

کالیبراسیون توان راکتور MNSR با استفاده از آشکارسازهای ردپای حالت جامد

افروز عسگری^۱، سید ابوالفضل حسینی^۱، محمد حسین چوپان دستجردی^۲ و جواد مختاری^{۳*}

^۱ دانشکده مهندسی انرژی، دانشگاه صنعتی شریف، ۸۶۳۹-۱۳۳۶۵، تهران، ایران.

^۲ پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، ۳۴۸۶-۱۳۳۶۵، تهران، ایران.

پست الکترونیکی: jvmokhtari@aeoi.org.ir

چکیده

روش‌های مختلفی برای اندازه‌گیری توان راکتور وجود دارد. در راکتورهای هسته‌ای توان با شار نوترون رابطه مستقیم دارد، بنابراین روش معمول برای اندازه‌گیری توان، تشخیص شار نوترون در قلب راکتور است. راکتور چشمه نوترون مینیاتوری (MNSR²) برای تعیین توان از دو آشکارساز نوترون اتاقک شکافت (FC³) متصل به سیستم‌های کنترلی کامپیوتر و کنسول استفاده می‌کند. این آشکارسازها ابزار نشان‌دهنده توان راکتور هستند و صحت خروجی آن‌ها در دقت نتایج آزمایشات و ایمنی راکتور نقش به‌سزایی دارد. در نتیجه کالیبراسیون این آشکارسازها ضروری است. نکته حائز اهمیت این است که، اندازه‌گیری‌های مربوط به کالیبراسیون باید در یک محیط نوترون-گاما بسیار شبیه به محیطی که آشکارساز بعداً در آن استفاده می‌شود، انجام شود. در این مطالعه کالیبراسیون آشکارسازهای اتاقک شکافت در قلب راکتور مینیاتوری با استفاده از آشکارسازهای ردپای هسته‌ای حالت جامد (SSNTD⁴) انجام شده است. ضریب کالیبراسیون آشکارسازهای متصل به سیستم کنترلی کامپیوتر و کنسول به ترتیب برابر ۱/۰۲ و ۰/۸۸ هستند.

کلیدواژگان: راکتور چشمه نوترون مینیاتوری MNSR، آشکارساز نوترون اتاقک شکافت، آشکارسازهای ردپای هسته‌ای حالت جامد SSNTD، توان راکتور، ضریب کالیبراسیون.

۱. مقدمه

اندازه‌گیری ^{۱۶}N و ^{۱۸}F در مدار اولیه خنک کننده، روش نوترینو، روش‌های تحلیلی نوین نوترون و بسیاری روش‌های دیگر اشاره کرد [۷-۱]. روش معمول برای اندازه‌گیری توان، تشخیص شار نوترون در قلب است. به عبارت دیگر، شار نوترون تمام نرخ‌های واکنش ناشی از نوترون را نشان می‌دهد که در قلب راکتور رخ

تعیین توان راکتور برای عملکرد ایمنی راکتور بسیار مهم و حیاتی است. روش‌های مختلفی برای اندازه‌گیری توان استفاده می‌شود، می‌توان به موارد مختلفی همچون نظارت بر دمای قلب، روش‌های هیدرولیکی، اندازه‌گیری نوترون‌های تأخیری، اندازه‌گیری پرتوهای گاما، اندازه‌گیری شدت تابش چرنکوف،

² Miniature Neutron Source Reactor

³ Fission Chamber

⁴ Solid-State Nuclear Track Detectors

می‌دهد، بنابراین شار نوترون یک پارامتر مهم در راکتورهای هسته‌ای است [۷-۱۰].

راکتورهای هسته‌ای از طیف گسترده‌ای از آشکارسازهای درون قلب برای تعیین توزیع شار نوترون به منظور اندازه‌گیری توان راکتور استفاده می‌کنند [۹-۱۱]. اندازه‌گیری توان راکتور معمولاً با استفاده از آشکارسازهای نوترونی مانند اتاقک شکافت و شمارنده BF3 انجام می‌شود. از آنجایی که این آشکارسازها فقط شار محلی را در موقعیت خود اندازه‌گیری می‌کنند، کل نوترون‌ها در راکتور قابل اندازه‌گیری نیستند و این باید با کالیبراسیون از طریق اندازه‌گیری‌های دیگر تخمین زده شود. آشکارسازهای اتاقک‌های شکافت (FC) معمولاً برای ثبت محدوده وسیعی از شار نوترون استفاده می‌شوند، زیرا FC ها می‌توانند در هر دو حالت تولید پالس و تولید جریان کار کنند [۱۲-۱۳]. FC ها را می‌توان در مد Campbell برای ارائه پاسخ مطمئن و دقیق در حضور شار گاما و نوترون مخلوط سطح بالا استفاده کرد. آن‌ها معمولاً در نزدیکی قلب راکتور نصب می‌شوند و سیستم تقویت کننده و منبع ولتاژ بالای آشکارساز نیز در اتاق کنترل موجود است، تا میزان شار نوترونی را که توسط کابل‌های مناسب به اتاق کنترل منتقل می‌شود، ثبت کند [۱۳، ۱۴]. با این حال، فن آوری‌های جدید، مانند نظارت بر خط و کالیبراسیون هنوز به‌طور کامل مورد بهره‌برداری قرار نگرفته‌اند و در نتیجه فرصتی برای پیچیدگی راکتورهای موجود و همچنین جدید باقی می‌ماند [۱۲]. علاوه بر این، تعادل انرژی در منطقه بسیار کم توان می‌تواند به راحتی توسط اختلالات خارجی مختل شود، بنابراین توان حرارتی در این منطقه ممکن است قابل اعتماد نباشد [۱۱]. تلاش‌هایی در این زمینه انجام شده است [۱۵، ۱۶]، اما مهم‌ترین مسئله این است که اندازه‌گیری‌های مربوط به کالیبراسیون باید در یک محیط نوترون-گاما بسیار شبیه به محیطی که آشکارساز بعداً در آن استفاده می‌شود، انجام شود.

راکتور MNSR دارای یک سیستم کنسول (آنالوگ) و یک سیستم کامپیوتری (دیجیتال) است. این سیستم‌های کنترل راکتور به دو آشکارساز نوترونی LB1120 FC متصل است. سیستم کامپیوتری به آشکارساز اصلی FC و سیستم کنسول به آشکارساز FC دیگری متصل است. دو FC در بازتابنده برلیوم حلقوی نصب می‌شوند و سیگنال‌های مستقلی را برای تعیین شار نوترون برای این دو بخش ارسال می‌کنند. هدف در این مطالعه کالیبراسیون دو آشکارساز اتاقک شکافت موجود در قلب راکتور با استفاده از روش فعال‌سازی است. روش فعال‌سازی مانند آشکارساز ردپای هسته‌ای حالت جامد (SSNTD)، برای اندازه‌گیری جریان نوترون حرارتی، یک تکنیک استاندارد شناخته شده است [۱۷]، که به‌عنوان یک روش آفلاین در این مطالعه استفاده می‌شود. پاسخ خطی و وابستگی زاویه‌ای، که استاندارد ISO 21909 را برآورده می‌کند، کاربرد آن‌ها را در دزیمتری نوترون و اندازه‌گیری شار ممکن می‌سازد [۱۸، ۱۹]. وقتی یک نوترون حرارتی به هسته ^{235}U برخورد می‌کند، این هسته به دو هسته سبک‌تر شکافته می‌شود. چنانچه در کنار ماده قابل شکافت یک آشکارساز میکا قرار گیرد، برخی از پاره‌های شکافت که دارای انرژی کافی هستند توانایی برخورد و ایجاد واکنش با آشکارساز میکا را دارند. آشکارساز ردپای هسته‌ای میکا، آشکارسازی نوترون به روش غیر مستقیم است که ردپای ذره ایجاد شده در این آشکارسازها به خاطر آسیبی است که در امتداد مسیر ذرات یونیزه کننده قوی مثل پاره شکافت در یک جامد ایجاد می‌شود که آسیب ایجاد شده در امتداد مسیر، پس از خورش شیمیایی (خوردگی میکا توسط اسید یا باز) یا خورش الکتروشیمیایی با یک میکروسکوپ نوری قابل رؤیت است. تعداد ردپاهای روی ورقه میکا نشان‌دهنده شار نوترونی است.

در این مطالعه، آشکارسازهای ردپای هسته‌ای میکا برای اندازه‌گیری شار مطلق نوترون حرارتی در قلب راکتور به منظور کالیبراسیون آشکارسازهای FC مربوط به سیستم کنترلی کنسول و کامپیوتر مورد استفاده در قلب راکتور مینیاتوری اصفهان استفاده می‌شوند.

۱. مواد و روش‌ها

۱.۱. راکتور MNSR

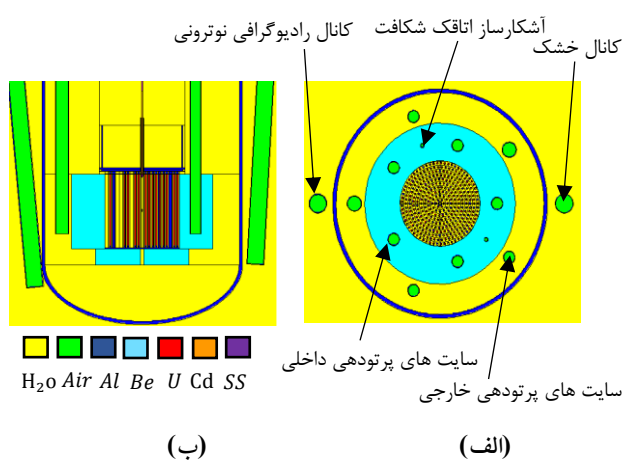
در سال ۱۹۸۰ طراحی و ساخت راکتور مینیاتوری چشمه نوترون را که اختصاراً MNSR نامیده می‌شود، براساس تکنولوژی موجود آن زمان صنایع چین و الگوگیری از راکتور کانادایی Slowpoke آغاز گردید. قلب راکتور از میله‌های سوخت و شبکه نگهدارنده آن تشکیل شده است. میله‌های سوخت از اورانیوم غنی شده و آلیاژ آلومینیم ساخته شده است. غنای اورانیوم ۲۳۵ در میله‌های سوخت ۹۰/۲ درصد است. تعداد ده عدد کانال پرتودهی در راکتور وجود دارد که به وسیله لوله‌هایی موسوم به لوله‌ی ریبت امکان انتقال نمونه به داخل راکتور را فراهم می‌سازد. در شکل ۱ نمایی از راکتور MNSR شبیه سازی شده با MCNP را نشان می‌دهد که در این مطالعه طیف نوترون در سایت داخل و خارجی به روش مونت کارلو محاسبه شده است. مقدار شار نوترون حرارتی در سایت‌های داخلی برابر $1 \times 10^{12} \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ است.

راکتور MNSR دارای کاربردهای زیادی در زمینه آنالیز به روش فعالسازی نوترونی، تولید رادیوایزوتوپ و ... است. برای پرتودهی خارج از قلب راکتور دارای سه کانال پرتودهی موسوم به کانال خشک و کانال پرتودهی رادیوگرافی نوترونی و کانال پرتودهی آنالیز با گامای آنی است که کانال رادیوگرافی نوترونی و آنالیز با گامای آنی اخیراً ساخته و مورد بهره برداری قرار گرفته است [۲۰-۳۰].

۲.۱. کالیبراسیون توان راکتور

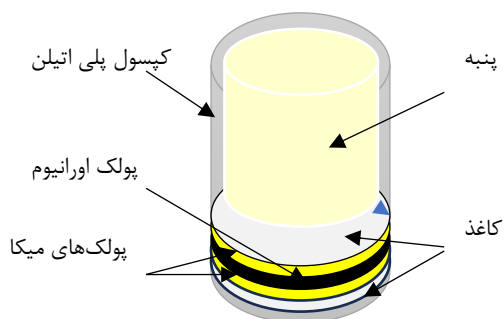
به منظور کالیبراسیون توان راکتور، از آشکارسازهای رد پای هسته‌ای استفاده شد. در این آزمایش، دو سیستم کنترلی تنظیم توان مورد بررسی قرار گرفتند. محل پرتودهی‌ها نیز شامل دو سایت داخلی و یک سایت خارجی بود. برای هر مرحله از

آزمایش دو کپسول آماده شده است، که هر کپسول حاوی یک پولک اورانیوم طبیعی و دو نمونه میکا است.



شکل (۱). الف) نمایی عمودی و ب) نمای افقی از راکتور MNSR.

در این آزمایش، پولک بدون روکش اورانیوم طبیعی با قطر ۱۲/۷ میلی‌متر و ضخامت ۰/۱۷۷۸ میلی‌متر استفاده شده است. ابتدا به منظور ساخت نمونه‌ها، ورقه‌های میکا با ضخامت ۰/۲ میلی‌متر به اندازه پولک اورانیوم برش داده شد، به صورتی که قطر آن برابر قطر پولک اورانیوم باشد. سپس میکاها را در دو طرف پولک اورانیوم قرار داده، به طوری که کاملاً ساندویچ شوند، زیرا برد پاره‌های شکافت بسیار کوتاه است. نمونه‌های ساندویچ شده را با پوشش کاغذی ثابت کرده و سپس درون کپسول‌های نمونه به صورت شکل ۳ با استفاده از پنبه ثابت شده است.



شکل (۲). شماتیک نحوه چیدمان نمونه.

نمونه‌ها در سایت‌های داخلی و خارجی و در شار ثابت تنظیم شده با سیستم کنترل کامپیوتر و کنسول در هر مرحله پرتودهی شدند. جهت مشاهده رد پاره‌های شکافت حاصل از پولک اورانیم طبیعی بر روی آشکارسازهای رد پای هسته‌ای، بایستی آشکارساز توسط ماده مناسبی تحت خورش قرار بگیرد. برای آشکارسازهای میکا، اسید HF عامل خورش مناسبی است. آشکارساز میکا در داخل اسید HF، ۴۸ درصد قرار می‌گیرد. جهت ثابت بودن مقدار دما در حین خورش، ظرف اسید در یک حمام آبی مطابق شکل ۳ قرار گرفته و به مدت ۵۰ دقیقه و در دمای ۵۰ درجه سانتیگراد و زیر هود در آزمایشگاه شیمی تحت خورش قرار می‌گیرد.

تعداد حفره‌ها با تعداد شکافت‌ها متناسب است، بنابراین شار نوترون رسیده به آشکارسازهای رد پای از طریق میانگین تعداد حفره‌های متناسب با نرخ شکافت به دست آمد. بعد از شمارش حفره‌های موجود بر روی فویل‌های میکا (دو نمونه حاوی چهار فویل در هر سایت و برای هر سیستم کنترلی) میانگین گرفته شد. در نهایت با استفاده از رابطه ۱ شار محاسبه شد. قبلاً راندمان آشکارسازی پولک‌های میکا موجود برای پاره‌های شکافت، توسط سیستم آشکارسازی $\pi\beta\gamma$ ۴ برای ردپاره‌های شکافت برابر با $\frac{Fission/cm^2}{Tracks/cm^2}$ ۵۹۲۲/۳۳۴ اندازه‌گیری شده است [۲۰]. مطابق با مرجع ۲۰ برای به دست آوردن بازدهی آشکارساز میکا، باید تعداد شکافت‌های به وجود آمده در اسلاگ سوخت در داخل راکتور را اندازه‌گیری و نسبت آن را به تعداد ردپاهای ایجاد شده از شکافت بر روی میکا به دست آورد. برای این منظور پولک طلا با ضخامت ۰/۰۲ میلی‌متر و پولک اورانیم که در تماس با آشکارساز میکا قرار گرفته، برای مدت زمان t در یک ناحیه حرارتی موسوم به ستون حرارتی در راکتور صفر قدرت آب سنگین، $HWZPR^1$ ، پرتودهی شده است. پولک طلا توسط سیستم هم‌زمانی آشکارساز $\pi\beta\gamma$ ۴، شمارش شده و بدین ترتیب مقدار شار نوترون به دست می‌آید. با توجه به این که مقدار \sum_r در طیف نوترون حرارتی مقدار مشخصی دارد، $\sum_r \phi$ میزان شکافت در واحد حجم و $\sum_r \phi t$ برابر مقدار کل شکافت است.



شکل (۳). حمام آبی و بطری‌های حامل اسید ۴۸٪ HF جهت خورش شیمیایی نمونه‌های میکا.

پس از خورش، آشکارساز میکا زیر میکروسکوپ نوری قرار می‌گیرد و ردپاهای موجود در سطح مربع شمارش را بر روی صفحه تلویزیون اندازه‌گیری خواهد شد. این میکروسکوپ دارای ۵ بزرگ‌نمایی مختلف است که در این آزمایش از بزرگ‌نمایی ۱۰ استفاده شده است. در این بزرگ‌نمایی طول ضلع مربع ۰/۱۵ سانتی‌متر است. میکروسکوپ دارای یک لام مدرج در دو راستای x و y با دقت ۰/۰۱ میلی‌متر است که سطح میکا روی آن قرار می‌گیرد و در دو راستای x و y قابل جابه‌جایی است. بنابراین به راحتی می‌توان تمام سطح آشکارساز میکا را در یک سطح مشخص ۰/۱۵×۰/۱۵ میلی‌متر مربع و با یک گام

¹ Heavy Water Zero Power Reactor

$$\sigma_{sta,\bar{\varphi}} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^N (\varphi_i - \bar{\varphi})^2}{N(N-1)}} \quad (۳)$$

خطای دیگر، عدم قطعیت سیستماتیک (σ_{sys})، مربوط به سیستم آشکارسازی است، که از رابطه ۴ به دست خواهد آمد.

$$\frac{\sigma_{\varphi}}{\varphi} = \sqrt{\left(\frac{\sigma_R}{R}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_n}{n}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_A}{A}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_t}{t}\right)^2} \quad (۴)$$

جملات زیر رادیکال $\frac{\sigma_R}{R}$ ، $\frac{\sigma_n}{n}$ ، $\frac{\sigma_A}{A}$ و $\frac{\sigma_t}{t}$ به ترتیب خطای نسبی مربوط به بازدهی آشکارساز، شمارش ردپاها، سطح میکا برای شمارش و زمان پرتودهی است. با توجه به مشخص بودن مقدار Σ_f برای سوخت اورانیم طبیعی، خطای نسبی این پارامتر برابر صفر در نظر گرفته شده است. مقدار خطای مربوط به بازدهی آشکارساز $\frac{\sigma_R}{R}$ قبلاً برابر ۱/۵٪ محاسبه شده است [۲۰]. در نتیجه مقدار خطای سیستماتیک از رابطه ۴ برای هر دسته از پولک‌های میکا تحت تابش در یک توان و زمان پرتودهی یکسان محاسبه خواهد شد.

$$\sigma_{\varphi} = \varphi \times \sqrt{\left(\frac{\sigma_R}{R}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_n}{n}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_A}{A}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_t}{t}\right)^2} \quad (۵)$$

اگر مقدار خطا در اندازه‌گیری زمان پرتودهی ۰/۱ ثانیه در نظر گرفته شود، با توجه به مدت زمان پرتودهی هر نمونه، خطای نسبی آن از رابطه ۶ محاسبه خواهد شد.

$$\left(\frac{\sigma_t}{t}\right)^2 = \left(\frac{0.1}{t}\right)^2 \quad (۶)$$

شمارش رد پاها روی سطح مربعی به ضلع ۰/۱۵ میلی‌متر شمارش می‌شود. با توجه به دقت لام مدرج مربوط به میکروسکوپ نوری که برابر ۰/۰۱ میلی‌متر است، خطای نسبی سطح به صورت رابطه ۷ است:

$$\left(\frac{\sigma_A}{A}\right)^2 = \left(\frac{0.1 \times 0.1}{0.15 \times 0.15}\right)^2 = 1.98e-5 \quad (۷)$$

مقدار شمارش n ، با شمارش ردپاها به دفعات مختلف در سطح A تکرار شده و از مقادیر حاصله میانگین گرفته می‌شود.

ردپاهای ثبت شده بر روی آشکارساز میکا نیز توسط میکروسکوپ نوری شمارش شده است. اگر A مساحت آشکارساز میکا باشد، نسبت $\frac{\Sigma_f \varphi t}{No.tracks/A}$ برابر بازده آشکارسازی است. [۲۰].

با اندازه‌گیری چگالی رد پاره‌های شکافت روی میکا توسط میکروسکوپ نوری، می‌توان شار مطلق نوترون در مکان پرتودهی را از طریق رابطه ۱ به دست آورد.

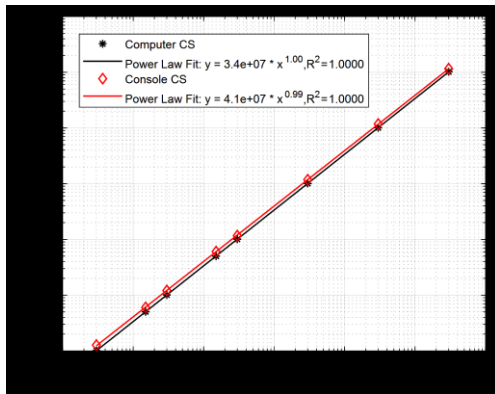
$$\varphi_{th} = \frac{R \times \bar{n}}{A \times k \times \Sigma_f \times t} \quad (۱)$$

در روابط فوق R راندمان پولک میکا، \bar{n} میانگین تعداد ردپاها در مساحت A از پولک میکا، Σ_f سطح مقطع ماکروسکوپی شکافت نوترون حرارتی در اورانیوم-۲۳۵ برای پولک‌های اورانیوم طبیعی است. همچنین t زمان تابش، k راندمان ثبت ردپا بر روی میکا برابر ۰/۹۱۸ و φ_{th} شار نوترون حرارتی به عنوان مجهول است.

در هر مرحله از آزمایش (مراحل براساس سایت‌های پرتودهی و سیستم‌های کنترلی) شار نوترون (φ_{th}) برای ۴ پولک میکا (دو نمونه، هر نمونه دارای ۲ فویل میکا) اندازه‌گیری شده است. همچنین شمارش برای هریک از فویل‌ها، میانگین شمارش ردپاها برای ۲۶ سطح مربعی به ضلع ۰/۱۵ mm در یک سطح از میکا است. تعداد شمارش‌ها ۱۰۴ بار برای هر یک از شرایط آزمایش (سه سایت پرتودهی و دو سیستم کنترل توان) می‌باشد، تا خطای آماری (σ_{sta}) کاهش یابد. قرائت‌ها برای هر مجموعه اندازه‌گیری φ_{th} طبق معادله ۲ میانگین می‌شوند. خطای میانگین داده‌ها ($\sigma_{sta,\bar{\varphi}}$) نیز در معادله ۳ نشان داده شده است.

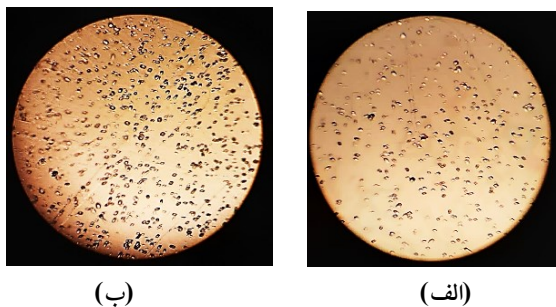
$$\bar{\varphi}_{th} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N \varphi_{th,i} \quad (۲)$$

آشکارساز اول به کنترل کامپیوتر راکتور متصل است. در حالی که آشکارساز دوم به سیستم کنترل کنسول متصل است. همان‌طور که در شکل ۵ نشان داده شده است، شار نوترون اندازه‌گیری شده آشکارساز اول (سیستم کامپیوتری) کمی کوچک‌تر از شار نوترون اندازه‌گیری شده آشکارساز دوم (سیستم کنسول) است؛ بنابراین نیاز به کالیبره شدن دارند. شکل ۵ ردهای پاره‌های شکافت در نمونه‌های میکا را در زیر میکروسکوپ نوری نشان می‌دهد، که در سایت‌های داخلی و خارجی راکتور مینیاتوری در شار نوترونی $1e+09 \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ معادل توان ۳۰ وات (تنظیم شده توسط سیستم کنترل کامپیوتری) برای ۱۵ ثانیه پرتودهی شده‌اند.



شکل (۴). تغییرات شار نوترون در آشکارسازهای نوترون اتاقک

شکافت با تغییر توان راکتور.



شکل (۵). ردهای پاره‌های شکافت در نمونه‌های میکا (الف) در سایت خارجی و (ب) در سایت داخلی.

اگر \bar{n} مقدار میانگین شمارش‌ها و N برابر ۱۰۴ دفعه معادل تعداد (۲۶) سطوح مربعی بر روی سطح فویل میکا ضرب در ۴ فویل باشد، عدم قطعیت مربوط به شمارش به صورت رابطه ۸ است:

$$\left(\frac{\sigma_{\bar{n}}}{\bar{n}}\right)^2 = \left(\frac{\sqrt{\frac{N}{n}}}{\frac{N}{n}}\right)^2 = \frac{1}{n \times N} \quad (8)$$

عدم قطعیت کل از رابطه ۹ محاسبه شده است.

$$\sigma_{tot} = \sqrt{\sigma_{sta}^2 + \sigma_{sys}^2} \quad (9)$$

لازم به ذکر است که، با توجه به سطح مقطع کل نوترون برای اورانیوم برابر ۹۸۹.۹ بارن است، مصرف پولک اورانیوم از رابطه ۱۰ محاسبه می‌گردد.

$$N = N_0 e^{-\sigma \phi t} \quad (10)$$

یعنی در شاریدگی برابر با $9.899 \times 10^{26} \text{ n/cm}^2$ مقدار اورانیوم به $1/e$ مقدار اولیه خواهد رسید. با توجه به مقدار شار نوترون در این آزمایش برابر $9.9 \times 10^9 \text{ n/cm}^2$ و مدت زمان پرتودهی برابر ۱۵ ثانیه، شاریدگی کل برابر $1.48 \times 10^{11} \text{ n/cm}^2$ است. بنابراین نرخ مصرف پولک اورانیوم به شدت پایین است.

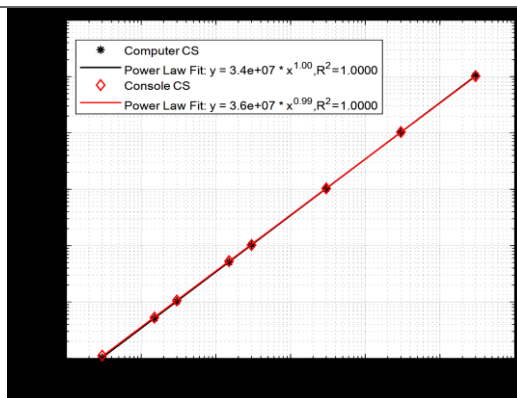
۳. نتایج

به منظور بررسی روند تغییرات شار نوترون در آشکارسازهای نوترون اتاقک شکافت با تغییر توان راکتور، نمودار شار نوترون بر حسب توان در شکل ۴ ترسیم شده است. همان‌طور که در شکل ۴ نشان داده شده است، با افزایش توان راکتور، شار نوترون به صورت خطی برای هر دو آشکارساز نوترون اتاقک شکافت افزایش می‌یابد.

تفاوت‌هایی بین مقادیر اندازه‌گیری شده توسط دو آشکارساز نوترون اتاقک شکافت وجود دارد که ممکن است به دلیل عواملی مانند ماهیت آماری فرآیند تشخیص و همچنین تجهیزات الکترونیکی مختلف مورد استفاده برای آن‌ها باشد، زیرا

جدول (۱). نتایج اندازه گیری شار نوترونی و ضرایب کالیبراسیون تولید شده در توان ۳۰ وات.

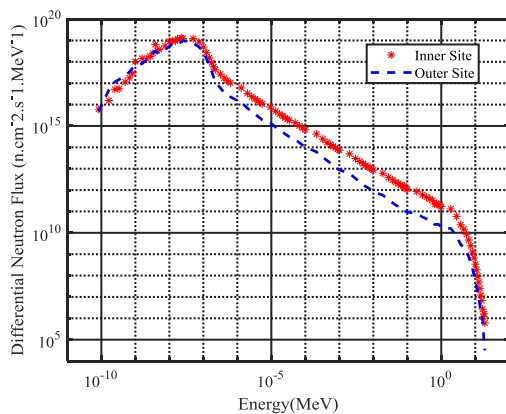
محل پرتو دهی	سیستم کنترل توان	شار نوترون حاصل از SSNTD ($\times 10^9 \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	شار نوترون حاصل از FC ($\times 10^9 \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	درصد خطای نسبی	نسبت شار حاصل از تنظیم توان با سیستم کامپیوتر به کنسول	نسبت شار سایت داخلی به سایت خارجی	فاکتور کالیبراسیون
سایت داخلی ۱	کامپیوتر	$1/015 \pm 0/029$	۱/۰۰	۱/۵۱	۱/۱۵۱	۱/۹۸۶	۱/۰۱۵
سایت داخلی ۲	کنسول	$0/882 \pm 0/027$		۱۱/۷۸	۲/۰۰۱	۰/۸۸۲	
سایت خارجی	کامپیوتر	$1/019 \pm 0/030$	۰/۵۰	۱/۸۶	۱/۱۵۲	۱/۹۹۳	۱/۰۱۹
	کنسول	$0/884 \pm 0/028$		۱۱/۵۷	۲/۰۰۶	۰/۸۸۴	
	کامپیوتر	$0/511 \pm 0/018$	۰/۵۰	۲/۲۲	۱/۱۵۹	-	۱/۰۲۲
	کنسول	$0/441 \pm 0/016$		۱۱/۸۱	۰/۸۸۲		



شکل (۶). تغییرات شار نوترون حاصل از آشکارسازهای نوترون اتاقک

شکافت کالیبره شده بر حسب تغییر توان راکتور.

شکل ۶ نشان می دهد که آشکارسازهای اتاقک شکافت نشان دهنده توان راکتور، به خوبی کالیبره شده و تطابق خوبی با یکدیگر دارند. در این مطالعه به بررسی طیف انرژی نوترون در سایت داخلی و خارجی به روش مونت کارلو نیز پرداخته شده است. شکل ۷، طیف انرژی نوترون در سایت داخل و خارجی را نشان می دهد.



شکل (۷). طیف انرژی نوترون در سایت داخلی و خارجی.

نتایج اندازه گیری شار نوترونی با عدم قطعیت آن در سایت های داخلی و خارجی راکتور در جدول ۱ نشان داده شده است. با توجه به جدول ۱، نتایج شار نوترونی اندازه گیری شده

به روش SSNTD با تنظیم توان راکتور توسط سیستم کنترل کامپیوتری (آشکارساز شماره ۱) با نتایج SAR مطابقت خوبی دارد. این در حالی است که، نتایج حاصل از شار نوترونی اندازه گیری شده به روش SSNTD با تنظیم توان راکتور توسط سیستم کنترلی کنسول و یا به عبارتی آشکارساز اتاقک شکافت شماره ۲ دارای خطای نسبی بالاتر از ۱۰ درصد است و بنابراین، اتاقک شکافت شماره ۲ (سیستم کنترل کنسول) باید با استفاده از رابطه ۱۱ کالیبره گردد.

$$C.F._{FC} = \frac{\text{Neutron Flux of SSNTD}}{\text{Neutron Flux of FC}} \quad (11)$$

طبق نتایج، ضریب کالیبراسیون در محل های مختلف سایت داخلی ۱، ۲ و سایت خارجی با هم برابر و برای سیستم کامپیوتری برابر ۱/۰۲ و برای سیستم کنسول برابر ۰/۸۸ است، که این اختلاف به علت آشکارسازهای متفاوت و سیستم الکترونیکی متفاوت مرتبط به هر آشکارساز است. تغییرات شار نوترون حاصل از آشکارسازهای نوترون اتاقک شکافت کالیبره شده بر حسب تغییر توان راکتور در شکل ۶ نشان داده شده است.

۳. بحث و نتیجه گیری

دقت بالا و دارای پاسخ خطی SSNTD در محل مشابه با محل آشکارسازهای اتاقک شکافت در توان ۳۰ وات کالیبره شدند. ضریب کالیبراسیون محاسبه شده برای آشکارسازهای متصل به سیستم کنترلی کامپیوتر و کنسول به ترتیب برابر ۱/۰۲ و ۰/۸۸ اندازه گیری شد. همچنین در این تحقیق میانگین نسبت شار نوتروهای حرارتی در سایت داخلی به سایت خارجی ۱/۹۹۶۵ به دست آمد. در این مطالعه طیف نوترون در سایت های داخلی و خارجی به روش مونت کارلو نیز محاسبه گردید.

مهمترین روش اندازه گیری توان راکتورهای هسته ای اندازه گیری شار نوترون درون قلب آن ها با استفاده از آشکارسازهای نوترون است. بنابراین کالیبراسیون این آشکارسازها به منظور افزایش دقت نتایج آزمایشات و ایمنی راکتور نقش ضروری دارد. راکتور مینیاتوری اصفهان از دو آشکارساز اتاقک شکافت برای تعیین شار نوترون در محل مشابه سایت های داخلی استفاده می کند. در این مطالعه این دو آشکارساز که متصل به سیستم های کنترلی کامپیوتر و کنسول هستند، با استفاده از آشکارسازهای با

۴. مراجع

- J. A. Hearne, P. V. Tsvetkov. Three-dimensional reactor power profile reconstruction using Cerenkov radiation. *Ann. Nucl. Energy* 142 (2020) 107426.
- M. Jalali, M. Abdi, M. Mostajaboddavati. Reactor power measurement by gamma and neutron radiation in heavy water zero power reactor (HWZPR). *Ann. Nucl. Energy* 57 (1) (2013) 368-374.
- S. E. Jarman, J. M. Brushwood, P. A. Beeley, R. N. Kuperus. Determination of in-core power in the LFR 30 KW argonator reactor by measurement of ^{16}N and ^{18}F in the primary coolant (INIS-XA-C--029). IAEA, 2001.
- H. A. Armozd, M. Gharib, H. Afarideh. Determination of Tehran research reactor power by ^{16}N gamma detection, *Ann. Nucl. Energy* 38 (1) (2011) 2667-2672.
- Yu. V. Klimov, V. I. Kopeikin, L. A. Mikaelyan, K. V. Ozerov, V. V. Sinev. Neutrino method remote measurement of reactor power and power output. *Atomic Energy* 76 (2) (1994) 123-127.
- A. Gomez, R. Waldman, E. Laggiard, Measurement of power in research reactors using the neutron noise technique. *Ann. Nucl. Energy* 19 (5) (1992) 267-285.
- E. L. Mac Connachie, D. R. Novog. Measurement, simulation and uncertainty quantification of the neutron flux at the McMaster nuclear reactor. *Ann. Nucl. Energy* 151 (2021) 107879.
- L. Sang-hwa, P. Byung-Gun. Development of B and BN thin films for in situ neutron beam monitoring. *Nucl. Eng. Des.* 390 (1-3) (2022) 111692.
- Q. Zhang, B. Deng, X. Liu, C. Li, Y. Sang, L. Cao, G. Bi, C. Tang, P. Zhang, D. Tong, Y. Li. Deconvolution-based real-time neutron flux reconstruction for Self-Powered Neutron Detector. *Nucl. Eng. Des.* 326 (2018) 261-267.
- M. Hashemi-Tilehnoee and K. Hadad, Optimizing the performance of a neutron detector in the power monitoring channel of Tehran Research Reactor (TRR), *Nucl. Eng. Des.* 239 (7) (2009) 1260-1266.
- S. Joo, J. B. Lee, S. M. Seo, Calibration of digital wide-range neutron power measurement channel for open-pool type research reactor. *Nucl. Eng. Technol.* 50 (1) (2018) 203-210.
- T. Goričanec, G. Žerovnik, L. Barbot, D. Fourmentel, C. Destouches, A. Jazbec, L. Snoj. Evaluation of neutron flux and fission rate distributions inside the JSI TRIGA Mark II reactor using multiple in-core FCs. *Ann. Nucl. Energy.* 111 (2018) 407-440.
- G. Žerovnik, T. Kaiba, V. Radulović, A. Jazbec, S. Rupnik, L. Barbot, D. Fourmentel, L. Snoj. Validation of the neutron and gamma fields in the JSI TRIGA reactor using in-core fission and ionization chambers. *Appl. Radiat. Isot.* 96 (2015) 27-35.
- G. F. Knoll, *Radiation Detection and Measurement*. 4th ed. John Wiley & Sons, Inc., Hoboken. New York, 2010.
- V. Fanny, L. Vincent, M. Jean-Baptiste, Developing and testing a miniature fiber-coupled scintillator for in-core neutron counting in CROCUS, EPJ Web of Conferences, (2020).
- G. Žerovnik, L. Snoj, A. Trkov, L. Barbot, D. Fourmentel, J. -F. Villard. Measurements of thermal power at the TRIGA mark II reactor in Ljubljana using multiple detectors, *IEEE Trans Nucl Sci.* 61 (5) (2014) 2527-2531.
- E. Piesch, B. Burgkhardt, D. Singh. Properties of thermoluminescence dosimeters after high gamma irradiation. Scharmann, A. (Hrsg.): Proc. of the 5. International Conference on

- Luminescence Dosimetry, Sao Paulo, Brazil, February 14-17, 1977. Giessen: Justus-Liebig- Univ. 1977. S. 94-102.
18. Y. Ould Salem, H. Elazhar, I. Traore, J. Riffaud, A. Nourreddine, RPL neutron dosimetry in n- γ fields in comparison with polymer detectors type CR-39. *Polymers (Basel)* 14 (9) (2022) 1801.
 19. J. Sadeghzadeh, N. Nassiri Mofakham, Z. Khajehmiri, Measurement of absolute neutron flux in LWSCR based on the nuclear track method. *Ann. Nucl. Energy* 45 (2012) 166-169.
 20. Z. Ghasemi, M. Hassanvand, M. C. Dastjerdi, & J. Mokhtari, Design of a radiation shield for an HPGe detector for a reactor-based PGNAA facility. *Radiat. Phys. Chem.* 210 (2023) 111045.
 21. M. Vatani, M. Hassanvand, J. Mokhtari, M. H. Choopan Dastjerdi. Design of an in-tank thermal neutron beam for PGNAA application at Isfahan MNSR. *Nucl. Eng. Des.* 412 (2023) 112451.
 22. M. H. Choopan Dastjerdi, J. Mokhtari, A. Asgari, E. Ghahremani, A neutron radiography beamline relying on the Isfahan Miniature Neutron Source Reactor. *Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. A: Accel. Spectrom. Detect. Assoc. Equip* 928 (2019) 20-25.
 23. J. Mokhtari, M. H. Choopan Dastjerdi, Development and characterization of a large thermal neutron beam for neutron radiography at Isfahan MNSR. *Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. A: Accel. Spectrom. Detect. Assoc. Equip* 1051 (2023) 168209.
 24. Y. Abbassi, S. M. Mirvakili, J. Mokhtari, Development of a fast thermal-hydraulic model to simulate heat and fluid flow in MNSR. *Ann. Nucl. Energy* 178 (2022) 109371.
 25. J. Mokhtari, F. Faghihi, M. C. Choopan Dastjerdi, J. Khorsandi. Neutronic feasibility study of using a multipurpose MNSR for BNCT, NR, and NAA. *Appl Radiat Isot.* 161 (2020) 109147.
 26. J. Mokhtari, F. Faghihi, J. Khorsandi, Design and optimization of the new LEU MNSR for neutron radiography using thermal column to upgrade thermal flux. *Prog. Nucl. Energy* 100 (2017) 221-232.
 27. A. Asgari, S. A. Hosseini, Rapid quantitative elemental analysis using artificial neural network for case study of Isfahan Miniature Neutron Source Reactor. *J. Radioanal. Nucl. Chem.* 331 (2022) 4479-4487.
 28. A. Moslehi, M. H. Choopan Dastjerdi, F. Torkezadeh, J. Mokhtari, Feasibility study of Isfahan MNSR as a calibration thermal neutron source. *Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. A: Accel. Spectrom. Detect. Assoc. Equip* 1024 (2022) 166026.
 29. A. Asgari, S. A. Hosseini, M. H. Choopan Dastjerdi, J. Mokhtari. Determination of the linear behavior of FC detectors in Isfahan MNSR using ex-core offline and online experiments. *Nucl. Eng. Des.* 415 (2023) 112681.
 30. E. Teimoory, M. A. Allaf, J. Mokhtari, M. H. Choopan Dastjerdi, Development and characterization of fission chamber neutron detectors in Isfahan miniature neutron source reactor. *Radiat. Phys. Chem.* 215 (2024) 111360.