مطالعه زمینه شار نوترونی در دهانه کانال پرتودهی E از قلب راکتور تهران با استفاده از برهمکنش‌های آستانه‌ای

INC29-1357

سید مصطفی محمدی*[۱]، حسین خلفی[۲]، رسول خدابخش[۱]، سمیه باقری[۲]،

۱. گروه فیزیک، دانشکده علوم ،دانشگاه ارومیه، صندوق پستی ۵۷۵۶۱۵۱۸۱۸، شهر ارومیه ـ ایران
۲. پژوهشکده راکتور، پژوهشگاه علوم و فنون هسته ای، صندوق پستی۸۳۶-۱۴۳۹۵، تهران ـ ایران

چکیده:

هدف این مقاله بررسی زمینه تابش نوترون‌های سریع با استفاده از برهمکنش‌های آستانه‌ای در کانال پرتودهی E از قلب راکتور تهران (TRR) می‌باشد. مجموعه‌ای از پولک‌های استاندارد، در بردارنده برهمکنش‌هایی که تقریبا طیف نوترون‌های قلب راکتور را پوشش می‌دهد، مورد مطالعه قرار گرفت. حل مسئله بر دو جنبه تجربی و محاسباتی استوار است. چهار پولک استاندارد (با مشخصات تعریفی) در کانال پرتودهی E از قلب راکتور مورد پرتودهی قرار گرفت و اکتیویته (نرخ برهمکنش) آن‌ها پس از خنک‌سازی به کمک آشکارساز HPGe مورد اندازه‌گیری قرار گرفت. محاسبات نیز در زمینه طیف نوترون‌های آنی (PFNS) برای U۲۳۵ و U۲۳۸ با استفاده از کتابخانه ENDF VIII.0 انجام گرفت و نتایج مورد ارزیابی و مقایسه قرار گرفت. توافق میان نتایج محاسباتی و تجربی برای نرخ برهمکنش پولک‌ها، اعتبار طیف محاسباتی در دهانه کانال E را نشان می‌دهد. از طرفی، شار محاسباتی نوترون‌های سریع بالاتر از ۱۰ مگا الکترون ولت تقریبا ۰٫۳۶٪ از شار کل بود. نتایج نشان داد زمینه تابش نوترونی در کانال‌های پرتودهی قلب راکتور تهران جهت اندازه‌گیری سطح مقطع برهمکنش‌های نوترون‌های سریع با آستانه بالا مناسب است.

کلیدواژه‌ها : راکتور تهران، شار نوترون، نرخ برهمکنش، پرتودهی، سطح مقطع.

Study of the neutron spectrum in nozzle of the E-irradiation channel from TRR core by using threshold interactions

Hossain Khalafi [1], Rasoul Khodabakhsh [2], Somayeh Bagheri [1], Seyed Mostafa Mohammadi [2*]

1. Nuclear Science and Technology Research Institute (NSTRI), B. O. Box:14395-836, Tehran, Iran.
2. Faculty of Science, Urmia University, 5756151818, West Azerbaijan, Iran.

Abstract:

The purpose of this study is to survey fast-flux irradiation fields by using threshold reactions in the E-beam tube of the Tehran Research Reactor (TRR) core. A set of standard foils, including interactions that almost covers the neutron spectrum of the reactor core were studied. Problem solving is based on two experimental and computational aspects. Four standard foils (with defined specifications) were irradiated in the E-irradiation channel from TRR core and their activity (reaction rate) was measured after cooling with the HPGe detector. The calculations were performed in field of prompt fission neutron spectra (PFNS) for U235 and U238 by using nuclear data library ENDF VIII.0. The agreement between calculation and experiment for the reaction rate of the foils shows the validity of the computational spectrum at the E channel. On the other hand, the calculated fast neutrons flux above 10 MeV was approximately 0.36% of the total flux. The results show that fast-flux irradiation fields in E-irradiation channel of TRR is suitable for the studies of reactions cross section with high thresholds energy.

Keywords: Tehran Research Reactor, Flux, Reaction rate, Irradiation, Cross section

۱. مقدمه:

پیش بینی دقیق نرخ‌های برهمکنش‌های (یا سطح مقاطع) مربوط به مواد راکتور و سوخت از الزامات اساسی برای توسعه و بهره‌برداری نیروگاه‌های قدرت هسته‌ای بشمار می‌رود. به همین دلیل، آژانس بین المللی انرژی اتمی (IAEA) از اندازه‌گیری‌های سطح مقاطع ناشی از انواع برهمکنش‌های دزیمتری توسط نهادهای تحقیقاتی در سطح دنیا حمایت می‌نماید. از طرفی اندازه‌گیری سطح مقاطع متوسط‌گیری شده روی طیف برای برهمکنش‌های آستانه‌ای به این دلیل که آستانه بالایی دارند و نسبت به تغییرات طیف نوترونی حتی تغییرات کم حساس هستند دارای اهمیت ویژه‌ای هستند. بنابراین اندازه‌گیری دقیق‌تر و اعتبارسنجی چنین سطح مقاطعی به عنوان یکی از داده‌های هسته‌ای مورد استفاده در توسعه علم و تکنولوژی هسته‌ای امری حتمی است. برای حل چنین مسائلی از جنبه تجربه و محاسبه کمک گرفته می‌شود. از طرفی، برای اندازه‌گیری سطح مقاطع برهمکنشی از قبیل برهمکنش‌های (n, 2n)، به دلیل سطح مقاطع برهمکنش پایین، آستانه بالاتر از ۱۰ مگا الکترون ولت، وجود برهمکنش‌های ناخواسته و افت شدید شار تابش، پیچیدگی‌هایی در جنبه‌های محاسبه و اندازه‌گیری‌ها وجود دارند. به دلیل همین دشواری‌هایی که در اندازه‌گیری سطح مقاطع نوترون‌های سریع وجود دارد، مراکز انتشار داده‌های هسته‌ای از جمله IRDFF پروپوزال‌هایی جهت تعیین سطح مقاطع مورد علاقه خود ارائه می‌دهند[۱]. بنابراین برای نیل به چنین هدفی، قبل از اقدام به اندازه‌گیری، مطالعات امکان‌سنجی اندازه‌گیری برای آنکه تصمیم به انجام آن گرفته شود یک روش منطقی به نظر می‌رسد. چنین ارزیابی با استفاده از تکنینک‌هایی جهت تعیین شار و نرخ برهمکنش صورت می‌پذیرد اما تکنینک‌های تعیین شار نوترون‌های سریع محدود هستند. دو ساز و کار عمده در این زمینه مورد استفاده قرار گیرند:

الف) اندازه‌گیری چگالی‌های شار نوترون سریع با استفاده از آشکارسازهای اکتیواسیون و بالاخص آشکارسازهای آستانه‌ای که پیش‌بینی خوبی را برای تفکیک‌پذیری میان نوترون‌ها با انرژی‌های متفاوت ارائه می‌دهد. این آشکارسازهای اکتیواسیون از نظر ابعادشان به اندازه کافی کوچک هستند به گونه‌ای که شارنوترونی را مختل نمی‌نمایند. به کمک این پولک‌های اکتیو شده و استفاده از روش‌های آنفولدینگ می‌توان طیف نوترونی را استخراج نمود[۲، ۳].

ب) تکنیک‌های پس‌زنی پروتون با استفاده از شمارشگرهای پر شده با گاز و سنتیلاتورهای ارگانیک روش‌هایی هستند که برای طیف نگاری نوترون‌های سریع بکار برده می‌شوند. در این روش‌ها نیز طیف نوترونی را می‌توان به کمک آنفولدینگ استهصال نمود. اما در این سازوکار به دلیل داشتن رزولوشن ضعیف در برخی از انرژی‌های نوترون، حساسیت در برابر تابش گاما، ناتوانی در بدست دادن طیف در یک اندازه‌گیری و اشغال فضای نسبتا بزرگ، که سبب اختلاط در طیف می‌شود، در این مقاله مورد استفاده قرار نگرفت[۴].

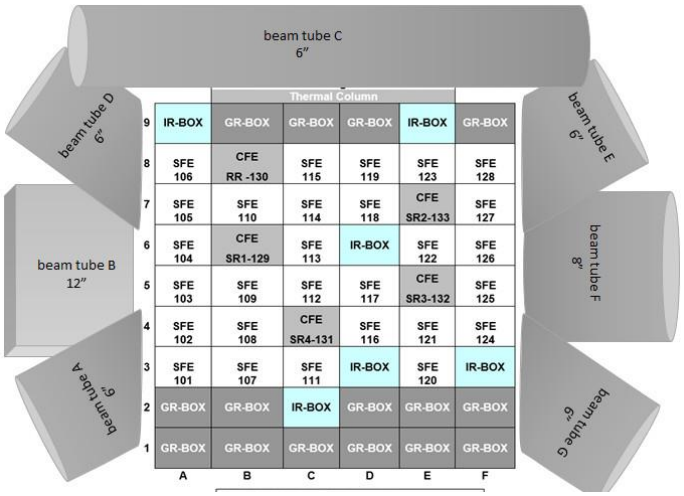
به همین دلایل تکنیک فعال‌سازی پولک از مزایای بهتری برخوردار است. برای بررسی این امکان، ۴ پولک استاندارد با مشخصات معین و برهمکنش‌های که انرژی آستانه متفاوتی دارند به گونه‌ای انتخاب شدند که سطح مقطع برهمکنش آن‌ها تقریبا تمامی طیف نوترونی قلب راکتور تحقیقاتی تهران (TRR) را پوشش دهد. پولک‌های استاندارد در دهانه کانال پرتودهی E قلب راکتور و در توان ۲۰۰ کیلووات به مدت یک ساعت مورد پرتو دهی قرار گرفتند و اکتیویته اشباع پولک‌ها اندازه‌گیری شد. اکتیویته‌ها از سطح خالص زیر پیک (NPA) فوتون‌های گامای نشئت گرفته از واپاشی هسته‌های اکتیو شده در پولک‌ها به کمک آشکارساز ژرمانیوم با خلوص بالا (HPGe) استخراج می‌شود[۵]. همچنین به منظور ارزیابی امکان‌سنجی مد نظر و اعتبارسنجی، لازم بود از محاسبات با دقت بالا به عنوان ابزار دست استفاده نماییم، به گونه‌ای که تا جای ممکن تمامی عواملی که روی نرخ برهمکنش تاثیر گذارند به نحوی در نظر گرفته شود. قلب راکتور و امکانات پرتودهی آن با استفاده از کد مونت کارلوی MCNP به کمک کتابخانه داده‌های هسته‌ای ENDF VII.0 شبیه سازی شد[۶]. به منظور نایل شدن به محاسبات دقیق تر دو نکته مد نظر قرار گرفت. نخست در نظر گرفتن مصرف سوخت و اثرات برهمکنش‌های نوترون‌ها روی هسته‌های تولید شده و دیگری بکارگیری سطح مقاطع برهمکنش به‌روز بود. محاسبات نرخ برهمکنش‌های منتخب در زمینه طیف نوترون‌های آنی (PFNS) برای U۲۳۸ و U۲۳۵ برای کتابخانه

ENDF VIII.0 انجام گرفت و نتایج نرخ برهمکنش برای ۵ برهمکنش منتخب روی ۴ پولک مذکور مورد ارزیابی و مقایسه قرار گرفت [۷، ۸]. انتخاب کتابخانه ENDF VIII.0 از این جهت بود که انجام محاسبات در مقاله یاسر و همکاران بر اساس داده‌های طیف نوترون‌های شکافت آنی دو ایزوتوپ U۲۳۵ و U۲۳۸ در کتابخانه ENDF VII.0 صورت پذیرفته و طیف نوترون‌های شکافت آنی در کتابخانه ENDF VIII.0 بر اساس ارزیابی‌های جدید آپدیت شده بود[۵، ۹]. از طرفی به دلیل کاهش شدید شار سریع در ناحیه بالای طیف نوترونی قلب، زمان اجرای محدود کامپیوتر، محیط کندشوندگی، ابعاد کوچک پولک‌ها، پیچیدگی‌ها و دشواری‌هایی در محاسبات وجود دارد. برای فائق آمدن بر این مشکلات، در محاسبات از دو تکنیک محاسبات چشمه- ثابت و تکنیک کاهش واریانس بصورت گسترده استفاده گردید. نرخ برهمکنش محاسباتی و تجربی برای ۵ برهمکنش انتخابی از ۴ پولک مورد ارزیابی قرار گرفت و راهکارهای برون رفت از پیچیدگی‌های موجود نیز ارائه می‌گردد. توافق میان نتایج نرخ برهمکنش محاسباتی و تجربی، اعتبارسنجی طیف نوترونی را برای نوترون‌های سریع بخوبی نشان می‌دهد. همچنین نتایج نشان می‌دهد زمینه تابش نوترونی در کانال‌های پرتودهی قلب راکتور تهران جهت اندازه‌گیری سطح مقطع برهمکنش‌های نوترون‌های سریع با آستانه بالا مناسب است.

۲. روش کار :

۲. ۱. قلب راکتور تحقیقاتی تهران (TRR):

راکتور تحقیقاتی تهران یک راکتور از نوع استخری رو باز، ناهمگن، با صفحات سوخت جامد و با کندکننده آب سبک می‌باشد که در آن امکاناتی برای تابش‌دهی تعبیه شده‌است. این راکتور برای بهره‌برداری در سطح قدرت حرارتی حداکثر ۵ مگاوات با حالت خنک‌کنندگی اجباری طراحی شده و پروانه دریافت نموده است. قلب تعادلی راکتور تهران شامل ۳۳ مجتمع سوخت هر یک متشکل از چندین صفحات سوخت می‌باشد که دارای یک چیدمان مربعی است و به کمک بلوک‌های گرافیتی احاطه شده‌است. این قلب از دو نوع مجتمع سوخت، مجتمع‌های سوخت کنترلی (CFE) و مجتمع‌های سوخت استاندارد (SFE) تشکیل شده و شامل امکانات تجربی از قبیل کانال‌های پرتودهی، محفظه‌های پرتودهی، سیستم ربیت و ستون حرارتی جهت پرتودهی نمونه‌ها می‌باشد. کنترل قدرت راکتور توسط صفحات بور در مجتمع‌های سوخت کنترلی انجام می‌شود. نمایی شماتیک از یک قلب تعادلی با وضعیت قرارگیری کانال‌های پرتودهی در شکل یک به تصویر کشیده شده است. توصیف جامعی از TRR در مقاله لشکری و همکاران در سال ۲۰۱۳ ارائه شده است[۱۰].



شکل ۱. نمای شماتیک از TRR و کانال‌های پرتودهی، کانال پرتودهی E با قطر ۶ اینچ

۲,۲. روش تجربی:

به منظور مطالعه زمینه تابش نوترون‌های سریع از روش فعال‌سازی پولک چندگانه (MFA) استفاده می‌شود. دهانه کانال پرتودهی E با قطر ۶ اینچی به منظور پرتودهی انتخاب شد که در فاصله ۵ سانتی‌متری از دیواره قلب راکتور تهران، ۰,۳۲ سانتی‌متری از قالب جایگاه قرارگیری مجتمع‌های سوخت قلب قرار گرفته است. مرکز دهانه کانال نیز ۱۲ سانتی‌متر زیر سطح صفحات سوخت واقع شده‌است. چهار پولک Au، Au+Cd، Al، Ti به عنوان پولک‌های فعالسازی برای مانیتورینگ شار نوترونی انتخاب شده و دقیقا روی سطح داخلی دهانه جهت پرتودهی قرار می‌گیرند.

پیکربندی قلب تعادلی و موقعیت قرارگیری کانال پرتودهی در شکل شماره ۲ نشان داده شده‌است. اهداف پرتودهی در قدرت ۲۰۰ کیلووات به مدت ۱ ساعت پرتودهی شدند[۵]. برای تعیین مقدار اکتیویته هر پولک پرتودهی شده از طیف‌نگاری پرتو گاما استفاده شد. پولک‌ها پس از پرتودهی جهت کاهش شدت تابش گاما عملیات خنک‌سازی روی آنها انجام و روی دهانه آشکارساز هم محور HPGe (Ortec) که در یک حفاظ سربی با پوشش داخلی نازکی از جنس مس واقع شده‌است قرار می‌گیرند. بطور عادی تصحیحاتی از قبیل تصحیحات اثرات همزمانی و تابش زمینه انجام می‌شود. طیف فوتونی حاصله از هر پولک توسط نرم افزار Gamma Vision آنالیز شده و پیک‌های گامای ناشی از واپاشی هسته‌های اکتیو شده مشخص می‌شوند. سیگنال‌ها روی ۸ هزار کانال که از انرژی ۳۲ الکترون ولت قابل دسترسی می‌باشند ارزیابی می‌شوند. راندمان آشکارساز و کالیبراسیون انرژی آشکارساز با استفاده از چشمه نقطه‌ای استاندارد یوروپیوم روی برد انرژی گاماهای گسیلی از نمونه‌ها انجام شده است. نرخ برهمکنش در طول پرتودهی را می‌توان با استفاده از معادله زیر تعریف نمود[۱۱]:

$$A_s = q(P) \times S \times N = C(T_m) \times \frac{\lambda}{\varepsilon \times \eta} \times \frac{1}{[1-e^{-\lambda.Tm}]} \times \frac{1}{e^{-\lambda.\Delta T}} \times \frac{1}{[1-e^{-\lambda T_{irr}}]} \qquad (۱)$$

به گونه‌ای که در این رابطه As اکتیویته اشباع، N تعداد هسته‌های هدف، S نرخ گسیل نوترون، $q_{(p)}$ نرخ برهمکنش تجربی فعال سازی در خلال قدرت ثابت، C تعداد شمارش‌های اندازه‌گیری شده، T_m زمان شمارش حین اندازه‌گیری با HPGe، ΔT زمان خنک سازی، λ ثابت واپاشی، ε نسبت‌های انشعاب واپاشی، η راندمان آشکارساز و T_{irr} زمان پرتو دهی است.

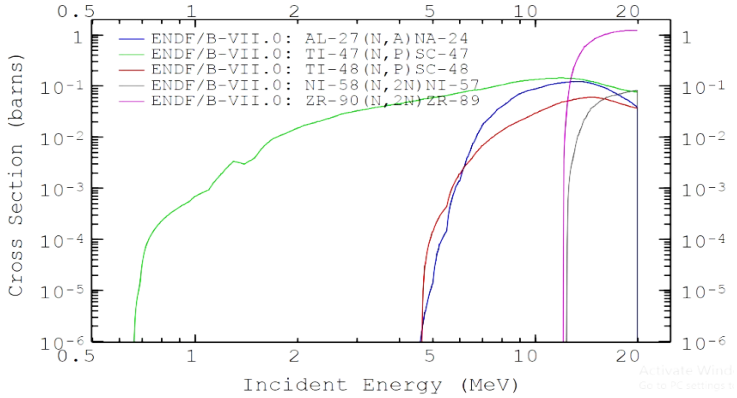
۳,۲. ترتیب محاسبات:

به منظور تعیین شار نوترون در کانال پرتودهی با توجه به جوانب کار و با در نظر گرفتن پارامترهای هزینه و زمان، گزینه استفاده از محاسبات و کدهای محاسباتی جامع بهترین انتخاب خواهد بود. از طرفی جهت استفاده از کدهای محاسباتی لازم است دو نکته اساسی صحت و دقت مد نظر قرارگیرد. صحت داده‌هایی که یک کد محاسباتی تولید می‌نماید برعهده کاربر آن می‌باشد و دقت آن نیز به تعریف بجای تکنیک‌های محاسباتی کد بر می‌گردد. مشخصات فنی پولک‌های استاندارد و برد انرژی نوترون‌های فرودی جهت فعال‌سازی آن‌ها در جدول ۱ لیست شده‌اند. همچنین نیمه‌عمرهای مورد نظر در انجام محاسبات نیز از بخش داده‌های هسته‌ای آژانس انرژی اتمی IAEA استخراج شده‌اند[۱۲].

جدول۱. مانیتورهای فعال‌شونده نوترونی و مشخصات فنی آنها

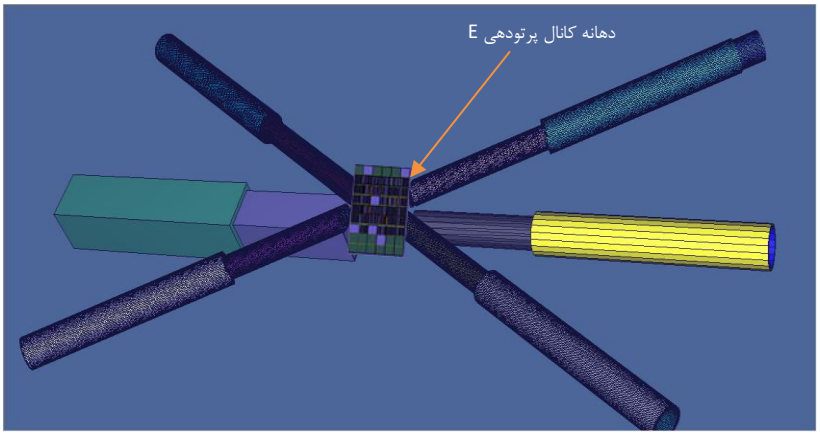
نمونه پولک	ضخامت\mm	برهمکنش مورد نظر	جرم\gram	قطر\mm	نیمه عمر هسته نهایی	برد انرژی
Au(521B)	0.0508	197Au (n, γ)198Au	0.031	6.35	2.69 (d)	0.001–0.1 eV
Au(521B)	0.0508	197Au (n, γ)198Au +Cd	0.031	6.35	2.69 (d)	0.1 eV–0.1 MeV
Ti (535)	0.254	47Ti (n, p)47Sc	0.1439	12.7	3.39 (d)	0.6-20 MeV
		48Ti (n, p)48Sc			43.8 (h)	4.5–20 MeV
Al (505A)	0.127	27Al (n, α)24Na	0.0435	12.7	0.62329 (d)	4.5–20 MeV

پولک‌های مانیتورینگ تقریبا تمامی برد انرژی طیف نوترون‌های قلب راکتور تهران را پوشش می‌دهند و پاسخ مناسبی دارند. تمامی سطح مقاطع برهمکنش برای پولک‌ها به منظور مقایسه نرخ‌های برهمکنش از کتابخانه ENDF/B-VII.0 استخراج شده‌اند. توابع پاسخ آن‌ها در تصویر شماره ۲ نشان داده شده‌است[۱۳].



شکل ۲. تابع برانگیختگی برای برهمکنش‌های منتخب پولک‌ها (نمودار Log-Log)

در محاسبات تعیین طیف نوترون‌های سریع با استفاده از پولک‌ها و اعتبارسنجی آن لازم بود دو پارامتر مهم مورد توجه قرار گیرد. نخست تعریف دقیق شرایط مسئله مورد نظر و دیگری تعریف دقیق سطح مقاطع برهمکنش نوترونی هسته‌های هدف. منشا شار نورتونی قلب راکتور که روی پولک‌ها می‌تابد طیف نوترون‌های آنی (PFNS) حاصله از دو ایزوتوپ U۲۳۵ و U۲۳۸ می‌باشد که سطح مقاطع برهمکنش نوترونی خام آنها را برای کتابخانه ENDF VIII.0 از سایت آژانس دریافت شد. سطح مقاطع برهمکنش‌های مورد علاقه برای پولک‌های استاندارد نیز از کتابخانه مذکور استهصال گردید. اما استفاده از این داده‌های خام جهت استفاده در کد MCNPX (که از فرمت PENDF استفاده می‌نماید) نیازمند بکار گیری کدهای هسته‌ای پردازش سطح مقاطع می‌باشد. در این محاسبات از کد هسته‌ای پردازش داده‌های هسته‌ای NJOY 2016.61 برای پردازش سطح مقاطع مورد نظر با تعریف یک رویکرد مشخص استفاده شد[۱۴]. محاسبات بحرانیت قلب راکتور تهران با استفاده از کتابخانه ENDF/B-VIII و کد مونت کارلوی MCNPX نسخه 2.7.0 جهت استخراج طیف نوترونی انجام شد[۶]. محاسبات با استفاده از کامپیوتر [i5-CPU 2.60 GHz, 11th Gen Intel(R) Core(TM) 11400, 16 GB RAM, and 12 MB Cache Memory] تحت ویندوز ۱۰ و با استفاده از پردازش موازی به کمک نرم افزار MPICH2 انجام شد[۱۵]. شکل شماره ۴ پیکر بندی کانال پرتودهیE و قلب تعادلی TRR شبیه سازی شده با استفاده از کد مونت کارلوی MCNPX که با استفاده از برنامه Visual Editor خلق شده است، به‌تصویر کشیده است[۱۶].



شکل ۳. پیکربندی قلب راکتور تهران، موقعیت دهانه کانال پرتودهی E

به دلیل وجود برهمکنش‌های مختلف نوترون‌های شکافت با هسته‌های موجود در سوخت مصرفی از قبیل تولید نوترون‌های ناشی از برهمکنش‌های Spallation، برهمکنش‌های (n,xn)، گیرندازی در رزونانس‌ها و ... لازم بود ترکیب سوخت در زمان پرتودهی نمونه‌ها را تا جای ممکن مد نظر قرار دهیم. این مورد به کمک حل معادله بیتمان و کدهای محاسباتی مصرف سوخت مرتفع خواهد شد. در این مقاله محاسبات مصرف سوخت به کمک کد محاسباتی Origin2 با

وارد نمودن داده‌های مصرف سوخت مجتمع‌های سوخت قلب تعادلی در زمان پرتودهی انجام شد و ترکیب سوخت در زمان پرتودهی بدست آمد[۱۷]. در محاسبه نرخ برهمکنش در کد مونت کارلوی MCNPX، از کارت تالی FM استفاده شد و نتایج حاصله نرمالیزه شدند[۶، ۱۸]. به دلیل فایق آمدن بر دشواری‌های ذاتی در انجام محاسبات مانند تضعیف نمایی شدید انرژی نوترون‌ها در محیط پراکننده آب و آمار پایین نوترون‌های سریع، ابعاد کوچک ورقه‌های استاندارد، قدرت پردازش محدود کامپیوتر و انجام سریعتر محاسبات لازم بود تا از تکنینک‌های محاسباتی جهت حصول دقت در محاسبات استفاده نماییم. در همین راستا دو تکنیک محاسبات چشمه-ثابت و تکنیک‌های کاهش واریانس بصورت گسترده در این شبیه‌سازی مورد استفاده قرار گرفت[۱۹، ۲۰].

۳. نتیجه گیری:

امکان استفاده از زمینه نوترون‌های سریع قلب TRR برای اندازه‌گیری سطح مقطع برهمکنش نوترون با آستانه بالای 10 Mev نوعا (n, 2n) در کانال پرتودهی E با استفاده از روش فعال‌سازی ورقه‌های استاندارد مورد بررسی قرار گرفت. در این مقاله از کدهای محاسباتی مختلفی و با تمرکز روی دقت و صحت مورد استفاده قرار گرفت. نرخ برهمکنش پولک‌های استاندارد برای برهمکنش‌های مورد علاقه بصورت تجربی و محاسباتی مورد ارزیابی و مقایسه قرار گرفت. نتایج داده‌های تجربی و مقادیر محاسباتی برای نرخ‌های برهمکنش در دهانه کانال پرتودهی E در جدول شماره ۳ ارائه شده است. توافق میان نتایج محاسباتی و تجربی برای نرخ برهمکنش پولک‌ها، اعتبار طیف محاسباتی در دهانه کانال E را نشان می‌دهد. از طرفی، شار محاسباتی نوترون‌های سریع بالاتر از ۱۰ MeV تقریبا ٪۰,۳۶ از شار کل بود. نتایج نشان داد زمینه تابش نوترونی در کانال‌های پرتودهی قلب راکتور تهران جهت اندازه‌گیری سطح مقطع برهمکنش‌های نوترون‌های سریع با آستانه بالا مناسب است.

جدول۲. نتایج محاسبات و اندازه‌گیری در کانال پرتودهی E در قدرت ۲۰۰ کیل وات و مدت زمان پرتودهی ۱ ساعت.

پولک مورد نظر و برهمکنش منتخب	نتایج اندازه گیری	نتایج محاسباتی	E/C
197Au (n, ɣ)198Au	1.5045E-23 (6.1%)	2.0406E-23 ()	0.7373
197Au (n, ɣ)198Au +Cd	1.2055E-24 (6.3%)	7.0272E-25 ()	1.7155
47Ti (n, p)47Sc	8.2622E-29 (5.6%)	6.8950E-29 (3%)	1.1983
48Ti (n, p)48Sc	1.8372E-30 (7.1%)	1.6800E-30 (8.9%)	1.0936
27Al (n, α)24Na	4.5966E-30 (5.7%)	4.1062E-30 (4.5%)	1.1194

۴. مراجع:

1. IAEA IRDFF: the IAEA Coordinated Research Project on Testing and Improving the International Reactor Dosimetry and Fusion File ([IRDFF]). ⟨https://www-nds. iaea.org/IRDFFtest/⟩; [request for new measurements]: ⟨https://www-nds.iaea. org/IRDFFtest/HPRL.pdf⟩.
2. Alqahtani, M., Ayodeji Alajo, B., 2020. Impact of initial MCNP spectrum guess on experiment-based neutron spectrum determination at Missouri S&T reactor. Nucl. Eng. Des. 141, 107326.
3. Sam H. Giegel, Chad L. Pope, Aaron E. Craft, 2019. Determination of neutron energy spectrum of a radial neutron beam at a TRIGA reactor. Nuclear Inst. And Methods in Physics Research B 454 28-39.
4. cinausero, M., Barbui, M., Prete, G., et al., 2006. A proton recoil telescope for neutron spectroscopy. J. Phys. 219-224
5. Y., Kasesaz, H., Khalafi a, F., Rahmani, et al. A feasibility study of the Tehran research reactor as a neutron source for BNCT. Applied Radiation and Isotopes. 90(2014)132–137.
6. D.B. Pelowitz (Ed.), MCNPX User's Manual Version 2.7.0, LA-CP-11-00438, LANL, 2011.

7. Chadwick, M.B., Obložinský, P., Herman, M., et al., 2006. ENDF/B-VII.0: next generation evaluated nuclear data library for nuclear science and technology. Nucl. Data Sheets 107, 2931–3060 (ISSN 0090-3752).
8. ENDF/B-VIII.0: the 8th major release of the nuclear reaction data library with CIELO-project cross sections, new standards and thermal scattering data.Nucl. Data Sheets, 148 (2018), pp. 1-142
9. Capote, R., Trkov, A. (coordinators), 2017. "IAEA CIELO Data Development Project" within the International Pilot Project of the OECD/NEA.
10. A. Lashkari, H. Khalafi, S.M. Mirvakili. Effective delayed neutron fraction and prompt neutron lifetime of Tehran research reactor mixed-core. Ann.Nucl.Energy. Volume 55, May 2013, Pages 265-271.
11. M., Košťál, M., Schulc, V., Rypar, et al., 2015. Validation of zirconium isotopes (n,g) and (n,2n) cross sections in a comprehensive LR-0 reactor operative parameters set. Applied Radiation and Isotopes 128 (2017) 92–100.
12. IAEA ENSDF: Evaluated Nuclear Structure Data File ([ENSDF]). (https://www.nndc.bnl.gov/ensdf/);
13. IAEA ENDF: Evaluated nuclear Data File ([ENDF]). ⟨https://www-nds. iaea.org/exfor/endf/⟩;
14. R. E. MacFarlane, D. W. Muir, R. M Boicourt, A. C. Kahler, J. L. Conlin, W. Haeck, The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 2016, Los Alamos: Los Alamos National Laboratory, 2016.
15. P. Balaji, D. Buntinas, R. Butler, A. Chan, D. Goodell, W. Gropp, J. Krishna, R. Latham, E. Lusk, G. Mercier, R. Ross, R. Thakur, MPICH2 Installer's Guide, Mathematics and Computer Science Division, Argonne National Laboratory, October 8, 2012.
16. A. L. Schwarz, R. A. Schwarz, and L. L. Carter, MCNP/MCNPX Visual Editor Computer Code Manual for Vised Version 24E, 2011.
17. A. G. Cro_ and S. Ludwig, ORIGEN2 V2.2: Isotope Generation and Depletion Code, Matrix Exponential Method, CCC-371, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee, June 2002.
18. Žerovnik, Ga.šper, Podvratnik, Manca, Snoj, Luka, 2014. On normalization of fluxes and reaction rates in MCNP criticality calculations. Ann. Nucl. Energy 63, 126–128, ISSN 0306–4549.
19. J.S. Hendricks, G.W. McKinney, M.L. Fensin, M.R. James, R.C. Johns, J.W. Durkee, J.P. Finch, D.B. Pelowitz, L.M. William Johnson, F.X. Gallmeier, MCNPX 2.7.0 Extensions LA-UR-08-2216, National Laboratory and Oak Ridge National Laboratory, Los Alamos, April 11, 2008 [cited 2016 Dec 19].
20. Booth, Thomas E., LA-UR-12-25907, Los Alamos National Laboratory, Diagnostic Applications Group X-5, Mail Stop F663, Los Alamos, New Mexico, 87545 USA, December 23, 2004.