مجله علوم، مهندسی و فناوری هسته‌ای، دوره ۴۵، شماره ۴، جلد ۱۱۰، زمستان ۱۴۰۳

Journal of Nuclear Science, Engineering and Technology
Vol. 45 (1), Serial Number 110, 2025

اندازه‌گیری و شبیه‌سازی ضریب تبدیل دز آب به هوا برای پرتوهای گامای گسیل‌شده از سوخت‌های مصرف‌شده رآکتور تحقیقاتی تهران

محمد ارکانی*، امیر پور رستم

پژوهشکده رآکتور و ایمنی هسته‌ای، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی ایران، صندوق پستی: ۸۳۶-۱۴۳۹۵، تهران- ایران

*Email: markani@aeoi.org.ir

مقالهٔ پژوهشی

تاریخ دریافت مقاله: ۱۴۰۲/۸/۹ تاریخ بازنگری مقاله: ۱۴۰۲/۱۱/۱۴ تاریخ پذیرش مقاله: ۱۴۰۲/۱۱/۲۱

چکیده

یکی از چالش‌هایی که بهره‌برداری رآکتور تحقیقاتی تهران با آن روبه‌رو است، جابه‌جایی و مدیریت سوخت‌های مصرف‌شده این رآکتور است. برای تخمین مخاطرات و همچنین در نظر گرفتن تمهیدات لازم، بایستی از دز مجتمع‌های سوخت در هوا، قبل از جابه‌جایی آنها، آگاهی داشت. نظر به‌شدت پرتوزایی سوخت‌های مصرف‌شده و درنتیجه آن آهنگ دز بالای آنها، امکان اندازه‌گیری آهنگ دز این سوخت‌ها در هوا به‌صورت مستقیم وجود ندارد. از این‌رو ابتدا بایستی در داخل آب استخر رآکتور آهنگ دز اندازه‌گیری شود و سپس با دانستن ضریب تبدیل آهنگ دز از آب به هوا، مقدار آن را در هوا تخمین زد. در این پژوهش، ضریب تبدیل دز از آب به هوا برای پرتوهای گامای گسیل‌شده از سوخت‌های مصرف‌شده رآکتور تحقیقاتی تهران از آزمایش با چشمه Fission Molly و همچنین از شبیه‌سازی مونتکارلو با استفاده از کد MCNP، تخمین زده شده است. نتایج به‌دست‌آمده از روش‌های فوق با یکدیگر تطابق نسبتاً خوبی را نشان می‌دهند.

کلیدواژه‌ها: سوخت مصرف‌شده، رآکتور تحقیقاتی تهران، ضریب تبدیل دز آب به هوا، Fission Molly، کد MCNP

Measurement and simulation of water-to-air dose conversion factor for gamma rays emitted from spent fuels of Tehran Research Reactor

M. Arkani*, A. Pourrostam

Reactor and Nuclear Safety Research School, Nuclear Science and Technology Research Institute, AEOI, P.O.BOX: 14395-836, Tehran – Iran

Research Article

Received: 31.10.2023, Revised: 3.2.2024, Accepted: 10.2.2024

Abstract

One of the primary challenges faced by operational personnel at the Tehran Research Reactor (TRR) is the handling and management of spent fuel assemblies. Estimating the radiation dose from these fuels in the air is crucial for assessing risks and implementing necessary safety measures during transportation. Due to the high radiation intensity and dose rates of spent fuels, direct measurement of their airborne dose rate is impractical. Instead, the dose rate is measured within the reactor pool water and then converted to an estimate for the air using conversion factors. This research focuses on estimating the dose conversion factor from water to air for gamma rays emitted by spent fuels at TRR. Experimental data from a fission molybdenum source and Monte Carlo simulations using the MCNP code were utilized to determine this conversion factor. The results obtained from both methods demonstrate relatively good agreement with each other.

Keywords: Spent fuel, Tehran Research Reactor, Water-to-air dose conversion factor, Fission molly, MCNP code

۱. مقدمه

یکی از چالش‌های بهره‌برداری رآکتورهای هسته‌ای مدیریت سوخت‌های مصرف‌شده است. در پایان سیکل کاری رآکتور هسته‌ای، سوخت‌های مصرف‌شده[1] از قلب رآکتور خارج می‌شوند و قلب با ورود سوخت‌های تازه[2] در چیدمانی جدید، به کار خود ادامه می‌دهد. سوخت‌های مصرف‌شده که به‌تازگی از قلب رآکتور خارج شده‌اند به‌شدت پرتوزا هستند. از این‌رو برای مدتی محدود، حدود شش ماه تا یک سال، در استخر مجاور قلب رآکتور نگه‌داری می‌شوند تا از میزان پرتوزایی آنها کاسته شود. به‌این‌ترتیب زمینه برای جابه‌جایی سوخت‌های مصرف‌شده به محلی که برای نگه‌داری بلندمدت آنها در نظر گرفته شده است مهیا می‌گردد. سوخت‌های مصرف‌شده پس از دزیمتری و تعیین شدت پرتوزایی آنها، با استفاده از کسک‌هایی که برای این منظور طراحی و ساخته شده‌اند به استخر سوخت‌های مصرف‌شده منتقل می‌گردند.

یکی از روش‌های نگه‌داری سوخت‌های مصرف‌شده، بعداز آن‌که به‌اندازه کافی از شدت پرتوزایی آنها کاسته شد، نگه‌داری به‌صورت خشک و در داخل کسک[3] یا محفظه‌هایی است که برای این منظور طراحی می‌شوند [۱].

دو رویکرد برای مدیریت سوخت‌های مصرف‌شده وجود دارند که عبارت‌اند از، نگه‌داری آنها به‌صورت بلندمدت و دائمی و همچنین بازفراوری سوخت‌های مصرف‌شده و استحصال اورانیم باقی‌مانده در سوخت و ایزوتوپ‌های ارزشمند آن و درنهایت پسمان‌داری دیگر مواد رادیواکتیو به‌جامانده در آن است. سوخت‌های تازه، قبل از آن‌که در قلب رآکتور قرار گیرند پرتوزایی بسیار پایینی دارند. گاماهای تأخیری گسیل‌شده از سوخت‌های مصرف‌شده از محصولات شکافت تولید می‌شوند. نظر به آن‌که محصولات شکافت نیز با دقت بسیار بالایی برای ایزوتوپ‌های مهم و اصلی (با دقت حدود ۲ الی ۳ درصد) قابل‌محاسبه هستند. تولید محصولات شکافت، به نوع سوخت، میزان مصرف سوخت[4]، بازده شکافت محصولات شکافت و ثوابت واپاشی وابسته است [۲].

تحلیل پرتوهای گامای گسیل‌شده از مجتمع‌های سوخت مصرف‌شده می‌تواند برای تخمین ترکیب رادیوایزوتوپی و یا میزان مصرف سوخت مورد استفاده قرار گیرد [۳-۷].

آگاهی از دز پرتوهای گامای گسیل شده از سوخت‌های مصرف شده، از حیث کارگردانی رآکتور و مدیریت سوخت‌های مصرف شده از اهمیت ویژه‌ای برخوردار است. در یکی از مقالات چاپ شده در این رابطه، دز سوخت‌های مصرف شده با استفاده از شبیه‌سازی محاسبه شده است [۸]. کدهای محاسباتی که برای این منظور به کار گرفته شده‌اند، عبارتند از کدهای MCNP۶ [۹] و ORIGEN-S [۱۰]. از کد ORIGEN-S در این پژوهش، برای محاسبهٔ غلظت رادیوایزوتوپ‌های محصولات شکافت به عنوان چشمهٔ گسیل پرتوهای گاما استفاده شده است. در مرحلهٔ بعد، با مشخص شدن چشمه، با استفاده از کد MCNP۶ ترابرد ذرات گسیل شده برای محاسبهٔ دز، مورد بررسی قرار گرفته است.

نظر به آن‌که برای انتقال سوخت‌های مصرف شده از استخر رآکتور به استخر سوخت‌های مصرف شده، لازم است تا از دز پرتوهای گامای گسیل شده از این سوخت‌ها آگاهی داشت، همچنین نظر به آن‌که امکان این اندازه‌گیری در هوا وجود ندارد، لازم است تا از ضریب تبدیل دز پرتوهای گامای گسیل شده از سوخت‌های مصرف شده از آب به هوا آگاهی پیدا کرد. به این ترتیب با دانستن این ضریب و اندازه‌گیری دز سوخت‌های مصرف شده در آب استخر رآکتور، می‌توان به دز پرتوهای گاما در محیط هوا پی‌برد.

در رابطه با ضریب تبدیل دز پرتوهای گامای تأخیری از آب به هوا، در سال ۱۳۹۹ نتایج پژوهشی در رابطه با رآکتور تحقیقاتی تهران[5] منتشر شده است [۱۱]. در این پژوهش با استفاده از شبیه‌سازی مونت‌کارلو و به‌کارگیری کد MCNP۶ اثرات مصرف سوخت، زمان خنک شدن[6] سوخت‌های مصرف‌شده، و تاریخچهٔ تابش‌دهی سوخت‌های مصرف‌شده در قلب رآکتور را بر ضریب تبدیل دز آب به هوا مورد بررسی قرار داده است. نتایج این تحقیق نشان می‌دهد که به ازای زمان‌های کمتر از ۱۰ سال برای خنک شدن سوخت‌های مصرف‌شده بعد از تابش‌دهی در قلب رآکتور، اندازه‌گیری مستقیم دز سوخت‌های مصرف‌شده در رآکتور تحقیقاتی تهران غیرممکن است. درنتیجه اندازه‌گیری دز سوخت‌های مصرف‌شده بایستی در داخل آب صورت پذیرد و با استفاده از ضریب تبدیل دز آب به هوا، مقدار آن را در هوا تخمین زد. همچنین نتایج به‌دست‌آمده از این تحقیق نشان می‌دهد که ضریب تبدیل اشاره‌شده در فوق، مستقل از مصرف سوخت، زمان خنک شدن سوخت‌های مصرف‌شده، و تاریخچه تابش‌دهی سوخت‌های مصرف شده در قلب رآکتور است.

1. Spent Fuels
2. Fresh Fuels
3. Cask
4. Fuel Burnup

۵. در بخش بعدی از این مقاله، مطالبی برای آشنایی با رآکتور تحقیقاتی تهران آورده شده است.

6. Cooling Time

۲. آشنایی با رآکتور تحقیقاتی تهران

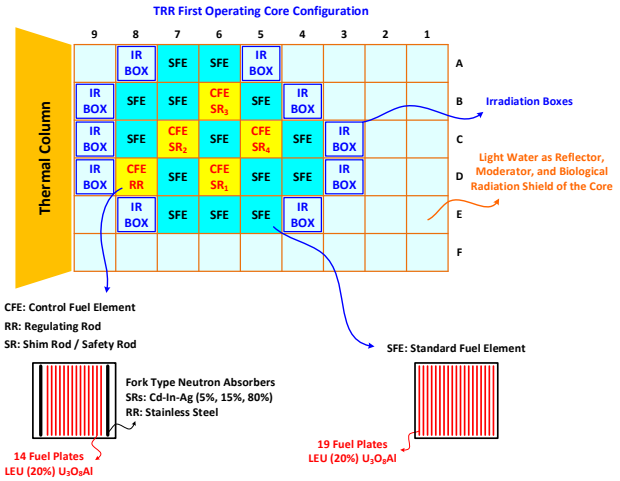
رآکتور تحقیقاتی تهران از نوع استخری[1] و غیر همگن است و برای حداکثر قدرت ۵ مگاوات طراحی شده است. آب سبک در این رآکتور نقش خنک‌کننده، کند کننده و حفاظ بیولوژیکی را بر عهده دارد. صفحه نگه‌دارنده[2] سوخت‌ها عبارت است از شبکه‌ای که دارای ۵۴ محل بالقوه برای قرارگیری میله‌های سوخت است. میله‌های سوخت هر یک در محل خود، روی این صفحه مستقر می‌گردند و مجموعه آن‌ها قلب رآکتور را تشکیل می‌دهد. این صفحه حدوداً در عمق ۹ متری از سطح آب استخر رآکتور قرار دارد. شکل ۱ آرایش قلب رآکتور تحقیقاتی تهران در چیدمان شماره ۱ را نشان می‌دهد. در این شکل، ۱۹ مجتمع سوخت نشان داده شده است. محل‌های خالی که برای قرار دادن نمونه‌ها مناسب هستند با IR-BOX نمایش داده شده‌اند. در IR-BOXها می‌توان نمونه‌هایی برای پرتودهی داخل قلب رآکتور قرار داد. نظر به آن‌که بخش اعظم انرژی گرمایی در صفحات سوخت قلب رآکتور تولید می‌شود، عمدهٔ عبور آب خنک‌کننده از میان مجتمع‌های سوخت صورت می‌پذیرد و از IR-BOXها، مقدار آب کمی عبور می‌کند. سوخت اولیه این رآکتور آلیاژی از آلومینیم و اورانیم با درصد غنای بالا، یعنی ۹۳٪ بوده است. در سال ۱۳۷۲ سوخت رآکتور از درجه غنای بالا به درجه غنای پایین یعنی ۲۰٪ تبدیل شد و از آن تاریخ تاکنون، این رآکتور با سوخت جدید کار می‌کند. ترکیب شیمیایی سوخت جدید به‌صورت U_3O_8Al هست. در شکل ۲ نمای فوقانی از سوخت‌های استاندارد و کنترلی به همراه نمایی سه‌بعدی از میلهٔ کنترل چنگالی شکل قلب رآکتور تحقیقاتی تهران آورده شده است. در جدول ۱ برخی از مشخصات و ویژگی‌های مهم رآکتور تحقیقاتی تهران آورده شده است [۱۲].

۳. مواد و روش‌ها

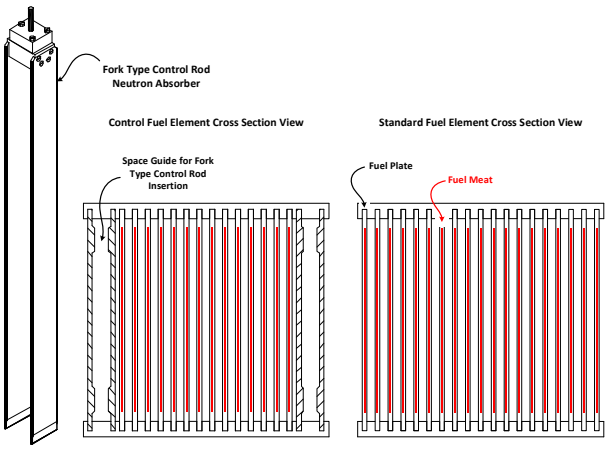
۱.۳ روش تجربی

۱.۱.۳ سامانهٔ دزیمتری سوخت‌های مصرف‌شده در رآکتور تحقیقاتی تهران

در روش تجربی برای اندازه‌گیری از سامانه دزیمتری مبتنی بر آشکارساز گایگر- مولر با گستره وسیعی برای آشکارسازی و یا شمارش پرتوهای گاما، استفاده شده است. این سامانه در پروژه‌ای در پژوهشکده رآکتور و ایمنی هسته‌ای پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، ساخته شده است [۱۳]. هدف و کاربری اصلی این سامانه دزیمتری سوخت‌های مصرف شده می‌باشد. در مجتمع‌های سوخت هسته‌ای، پس از پرتودهی و تولید انرژی، پاره‌های شکافت تولید شده و تجمع پیدا می‌کنند. این پاره‌های شکافت منبع اصلی گسیل پرتوهای گاما هستند.



شکل ۱. چیدمان قلب شماره ۱ از رآکتور تحقیقاتی تهران [۱۴].



شکل ۲. نمایش فوقانی از مجتمع‌های سوخت استاندارد و کنترلی در رآکتور تحقیقاتی تهران و میلهٔ کنترلی چنگالی آن [۱۴].

جدول ۱. برخی از مشخصات و ویژگی‌های رآکتور تحقیقاتی تهران [۱۲]

نوع رآکتور	استخری و MTR
قدرت نامی قلب رآکتور [MW]	۵
آلیاژ سوخت	U_3O_8Al
نوع سوخت	صفحه‌ای
تعداد صفحات سوخت در هر مجتمع سوخت استاندارد	۱۹
تعداد صفحات سوخت در هر مجتمع سوخت کنترلی	۱۴
درصد وزنی غنای سوخت	۲۰ درصد

1. Pool Type
2. Grid Plate

برای طراحی حفاظ محل‌های نگه‌داری سوخت‌های پرتودیده، آگاهی از آهنگ دز گامای گسیل شده از این سوخت‌ها ضروری است. از این‌رو اندازه‌گیری دز پرتوهای گامای گسیل شده از سوخت پرتودیده حایز اهمیت ویژه‌ای است.

در شکل ۳، معماری سامانهٔ آشکارسازی نشان داده شده است. از آنجایی که مجتمع‌های سوخت پرتودیده (و یا مصرف شده) به شدت پرتوزا هستند، در رآکتور تحقیقاتی تهران، در عمق حدوداً ۸ متری آب نگه‌داری می‌شوند. بنابراین، محفظه خود آشکارساز به علاوه آشکارساز و تقویت‌کننده آن نیز در زیر آب مستقر می‌شوند. برخی مشخصات آشکارساز گایگر- مولر مورد استفاده برای دزیمتری در جدول ۲ آورده شده است. پالس‌های آشکارساز بعد از تقویت توسط مدار تقویت‌کننده کوپل شده با آشکارساز به واسطهٔ کابل کواکسیالی حدوداً ۱۲ متری، به بیرون از استخر رآکتور منتقل می‌شود. پالس تقویت شده در مرحلهٔ بعد، از یک فیلتر میان‌گذر عبور کرده تا فرکانس‌های بالا (که شامل نویز[1] می‌باشند) و فرکانس‌های پایین (که شامل بخش کند از پاسخ آشکارساز است) حذف گردند. پالس‌های آشکارساز که در مد معکوس هستند، در مرحلهٔ بعد یک بار دیگر معکوس می‌شود تا پالس‌هایی با پلاریتهٔ مثبت به‌دست آیند. در گام بعدی، مدار تمییز دهنده پالس‌های قابل قبول را از پس‌زمینهٔ نویز جدا می‌نماید. سپس پالس‌های جداسازی شده از مدار اشمیت تریگر[2] عبور کرده تا به سطح ولتاژ منطقی قابل قبول برای بخش زمان‌سنج/شمارنده تبدیل شوند. در پایان نیز واحد پردازش و نمایش اطلاعات با دریافت پالس‌های شمارش شده و ترکیب آنها با داده‌های مربوط به کالیبراسیون سامانه، میزان دز در اندازه‌گیری شده را نمایش می‌دهد.

در شکل ۴، نمودار نیمه‌لگاریتمی بازه‌های زمانی بین پالس‌های متوالی آشکارساز آورده شده است. بر این داده‌ها، در قسمتی که زمان مرده اثر کمی دارد، تابعی نمایی برازش شده است و از روش TID[3] برای محاسبهٔ زمان مرده سامانه آشکارسازی استفاده شده است [۱۴]. در ادامه نتایج به‌دست‌آمده برای زمان مرده سامانه آشکارسازی آورده شده است.

آهنگ شمارش مشاهده شده: ۱۰۰۱۵ شمارش در هر ثانیه
آهنگ شمارش صحیح: ۱۴۴۷۰ شمارش در هر ثانیه
زمان مرده فلج شونده[4]: ۲۵٫۴ میکروثانیه
زمان مرده غیرفلج شونده[5]: ۳۰٫۷ میکروثانیه

به منظور اطمینان از صحت نتایج تجربی، قبل از انجام اندازه‌گیری‌ها، سامانه آشکارسازی مورد استفاده کالیبره شد. کالیبراسیون سامانه توسط چشمه گامای استاندارد Co-۶۰ در آزمایشگاه استاندارد دزیمتری ثانویه کرج[6] انجام شد. نتایج حاصل از کالیبراسیون سامانه آشکارسازی در جدول ۳ گزارش شده است. از آنجایی که رابطه بین آهنگ دز و آهنگ شمارش مشاهده شده از سامانهٔ آشکارسازی خطی است، رابطهٔ کالیبراسیون نیز خطی است. رابطهٔ کالیبراسیون اندازه‌گیری شدهٔ سامانهٔ آشکارسازی در رابطه (۱) نشان داده شده است.

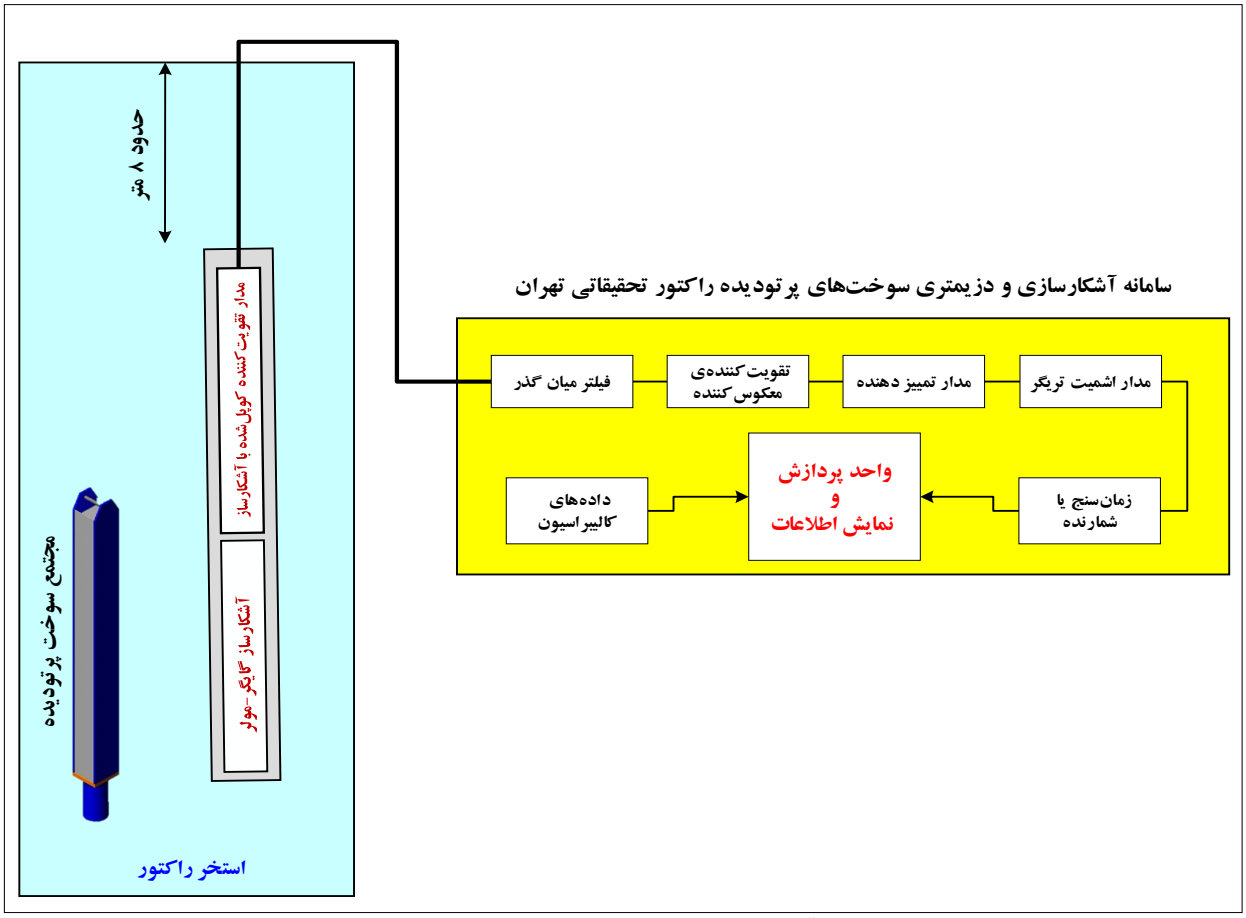
$$\text{آهنگ دز}\left(\frac{\text{mSv}}{\text{h}}\right)=(\text{شمارش در ده ثانیه}\times ۰٫۰۰۷۲)-۰٫۰۰۳۷ \quad (۱)$$

عبارت دوم (۰٫۰۰۳۷)، آهنگ دز پس‌زمینه و شیب منحنی خطی برازش شده برابر با ۰٫۰۰۷۲ می‌باشد.

کالیبراسیون دزیمتر مورد استفاده با چشمه Co-۶۰ که چشمه‌ای با دو انرژی مشخص است صورت گرفته است. حال آن‌که چشمه اصلی سوخت مصرف شده، با طیفی کاملاً متفاوت است.

طیف انرژی پرتوهای گامای گسیل شده از چشمهٔ Fission Molly در شکل ۵ نشان داده شده است. برای بررسی این موضوع، با استفاده از کد MCNP پاسخ آشکارساز به ازای دز یکسانی از هر دو چشمهٔ Co-۶۰ و Fission Molly شبیه‌سازی شد. در محیط هوا، اختلاف نسبی شمارش آشکارساز برای چشمه‌های مذکور برابر با ۴۵٫۸ درصد به‌دست آمد. این مقدار برای محیط آب برابر با ۴۸٫۰ درصد است. لازم به توضیح است، از آن‌جاکه نسبت دزهای آب و هوا در این پژوهش مدنظر است و نه مقدار مطلق آن، این اختلاف تأثیر چندانی بر نتایج اندازه‌گیری شده ندارد.

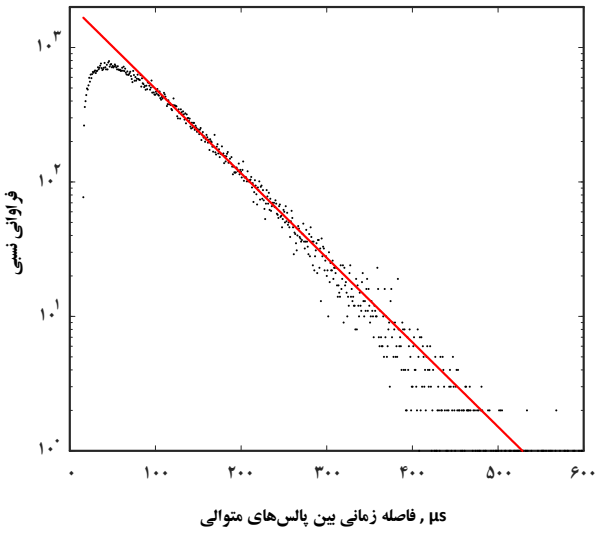
1. Noise
2. Schmitt Trigger
3. TID: Time Interval Distribution
4. Paralyzable Dead Time
5. Non-Paralyzable Dead Time
6. SSDL: Secondary Standards Dosimetry Laboratory



شکل ۳. معماری سامانه آشکارسازی و دزیمتری سوخت‌های پرتودیده در راکتور تحقیقاتی تهران.

جدول ۲. برخی از مشخصات آشکارساز گایگر- مولر مورد استفاده برای دزیمتری [۱۵]

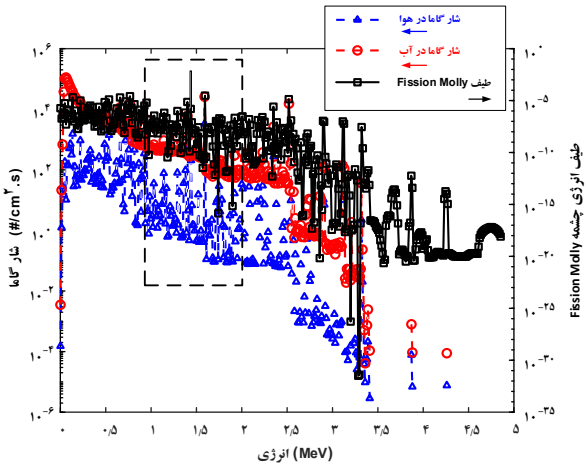
حساسیت	۱۶ $\left[\frac{\#}{\text{s.}\frac{\text{mGy}}{\text{h}}}\right]$
گستره آهنگ دز	(۰٫۰۵ ... ۲۰×۱۰^{۳}) [mGy/h]
گستره انرژی فوتون	(۰٫۰۵ ... ۲) [MeV]
شمارش پس‌زمینه	≤۲ $\left[\frac{\#}{\text{min}}\right]$
طول حجم حساس	۵[mm]
قطر کاتد	۳[mm]
قطر آند	۱[mm]
جرم	۴۷[g]
گاز پر شده	هلیم/هالوژن
طول عمر چشم‌داشتی	≤۶×۱۰^{۱۰} [#]
ولتاژ تغذیه توصیه شده	۵۵۰ [V]
زمان مرده	≤۲۰[µs]



شکل ۴. برازش تابع‌نمایی بر داده‌های تجربی فاصله زمانی بین پالس‌های متوالی سامانهٔ آشکارسازی.

جدول ۳. نتایج تجربی حاصل از کالیبراسیون سامانهٔ آشکارسازی با استفاده از چشمهٔ Co-۶۰ در مرکز SSDL کرج

ردیف	آهنگ دز گاما mSv/h	متوسط شمارش‌ها در هر ده ثانیه
۱	۰٫۱	۱۶٫۰ ± ۱٫۵
۲	۰٫۴	۵۳٫۴ ± ۵
۳	۰٫۷	۹۸٫۹ ± ۹
۴	۱٫۴	۱۹۰٫۶ ± ۱۸
۵	۲٫۶	۳۶۸٫۱ ± ۳۵
۶	۵٫۲	۷۰۳٫۵ ± ۶۶
۷	۱۰٫۳	۱۳۷۵٫۲ ± ۱۲۰
۸	۲۰٫۳	۲۶۷۰٫۴ ± ۲۶۰
۹	۴۲٫۶	۵۴۳۵٫۰ ± ۵۰۰
۱۰	۸۶٫۵	۱۰۷۴۶٫۴ ± ۹۰۰
۱۱	۱۶۷٫۵	۱۹۷۲۹٫۵ ± ۱۴۰۰
۱۲	۳۳۳٫۹	۳۵۹۷۱٫۹ ± ۳۰۰۰
۱۳	۶۴۰٫۸	۶۰۶۴۰٫۳ ± ۵۱۰۰
۱۴	۹۷۷٫۷	۸۳۷۵۹٫۰ ± ۷۵۰۰
۱۵	۱۸۷۸٫۶	۱۳۱۶۶۰٫۰ ± ۱۲۳۰۰
۱۶	۳۴۷۴٫۸	۱۸۸۱۱۹٫۸ ± ۱۸۰۰۰
۱۷	۶۳۹۶٫۵	۲۴۷۵۷۸٫۶ ± ۲۳۲۷۰
۱۸	۷۲۵۶٫۱	۲۵۸۴۱۰٫۴ ± ۲۴۲۰۰



شکل ۵. طیف انرژی پرتوهای گامای گسیل شده از چشمه Fission Molly بعد از پرتودهی در قلب رآکتور تحقیقاتی تهران و توزیع انرژی شار پرتوهای گاما در محیط آب و هوا در محل قرارگیری آشکارساز.

۲.۱.۳ اندازه‌گیری تجربی ضریب تبدیل دز آب به هوا با استفاده از چشمهٔ Fission Molly

یکی از رادیوایزوتوپ‌های مهم در پزشکی هسته‌ای ^{99}Mo (با نیم-عمر حدود ۶۶ ساعت) است. برای تولید ^{99}Mo می‌توان ایزوتوپ ^{98}Mo را در رآکتور هسته‌ای تحت بمباران نوترونی قرار داد. روش دیگری که برای این منظور برای تولید ^{99}Mo با اکتیویته ویژه بالا می‌توان استفاده نمود، تولید ^{99}Mo مستقیماً از شکافت هسته‌ای است. به این ترتیب با قرار دادن مقداری نمونه اورانیم برای پرتودهی در قلب رآکتور و سپس جداسازی رادیوایزوتوپ ^{99}Mo از محصولات شکافت تولیدی، می‌توان رادیوایزوتوپ ^{99}Mo با اکتیویته ویژه بالا تولید نمود. از آنجایی که بعد از پرتودهی طیف گامای گسیل شده از یک چشمهٔ Fission Molly، شبیه به یک سوخت هسته‌ای مصرف شده است، در این پژوهش از این چشمه برای اندازه‌گیری ضریب تبدیل دز آب به هوا استفاده شد.

هدف Fission Molly یک صفحهٔ کوچک از سوخت است که با پرتودهی نوترون واکنش شکافت در آن رخ می‌دهد و پاره‌های شکافت تولید می‌شوند، برخی از این پاره‌های شکافت گامازا می‌باشند که می‌توان از آن به‌عنوان چشمه گاما برای اندازه‌گیری ضریب تبدیل دز از آب به هوا استفاده نمود.

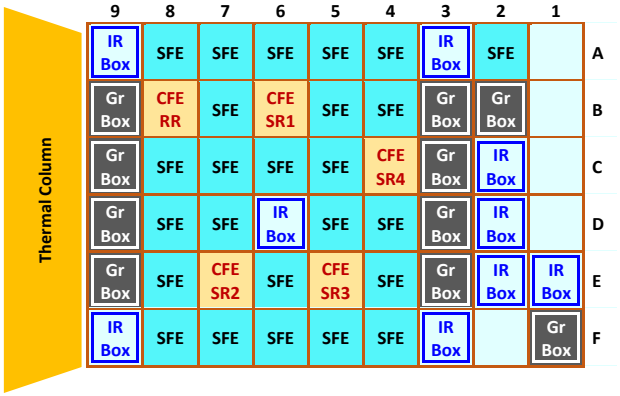
با توجه به این‌که ترکیب سوخت مورد استفاده در هدف Fission Molly و سوخت رآکتور یکسان است و ابعاد هدف Fission Molly نیز کوچک هست، دز ناشی از چشمه Fission Molly کم بوده و می‌توان آن را در هوا نیز دزیمتری کرد. پس از دزیمتری چشمه Fission Molly در هوا و آب می‌توان ضریب تبدیل دز هوا به آب را محاسبه کرد.

شایان‌ذکر است هدف Fission Molly استفاده شده در این تحقیق، یک صفحهٔ کوچک سوخت از آلیاژ U_3O_8Al با غنای تقریباً ۲۰ درصد است که برای تولید مولیبدن به روش شکافت در رآکتور مورد استفاده قرار می‌گیرد. چگالی این صفحه برابر با ۲٫۲۸ گرم در هر سانتی‌متر مکعب و ابعاد آن ۱٫۵×۴۳×۱۱۰ میلی‌متر هست.

هدف Fission Molly به مدت ۱۰ دقیقه در قلب رآکتور تحقیقاتی تهران پرتودهی شد و بعد از سپری شدن یک روز، به‌عنوان زمان خنک شوندگی، آزمایش دزیمتری انجام گردید. چیدمان قلبی که در آن پرتودهی صورت گرفته است در شکل ۶ آورده شده است.

برای محاسبه نسبت دز هوا به آب، آهنگ دز حاصل از چشمه (هدف Fission Molly) در فاصله ۱ متری در محیط هوا و بار دیگر در فاصله ۲۰ سانتی‌متری در محیط آب نسبت به آشکارساز اندازه‌گیری شد.

شایان ذکر است، بین ضریب تبدیل دز آب به هوا برای پرتوهای گامای گسیل‌شده از سوخت‌های مصرف شده و تاریخچهٔ پرتودهی سوخت‌ها و زمان خنک‌شوندگی و مصرف سوخت ارتباط محسوسی وجود ندارد و تقریباً از هم مستقل هستند [۱۱].



شکل ۶. چیدمان قلب رآکتور تحقیقاتی تهران که در آن پرتودهی هدف Fission Molly به انجام رسیده است (در شکل ۱، اختصارات به کار گرفته شده در این شکل، معرفی شده‌اند).

۲.۳ شبیه‌سازی و محاسبهٔ ضریب تبدیل دز آب به هوا با استفاده از کد MCNP

برای مقایسه و صحت‌سنجی آزمایش انجام‌شده، می‌توان آزمایش را به همان ترتیبی که به انجام رسیده است با استفاده از کد MCNP شبیه‌سازی نمود.

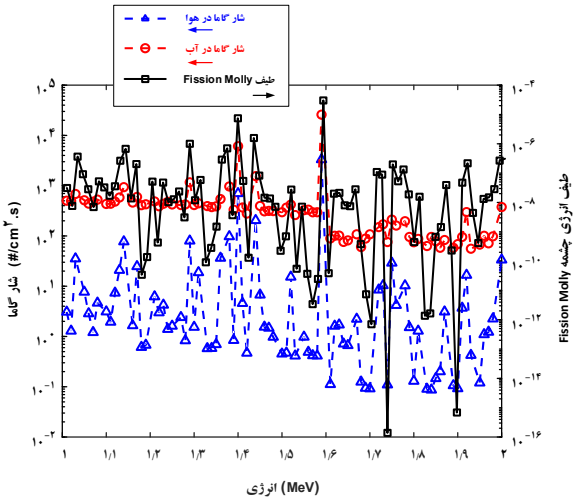
برای شبیه‌سازی آزمایش انجام‌شده، چیدمان قلب رآکتور تحقیقاتی تهران که در شکل ۶ نشان داده شده است در کد MCNP مدل شد. با استفاده از کارت BURNUP نیز به مدت‌زمان ۱۰ دقیقه پرتودهی گردید. سپس برای به دست آوردن طیف گاما از تالی F۴ استفاده شد. طیف انرژی پرتوهای گامای گسیل شده از چشمه Fission Molly پرتودهی شده در قلب رآکتور تحقیقاتی تهران، به همراه توزیع انرژی شار پرتوهای گاما در محیط آب و هوا در محل قرارگیری آشکارساز در شکل ۵ نشان داده شده است. برای وضوح بیشتر، همین نتایج در بازهٔ انرژی ۱ MeV الی ۲ MeV نیز در شکل ۷ به تصویر کشیده شده است. شایان ذکر است در هر دوی این شکل‌ها، محور عمودی سمت راست، نشان‌دهنده طیف انرژی چشمه، و محور سمت چپ، نشان‌دهنده توزیع انرژی شار پرتوهای گاما در دو محیط آب و هوا در محل استقرار آشکارساز است. تعداد بازه‌های انرژی در نظر گرفته شده در شبیه‌سازی برابر ۴۰۰ بازه است. همچنین تعداد تاریخچه نیز برابر با ۲ میلیارد در نظر گرفته شده است.

آزمایش دزیمتری انجام شده با استفاده از هدف Fission Molly برای به دست آوردن ضریب تبدیل دز هوا به آب با استفاده از کد MCNP نیز شبیه‌سازی شد. آشکارساز شبیه‌سازی شده، استوانه‌ای با قطر ۳ میلی‌متر و با ارتفاع ۵ میلی‌متر متشکل از گاز هلیم هست. برای محاسبات دزیمتری از تالی F۴ و همچنین از کارت‌های DE، DF و FM برای تبدیل شار به دز استفاده گردید. مطابق طیف انرژی پرتوهای گامای گسیل شده از هدف Fission Molly، نشان داده شده در شکل ۵، چشمه با استفاده از کارت SDEF نیز شبیه‌سازی شد. شکل ۸، شکل ۹ و شکل ۱۰ به ترتیب نمای هندسه آشکارساز شبیه‌سازی شده، نمای هندسه هدف فیشن مولی شبیه‌سازی شده و نمای موقعیت آشکارساز نسبت به هدف Fission Molly را در کد MCNP را نشان می‌دهند.

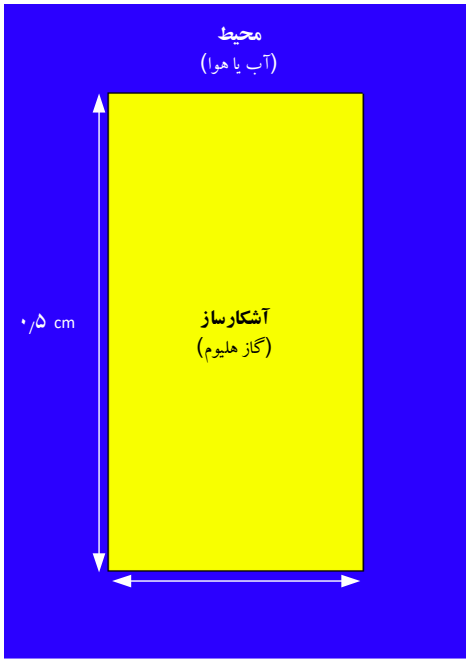
۴. بحث و بررسی نتایج به‌دست‌آمده

با استفاده از سامانهٔ دزیمتری سوخت‌های مصرف شده، در دو محیط آب و هوا دز پرتوهای گامای گسیل شده از چشمهٔ Fission Molly اندازه‌گیری شد. شایان ذکر است، در آب در عمق حدوداً ۹ متری در فاصلهٔ ۲۰ سانتی‌متری از چشمه، اندازه‌گیری‌ها صورت گرفت. این درحالی‌ست که در هوا، در فاصلهٔ ۱ متری از چشمه، این آزمایش به انجام رسیده است. نتایج حاصل از اندازه‌گیری تجربی با استفاده از هدف Fission Molly در جدول ۴ آورده شده است. همان‌طوری‌که مشاهده می‌شود، متوسط دز در ۱ متری هوا و ۲۰ سانتی‌متری آب به ترتیب برابر با [mSv/h] ۰٫۰۲۶ ± ۰٫۱۹۵ و [mSv/h] ۰٫۱۴۱ ± ۲٫۴۵۴ اندازه‌گیری شده است.

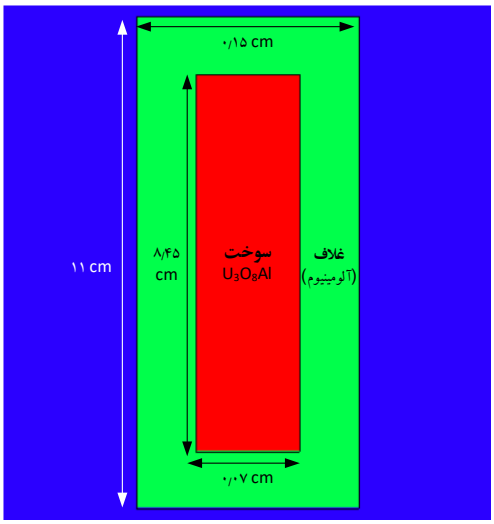
به‌این‌ترتیب ضریب تبدیل دز آب به هوا با استفاده از نتایج به‌دست‌آمده از روش تجربی از رابطهٔ (۲) به‌دست می‌آید.



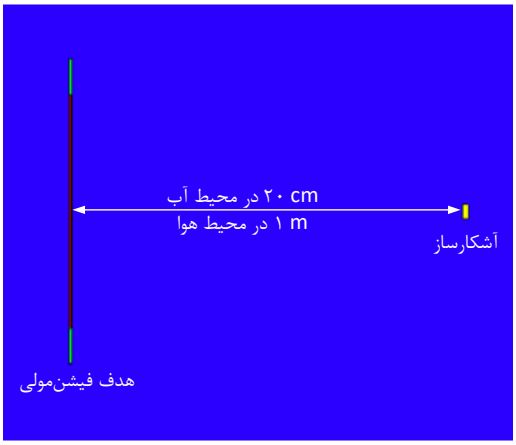
شکل ۷. ترسیم توزیع انرژی در بازهٔ انرژی ۱ MeV الی ۲ MeV از طیف انرژی پرتوهای گامای گسیل شده از چشمه Fission Molly بعد از پرتودهی در قلب رآکتور تحقیقاتی تهران و توزیع انرژی شار پرتوهای گاما در محیط آب و هوا در محل قرارگیری آشکارساز.



شکل ۸. هندسهٔ آشکارساز شبیه‌سازی‌شده در کد MCNP.



شکل ۹. هندسهٔ هدف Fission Molly شبیه‌سازی‌شده در کد MCNP.



شکل ۱۰. موقعیت آشکارساز نسبت به هدف Fission Molly، شبیه‌سازی شده در کد MCNP.

جدول ۴. مقدار دز پرتوهای گاما گسیل شده از هدف Fission Molly در دو محیط آب و هوا [۱۳]

ردیف	آهنگ دز در هوا (فاصلهٔ ۱ متری) mSv/h	آهنگ دز در آب (فاصلهٔ ۲۰ سانتی‌متری) mSv/h
۱	۰٫۱۶۹	۲٫۳۹۱
۲	۰٫۲۱۹	۲٫۶۶۴
۳	۰٫۲۲۶	۲٫۲۵۴
۴	۰٫۱۶۲	۲٫۴۵۶
۵	۰٫۱۹۰	۲٫۴۹۲
۶	۰٫۱۹۸	۲٫۳۴۱
۷	۰٫۲۱۹	۲٫۶۶۴
۸	۰٫۱۶۲	۲٫۴۴۱
۹	۰٫۱۸۳	۲٫۵۴۲
۱۰	۰٫۲۲۶	۲٫۲۹۷
مقدار متوسط	۰٫۱۹۵ ± ۰٫۰۲۶	۲٫۴۵۴ ± ۰٫۱۴۱

$$f=\frac{D_{Air}}{D_{Water}}=\frac{\text{میانگین آهنگ دز اندازه‌گیری‌شده دریک متری هوا}}{\text{میانگین آهنگ دز اندازه‌گیری‌شده در ۲۰ سانتیمتری آب}}$$

$$=\frac{۰٫۱۹۵\pm۰٫۰۲۶}{۲٫۴۵۴\pm۰٫۱۴۱}=۰٫۰۸۰\pm۰٫۰۱۵ \quad (۲)$$

به‌این‌ترتیب درصد اختلاف نسبی آماری شمارش‌ها برای نتیجهٔ تجربی به‌دست آمده برابر با ۱۸٫۷۵ درصد هست. شایان ذکر است این خطا را می‌توان با تعداد شمارش بیشتر، کاهش داد.

به‌طور مشابه، می‌توان این مسئله را با استفاده از کد MCNP نیز شبیه‌سازی نمود. هندسهٔ نشان داده شده در شکل‌های ۷ الی ۹، در کد MCNP شبیه‌سازی شدند و برای چشمهٔ گامای هدف Fission Molly (بعد از اتمام پرتودهی)، طیف آورده شده در شکل ۵ مورد استفاده قرار گرفت. به‌این‌ترتیب دز در ۱ متری هوا و در ۲۰ سانتی‌متری آب برابر با ۰٫۱۹۴ ± ۰٫۰۱۴ و ۳٫۲۱۵ ± ۰٫۲۲۸ هست. مشابه آنچه برای نتایج تجربی بیان شد، ضریب تبدیل دز آب به هوا با استفاده از نتایج به‌دست آمده از شبیه‌سازی از رابطهٔ (۳) به‌دست می‌آید:

$$f=\frac{D_{Air}}{D_{Water}}=\frac{\text{دز شبیه‌سازی‌شده در یک متری هوا}}{\text{دز شبیه‌سازی‌شده در ۲۰ سانتیمتری آب}}$$

$$=\frac{۰٫۱۹۴\pm۰٫۰۱۴}{۳٫۲۱۵\pm۰٫۲۲۸}=۰٫۰۶۰\pm۰٫۰۰۸ \quad (۳)$$

عدم قطعیت گزارش شده برای نتایج شبیه‌سازی شده برحسب درصد اختلاف نسبی، برابر است با ۱۴٫۳ درصد. این خطا با افزایش آمار (تعداد نمونه‌برداری‌های تصادفی) می‌تواند کاهش یابد.

با مقایسهٔ نتایج تجربی و شبیه‌سازی شده، درمی‌یابیم که درصد اختلاف نسبی بین نتایج تئوری و تجربی برابر است با ۲۵- درصد.

۵. نتیجه‌گیری

یکی از مسائلی که بهره‌برداری رآکتور تحقیقاتی تهران با آن روبه‌رو است، انتقال سوخت‌های مصرف‌شده به خارج از رآکتور و مدیریت آن است. برای آن‌که از مخاطرات مربوطه، تخمینی برای در نظر گرفتن تمهیدات لازم در دسترس باشد، بایستی از دز مجتمع‌های سوخت در هوا، قبل از جابه‌جایی آنها، آگاهی داشت. با توجه به شدت بالای پرتوزایی سوخت‌های مصرف شده و به‌تبع آن آهنگ دز بالای آنها، امکان اندازه‌گیری آهنگ دز این سوخت‌ها در هوا به‌صورت مستقیم وجود ندارد. ازاین‌رو ابتدا در داخل آب استخر رآکتور آهنگ دز اندازه‌گیری شود و با آگاهی از ضریب تبدیل آهنگ دز از آب به هوا، می‌توان برآوردی از آن را در هوا تخمین زد.

نظر به آن‌که شرایط آزمایش هدف Fission Molly به شکافت و تولید محصولات شکافت در آن بسیار شباهت دارد، بنابراین در این تحقیق از این چشمه برای اندازه‌گیری ضریب تبدیل دز آب به هوا استفاده شد. به‌این‌ترتیب با استفاده از یک هدف Fission Molly که دارای مشخصاتی شبیه به سوخت رآکتور تحقیقاتی تهران دارد، از دو روش تجربی و شبیه‌سازی (با استفاده از کد MCNP) ضریب تبدیل دز آب به هوا اندازه‌گیری و محاسبه شد. نتایج به‌دست آمده برای این ضریب از روش‌های تجربی و شبیه‌سازی و تئوری به ترتیب برابر با ۰٫۰۰۹ ± ۰٫۰۶۰ و ۰٫۰۱۵ ± ۰٫۰۸۰ هست. خطای گزارش شده برای این اعداد از نوع خطای کاتوره‌ای یا تصادفی هست که می‌توان با افزایش تعداد شمارش‌ها و یا افزایش تعداد تاریخچه در کد MCNP آن را کاهش داد. نتیجهٔ این تحقیق علاوه بر آن‌که می‌تواند برای بهره‌برداری بهینه‌تر رآکتور تحقیقاتی تهران مفید باشد، در دیگر رآکتورها نیز روش‌ها و ابزارهای به کار گرفته شده می‌تواند سودمند واقع شود.

مراجع

1. Kralik M, Kulich V, Studeny J. Dosimetry at the interim spent fuel storage facility of the Czech nuclear power plant Dukovany. Journal of Nuclear Science and Technology. 2000;37(sup1):762-766.
2. Kryuchkov E.F, Opalovsky V.A, Tikhomirov G.V. Modelling of radiation field around spent fuel container. Radiation Protection Dosimetry. 2005;116(1-4):575-578.
3. Campbell L.W, Smith L.E, Misner A.C. High-energy delayed gamma spectroscopy for spent nuclear fuel assay. IEEE Transactions on Nuclear Science. 2011;58(1):231-240.
4. Bagheri S, Faghihi F, Khalafi H. An efficient method for detecting damaged FAs; burnup and PPF estimations by gamma spectroscopy. Applied Radiation and Isotopes. 2018;140:185-192.
5. Kim H, Lee H, Yoo B, Sohn J, Kim B, Choo Y, Hong K. Burnup Estimation of Nuclear Fuels with Gamma Spectrometry. 2006.
6. Kirchknopf P, Almasi I, Radocz G, Nemes I, Völgyesi P, Szaloki I. Determining burnup, cooling time and operational history of VVER-440 spent fuel assemblies based on in-situ gamma spectrometry at Paks Nuclear Power Plant. Annals of Nuclear Energy. 2022;170:108975.
7. Fast JE, Chenault J.W, Glasgow B.D, Rodriguez D.C, VanDevender B.A, Wood L.S. Spent nuclear fuel Measurements. No. PNNL-23561. Pacific Northwest National Lab. (PNNL), Richland, WA (United States). 2014.
8. Abrefah R.G, Essel P.A.A, Odoi H.C. 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. 2018;105:309-317.
9. Pelowitz D. MCNP6 Users Manual (Los Alamos National Laboratory). LACP-00634, 2013 May.
10. Hermann O.W, Westfall R.M. ORIGEN-S: SCALE system module to calculate fuel depletion, actinide transmutation, fission product buildup and decay, and associated radiation source terms. Vol. II, Sect. F7 of SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, NUREG/CR-0200. Rev 6. 1995.
11. Gholamzadeh Z, Adeli R, Keivani M. Investigation of the air to water conversion factor dependency to the spent fuel cooling time, irradiation history and burnup for gamma dose rate determination of TRR spent fuels. Radiation Physics and Engineering. 2021;2(1):1-7.
12. TRR Safety Analysis Report. Safety Analysis Report for Tehran Research Reactor. Atomic Energy Organization of Iran (AEOI). 2011.
13. Final report of the project "Study, design and commissioning of equipment required for experimental dosimetry of irradiated fuels of Tehran Research Reactor. Nuclear Science and Technology Research Institute. 1402.

14. Arkani M, Raisali G. Measurement of dead time by time interval distribution method. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment. 2015;774:151-158.

15. Vacutec datasheet for Type 70018E, REF 0180001, www.vacutec-gmbh.de.

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
ارکانی، محمد، پور رستم، امیر. (۱۴۰۳)، اندازه‌گیری و شبیه‌سازی ضریب تبدیل دز آب به هوا برای پرتوهای گامای گسیل‌شده از سوخت‌های مصرف‌شده رآکتور تحقیقاتی تهران. مجله علوم، مهندسی و فناوری هسته‌ای، ۱۱۰(۴)، ۱۵۸-۱۶۷. DOI: https://doi.org/10.24200/nst.2024.1629.
Url: https://jonsat.nstri.ir/article_1629.html