند که بر همین اساس، در طرح تولید مولیبدن-۹۹ به روش شکافت در ایران، از صفحات LEU ساخت داخل موسوم به صفحات مینیاتوری استفاده خواهد شد. این صفحات در رآکتور تحقیقاتی تهران پرتودهی و پس از خنكسازى، براى انجام فرايند راديوشيميايى جهت استحصال ^{۹۹}Mo، به آزمایشگاهی مجهز به اتاقک فرایند منتقل میشوند. هدف LEU پرتودهی شده، منبع پرتوزایی متشکل از برخی آکتینیدها، محصولات شکافت و محصولات فعالسازی است که در زمان پرتودهی تولید شدهاند. علاوه بر اینها، تغییرات رادیوایزوتوپی که در زمان خنکسازی و طی واپاشیها رخ میدهد، موجودی نهایی هدف داغ را مشخص خواهد کرد. هر یک از رادیوایزوتوپهای موجود در هدف داغ دارای یک یا چند تابش گاما است که با فراوانیهای متفاوتی گسیل میشوند. بسته به موجودی هدف داغ در شرایط و زمانهای مختلف، می توان طیف تابشهای گامای گسیلی را تخمین زد. در واقع فارغ از شکل فیزیکی منبع پرتوزا در مراحل مختلف تولید، (جامد مثل

Archive of SID.ir

٨۶

صفحه هدف داغ، مایع مثل محلول اسیدی ناشی از فرایند انحلال و گاز مثل گاز ذخیره شده در گازومتر)، آنچه که ماهیت پرتوزایی منبع تابشی را تعیین می کند، نوع، تعداد و اکتیویته رادیوایزوتوپهای گسیلنده یگامای موجود در آن منبع است. محاسبه یکمی آهنگ دز میتواند در طراحی و ساخت کانتینر حمل، تخمین نوع و ضخامت حفاظ، اعتبارسنجی حفاظ گذاریهای موجود و ناحیهبندی محیط کاری کمک شایانی نماید. به منظور رعایت حدود دز مجاز مرتبط با حملونقل مواد پرتوزا و همچنین دریافتی توسط پرتوکاران حین انجام فرایند، لازم است تا پیش از انجام تست داغ و استحصال در شرایط مختلف کاری، به روشی معتبر محاسبه شود [۵].

به منظور محاسبهی آهنگ دز تابشهای گاما، میتوان از کد ORIGEN جهت تخمین موجودی هدف داغ و همچنین طیف تابشهای گاما استفاده کرد و سپس با تعریف طیف مذکور در کد MCNPX آهنگ دز در هندسهی مورد نظر را محاسبه نمود. این روش جهت دزیمتری سوختهای مصرف شده که مشابه هدفهای LEU پرتودهی شده هستند، استفاده شده است [۶]. اما به دلیل استفاده از شار نوترونی میانگین در این روش، تخمین دقیقی از موجودی رادیوایزوتوپی هدف داغ با خنکسازی کوتاهمدت به دست نمی آید و آهنگ دز محاسباتی، اختلاف زیادی با مقادیر اندازه گیری شده خواهد داشت. همچنین با استفاده از کارت ACT کد MCNPX می توان طیف گاماهای تأخیری را تخمین و سپس آهنگ دز را مشابه قبل با استفاده از کد در هندسهی مطلوب محاسبه نمود. برای استفاده از این روش به حافظه و زمان زیادی نیاز است و بررسیها نشان میدهد که طیف خروجی، بعضاً دارای تابشهای گامایی است که نمیتوان آنها را به هیچ یک از رادیوایزوتوپهای موجود در هدف داغ نسبت داد. به علاوه آهنگ دزهای محاسبه شده به این روش نیز علاوه بر نوسان زیاد، با مقادیر اندازه گیری شده اختلاف فاحشی دارند. ترکیب کد ORIGEN و MCNPX کاربرد گسترده ای در تخمین آهنگ دز تابشهای گامای ساطع شده از سوختهای مصرف شده دارد [۷].

در این مقاله، یک روش پیشنهادی جهت محاسبهی آهنگ دز ناشی از تابشهای گامای گسیلی از منبع پرتوزایی با چندین رادیوایزوتوپ مختلف مطرح شد و اعتبار روش با اندازه گیریهای تجربی مورد بررسی قرار گرفت. به دلیل خطرات تابشی بالا حین اندازه گیری آهنگ دز یک هدف داغ بدون حفاظ، برای

Journal of Nuclear Science and Technology Vol. 44 (1), Serial Number 106, 2024, P 180-186



^{1.} Low Enriched Uranium

^{2.} High Enriched Uranium

مجله علوم و فنون هستهای ۲ دوره ۴۴، شماره ۴، جلد ۱۰۶، زمستان ۱۴۰۲، ص ۱۸۰-۱۸۶

اعتبارسنجی آهنگ دزهای محاسباتی، از مقادیر اندازه گیری شده پیرامون کانتینر حمل و یک حفاظ موضعی سربی به ضخامت ۵ cm که در بیرون اتاقک فرایند و روبهروی مخزن انحلال قرار داده شده بود، استفاده شد. اندازه گیریهای تجربی مذکور با استفاده از آشکارساز RDS-۳۱ انجام شد.

برای محاسبه آهنگ دز در شرایط مشابه تست داغ نیز، ابتدا موجودی رادیوایزوتوپی هدف داغ به ازای زمانهای پرتودهی و خنکسازی مد نظر، با استفاده از کد MCNPX [۸] تخمین زده شد. سپس طیف تابشهای گامای گسیلی از هدف داغ با موجودی تصحیح شده، طبق الگوریتم نوشته شده در ماع با موجودی تصحیح شده، طبق الگوریتم نوشته شده در ماع با موجودی تصحیح شده، طبق الگوریتم نوشته شده در ماع با موجودی تصحیح شده، طبق الگوریتم نوشته شده در داغ با موجودی تصحیح شده، طبق الگوریتم نوشته شده در ماع با موجودی تصحیح شده، طبق الگوریم نوشته شده در ماع با موجودی تصحیح شده، طبق الگوریم نوشته شده در مای موجودی تصحیح شده، طبق الگوریم نوشته شده در مای مای مای منابه اندازه گیری محاسبات با مقادیر اندازه گیری شده طی آزمایشهای داغ مقایسه و تجزیه و تحلیل لازم بر روی نتایج انجام شد.

۲. تجهیزات و روش کار

۱.۲ سبد و کانتینر حمل

جهت ترخیص هدف LEU پرتودهی شده از استخر خنکسازی رآکتور، از سبد حمل با ساختار نشان داده شده در شکل ۱ الف استفاده شد.

این سبد به گونهای طراحی شده است که در عمق ۱ متری آب استخر، یک عدد هدف مینیاتوری بتواند به راحتی در آن بارگذاری شود و هنگام خروج از استخر، آب داخل سبد از روزنهی تعبیه شده در کمتر از ۱۰ ثانیه خارج گردد. قاب استوانهای سبد از جنس استیل ضدزنگ با ضخامت ۲ mm میباشد که داخل آن با سرب پر شده است. ضخامت سرب روبه روی صفحه ی بزرگ تر هدف (۴٫۳ cm^۲) حدود ۳ cm است. برای انتقال سبد حمل حاوی هدف داغ از محل رآکتور تا اتاقک فرایند از کانتینر حمل نشان داده شده در شکل ۱ ب استفاده شد. ضخامت دیوارههای سربی جانبی این کانتینر حدود ۱۰ cm است. سبد حمل پس از خروج از استخر در مکان خود در داخل کانتینر حمل جای داده می شود و در پوش کانتینر توسط پیچهای مخصوص محکم خواهد شد (شکل ۱ ج). بر اساس مشخصات سبد و كانتينر حمل واقعي، آرايش شكل ۱ ج با درپوش بسته در کد MCNPX شبیهسازی شد. شکل ۲ هندسهی شبیهسازی را نشان میدهد.





شکل ۱. الف) سبد حمل هدف LEU مینیاتوری ب) کانتینر حمل با درپوش ج) نمایی از کانتینر حمل به همراه سبد بارگذاری شده در حفرهی آن (بزرگنمایی سه تصویر متفاوت است).



شکل ۲. سبد و کانتینر حمل هدف داغ، شبیهسازی شده در MCNPX.

۲.۲ اتاقک فرایند و حفاظ موضعی

اتاقک فرایند مورد نظر باید دارای مشخصات و الزامات خاصی باشد تا ضمن اجرای سامانه فرایندی در آن، شرایط یک سلول داغ استاندارد نیز بر آن حاکم باشد. یکی از وجوه جانبی و بزرگ اتاقک مجهز به ۶ عدد دستکش لاستیکی جهت دسترسی آزمایشگرها به تجهیزات فرایندی است. قسمت پایین این وجه تا ارتفاع ۱ متر از UPVC^۱ و بالای آن از شیشهای قطور و ضدضربه برای مشاهده فرایند، ساخته شده است. تجهیزات فرایندی شامل مخزن انحلال، سیستم جداسازی ^{۹۹}Mo، سیستم ذخیرهسازی و تصفیه گازی و ... در داخل اتاقک نصب شدهاند.

از آنجایی که حین فرایند، مخزن انحلال، حاوی موجودی رادیوایزوتوپی هدف داغ میباشد، نیازمند حفاظ گذاری موضعی است. از اینرو همانطور که در شکل ۳ نشان داده شده است، بیرون اتاقک فرایند و روبهروی مخزن انحلال، از یک سازه فلزی پر شده با آجرهای سربی ۵ cm به عنوان حفاظ گذاری موضعی استفاده شده است. شکل ۴ اتاقک فرایند و حفاظ موضعی شبیه سازی شده در کد MCNPX را نشان میدهد.

1. Unplasticized Poly Vinyl Chloride Journal of Nuclear Science and Technology

Vol. 44 (1), Serial Number 106, 2024, P 85-92



٨٧

٨٨



شکل ۳. الف) نمای روبهروی دیوارهی شیشهای اتاقک فرایند ب) نمای لبهی اتاقک.



شکل ۴. اتاقک فرایند شبیهسازی شده توسط کد MCNPX.

۳.۲ اندازهگیری آهنگ دز

بر اساس قوانین انتقال ایمن مواد رادیواکتیو [۱۱]، بیشینه آهنگ دز در هر نقطه بر روی سطح خارجی پکیج یا بستهبندی اضافی نباید از mSv/h تجاوز کند. به عبارت دیگر برای صدور مجوز ترخیص هدف داغ از رآکتور، آهنگ دز بیشینه پیرامون کانتینر حمل باید کمتر از mSv/h باشد. از سوی دیگر، بر اساس توصیههای ۶۰-ICRP، حد دز سالانه برای تمام بدن در یک پرتوگیری شغلی برابر ۳Sv ۲ میباشد. در محاسبات فیزیک بهداشت، هر سال شامل ۵۰ هفته، هر هفته شامل ۵ روز فیزیک بهداشت، هر سال شامل ۵۰ هفته، هر هفته شامل ۵ روز و هر روز ۸ ساعت کاری در نظر گرفته میشود؛ بنابراین در صورت کار مداوم با منابع پرتویی، دز مجاز ساعتی برای هر رآکتور و آزمایشگاه فرایند، از مقدار آهنگ دز خوانده شده توسط آشکارساز TDS-RDS، جهت

مقایسه با حدود دز مذکور استفاده میکنند. دستگاه ۳۱-RDS، یک دزیمتر چندمنظوره و دستی کوچک است که با باتری کار میکند. در این دستگاه از یک آشکارساز گایگرمولر با انرژی جبران شده^۱ [۱۲]، استفاده شده است. با توجه به عملکرد چندمنظوره و دوام این دستگاه، از آن میتوان برای طیف وسیعی از کاربردهای صنعتی و آزمایشگاهی استفاده کرد. آشکارساز ۳DS-۳۱ میتواند تابشهای ایکس و گاما از آشکارساز ۸ KeV میتواند تابشهای ایکس و گاما از بتا را با یک پروب خارجی مخصوص آشکار کند. محدودهی اندازه گیری آهنگ دز آن از ۹ Sv/h میباشد. دقت کالیبراسیون این دستگاه در دمای ۲۰ درجه سانتی گراد برای چشمهی سزیم-۱۳۷، حدود ۵±٪ میباشد.

در هر تست داغ، یک عدد هدف مینیاتوری LEU حاوی تقريباً g ۱٬۱۸ اورانيم-۲۳۵ توسط باکس پرتودهی مخصوصی در کانال A۳ قلب رآکتور تحقیقاتی تهران بارگذاری و به مدت مشخصی در توان ۲ MW ۲ پرتودهی شد. سپس باکس حاوی هدف داغ به استخر خنکسازی منتقل و برای مدتی آنجا نگهداری شد. به دلیل محدودیتهای حفاظت پرتویی جهت کار ایمن با هدفهای داغ در آزمایشگاه، مدت پرتودهیها در حدود چند دقیقه و مدت خنکسازیها چندین روز انتخاب شد. پس از ترخیص و انتقال هدف داغ به اتاقک فرایند، پیش از برداشت هدف داغ، آهنگ دز در موقعیتهای مشابه D۱ و D۲ پیرامون کانتینر حمل (شکل ۲)، توسط آشکارساز RDS-۳۱ اندازه گیری شد. از آنجایی که گسیل تابشهای گاما از هدف داغ وابسته به زمان است، آهنگ دز اندازهگیری شده دارای نوسان میباشد. از این و برای قرائت آهنگ دز، در ابتدا برای مدت زمانی حدود ۱ دقیقه آشکارساز در محل خود ثابت شد تا نوسانات کاهش یابد. سپس مقدار نمایش داده شده توسط آشکارساز با فاصلههای زمانی ۲۰ ثانیهای ثبت شدند و مقدار آهنگ دز نهایی از میانگین گیری ۵ قرائت به دست آمد. همچنین پس از انحلال کامل هدف داغ در اسید نیتریک، آهنگ دز در بالا و پشت حفاظ موضعی (مشابه موقعیتهای D۳ و D۴ نشان داده شده در شکل ۴) به همین روش اندازه گیری شد.

۴.۲ محاسبهی آهنگ دز

جهت تخمین موجودی رادیوایزوتوپی هدف در زمان محاسبهی آهنگ دز، از کارت BURN کد MCNPX استفاده شد. در شبیهسازی مذکور از قلب متوسط رآکتور تحقیقاتی تهران

1. Energy-Compensated GM Tube Journal of Nuclear Science and Technology

Vol. 44 (1), Serial Number 106, 2024, P 180-186



استفاده و شرایط شبیهسازی تا حد ممکن نزدیک به واقعیت در نظر گرفته شد [۱۳]. با مشخص شدن موجودی هدف داغ، مشاهده می شود که برخی رادیوایزوتوپها، گسیلندهی هیچ گامایی نیستند و از طرفی برخی حالتهای شبهپایدار رادیوایزوتوپهای مهم نیز، در خروجی کد نشان داده نشدهاند. از این رو برای این که آهنگ دز در یک هندسه یمشخص به دست آید، باید آهنگ دز حاصل از هر یک از رادیوایزوتوپهای گسیلندهی گامای موجود در هدف داغ به صورت انفرادی محاسبه گردد و سپس مجموع نتایج به عنوان آهنگ دز کل بیان شود. این کار به واسطهی تعداد زیاد رادیوایزوتوپهای موجود در هدف داغ، امری زمانبر و سخت است. به علاوه هر گونه تغییر در هندسه (تغییر در ضخامت و یا نوع مادهی حفاظ) آهنگ دزهای محاسبه شده هندسهی قبل را نامعتبر خواهد ساخت و نیازمند مجموعهای از شبیه سازی های جدید خواهد بود. با این توضیح، الگوریتمی در برنامهی MATLAB نوشته شد تا طیف تابشهای گامای گسسته با توجه به موجودی هدف داغ، محاسبه شود و سپس از طیف مذکور برای اندازه گیری آهنگ دز در هندسههای مختلف استفاده شد.

N فرض کنید موجودی رادیوایزوتوپی یک هدف داغ شامل N رادیوایزوتوپ گسیلندهی گاما باشد. هر گسیلندهی گاما دارای اکتیویتهی مشخص با طیف گسستهای از گاما است. این موجودی در جدول ۱ نشان داده شده است.

آهنگ دز حاصل از آن به ازای محاسبات انفرادی و تجمیع نتایج با یکدیگر، متناسب است با:

$$D_{\gamma} \propto \left[(A_{\gamma} \times \sum_{\gamma}^{i} E_{\gamma i} \times F_{\gamma i}) + (A_{\gamma} \times \sum_{\gamma}^{j} E_{\gamma j} \times F_{\gamma j}) + \cdots + (A_{N} \times \sum_{\gamma}^{z} E_{NZ} \times F_{NZ}) \right]$$
(1)

سید میلاد میرعماد، علی بهرامی سامانی، سید سهیل سیاحی اگر اکتیویته هر رادیوایزوتوپ در هر یک از فراوانیهای

تابشهای گامای آن رادیوایزوتوپ ضرب شود، میتوان عامل بهنجارش فراوانیهای طیف جدید را از رابطهی (۱) به دست آورد.

$$NOR = \left[\left(\sum_{\lambda}^{i} A_{\lambda} F_{\lambda i} \right) + \left(\sum_{\lambda}^{j} A_{\lambda} F_{\lambda j} \right) + \dots + \left(\sum_{\lambda}^{z} A_{\lambda} F_{\lambda Z} \right) \right] \qquad (\Upsilon)$$

که در نتیجه طیف تابشهای گامای گسسته از یک صفحه هدف داغ را میتوان به صورت نشان داده شده در جدول ۲ نوشت. مشاهده می شود که آهنگ دز متأثر از این طیف متناسب است با:

$$D_{\tau} \propto \frac{1}{NOR} \times \left[\left(\sum_{\gamma}^{\underline{i}} E_{\gamma i} \times A_{\gamma} F_{\gamma i} \right) + \left(\sum_{\gamma}^{\underline{i}} E_{\tau j} \times A_{\tau} F_{\tau j} \right) + \dots + \left(\sum_{\gamma}^{\underline{i}} E_{Nz} \times A_{N} F_{Nz} \right) \right]$$
(7)

برنامهی نوشته شده در MATLAB ابتدا اکتیویته حالتهای شبهپایدار ایزوتوپهای مهم را بر اساس اکتیویته مادر هستههایشان محاسبه میکند و موجودی هدف داغ را تصحیح RNDF/B-VIII.0 مینماید. سپس با جستجو در کتابخانهی NOR/B-VIII.0 را مینماید. سپس با جستجو در کتابخانهی NOR خریب NOR را محاسبه کرده و در خروجی نمایش میدهد. جهت محاسبهی آهنگ دز، طیف نتیجه، توسط کارتهای IS و SP در کلیدواژهی انرژی کارت SDEF تعریف شد. از تالی F۶ برای محاسبهی شار در سلول آشکارساز استفاده شد. همچنین در کد نوشته شده از کارتهای DE و CF متناسب با ضرایب تبدیل شار به دز NOR استفاده شد تا در نهایت آهنگ دز بر حسب مقداری برابر NOR استفاده شد تا در نهایت آهنگ دز بر حسب

ی هدف داغ	راديوايزوتوپ	۱. موجودی ر	ل ا	جدوا
-----------	--------------	-------------	-----	------

تعداد گاماهای گسیلی	فراوانی متناظر هر انرژی	انرژیهای گسسته	اكتيويته	شمارەي راديوايزوتوپ		
i	$F_{11}, F_{17}, \ldots, F_{1i}$	$E_{11}, E_{17}, \ldots, E_{1i}$	A,	١		
j	$F_{r_1}, F_{rr}, \ldots, F_{rj}$	$E_{\tau_1}, E_{\tau\tau}, \ldots, E_{\tau j}$	A۲	٢		
:	÷	÷	÷	÷		
Z	$F_{N_1}, F_{N_7}, \ldots, F_{NZ}$	$E_{N_1}, E_{N_7}, \ldots, E_{NZ}$	A_N	Ν		
	فراوانی متناظر					
				E_{11},\ldots,E_{N}		
$A_{,I}$	$F_{11} \dots A_{r}F_{ri} A_{r}F_{ri} \dots A_{r}$	$F_{r_j} \frac{A_N F_N}{M_N} \dots \frac{A_N F_N}{M_N}$		E_{r_1},\ldots,E_{r_j}		
No	R' 'NoR'NoR' 'No	oR'NoR''NoR		,		
				E_{N_1},\ldots,E_{NZ}		

Vol. 44 (1), Serial Number 106, 2024, P 85-92

Journ

دوره ۴۴، شماره ۴، جلد ۱۰۶، زمستان ۱۴۰۲، ص ۸۵–۹۲

٩٠

شبیهسازیها و محاسبه آهنگ دز به منظور حفاظ گذاری استفاده می شود، استانداردهایی مانند ICRP۲۱ و ANSI-۶.۱.۱ (نسخههای ۱۹۷۷، ۱۹۹۱ و جدیدترین آنها ۲۰۲۰) است. مقادیر آهنگ دز در این حالت، بر اساس مقدار دز مؤثر محاسبه میشوند. برای این کار از ضرایب تبدیل شار به دز مؤثر در هندسههای مختلف پرتودهی فانتوم مرد استاندارد استفاده می گردد. در استاندارد مذکور بیان شده است که اگر هندسهی پرتودهی ناشناخته باشد، روش محافظهکارانه در طراحی حفاظ، انتخاب هندسهای است که بیشترین دز مؤثر را به همراه داشته باشد. برای فوتونها با انرژی کمتر از MeV ۵، ضرایب تبدیل هندسهی پرتودهی از جلو به پشت (AP) نسبت به سایر هندسهها بیشتر است که در این مقاله از آنها استفاده شده است. شبیه سازی کرهی ICRU توسط کد MCNPX و محاسبهی معادل دز با توجه به نتیجهی تالی F۸* در عمق ICRU کرهی ICRU، نشان میدهد که ضرایب تبدیل شار به معادل دز (۱۰)*H در بازهی انرژی MeV ۵-۵ از ضرایب تبدیل شار به دز مؤثر استاندارد ANSI-۶.۱.۱-۲۰۲۰ بیشتر میباشند. جدول ۵ جهت مقایسهی ضرایب تبدیل شار به دز مؤثر و شار به معادل دز (۱۰)*H آورده شده است. از سوی دیگر دقیق نبودن زمان و شرایط پرتودهی و همچنین زمان خنكسازى منجر به تخمين اشتباه اكتيويته راديوايزوتوپهاى موجود در هدف داغ می شود. در تست های داغ تنظیم توان رآکتور و مدت پرتودهی همواره با خطا همراه است. در واقع در عمل هدف تحت شرایط حادتری (زمان بیشتر با توانهای متفاوت از چند kW تا ۲ MW) پرتودهی می شود و اکتیویتههای واقعی بالاتر از مقدار محاسباتی خواهند بود. به علاوه وجود برخی حالتهای شبه پایدار مرتبه اول و دوم در موجودی هدف داغ، که در تصحیح نتیجهی کد MCNPX در نظر گرفته نشدهاند، منجر به تابشهای جدیدی خواهند شد که می تواند آهنگ دز محاسباتی را افزایش دهد. عامل دیگر در بروز اختلاف به ویژه در آهنگ دزهای سطح جانبی کانتینر، دقیق نبودن موقعیت محاسبه آهنگ دز نسبت به محل اندازه گیری است.

۳. نتایج و بحث

آهنگ دزهای اندازه گیری شده توسط آشکارساز RDS-۳۱ در جدول ۳ آورده شده است. لازم به ذکر است که $(\dot{D}_{_{M}})$ آهنگ دز زمینه در محیط آزمایشگاه کمتر از µSv/h بود. اکتیویته هر یک از رادیوایزوتوپهای موجود در هدف داغ، تعداد واپاشی آن رادیوایزوتوپ در هر ثانیه را مشخص میکند و فراوانی گسیل تابش گاما از هر رادیوایزوتوپ در هر وایاشی، عامل اصلی نوسانات آماری در آهنگ دزهای قرائت شده است. دادههای ستون ۶ جدول ۳ (آهنگ دز بالای حفاظ موضعی اتاقک) نشان میدهد که هدفهای داغ بدون حفاظ با خنکسازی طولانیتر، نوسانات آهنگ دز کمتری دارند. این بدان دلیل است که در خنکسازیهای طولانیتر، تعداد رادیوایزوتوپهای بیشتری، طی واپاشی از موجودی هدف حذف شدهاند. به علاوه با حذف تابشهای گاما با انرژی کم توسط حفاظ سربی، مشاهده می شود که آهنگ دزهای قرائت شده پشت حفاظ موضعی و پیرامون کانتینر حمل دارای نوسان کمتری نسبت به حالت بدون حفاظ هستند. آهنگ دزهای محاسبه شده توسط روش پیشنهادی $\dot{D_c}$ و همچنین اختلاف نتایج با مقادیر اندازه گیری شده در جدول ۴ آورده شده است. مشاهده می شود که در تمامی موارد مقدار آهنگ دز محاسباتی کمتر از مقادیر اندازهگیری شده است.

باید توجه داشت که هر چند واحد هر دو Sv/h است اما به لحاظ مفهومی آهنگ دز محاسباتی و اندازه گیری شده، دو پارامتر متفاوت را نتیجه میدهند. آشکارسازهایی مانند RDS-۳۱ مقادیر معادل دز محیطی (۱۰)*H را نشان میدهند. (۱۰)*H معادل دزی است که توسط یک میدان تابشی گستردهی موازی، در عمق ۱ از کرهی ICRU بر روی بردار شعاع و مخالف جهت میدان به دست میآید. کرهی ICRU نیز، کرهای به قطر ۲۰ ۳۰ است که با عناصر ۲۵، ۲۵ او ۸ به ترتیب با نسبتهای ۲/۶۲، ۱۱/۱، ۱/۱۱ و ۲/۶ درصد پر شده ملیاتی برای پایش ناحیهای است که بر خلاف دز مؤثر قابل اندازه گیری است و ابزارهای پایش تشعشع بر حسب آن کالیبره میشوند. اما آنچه که توسط طراحان حفاظ تابشی در

حفاظ موضعي اتاقك		ينر حمل	كانت	- (:,) c:l			
	پشت حفاظ	بالای حفاظ	روی سطح جانبی	روی لبه	ملك خلكساري (رور)	منگ پرتونهی (تغیف)	لسک
	۱۳٫۵±۱٫۵	ιψηζά±ιι,δ	リノキス	۳۴±۱	١٢	۴	١
	$\nabla A_{1} \Delta \pm N_{1} \Delta$	79.±1.	۲۷±۴	$1 f \cdot \Delta \pm \Delta \Delta$	١٣	۱.	٢
	18±1	τιν,Δ±ιτ,Δ	$1 V_{J} \Delta \pm 1_{J} \Delta$	۴۸±۳	١.	۵	٣
	$\tau \Delta_{I} \Delta \pm \tau_{I} \Delta$	290±10	$\Upsilon \Upsilon _{/} \Delta \pm \Upsilon _{/} \Delta$	87±7	٨	۵	۴
	Journal of Nuc	lear Science and To	achnology			فبالمعالي	11

جدول ۳. آهنگ دز اندازه گیری شده $D_{_M}$ پیرامون کانتینر حمل و حفاظ موضعی اتاقک فرایند

Journal of Nuclear Science and Technology

Vol. 44 (1), Serial Number 106, 2024, P 85-92

مجله علوم و قنون هستهای

دوره ۴۴، شماره ۴، جلد ۱۰۶، زمستان ۱۴۰۲، ص ۸۵–۹۲

احسان على بيكي، زعفر رياضي مباركي، مجتبي عسكري، امير موافقي

 $(Var = \left| \frac{(\dot{D_c} - \dot{D_M})}{\dot{D}} \right| \times 100$ (value) (valu

حفاظ موضعى اتاقك				حمل	كانتينر					
ت حفاظ	پشن	حفاظ	بالای	طح جانبی	روى س	ی لبه	رو:	مدت حتتساری	مدت پرتودهی (دقیقه)	تست
Var (/.)	<i>Ď</i> _C	Var (/.)	<i>Ď</i> _C	Var (/.)	<i>Ď</i> _C	Var (/.)	<i>D</i> _C	ررور)		
۳۷	$\Lambda_{/}\Delta$	۱۶/۳	۱۱۱٫۸	٣٢	۲ _/ ۵	$\mathbf{A}_{\mathbf{F}}\mathbf{Y}$	۳۱,۱	١٢	۴	١
۲ ۹, ۲	۲. ۲	۷. ۱	۲۵۸/۹	36/16	۱۷٫۲	۴٧٫٩	۷۳٬۱	١٣	۱.	٢
۲ <i>۶</i> ,۹	$\mathbf{N}_{i}\mathbf{V}$	۲١/٢	۱۲۱٫۳	۴.,۲	۵٬۰۱	٩٫٨	۴۳/۳	١.	۵	٣
۴۸٫۹	١٣	۲٧,۴	214,2	۴۷٫۹	۷۱,۲	۲۰٫۱	۵۰,٣	٨	۵	۴

	معادل (۱۰)*H	ضریب تبدیل شار به دز	A.D		
	(ps	Sv.cm ²)	صریب ببدیل شار به در مؤتر در هندسهای AF ۱ ماندا د ۲۰۲۰ ۸ ANSI م	انرژی فوتون (MeV)	
[\].!!"	ICRPYF		$- \operatorname{AIVSI-7.1.1-1.1.1}_{(nSv. cm^{1})}$		
مقالة [١۵]	و مقاله [۱۴]	سبیهسازی سده با ۲۲ ۱۷۱۵	(psv.em)		
-	د ، ۲	٠٫٣١	• <i>,</i> ۳۶۹	•,• ۵	
• ,۵	+ ۵۸	٠,٣٩	• ۱۵ م.	٠٫١	
T / YT	۲,۹۳	۲,۵۵	۲,۴۷	• ,\alpha	
۴,٧٢	Δ_{I} Y	۴٫۸۴	۴,۴۹	١	
۸٫۶۹	٨,۶	٨,٢۴	۷٫۴۸	٢	
-	11/1	۲ ۱٫۰۳	٩٫٧۵	٣	
-	۱۳/۴	١٣/٣٨	1 1/Y	۴	
-	$\Delta_{1}\Delta$	۱۵,۲۵	۱۳/۴	۵	

جدول ۵. مقایسهی ضرایب تبدیل شار به دز مؤثر و یا دز معادل (۱۰)*H

۴. نتیجهگیری

هدفهای LEU که به منظور تولید مولیبدن-۹۹ به روش شکافت استفاده میشوند، پس از پرتودهی در رآکتور تحقیقاتی تهران و سپری نمودن دورهی خنکسازی، تبدیل به منبع پرتوزای پیچیدهای خواهند شد که حاوی انواع مختلفی از آکتینیدها، محصولات شکافت، محصولات فعالسازی و سایر ایزوتوپهایی است که طی زنجیره وایاشی آنها در هدف داغ تولید می شوند. محاسبه ی آهنگ دز ناشی از تابش های گامای گسیلی از چنین منبعی میتواند کمک شایانی در طراحی و ساخت کانتینر حمل و تخمین نوع و ضخامت حفاظ نماید. از آنجایی که در عمل، برای سنجش آهنگ دز نسبت به حدود مجاز، از مقادیر اندازهگیری شده با آشکارسازهایی همچون RDS-۳۱ استفاده می شود، لازم است تا مقادیر محاسباتی ضمن مقایسه با مقادیر اندازهگیری شده، تصحیح شوند. در این مقاله، اعتبار یک روش پیشنهادی جهت تخمین آهنگ دز

تابشهای گامای گسیلی از هدف LEU داغ، ضمن مقایسه با اندازه گیری های تجربی، مورد بررسی قرار گرفت. نتایج نشان داد که برای اهداف LEU داغ، آهنگ دز محاسباتی به روش پیشنهادی همواره کمتر از آهنگ دزهای اندازه گیری شده است. از اینرو، بر اساس یک نگرش محافظه کارانه، بهتر است جهت تخمین ضخامت مناسب حفاظ، مقادیر آهنگ دز محاسبه شده را در عدد ۲ ضرب نمود و سپس با حدود مجاز مقایسه کرد. این کار کمک خواهد کرد تا تخمین حفاظ از اعتبار کافی برخوردار باشد.

Journal of Nuclear Science and Technology



مراجع

- 1. IAEA, Non-HEU Production Technologies for Molybdenum-99 and Technetium-99m, Technical Report No. NF-T-5.4, Vienna, (2013).
- E. National Academies of Sciences and Medicine, *Opportunities and Approaches for Supplying Molybdenum-99 and Associated Medical Isotopes to Global Markets: Proceedings of a Symposium*, Washington, DC: The National Academies Press (in English), 86 (2018).
- 3. S.E. Hosseini, et al, Evaluation of promethium-147 production as a by-product of the fission molybdenum-99 process in Tehran research reactor, Radiochimica Acta, **109(4)**, 295-300 (2021).
- 4. S.K. Lee, et al, *Development of fission 99Mo* production process using HANARO, Nuclear Engineering and Technology, **52(7)**, 1517-1523 (2020).
- M.E. de Melo Rego, et al, Study on Shielding Requirements for Radioactive Waste Transportation in a Mo-99 Production Plant–13382, WM2013 Conference, (Phoenix, Arizona USA, 2013), 1-7 (2013).
- R.G. Abrefah, P.A.A. Essel, H.C. Odoi, *Estimation* of the dose rate of nuclear fuel of Ghana Research Reactor-1 (GHARR-1) using ORIGEN-S and MCNP 6, Progress in Nuclear Energy, 105, 309-317 (2018).
- Z. Gholamzadeh, M. Gholshanian, S.M. Mirvakili, *ThO*₂ spent fuel assembly's gamma dose rate dependency to burnup and cooling time, Radiation Physics and Engineering, 1(3), 43-48 (2020).

- 8. D.B. Pelowitz, et al., MCNPX 2.7.E Extensions, (2011).
- 9. Nuclear Energy Agency, *JANIS* 4.1, https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_39910/janis.
- American National Standards Institute, ANSI/ANS-6.1.1.https://www.webstore.ansi.org/Standards/ANSI /ANSIANS2020.
- 11. IAEA, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material 2018 Edition Specific Safety Requirements, No. SSR-6(Rev. 1), (2018).
- N. Kržanović, et al, Development and testing of a low cost radiation protection instrument based on an energy compensated Geiger-Müller tube, Radiation Physics and Chemistry, 164, 108358 (2019).
- 13. E. Abedi, et al, *Neutronic and thermal-hydraulic analysis of fission molybdenum-99 production at Tehran Research Reactor using LEU plate targets*, Applied Radiation and Isotopes, **118**, 160-166 (2016).
- H. Al Kanti, et al, Conversion coefficients calculation of mono-energetic photons from airkerma using Monte Carlo and analytical methods, Journal of King Saud University-Science, 32(1), 288-293 (2020).
- R. Casanovas, E. Prieto, M. Salvadó, *Calculation of* the ambient dose equivalent H*(10) from gamma-ray spectra obtained with scintillation detectors, Applied Radiation and Isotopes, **118**, 154-159 (2016).



Journal of Nuclear Science and Technology Vol. 44 (1), Serial Number 106, 2024, P 85-92 مجله علوم و فنون هستهای دوره ۲۴، شماره ۴، جلد ۱۰۶، زمستان ۱۴۰۲، ص ۸۵–۹۲