

تعیین دز نوترون و گاما در راکتور تحقیقاتی MNSR

محمدحسین چوپان دستجردی* و جواد مختاری

پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی ایران، اصفهان، ایران.

*اصفهان، سازمان انرژی اتمی ایران، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای، صندوق پستی: ۸۱۴۶۵/۱۵۸۹

پست الکترونیکی: mdastjerdi@aeoi.org.ir

چکیده

در این پژوهش میزان دز نوترون و گاما درون کانال خشک و سایت پرتودهی داخلی راکتور تحقیقاتی مینیاتوری چشمه نوترون (MNSR) محاسبه و اندازه گیری شد. راکتور MNSR یک راکتور آب سبک با حداکثر توان ۳۰ kW می‌باشد و مجهز به تسهیلات پرتودهی متنوعی از جمله پنج سایت پرتودهی داخلی، پنج سایت پرتودهی خارجی و یک کانال خشک می‌باشد. سایت‌های پرتودهی داخلی نزدیک‌ترین فاصله را به قلب راکتور دارند و بیش‌ترین میزان شار و دز در این مکان‌ها قابل دست‌یابی است. محاسبات دز با استفاده از شبیه‌سازی راکتور توسط کد محاسباتی MCNP و اندازه گیری دز نیز با استفاده از دزیمترهای گرمالیانی TLD600 و TLD700 انجام شد. آزمایشات در مکان‌های مذکور هم در حالت خاموشی و هم در حالت روشن بودن راکتور انجام شد. به منظور اعتبارسنجی کد محاسباتی نیز میزان شار نوترون در درون سایت پرتودهی و انتهای کانال خشک با استفاده از روش فعال‌سازی پولک اندازه‌گیری شد و با نتایج محاسبات اعتبارسنجی گردید. نتایج حاصل از محاسبات و اندازه گیری دز نوترون و گاما توافق بسیار خوبی داشتند. تعیین دز نوترون و گاما در مکان‌های مذکور، آزمایشات و تحقیقاتی را که نیاز به دریافت مقدار مشخص و دقیقی از دز نوترون و گاما می‌باشند، امکان‌پذیر می‌نماید.

کلیدواژه‌گان: دزیمتری نوترون، دزیمتری گاما، راکتور MNSR، دزیمتر گرمالیانی، کد MCNP.

۱. مقدمه

تعیین نقشه دز به منظور حفاظت پرتویی [۴]، و کاربردهای پزشکی [۵] بوده است.

راکتور تحقیقاتی MNSR از نوع تانک درون استخر با حداکثر توان ۳۰ kW می‌باشد. هدف اصلی طراحی این راکتور آنالیز به روش فعال‌سازی نوترونی، تولید رادیو ایزوتوپ‌های نیمه عمر متوسط و کوتاه، و آموزش بوده است. برای پرتودهی

راکتورهای هسته‌ای را می‌توان منابع منحصربه‌فرد تولید شار بالا و پایدار نوترون و گاما به شمار آورد. تعیین پارامترهایی نظیر شار و دز گاما و نوترون در این تاسیسات همواره از نقطه نظر تحقیقات و ایمنی مورد توجه بوده است [۱]. تعیین میزان دز نوترون و گاما در مواردی نظیر اعتبارسنجی محاسبات [۲]، ارزیابی دزیمترهای جدید [۳]،

راکتور تجهیزات متعدد و متنوعی شامل پنج سایت پرتودهی هدف اصلی این تحقیق، تعیین دز نوترون و گاما درون سایت پرتودهی و کانال خشک این راکتور می‌باشد. این امر با توجه به عواملی همچون: تعدد و تنوع در سایت‌های پرتودهی، بهره برداری آسان از راکتور، توانایی ارسال و دریافت سریع نمونه‌ها درون راکتور، و تامین شار پایدار درون سایت‌ها می‌تواند این راکتور را گزینه جذابی در مطالعات دزیمتری و اعتبارسنجی محاسبات نماید. در همین راستا، در ابتدا مجموعه راکتور توسط کد MCNP شبیه سازی شد. به منظور اعتبارسنجی محاسبات، میزان شار نوترون در چند محل مشخص با روش فعالسازی پولک نیز اندازه گیری و با نتایج محاسبات مقایسه شد. برای این منظور پولک های فلزی طلا و ایندیوم در محل‌های تعیین شده پرتودهی شدند.

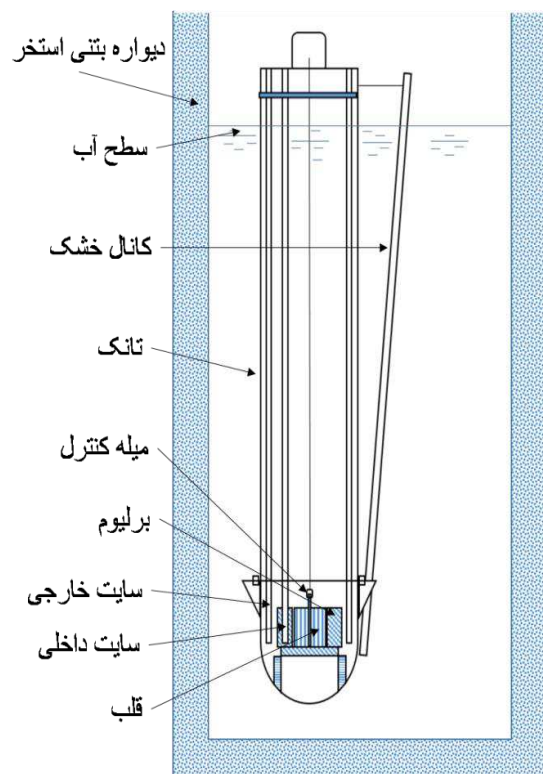
اندازه‌گیری دز نوترون و گاما با استفاده از دزیمترهای گرمالیانی TLD600 و TD700 در حالت خاموشی و روشن بودن راکتور در سایت پرتودهی داخلی و کانال خشک انجام شد.

۲. مواد و روش‌ها

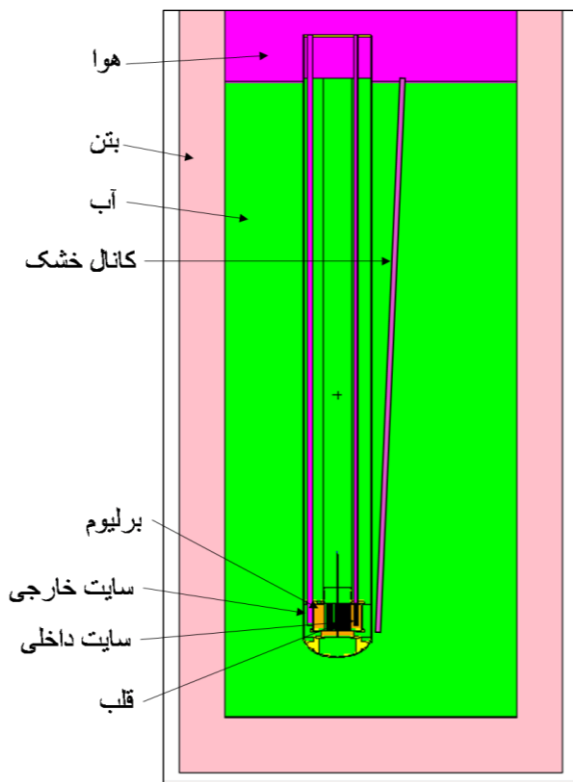
۱.۲. شبیه‌سازی توسط کد MCNP

برای انجام برخی محاسبات در ابتدا یک مدل سه بعدی از راکتور MNSR توسط کد MCNP مورد شبیه سازی قرار گرفت. همانگونه که در شکل ۲ پیداست این مدل شامل کلیه اجزای راکتور شامل استخر، تانک، اجزای داخلی تانک، سایت‌های پرتودهی و کانال خشک می‌باشد. محاسبات بحرانی راکتور با استفاده از کارت KCODE انجام شده است. برای بهبود دقت محاسبات، یکصد میلیون ذره (یک میلیون ذره در صد سیکل بحرانی) شبیه سازی شد. محاسبه شار نوترون درون سایت پرتودهی داخلی و در محل خروجی کانال خشک توسط تالی F4 انجام شد.

نمونه‌ها و دستیابی به شار نوترون و گامای تولید شده در این داخلی، پنج سایت پرتودهی خارجی و یک کانال خشک تعبیه شده است [۶]. منظور از لغات داخلی و خارجی، مربوط به داخل و خارج از بازتابنده برلیومی راکتور است. همانگونه که در شکل ۱ نشان داده شده است، قلب راکتور توسط یک بازتابنده برلیومی احاطه شده است و سایت پرتودهی داخلی درون برلیوم و سایت پرتودهی خارجی خارج از برلیوم و البته هر دو آن‌ها درون تانک راکتور قرار دارند. کانال خشک نیز خارج از تانک راکتور قرار گرفته است و به منظور پرتودهی نمونه‌هایی است که ابعاد بزرگتری از سایت‌های پرتودهی دارند. حداکثر شار نوترونی در توان ۳۰ kW درون سایت پرتودهی داخلی به میزان $10^{12} \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$ می‌باشد [۶]. مقدار شار نوترونی درون سایت پرتودهی خارجی در یک توان مشخص نصف مقدار شار نوترونی درون سایت پرتودهی خارجی است.



شکل (۱): نمای جانبی راکتور MNSR به همراه نمایش اجزای اصلی آن شامل تجهیزات پرتودهی.



شکل (۲): مدل سه بعدی MCNP از راکتور MNSR

برای پرتو دهی TLD ها، در هر بار پرتو دهی فقط یک نوع از آنها (TLD600 یا TLD700) و در هر مکان پرتو دهی سه عدد TLD پرتو دهی شده است. در مجموع ۶۰ عدد TLD به عبارتی ۳۰ عدد TLD600 برای دزیمتری نوترون و ۳۰ عدد TLD700 برای دزیمتری گاما پرتو دهی شدند. از هر دسته TLD ها، سه عدد به عنوان دزیمترهای شاهد (بدون پرتو دهی) انتخاب شدند.

۳.۲. پرتو دهی در راکتور MNSR

برای پرتو دهی ها از شرایط متنوعی در راکتور استفاده شده است. پرتو دهی ها در سایت پرتو دهی داخلی و سراسر کانال خشک انجام شده است. سایت پرتو دهی داخلی به سیستم رابیت راکتور متصل است و نمونه (در کار حاضر TLD یا پولک) پس از قرارگیری داخل کپسول پلی اتیلنی با سرعت توسط فشار هوا به داخل سایت پرتو دهی شوت می شود و پس از اتمام پرتو دهی نیز با همین مکانیسم به آزمایشگاه بازمی گردد. سایت پرتو دهی داخلی در واقع نزدیک ترین مکان

برای اعتبارسنجی شبیه سازی، میزان شمار نوترون در دو نقطه درون سایت پرتو دهی داخلی و خروجی کانال خشک با پرتو دهی پولک فلزی طلا درون سایت داخلی و پرتو دهی پولک فلزی ایندیوم (خروجی کانال خشک) در توان ۱۵ kW اندازه گیری شدند.

۲.۲. دزیمترهای گرمالیانی TLD600 و TLD700

دزیمترهای TLD600 متشکل از ${}^6\text{Li}$ به میزان ۹۵,۶۲٪ و ${}^7\text{Li}$ به میزان ۴,۳۸٪ می باشند و سطح مقطع ${}^6\text{Li}$ برای نوترون های حرارتی ۹۴۳,۲ بارن است [۲]. اکثر محتوای ${}^6\text{Li}$ دزیمترهای TLD700 متشکل از ${}^7\text{Li}$ (۹۹,۹۳٪) می باشد و به میزان اندکی حاوی ${}^6\text{Li}$ (۰,۰۷٪) هستند و سطح مقطع ${}^7\text{Li}$ برای نوترون های حرارتی ۱۴,۷ بارن است [۲]. حساسیت دزیمترهای TLD700 برای نوترون های کم انرژی قابل اغماض است و پاسخ دز TLD700 به نوترون های با انرژی کم و متوسط نسبت به دزیمترهای TLD600 قابل توجه نیست و می توان دز تخمینی TLD700 را سهم دز گاما و دز تخمینی TLD600 را هم سهم گاما و هم سهم نوترون های کم انرژی دانست [۲۷]. معمولاً در میدان های تابشی که متشکل از هر دو پرتو نوترون و گاما می باشند از روش تفاضلی با دزیمترهای TLD600 و TLD700 استفاده می شود. در این تحقیق نیز برای هر مکان یکبار دزیمتر TLD700 و بار دیگر دزیمتر TLD600 پرتو دهی شد. مقادیر حاصل از قرائت اولی برای مقدار دز گاما و تفاضل آن ها برای مقدار دز نوترون در نظر گرفته شد.

می شود توافق بسیار خوبی بین مقادیر محاسباتی و اندازه گیری شده وجود دارد و این نشان دهنده صحت و دقت خوب کد محاسباتی می باشد.

با اطمینان از صحت کد نوشته شده، میزان دز نوترون و گاما در سایت پرتودهی داخلی برای توان ۳۰ W که یکی از شرایط پرتودهی TLD ها بودند نیز انجام شد و به ترتیب $7,72 \text{ Sv/h}$ و $30,9 \text{ Sv/h}$ محاسبه شدند. نتایج اندازه گیری ها نشان می دهد دز نوترون و گاما در محل سایت پرتودهی داخلی (برای ۱۴ s) به ترتیب برابر با 29 mSv و 128 mSv می باشد که این مقادیر نیز توافق خوبی با مقادیر محاسبه شده دارند.

نتایج اندازه گیری دز در حالت خاموشی راکتور نشان می دهد که بیشترین مقدار دز در محل سایت پرتودهی داخلی می باشد که برای گاما و نوترون به ترتیب برابر با $1,12 \text{ Sv/h}$ و $920 \mu\text{Sv/h}$ می باشند. در همین حالت خاموشی راکتور میزان دز گاما و نوترون در ورودی کانال خشک به ترتیب برابر با $106,17 \text{ mSv/h}$ و $48,23 \mu\text{Sv/h}$ می باشند.

میزان و نحوه تغییرات دز گاما از کف کانال خشک (نزدیک به قلب) تا ارتفاع 350 cm بالاتر از آن در نمودار شکل ۳ نشان داده شده است. در این نمودار نقطه صفر در کف کانال خشک انتخاب شده است. نمودار شکل ۳ نیمه لگاریتمی می باشد و همانطور که از شکل و معادله خط برآزش شده به آن پیداست، افت میزان شار گاما به صورت نمایی می باشد. میزان دز گاما در یک فاصله ۲۵ سانتی متری در پایین کانال خشک بیشتر از 75 mSv/h (در محدوده 105 mSv/h تا 75) می باشد و این فاصله تقریباً برابر با ناحیه ای است که قلب راکتور در آن قسمت حضور دارد. این میزان دز گاما ناشی از فعالیت پرتوزایی پاره های شکافت موجود در سوخت و جذب پرتوزای نوترون در مواد پیرامون قلب نیز می باشد. نکته دیگری که می توان به آن اشاره نمود این است که در زمان خاموشی

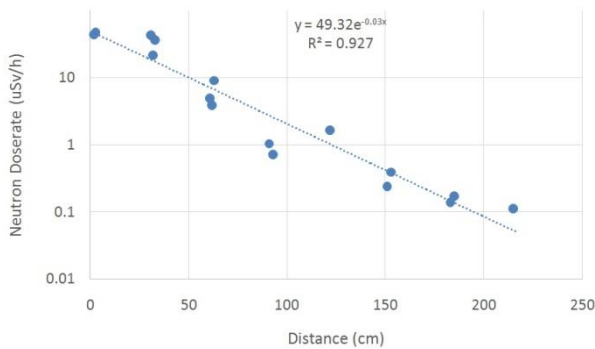
پرتودهی قابل دستیابی در این راکتور است که دریافت بیشترین شار نوترون و گاما در این مکان امکان پذیر است. پرتودهی ها در مکان سایت پرتودهی داخلی شامل پرتودهی TLD ها هم در حالت خاموشی و هم در توان 30 W و آزمایش پرتودهی پولک طلا در توان 15 kW انجام شد. سایت پرتودهی داخلی دارای این محدودیت است که ابعاد نمونه های تحت پرتودهی محدود به ابعاد کپسول پلی اتیلنی که استوانه ای به قطر 1 cm و ارتفاع 7 cm می باشند. برای پرتودهی نمونه های با ابعاد بزرگتر معمولاً از کانال خشک راکتور استفاده می شود.

کانال خشک راکتور در واقع یک لوله آلومینیومی با یک انتهای بسته است که خارج از تانک راکتور و داخل استخر راکتور به گونه ای قرار می گیرد که انتهای بسته آن در مجاورت قلب و انتهای باز آن بالای سطح آب استخر قرار می گیرد. کانال خشک در واقع مانند یک ستون هوا در میان آب استخر (حفاظ بیولوژیکی) است که اجازه ترابرد نوترون و گاما به خارج از حفاظ راکتور را برای برخی آزمایشات می دهد. طول کانال خشک در حدود 500 cm و قطر آن در حدود 5 cm است. پرتودهی TLD ها در سراسر ارتفاع کانال خشک از کف کانال خشک تا ارتفاع 350 cm از کف کانال خشک به فواصل 30 cm و پرتودهی پولک ایندیومی در محل خروجی کانال خشک انجام شدند.

۳. نتایج و بحث

مقدار شار نوترون در توان 15 kW راکتور در محل سایت پرتودهی داخلی و در محل خروجی کانال خشک توسط کد MCNP به ترتیب به میزان $5 \times 10^{11} \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$ و $1,5 \times 10^{10} \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$ محاسبه شدند. میزان شار نوترون اندازه گیری شده توسط پرتودهی پولک های طلا و ایندیوم در این دو مکان پرتودهی به ترتیب برابر با $5,02 \times 10^{11} \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$ و $1,48 \times 10^{11} \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$ تعیین شدند. همانگونه که مشاهده

حتی با نصب کانال خشک که به گونه‌ای باعث تضعیف حفاظ می‌گردد دز هال راکتور افزایش نمی‌یابد.



شکل (۴): نمودار تغییرات دز گاما بر حسب فاصله از کف کانال خشک.

۴. نتیجه گیری

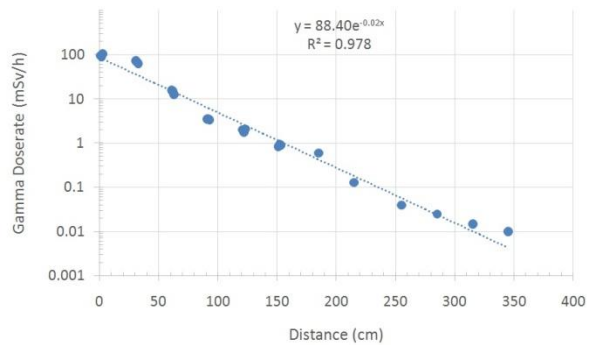
در این تحقیق، دزیمتری نوترون و گاما در راکتور تحقیقاتی MNSR به صورت محاسباتی و اندازه‌گیری انجام شده است. راکتور تحقیقاتی MNSR به عنوان یک منبع تولید نوترون با شار پایدار با دارا بودن تعدد و تنوع در سایت‌های پرتودهی، بهره برداری آسان از راکتور، توانایی ارسال و دریافت سریع نمونه‌ها درون راکتور برای مطالعات دزیمتری و اعتبارسنجی محاسبات انتخاب شد. در ابتدا مجموعه راکتور توسط کد MCNP شبیه سازی شد. به منظور اعتبارسنجی محاسبات، میزان شار نوترون در چند محل مشخص با روش فعالسازی پولک نیز اندازه گیری و با نتایج محاسبات مقایسه شد. نتایج محاسبات و اندازه‌گیری‌ها در توافق خوبی هستند.

اندازه‌گیری دز نوترون و گاما با استفاده از دزیمترهای گرمالیانی TLD600 و TLD700 در حالت خاموشی و روشن بودن راکتور در سایت پرتودهی داخلی و سراسر کانال خشک انجام شد و نتایج آن ارائه شد.

۵. قدردانی

نویسندگان مقاله مراتب تشکر و قدردانی خود را از پژوهشکده کاربرد پرتوها بدلیل استفاده از خدمات TLD ها و همچنین گروه بهره برداری راکتور تحقیقاتی MNSR اعلام می‌دارند.

راکتور دز گامای خروجی از انتهای کانال خشک صفر می‌باشد و این حاکی از انتخاب طول مناسب تانک راکتور و ارتفاع آب استخر به عنوان حفاظ می‌باشد که حتی با نصب کانال خشک که به گونه‌ای باعث تضعیف حفاظ می‌گردد دز هال راکتور افزایش نمی‌یابد.



شکل (۳): نمودار تغییرات دز گاما بر حسب فاصله از کف کانال خشک.

میزان و نحوه تغییرات دز نوترون از کف کانال خشک (نزدیک به قلب) تا ارتفاع ۲۱۵ سانتی متر بالاتر از آن در نمودار شکل ۴ نشان داده شده است. در این نمودار نقطه صفر در کف کانال خشک انتخاب شده است. بیشترین مقدار دز نوترون در ورودی کانال خشک در زمان خاموشی راکتور به میزان $48.23 \mu\text{Sv/h}$ می‌باشد. نمودار شکل ۴ نیمه لگاریتمی می‌باشد و همانطور که از شکل و معادله خط برآزش شده به آن پیداست، افت میزان شار نوترون به صورت نمایی می‌باشد. میزان دز نوترون در یک فاصله ۲۵ سانتی متری در پایین کانال خشک بیشتر از $35 \mu\text{Sv/h}$ (در محدوده $36 \mu\text{Sv/h}$ تا 48) می‌باشد و این فاصله تقریباً برابر با ناحیه‌ای است که قلب راکتور در آن قسمت حضور دارد. این میزان دز نوترون ناشی از گسیل نوترون در اثر برهمکنش (γ, n) درون بازتابنده برلیومی و همچنین نوترون‌های تاخیری گسیل شده از سوخت می‌باشد. نکته دیگری که می‌توان به آن اشاره نمود این است که در زمان خاموشی راکتور دز نوترون خروجی از انتهای کانال خشک صفر می‌باشد و این حاکی از انتخاب طول مناسب تانک راکتور و ارتفاع آب استخر به عنوان حفاظ می‌باشد که

۵. مراجع

- [1] Lun-Hui Lee, Hai-Feng Sher, I-Hsin Lu, Lung-Kwang Pan. Evaluate the radioactivity along the central thimble hole of a decommissioned heavy water research reactor using TLD approach. *Applied Radiation and Isotopes* 70 (2012) 720–725.
- [2] F.Y. Hsu, M.C. Chiu, Y.L. Chang, C.C. Yu, H.M. Liu. Estimation of photon and neutron dose distributions in the THOR BNCT treatment room using dual TLD method. *Radiation Measurements* 43 (2008) 1089–1094.
- [3] J.M. Gomez-Ros, R. Bedogni, I. Palermo, A. Esposito, A. Delgado, M. Angelone, M. Pillon. Design and validation of a photon insensitive multidetector neutron spectrometer based on dysprosium activation foils. *Radiat. Meas.* 46 (2011) 1712-1715.
- [4] Ming-Jay Kuo, Fang-Yuh Hsu, Ching-Han Hsu, Ching-Huang Lu, Chien-Ming Chen, Yen-Lin Chang, Jiunn-Hsing Chao, Kuo-Wei Yin. Dose estimation of the radiation workers in the SK cyclotron center using dual-TLD method. *Radiation Measurements* 45 (2010) 691–693.
- [5] G. Gambarini, F. Gallivanone, M. Carrara, S. Nagels, L. Vogtlander, G. Hampel, L. Pirola. Study of reliability of TLDs for the photon dose mapping in reactor neutron fields for BNCT. *Radiation Measurements* 43 (2008) 1118–1122.
- [6] SAR, Isfahan Miniature Neutron Source Reactor (MNSR) Safety Analysis Report (SAR), AEOI-Internal Report. NSTRI, Iran (2011).
- [7] Hector Rene Vega-Carrilloa, Karen Arlete Guzman-Garcia, Eduardo Gallego, Alfredo Lorente. Passive neutron area monitor with pairs of TLDs as neutron detector. *Radiation Measurements* 69 (2014) 30e34.