



## تخمین نرخ دز تابش‌های گامای گسیلی از صفحه مینیاتوری LEU پرتودهی شده

سید میلاد میرعماد<sup>۱\*</sup>، علی بهرامی سامانی<sup>۱</sup>، سید سهیل سیاحی<sup>۲</sup>

۱. پژوهشکده چرخه سوخت هسته‌ای، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی ایران، صندوق پستی: ۱۱۳۶۵-۸۴۸۶، تهران-ایران  
۲. شرکت پارس ایزوتوپ، صندوق پستی: ۱۴۳۹۹۵۵۴۱۶، تهران-ایران

\*Email: smmiremad@aeoi.org.ir

### مقاله پژوهشی

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

### چکیده

صفحه‌ی مینیاتوری LEU پرتودهی شده در رآکتور تحقیقاتی تهران که برای تولید رادیوایزوتوپ مولیبدن-۹۹ استفاده می‌شود، منبع پرتوایی متشکل از رادیوایزوتوپ‌های مختلف است. محاسبه و تخمین آهنگ دز تابش‌های 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 تابش‌های گامای گسیلی از هدف داغ، ضمن مقایسه با اندازه‌گیری‌های 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 دزهای اندازه‌گیری شده است. از این‌رو، بر اساس یک نگرش محافظه‌کارانه، 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.

**کلیدواژه‌ها:** دزیمتری، هدف LEU، کانتینر حمل، حفاظ‌گذاری، MCNPX

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

S.M. Miremad<sup>\*1</sup>, A.B. Samani<sup>1</sup>, S.S. Sayyahi<sup>2</sup>

1. Nuclear Fuel Cycle Research School, Nuclear Science and Technology Research Institute, AEOL, P.O.Box: 11365-3486, Tehran - Iran  
2. 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



## ۱. مقدمه

نیاز به داروهای هسته‌ای مبتنی بر رادیوایزوتوپ تکنسیم-۹۹ شبه‌پایدار ( $^{99m}\text{Tc}$ )، 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  $^{99m}\text{Tc}$  مورد نیاز مراکز پزشکی، در نتیجه‌ی واپاشی رادیواکتیو مولیبدن-۹۹ ( $^{99}\text{Mo}$ ) به دست می‌آید [۱]. از این‌رو جهت تأمین تقاضای  $^{99m}\text{Tc}$  برای مصارف پزشکی، تولید  $^{99}\text{Mo}$  از اهمیت ویژه‌ای برخوردار است. مطالعات نشان می‌دهد که شکافت اورانیم-۲۳۵ (اندرکنش  $^{235}\text{U}(n,f)$ ) در رآکتورها بیش‌ترین بازدهی را برای تولید  $^{99}\text{Mo}$  خواهد داشت [۲-۴]. در حال حاضر در ایران، تولید  $^{99}\text{Mo}$  به روش شکافت  $^{235}\text{U}$  برای مصارف پزشکی، در مقیاس‌های آزمایشگاهی داغ و نیمه‌صنعتی در حال بررسی است.

به منظور رعایت دستورالعمل‌های منع گسترش سلاح‌های هسته‌ای، آژانس بین‌المللی انرژی اتمی، چندین سال است که استفاده از هدف‌های اورانیمی با غنای کم ( $^{1}\text{LEU}$ ) را به منظور حداقل‌سازی استفاده بشر از هدف‌های اورانیمی با غنای بالا ( $^{2}\text{HEU}$ )، ترویج می‌کند 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 خنک‌سازی، برای انجام فرایند رادیوشیمیایی جهت استحصال  $^{99}\text{Mo}$ ، 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، می‌توان طیف تابش‌های گامای گسیلی را تخمین زد. در واقع فارغ از شکل فیزیکی منبع پرتوزا در مراحل مختلف تولید، (جامد مثل

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 می‌کند، نوع، تعداد و اکتیویته رادیوایزوتوپ‌های گسیلنده‌ی گامای موجود در آن منبع است. محاسبه‌ی کمی آهنگ دز می‌تواند در طراحی و ساخت کانتینر حمل، تخمین نوع و ضخامت حفاظ، اعتبارسنجی حفاظ‌گذاری‌های 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  $^{99}\text{Mo}$ ، آهنگ دز ایجاد شده توسط این منابع پیچیده‌ی پرتوزا، 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 نمی‌آید و آهنگ دز محاسباتی، اختلاف زیادی با مقادیر اندازه‌گیری شده خواهد داشت. همچنین با استفاده از کارت ACT کد MCNPX می‌توان طیف گاماها را 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 اندازه‌گیری شده اختلاف فاحشی دارند. ترکیب کد ORIGEN و MCNPX کاربرد گسترده‌ای 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 اندازه‌گیری‌های تجربی مورد بررسی قرار گرفت. به دلیل خطرات تابشی بالا حین اندازه‌گیری آهنگ دز یک هدف داغ بدون حفاظ، برای

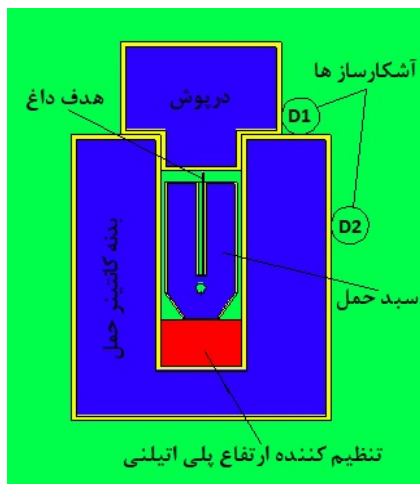
1. Low Enriched Uranium
2. High Enriched Uranium





الف ب ج

شکل ۱. الف) سبد حمل هدف LEU مینیاتوری (ب) کانتینر حمل با درپوش (ج) نمایی از کانتینر حمل به همراه سبد بارگذاری شده در حفره 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<sup>۱</sup> و بالای آن از شیشه‌ای قطور و ضدضربه برای مشاهده فرایند، ساخته شده است. تجهیزات فرایندی شامل مخزن انحلال، سیستم جداسازی <sup>۹۹</sup>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 حفاظ‌گذاری موضعی است. از این رو 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 حفاظ‌گذاری موضعی استفاده شده است. شکل ۴ اتاقک فرایند و حفاظ موضعی شبیه‌سازی شده در کد MCNPX را نشان می‌دهد.

اعتبارسنجی آهنگ دزهای محاسباتی، از مقادیر اندازه‌گیری 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. اندازه‌گیری‌های 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 MATLAB و بر اساس داده‌های کتابخانه‌ی ENDF/B-VIII.0 [۹] محاسبه شد. در ادامه آهنگ دز در هندسه‌های مشابه اندازه‌گیری‌های تجربی، با استفاده از کد MCNPX و ضرایب تبدیل شار به دز ۶.۱.۱-۲۰۲۰ ANSI [۱۰] محاسبه گردید. در نهایت نتایج محاسبات با مقادیر اندازه‌گیری 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 روبه‌روی صفحه‌ی بزرگ‌تر هدف ( $11 \times 4.3 \text{ cm}^2$ ) 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 می‌شود و درپوش کانتینر توسط پیچ‌های مخصوص محکم خواهد شد (شکل ۱ ج). بر اساس مشخصات سبد و کانتینر حمل واقعی، آرایش شکل ۱ ج با درپوش بسته در کد MCNPX شبیه‌سازی شد. شکل ۲ هندسه‌ی شبیه‌سازی را نشان می‌دهد.



مقایسه با حدود دز مذکور استفاده می‌کنند. دستگاه RDS-۳۱، یک دزی‌متر چندمنظوره و دستی کوچک است که با باتری کار می‌کند. در این دستگاه از یک آشکارساز گایگرمولر با انرژی جبران شده [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 RDS-۳۱ می‌تواند تابش‌های ایکس و گاما از  $48 \text{ keV}$  تا  $3 \text{ MeV}$  را به طور معمول و هم‌چنین ذرات آلفا و بتا را با یک پروب خارجی مخصوص آشکار کند. محدوده‌ی اندازه‌گیری آهنگ دز آن از  $0.1 \mu\text{Sv/h}$  تا  $0.1 \text{ Sv/h}$  می‌باشد. دقت کالیبراسیون این دستگاه در دمای  $20$  درجه سانتی‌گراد برای چشمه‌ی سزیم-۱۳۷، حدود  $\pm 5\%$  می‌باشد.

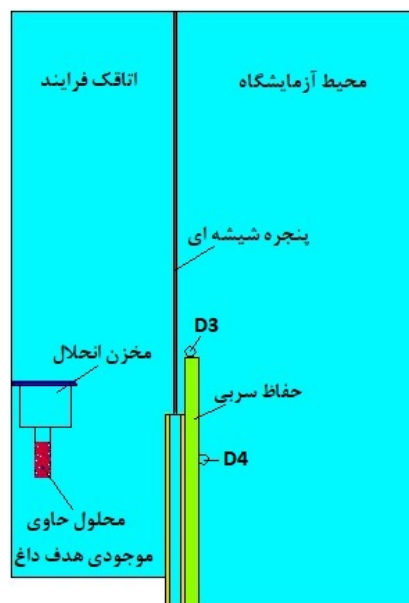
در هر تست داغ، یک عدد هدف مینیاتوری LEU حاوی تقریباً  $1/18 \text{ g}$  اورانیوم-۲۳۵ توسط باکس پرتودهی مخصوصی در کانال A۳ قلب رآکتور تحقیقاتی تهران بارگذاری و به مدت مشخصی در توان  $2 \text{ MW}$  پرتودهی شد. سپس باکس حاوی هدف داغ به استخر خنک‌سازی منتقل و برای مدتی آن‌جا نگهداری شد. به دلیل محدودیت‌های 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 اندازه‌گیری شد. از آن‌جایی که گسیل تابش‌های گاما از هدف داغ وابسته به زمان است، آهنگ دز اندازه‌گیری شده دارای نوسان می‌باشد. از این‌رو برای قرائت آهنگ دز، در ابتدا برای مدت‌زمانی 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 میانگین‌گیری 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 اندازه‌گیری 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



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  $2 \text{ mSv/h}$  تجاوز کند. به عبارت دیگر برای صدور مجوز ترخیص هدف داغ از رآکتور، آهنگ دز بیشینه پیرامون کانتینر حمل باید کم‌تر از  $2 \text{ mSv/h}$  باشد. از سوی دیگر، بر اساس توصیه‌های ICRP-۶۰، حد دز سالانه برای تمام بدن در یک پرتوگیری شغلی برابر  $20 \text{ mSv}$  می‌باشد. در محاسبات فیزیکی 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 پرتوکار حدود  $10 \mu\text{Sv}$  می‌باشد. مسئولین فیزیکی بهداشت رآکتور و آزمایشگاه فرایند، از مقدار آهنگ دز خوانده شده توسط آشکارساز RDS-۳۱ (یا آشکارساز مشابه آن RDS-۱۱۰)، جهت



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.

$$NOR = [(A_1 F_{v1}) + (A_2 F_{v2}) + \dots + (A_N F_{vN})] \quad (2)$$

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

$$D_r \propto \frac{1}{NOR} \times [(E_{v1} \times A_1 F_{v1}) + (E_{v2} \times A_2 F_{v2}) + \dots + (E_{vN} \times A_N F_{vN})] \quad (3)$$

برنامه‌ی نوشته شده در MATLAB ابتدا اکتیویته حالت‌های شبه پایدار ایزوتوپ‌های مهم را بر اساس اکتیویته مادر هسته‌هایشان محاسبه می‌کند و موجودی هدف داغ را تصحیح می‌نماید. سپس با جستجو در کتابخانه‌ی ENDF/B-VIII.0، طیف بهنجار شده‌ی تابش‌های گاما به همراه ضریب NOR را محاسبه کرده و در خروجی نمایش می‌دهد. جهت محاسبه‌ی آهنگ دز، طیف نتیجه، توسط کارت‌های SI و SP در کلیدواژه‌ی انرژی کارت SDEF تعریف شد. از تالی F<sub>۴</sub> برای محاسبه‌ی شار در سلول آشکارساز استفاده شد. همچنین در کد نوشته شده از کارت‌های DE و DF متناسب با ضرایب تبدیل شار به دز ۲۰۲۰-۶.۱.۱-ANSI و همچنین کارت FM با مقداری برابر NOR استفاده شد تا در نهایت آهنگ دز بر حسب Sv/h محاسبه گردد.

استفاده و شرایط شبیه‌سازی تا حد ممکن نزدیک به واقعیت در نظر گرفته شد [۱۳]. با مشخص شدن موجودی هدف داغ، مشاهده می‌شود که برخی رادیوایزوتوپ‌ها، گسیلنده‌ی هیچ گامایی نیستند و از طرفی برخی حالت‌های شبه پایدار رادیوایزوتوپ‌های مهم نیز، در خروجی کد نشان داده نشده‌اند. از این رو برای این که آهنگ دز در یک هندسه‌ی مشخص 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 شبیه‌سازی‌های 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 اندازه‌گیری آهنگ دز در هندسه‌های مختلف استفاده شد.

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:

$$D_1 \propto [(A_1 \times \sum_{v1} E_{v1} \times F_{v1}) + (A_2 \times \sum_{v2} E_{v2} \times F_{v2}) + \dots + (A_N \times \sum_{vN} E_{vN} \times F_{vN})] \quad (1)$$

جدول ۱. موجودی رادیوایزوتوپی هدف داغ

شماره‌ی رادیوایزوتوپ	اکتیویته	انرژی‌های گسسته	فراوانی متناظر هر انرژی	تعداد گاماها‌ی گسیلی
۱	A <sub>۱</sub>	E <sub>۱۱</sub> , E <sub>۱۲</sub> , ..., E <sub>۱i</sub>	F <sub>۱۱</sub> , F <sub>۱۲</sub> , ..., F <sub>۱i</sub>	i
۲	A <sub>۲</sub>	E <sub>۲۱</sub> , E <sub>۲۲</sub> , ..., E <sub>۲j</sub>	F <sub>۲۱</sub> , F <sub>۲۲</sub> , ..., F <sub>۲j</sub>	j
⋮	⋮	⋮	⋮	⋮
N	A <sub>N</sub>	E <sub>N۱</sub> , E <sub>N۲</sub> , ..., E <sub>Nz</sub>	F <sub>N۱</sub> , F <sub>N۲</sub> , ..., F <sub>Nz</sub>	z

جدول ۲. طیف ساده شده‌ی گاماها‌ی گسیلی از هدف داغ

انرژی	فراوانی متناظر
E <sub>۱۱</sub> , ..., E <sub>۱i</sub>	
E <sub>۲۱</sub> , ..., E <sub>۲j</sub>	
⋮	
E <sub>N۱</sub> , ..., E <sub>Nz</sub>	$\frac{A_1 F_{11}}{NoR}, \dots, \frac{A_1 F_{1i}}{NoR}, \frac{A_2 F_{21}}{NoR}, \dots, \frac{A_2 F_{2j}}{NoR}, \frac{A_N F_{N1}}{NoR}, \dots, \frac{A_N F_{Nz}}{NoR}$



۳. نتایج و بحث

آهنگ دزهای اندازه‌گیری شده توسط آشکارساز RDS-۳۱ ( $D_M$ ) در جدول ۳ آورده شده است. لازم به ذکر است که آهنگ دز زمینه در محیط آزمایشگاه کم‌تر از  $1 \mu\text{Sv/h}$  بود. اکتیویته هر یک از رادیویزوتوپ‌های موجود در هدف داغ، تعداد واپاشی آن رادیویزوتوپ در هر ثانیه را مشخص می‌کند و فراوانی گسیل تابش گاما از هر رادیویزوتوپ در هر واپاشی، 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 رادیویزوتوپ‌های بیش‌تری، طی واپاشی از موجودی هدف حذف شده‌اند. به علاوه با حذف تابش‌های گاما با انرژی کم توسط حفاظ سربی، مشاهده می‌شود 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 ( $D_e$ ) و همچنین اختلاف نتایج با مقادیر اندازه‌گیری شده در جدول ۴ آورده شده است. مشاهده می‌شود 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 اندازه‌گیری شده، دو پارامتر متفاوت را نتیجه می‌دهند. آشکارسازهایی مانند RDS-۳۱ مقادیر معادل دز محیطی ( $H^*(10)$ ) را نشان می‌دهند.  $H^*(10)$  معادل دزی است که توسط یک میدان تابشی گسترده‌ی موازی، در عمق ۱ cm از کره‌ی ICRU بر روی بردار شعاع و مخالف جهت میدان به دست می‌آید. کره‌ی ICRU نیز، کره‌ای به قطر ۳۰ cm است که با عناصر O, C, H و N به ترتیب با نسبت‌های ۷۶/۲، ۱۱/۱، ۱۰/۱ و ۲/۶ درصد پر شده است و چگالی برابر  $1 \text{ g/cm}^3$  دارد. این پارامتر، یک مقدار عملیاتی برای پایش ناحیه‌ای است که بر خلاف دز مؤثر قابل اندازه‌گیری است و ابزارهای پایش تشعشع بر حسب آن کالیبره می‌شوند. اما آنچه که توسط طراحان حفاظ تابشی در

شبیه‌سازی‌ها و محاسبه آهنگ دز به منظور حفاظ‌گذاری استفاده می‌شود، 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 می‌گردد. 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 ۵ MeV، ضرایب تبدیل هندسه‌ی پرتودهی از جلو به پشت (AP) نسبت به سایر هندسه‌ها بیش‌تر است که در این مقاله از آن‌ها استفاده شده است. شبیه‌سازی کره‌ی ICRU توسط کد MCNPX و محاسبه‌ی معادل دز با توجه به نتیجه‌ی تالی  $F_8^*$  در عمق ۱۰ mm کره‌ی ICRU، نشان می‌دهد که ضرایب تبدیل شار به معادل دز ( $H^*(10)$ ) در بازه‌ی انرژی ۵-۰.۵ MeV از ضرایب تبدیل شار به دز مؤثر استاندارد ۲۰۲۰-۶.۱.۱-ANSI بیش‌تر می‌باشند. جدول ۵ جهت مقایسه‌ی ضرایب تبدیل شار به دز مؤثر و شار به معادل دز ( $H^*(10)$ ) آورده شده است. از سوی دیگر دقیق نبودن زمان و شرایط پرتودهی و همچنین زمان خنک‌سازی منجر به تخمین اشتباه اکتیویته رادیویزوتوپ‌های موجود در هدف داغ می‌شود. در تست‌های داغ تنظیم توان رآکتور و مدت پرتودهی همواره با خطا همراه است. در واقع در عمل هدف تحت شرایط حادثه‌ی (زمان بیش‌تر با توان‌های متفاوت از چند kW تا ۲ MW) پرتودهی می‌شود و اکتیویته‌های واقعی بالاتر از مقدار محاسباتی خواهند بود. به علاوه وجود برخی حالت‌های شبه‌پایدار 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 می‌تواند 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 اندازه‌گیری است.

جدول ۳. آهنگ دز اندازه‌گیری شده  $D_M$  پیرامون کانتینر حمل و حفاظ موضعی اتاقک فرایند

تست	مدت پرتودهی (دقیقه)	مدت خنک‌سازی (روز)	کانتینر حمل		حفاظ موضعی اتاقک	
			روی لبه	روی سطح جانبی	بالای حفاظ	پشت حفاظ
۱	۴	۱۲	۳۴±۱	۱۱±۲	۱۳۳,۵±۱۱,۵	۱۳,۵±۱,۵
۲	۱۰	۱۳	۱۴۰,۵±۵,۵	۲۷±۴	۲۹۰±۱۰	۲۸,۵±۱,۵
۳	۵	۱۰	۴۸±۳	۱۷,۵±۱,۵	۲۱۷,۵±۱۲,۵	۱۶±۱
۴	۵	۸	۶۳±۲	۲۲,۵±۲,۵	۲۹۵±۱۵	۲۵,۵±۲,۵



جدول ۴. آهنگ دز محاسباتی  $\dot{D}_C$  پیرامون کانتینر حمل و حفاظ موضعی اتافک فرایند و اختلاف آن با مقادیر اندازه‌گیری شده  $(Var = \left| \frac{(\dot{D}_C - \dot{D}_M)}{\dot{D}_M} \right| \times 100)$

حفاظ موضعی اتافک		کانتینر حمل				مدت خنک‌سازی (روز)	مدت پرتودهی (دقیقه)	تست		
پشت حفاظ	بالای حفاظ	روی سطح جانبی	روی لبه	Var (%)	$\dot{D}_C$					
۳۷	۸،۵	۱۶۳	۱۱۱،۸	۳۲	۷،۵	۸،۷	۳۱،۱	۱۲	۴	۱
۲۹،۲	۲۰،۲	۱۰،۷	۲۵۸،۹	۳۶،۴	۱۷،۲	۴۷،۹	۷۳،۱	۱۳	۱۰	۲
۲۶،۹	۱۱،۷	۲۱،۲	۱۷۱،۳	۴۰،۲	۱۰،۵	۹،۸	۴۳،۳	۱۰	۵	۳
۴۸،۹	۱۳	۲۷،۴	۲۱۴،۲	۴۷،۹	۱۱،۷	۲۰،۱	۵۰،۳	۸	۵	۴

جدول ۵. مقایسه‌ی ضرایب تبدیل شار به دز مؤثر و یا دز معادل  $H^*(10)$

ضریب تبدیل شار به دز معادل $H^*(10)$ (pSv.cm <sup>2</sup> )		ضریب تبدیل شار به دز مؤثر در هندسه‌ی AP استاندارد ANSI-۶.۱.۱-۲۰۲۰ (pSv.cm <sup>2</sup> )		انرژی فوتون (MeV)
ICRP۷۴ مقاله [۱۵]	MCNPX شبیه‌سازی شده با مقاله [۱۴]	ANSI-۶.۱.۱-۲۰۲۰ استاندارد	AP	
-	۰،۵	۰،۳۱	۰،۳۶۹	۰،۰۵
۰،۵	۰،۵۸	۰،۳۹	۰،۵۱۸	۰،۱
۲،۷۲	۲،۹۳	۲،۵۵	۲،۴۷	۰،۵
۴،۷۲	۵،۲	۴،۸۴	۴،۴۹	۱
۸،۶۹	۸،۶	۸،۲۴	۷،۴۸	۲
-	۱۱،۱	۱۱،۰۳	۹،۷۵	۳
-	۱۳،۴	۱۳،۳۸	۱۱،۷	۴
-	۱۵،۵	۱۵،۲۵	۱۳،۴	۵

#### ۴. نتیجه‌گیری

تابش‌های گامای گسیلی از هدف LEU داغ، ضمن مقایسه با اندازه‌گیری‌های تجربی، مورد بررسی قرار گرفت. نتایج نشان داد که برای اهداف LEU داغ، آهنگ دز محاسباتی به روش پیشنهادی همواره کم‌تر از آهنگ دزهای اندازه‌گیری شده است. از این‌رو، بر اساس یک نگرش محافظه‌کارانه، 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.

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 اکتینیدها، محصولات شکافت، محصولات فعال‌سازی و سایر ایزوتوپ‌هایی است که طی زنجیره واپاشی آن‌ها در هدف داغ تولید می‌شوند. محاسبه‌ی آهنگ دز ناشی از تابش‌های 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 می‌شود، لازم است تا مقادیر محاسباتی ضمن مقایسه با مقادیر اندازه‌گیری شده، تصحیح شوند. در این مقاله، اعتبار یک روش پیشنهادی جهت تخمین آهنگ دز

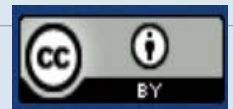


## مراجع

1. IAEA, *Non-HEU Production Technologies for Molybdenum-99 and Technetium-99m*, Technical Report No. NF-T-5.4, Vienna, (2013).
2. 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).
5. 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).
6. 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).
7. Z. Gholamzadeh, M. Gholshanian, S.M. Mirvakili, *ThO<sub>2</sub> 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](https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_39910/janis).
10. 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).
12. 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).
14. H. Al Kanti, et al, *Conversion coefficients calculation of mono-energetic photons from air-kerma using Monte Carlo and analytical methods*, *Journal of King Saud University-Science*, **32**(1), 288-293 (2020).
15. 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).

## COPYRIGHTS

©2021 The author(s). This is an open access article distributed under the terms of the Creative Commons Attribution (CC BY 4.0), which permits unrestricted use, distribution, and reproduction in any medium, as long as the original authors and source are cited. No permission is required from the authors or the publishers.



استناد به این مقاله

سید میلاد میرعماد، علی بهرامی سامانی، سید سهیل سیاحی (۱۴۰۲)، تخمین نرخ دز تابش‌های گامای گسیلی از صفحه مینیاتوری LEU پرتودهی شده، ۱۰۶، ۸۵-۹۲

DOI: 10.24200/nst.2022.1165.1764

Url: [https://jonsat.nstri.ir/article\\_1492.html](https://jonsat.nstri.ir/article_1492.html)

