

مدل‌سازی اندازه‌گیری قدرت راکتور VVER-1000 با تابش نوترون و گاما با استفاده از

کد مونت کارلو

مجید توانپور^{۱*}، مجید جلالی حاجی آبادی^۲ و محمدرضا جلالی ندوشن^۱

^۱ گروه فیزیک، دانشگاه پیام‌نور، ص. پ. ۴۶۹۷-۱۹۳۹۵، تهران، ایران.

^۲ پژوهشکده راکتور، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی ایران، تهران، ایران.

^{*} تهران، دانشگاه پیام‌نور، گروه فیزیک، صندوق پستی: ۴۶۹۷-۱۹۳۹۵

پست الکترونیکی: m.tawanpour@gmail.com

چکیده

در این پژوهش می‌کوشیم تا روش جدیدی را برای اندازه‌گیری توان راکتور قدرت به‌کار گیریم. در این روش از پرتو گاما و نوترون حاصل از کل ساختار راکتور استفاده می‌شود، بی‌آن‌که در ساختارش تغییری داده شود. این روش می‌تواند توان راکتور را بی‌درنگ اندازه‌گیری و به‌طور لحظه‌ای گزارش کند. برای به‌دست آوردن رابطه‌ی بین قدرت راکتور و میزان تابش نشتی نوترون و گاما به وسیله‌ی شبیه‌سازی، با استفاده از کد مونت کارلو MCNP5 مقادیر تالی F5 را در فواصل مختلف از دیواره‌ی راکتور به‌دست آورده و نمودار آن را رسم می‌کنیم تا نحوه‌ی تغییرات را مشاهده نماییم. با دور شدن از راکتور میزان تابش و هم انرژی ذرات تابشی افت می‌نماید تا جایی‌که در فاصله‌ی چهار متری از بدنه، تابش نشتی نوترون با عنایت به عایق‌بندی خوب آن به صفر می‌رسد و این عدد برای تابش گاما فقط حدود ۲/۵ متر است. با تعیین نقطه دامنه کاهش تابش نشتی به تابش زمینه و رابطه خطی قدرت و شار نشتی در این نقطه می‌توان در هر لحظه برای راکتور با اندازه‌گیری شار در نقطه مورد نظر توان را محاسبه نمود.

کلیدواژه‌گان: مدل‌سازی، قدرت، راکتور VVER-1000، تابش گاما، تابش نوترون، کد مونت کارلو.

۱. مقدمه

توان بسیار مهم‌اند و باید برای افزایش سطح این معیارها کوشید. دیده‌بانی توان راکتور به‌طور معمول با ابزار نوترونیک هسته‌ای انجام می‌شود که با تابش‌های شکافت گرمایی مقیاس‌بندی شده است. به‌عبارت دیگر، توان راکتور در هر لحظه در اتاق فرمان با ابزاری مانند اتاقک شکافت^۱، اتاقک یونی جبران شده (CIC)^۲، اتاقک یونی جبران نشده^۳ و

مهم‌ترین عامل در راهبری و دیده‌بانی راکتور، دقت اطلاعات درباره‌ی توان آن در هر لحظه است. صحت اندازه‌گیری توان راکتور، تنها برای اهداف ایمنی نیست، بلکه برای انجام آزمایش‌های گوناگون به‌منظور کاربری‌های پژوهشی راکتور لازم است. برای اندازه‌گیری توان راکتور معیارهایی مانند فراوانی، تنوع، دقت، سرعت، اعتمادپذیری، انعطاف‌پذیری و در دسترس بودن را در نظر می‌گیرند. به هر حال، برای مقاصد ایمنی راکتور دو معیار فراوانی و تنوع شیوه‌های اندازه‌گیری

¹ Fission Chamber

² Compensated Ion Chamber

³ Uncompensated Ion Chamber

شود. این روش می‌تواند توان راکتور را درجا و بی‌درنگ اندازه‌گیری و به‌طور لحظه‌ای گزارش کند.

جدول (۱): شیوه‌های اندازه‌گیری و مقیاس‌بندی توان راکتور شکافتی.

ردیف	ویژگی	نوع کاربری	نوع راکتور	نوع شیوه	مرجع
۱	درون خط، تاخیری	اندازه‌گیری مطلق	قدرت و پژوهشی	گرماسنجی	Mesquita et al. (2011)[1]
۲	درون خط، آبی، آب سبک	مقیاس‌بندی	پژوهشی	قدرت تابش چرونکوف	Arakani and Gharib (2009)[2]
۳	درون خط، تاخیری	مقیاس‌بندی	قدرت و پژوهشی	میزان نوترون	Mogil'ner and Shvetsov (1967)[3]
۴	درون خط، تاخیری، مایع سردکننده آب سبک	مقیاس‌بندی	قدرت و پژوهشی	گاماها تاخیری از ^{16}N	Sadeghhi (2010)[4], Lu (1964)[5], Armozd et al. (2011)[6], Tsy-pin et al. (2003)[7]
۵	درون خط، تاخیری، مایع سردکننده آب سبک	مقیاس‌بندی	پژوهشی	گاماها تاخیری از ^{16}N , ^{18}F	Beeley et al. (1997)[8]
۶	درون خط، تاخیری، مایع سردکننده سدیم	مقیاس‌بندی	راکتور قدرت سریع، پژوهشی	گاماها تاخیری از ^{20}F , ^{23}Ne	Coulon et al. (2011)[9]
۷	خارج از ساختمان راکتورها، درون خط، آبی	مقیاس‌بندی	قدرت	الکترون آنتی‌نوترینو	Klimov (1994)[10], Lhuillier (2009)[11]
۸	برون خط، تاخیری، اتاقک شکافت	مقیاس‌بندی	پژوهشی	اندازه‌گیری آهنگ شکافت غیرمستقیم	Mogil'ner and Shvetsov (1967)[3]
۹	برون خط، آشکارساز مسیر جامد تاخیری	اندازه‌گیری مطلق	پژوهشی	اندازه‌گیری آهنگ شکافت مستقیم	Yongqian Shi (1993)[12]
۱۰	برون خط، تاخیری	اندازه‌گیری مطلق	پژوهشی	فعالیت پاره‌های شکافت	Snyder (1956)[13], Sono (1997)
۱۱	درون خط، آبی	اندازه‌گیری مطلق	پژوهشی	چشمه استاندارد نوترون	Yamamoto and Miyoshi (1999)[14]
۱۲	فعال‌سازی ورقه طلا، برون خط، تاخیری	اندازه‌گیری مطلق	پژوهشی	نگاشت جریان نوترون	Mogil'ner and Shvetsov (1967)[3], Nakamura and Miyoshi (2001)
۱۳	درون خط، آبی	اندازه‌گیری مطلق	پژوهشی	شیوه آماری روسی - آلفا	Mogil'ner and Shvetsov (1967)[3]
۱۴	درون خط، آبی	اندازه‌گیری مطلق	پژوهشی	شیوه آماری فاینمن	Mogil'ner and Shvetsov (1967)[3]
۱۵	درون خط، آبی	اندازه‌گیری مطلق	پژوهشی	شیوه آماری P_0	Mogil'ner and Shvetsov (1967)[3]
۱۶	درون خط، آبی	اندازه‌گیری مطلق	پژوهشی	شیوه آماری دیفرانسیلی	Mogil'ner and Shvetsov (1967)[3]
۱۷	درون خط، آبی	اندازه‌گیری مطلق	پژوهشی	شیوه آماری فراوانی	Mogil'ner and Shvetsov (1967)[3]
۱۸	درون خط، آبی	اندازه‌گیری مطلق	پژوهشی	اعوجاج چگالی طیف قدرت نوترون	Oliveira (1970)[15]
۱۹	درون خط، آبی	مقیاس‌بندی	پژوهشی	تابش‌های گاما و نوترون	Jalali et al. (2013)[16]
۲۰	درون خط، آبی	مقیاس‌بندی	پژوهشی	گاماها آبی	Jalali et al. (2013)[17]

گرماسنجی نوترون و گاما^۱ می‌تواند اندازه‌گیری و مقایسه شود. این ابزارها را باید بتوان به‌صورت منظم باز مقیاس‌بندی کرد. شیوه‌ها و روش‌های بسیاری برای دیده‌بانی، مقیاس‌بندی و اندازه‌گیری توان پس از به‌وجود آمدن صنعت راکتورهای هسته‌ای معرفی و استفاده شده‌اند. در صورت توفیق و رفع کاستی‌های این شیوه‌ی پیشنهادی، آن را می‌توان برای دیگر راکتورهای قدرت شکافتی طراحی کرد. این روش بر اساس تولید هم‌زمان نوترون و گاما در راکتور و امکان اندازه‌گیری هر دو با آشکارساز پایه‌گذاری می‌شود. استفاده از این روش برای اندازه‌گیری توان راکتور VVER-1000 که تنها راکتور قدرت فعال جمهوری اسلامی ایران است، از این وجه مهم و ضروری به‌نظر می‌رسد که می‌تواند ضریب ایمنی و اعتمادپذیری راکتور را بالا برده و با یک روش ایمن به‌طور نسبی، اطلاع دقیقی از توان تولید شده توسط راکتور در هر لحظه به ما بدهد. همه‌ی محاسبات، طراحی‌ها، شبیه‌سازی‌ها و اندازه‌گیری‌های کمیت‌های راکتور روی برهم‌کنش نوترون داخل قلب راکتور پایه‌گذاری می‌شود، ذره‌های دیگر هیچ نقش مهمی در کمیت‌های استاتیکی و دینامیکی راکتور ندارند. جز نوترون به‌ندرت از ذره‌های دیگر برای اندازه‌گیری کمیت‌های راکتور استفاده می‌شود. در جدول ۱ همه‌ی روش‌های اندازه‌گیری و مقیاس‌بندی توان راکتور خلاصه و طبقه‌بندی شده است. در راکتورهای قدرت از روش گرماسنجی به‌عنوان بهترین و کامل‌ترین روش برای اندازه‌گیری توان استفاده می‌شود. همه‌ی ابزارهای دیگر اندازه‌گیری توان با این روش مقیاس‌بندی می‌شوند. در این پژوهش می‌کوشیم تا روش جدیدی را برای اندازه‌گیری توان راکتور قدرت به‌کارگیریم. در این روش از پرتو گاما و نوترون حاصل از کلی ساختار راکتور به‌صورت هم‌زمان استفاده می‌شود، بی‌آن‌که در ساختارش تغییری داده

¹ Neutron and Gamma Calorimetry

شده است. مجتمع های سوخت توسط قطعات انتهایی مجتمع در یک منشور شش گوشه در بخش نگه دارنده لوله و در قسمت انتهایی داخل قلب راکتور^۱ از یکدیگر فاصله گرفته اند. جلوگیری از در رفتن و لرزش مجتمع های سوخت از راه فشار الاستیکی فنرهایی که در بالای هر مجتمع سوخت قرار دارد و به سر بالای راکتور متصل است، تضمین می شود. مشخصات قلب راکتور VVER-1000 (V-446) در جدول ۲ نشان داده شده است [۱۹].

جدول (۲): برخی از مشخصات قلب راکتور VVER-1000 [۱۸، ۲۰].

مقدار	مشخصه	مقدار	مشخصه
۸۵	تعداد مجتمع های شامل میله های جاذب سوختی	۱۶۳	تعداد کل مجتمع های سوخت
۲۹۱	درجه ی حرارت سیال ورودی به قلب (C)	۳۵۵	ارتفاع قلب (Cm)
۸۴۸۰۰	دبی سیال ورودی به قلب (cm ³ /hr)	۳۱۶	قطر معادل قلب (Cm)
۱۵/۷	فشار سیستم (Mpa)	۲۳/۶	گام شبکه مجتمع سوخت (Cm)

مشخصات اصلی هندسی قلب راکتور VVER-1000 در

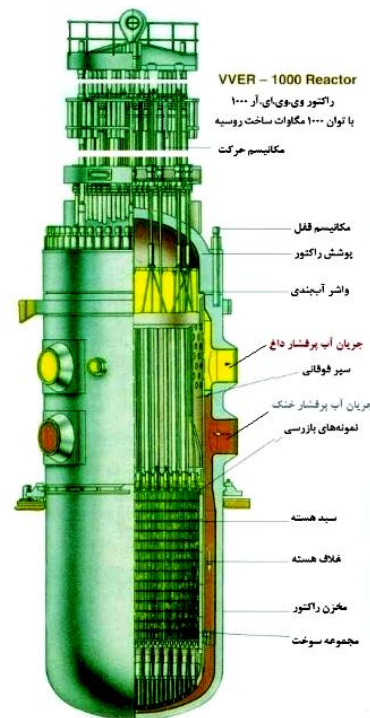
جدول زیر داده شده است:

جدول (۳): مشخصات اصلی هندسی قلب راکتور VVER-1000 [۲۰].

مقادیر	پارامترها
۱۶۳ مجتمع	تعداد مجتمع های سوخت در قلب
۱۲۱ میله	تعداد میله های کنترل متحرک
۸۵ میله	تعداد میله جاذب سیستم محافظت و کنترل تحت برای شارژ سوخت اولیه
۱۰۳ میله	برای شارژ سوخت پایا
۴۲ میله	تعداد مجتمع های سوخت با زهرهای مصرف شدنی برای شارژ سوخت اولیه
۱۸ میله	برای شارژ سوخت پایا
m ^۲ ۱۴/۴	مساحت گردش قلب
m ۱۶/۳	قطر معادل قلب
m ^{۲۳۶} ۰	فاصل میان مجتمع های سوخت
m ۵۳/۳	ارتفاع قسمت گرم شده (در حالت سرد)

۲. شبیه سازی قلب راکتور VVER-1000

راکتور VVER-1000 یک راکتور آب تحت فشار است که با آب سبک کار می کند، ۱۰۰۰ مگاوات توان دارد و طراحی آن در سال ۱۹۷۵ انجام شده است. در راکتورهای VVER-1000، قلب راکتور در استخر عظیمی از آب تحت فشار فرو رفته و محفظه فولادی عظیمی آن را دربر گرفته است. آب درون استخر در فشار ۱۵ مگاپاسکال نگهداری می شود تا در بازه دمایی فعالیت راکتور که بین ۲۲۰ تا ۳۰۰ درجه سانتی گراد است، جوش نیابد. آب در این جا هم نقش خنک کننده^۱ و هم نقش تعدیل کننده^۲ را ایفا می کند. نمای کلی این راکتور را می توانید در شکل ۱ مشاهده کنید [۱۸].



شکل (۱): قلب راکتور VVER-1000 [۱۸].

قلب راکتور VVER-1000، شامل ۱۶۳ مجتمع سوخت

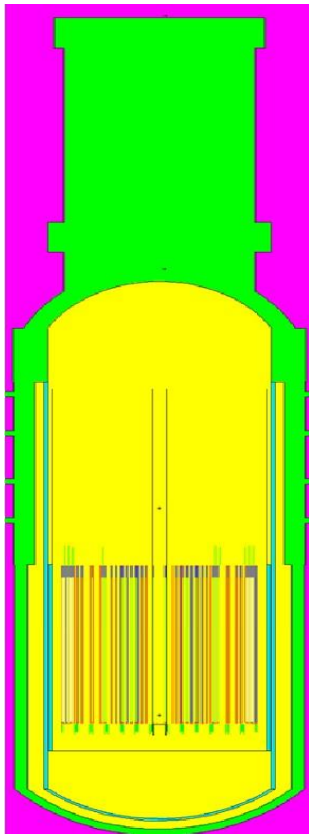
است، هر یک از مجتمع ها نیز به صورت سیستم محافظت و کنترل، میله های کنترل یا سموم سوختی^۳ مرتب می شوند. این قلب راکتور مطابق با طرح یک قلب در حال قدرت ساخته

¹ Cooler

² Moderator

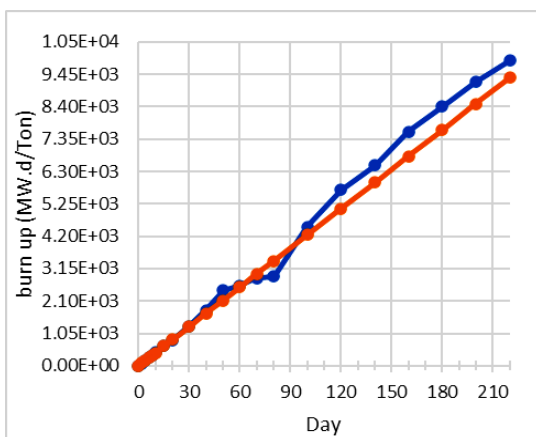
³ Burnable Poison

⁴ Core



شکل (۳): طرح قلب راکتور VVER 1000 و بازتابنده، براساس فرمت کد MCNP رنگ‌ها نشانگر ماده تشکیل دهنده سلول‌ها می‌باشند.

جهت تأیید محاسبات بر حسب این شبیه‌سازی خروجی حاصل از فایل نوشته شده را برای میزان مصرف سوخت با نتایج استخراجی از آلبوم نوترونیک یک راکتور مشابه در سیکل اول [۲۶، ۲۴] مقایسه کردیم که تطابق خوبی داشت. (شکل ۴)



شکل (۴): مقایسه نتایج میزان مصرف سوخت قلب، حاصل از

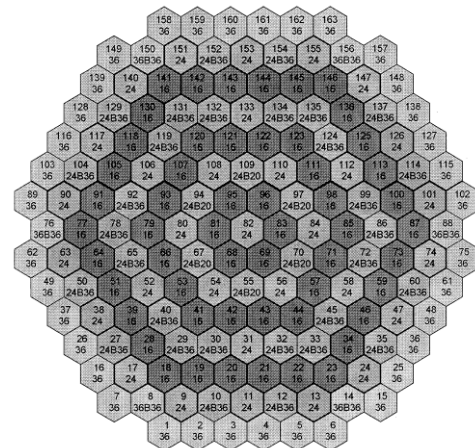
شبیه‌سازی MCNP5 و آلبوم نوترونیک راکتور VVER-1000 سیکل

اول.

جدول (۴): توصیف مجتمع‌های سوخت برای بارگذاری اول [۲۰].

نوع مجتمع	تعداد میله‌های سوخت غنا 235U به درصد		مشخصات سم مصرفی	
	میله سوخت نوع ۱	میله سوخت نوع ۲	تعداد سم مصرفی در مجتمع	محتوی بور طبیعی g/cm ³
۱۶	۳۱۱ (۱/۶)			
۲۴	۳۱۱ (۱/۶)			
۳۶	۲۴۵ (۳/۷)	۶۶ (۳/۳)		
۲۴B۲۰	۳۱۱ (۲/۴)		۱۸	۰/۰۲۰
۲۴B۳۶	۳۱۱ (۲/۴)		۱۸	۰/۰۳۶
۳۶B۳۶	۲۴۵ (۳/۷)	۶۶ (۳/۳)	۱۸	۰/۰۳۶

نحوه چیدمان مجتمع‌های سوخت ۱۶، ۲۴، ۳۶، 36B36، 24B36، و 24B20 برای بهره‌برداری اولیه در سطح قلب در شکل ۲ نشان داده شده است.



شکل (۲): نحوه چیدمان مجتمع‌های سوخت در سطح قلب [۱۸].

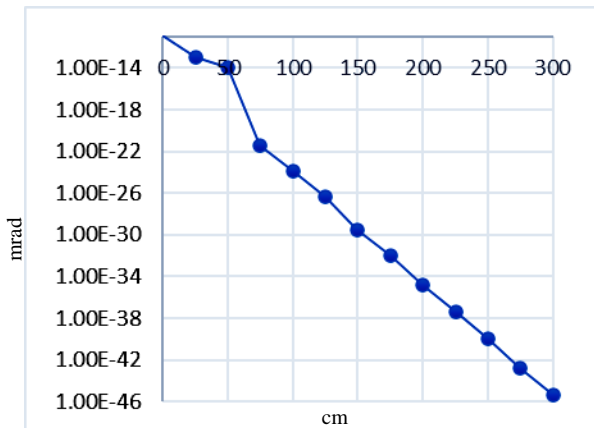
پس از نوشتن فایل کد بر حسب هندسه ششگوشه‌ای^۱ لانه‌زنبوری قلب راکتور و جایگاه میله‌های سوخت^۲، کنترل، هدایت و مواد داخل آن‌ها و نوع عایق‌بندی قلب، شکل خروجی برنامه براساس آرایش قلب راکتور (شکل ۲) مطابق با شکل ۳ خواهد بود [۱۹، ۲۱، ۲۳].

¹ Honeycomb
² Fuel rods

۳. محاسبات توزیع شار گاما و نوترون

برای به دست آوردن رابطه ی بین قدرت راکتور و میزان تابش نشتی نوترون و گاما^۱ به وسیله ی شبیه سازی، با استفاده از کد MCNP5 و اجرای شبیه سازی در سیکل اول راکتور مقادیر تالی F5 و F5* را در فواصل مختلف از پوشش راکتور^۲ به دست آورده و نمودار آن را رسم می کنیم تا نحوه ی تغییرات را مشاهده نماییم [۲۳، ۲۲، ۲۱]. (شکل ۵، ۶، ۷ و ۸) برای این کار راکتور شبیه سازی شده را در کد MCNP5 اجرا می کنیم و برای کاهش میزان خطا از روش کاهش واریانس و رولت روسی بهره برده ایم.

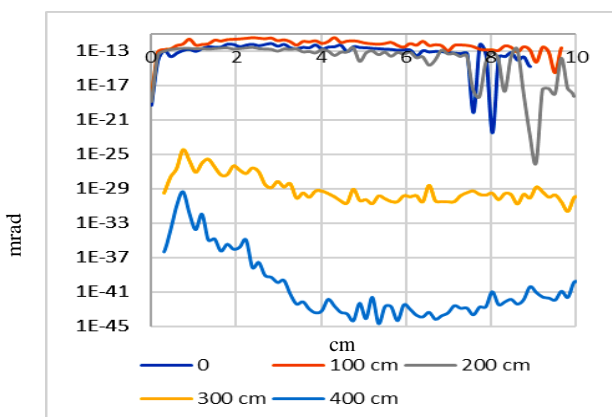
همان طور که می بینید، با دور شدن از دیواره بیرونی راکتور هم میزان تابش و هم انرژی ذرات تابشی افت می نماید تا جایی که در فاصله ی چهار متری از بدنه تابش نشتی نوترون با عنایت به عایق بندی خوب آن به صفر می رسد و این عدد برای تابش گاما فقط حدود دو و نیم متر است [۲۷، ۲۵].



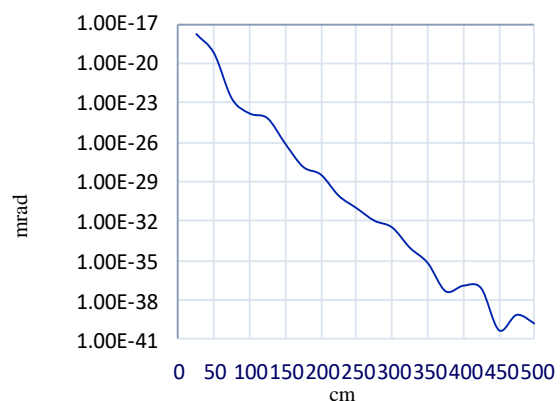
شکل (۶): تغییرات شار نقطه ای گاما در آشکارساز بر حسب فاصله

از بدنه راکتور با استفاده از تالی F5.

در دامنه ی تغییرات شار نوترون و گاما به صفر در راکتور و در نزدیکی این نقطه، انتظار این است که تغییرات شار نوترون بر حسب قدرت راکتور خطی باشد زیرا قدرت راکتور ناشی از شار کلی ذرات و ازدست دادن انرژی توسط آنها در درون راکتور است و با عنایت به این که یک کمیت احتمالی (سطح مقطع واکنش) برای رسیدن از یک تابع درجه ی n به یک تابع ثابت در جایی از دامنه مسیر به یک تابع درجه یک تبدیل می شود در این جا نیز در نقطه ای ارتباط بین قدرت راکتور و میزان شار تابش از درجه یک و خطی خواهد بود. بیشترین دشواری این روش، یافتن نقطه ای است که در متن این تغییر دقیقاً منطبق بر تابع خطی باشد.



شکل (۷): تغییرات شار نقطه ای نوترون بر حسب انرژی ذرات برای فواصل مختلف از راکتور با استفاده از تالی F5* (محور افقی گام های کد برای محاسبه با تعداد ذرات مختلف را نشان می دهد).



شکل (۵): تغییرات شار نقطه ای نوترون در آشکارساز بر حسب

مکان آشکارساز با استفاده از تالی F5.

¹ Neutron and Gamma Leakage

² Reactor Coverage

جدول (۵): محاسبات مربوط به توان راکتور.

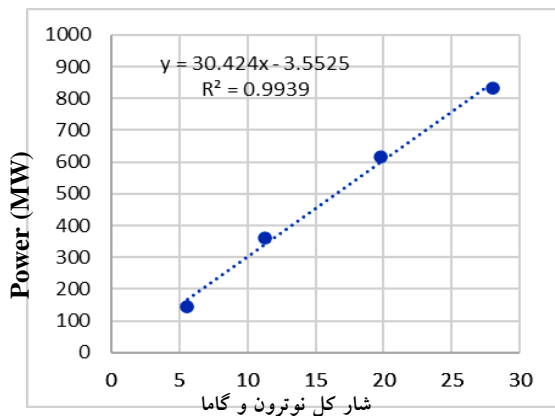
توان راکتور (MW)	آهنگ شکافت (neutron/cm ²)	شار کل
۱۴۳	$4/4633 \times 10^{18}$	$1/4684 \times 10^{12}$
۳۶۲	$1/1325 \times 10^{19}$	$3/7258 \times 10^{12}$
۶۱۶	$1/9248 \times 10^{19}$	$6/3326 \times 10^{12}$
۸۳۲	$2/6009 \times 10^{19}$	$8/5569 \times 10^{12}$

mrad

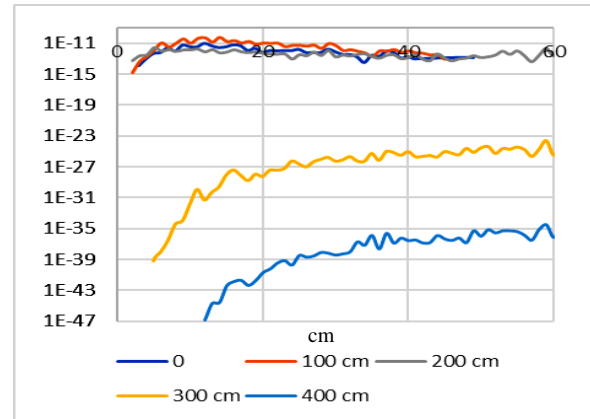
سپس با محاسبه ی تالی F5 برای این قدرتها و رسم نمودار قدرت بر حسب تالی F5 (شار نقطه ای در آشکارساز) معادله ی خط برازش از این سه نقطه را با میزان خطای آن بدست می آوریم.

۴. بحث و نتیجه گیری

مطابقت نسبتاً خوب قدرت نمودار قدرت راکتور برحسب شار نشستی نوترون و گاما با یک تابع خطی (شکل ۹) نویددهنده ی این است که در عمل نیز بتوان با یافتن نقطه ی مناسب در بیرون از راکتور، به صورت برخط و صرفه نظر از آرایش سوخت، میله های کنترل و هندسه ی قلب قدرت راکتور را با یک تابع خطی بر حسب تعداد کل ذرات نوترون و گامای شمارش شده با آشکارساز محاسبه نمود. البته برای پژوهش تجربی در این مورد نیاز به داده های راکتور-VVER-1000 و رسم نمودار خطی بر حسب داده های تجربی است.



شکل (۹): قدرت راکتور VVER-1000 بر حسب شار کل نوترون و گامای نشستی ($\times 10^{-39}$) در مکان حدود سه و نیم متری.



شکل (۸): تغییرات شار نقطه ای گاما برحسب انرژی ذرات برای فواصل مختلف از راکتور با استفاده از تالی F5* (محور افقی گام های کد برای محاسبه با تعداد ذرات مختلف را نشان می دهد).

اکنون در نقطه ی ۳/۵ متری از بدنه ی راکتور با محاسبه ی تالی F4 و F7 شار کل نوترون های حرارتی در قلب راکتور را برای قدرت های ۱۴۳، ۳۶۲، ۶۱۶ و ۸۳۲ مگاوات راکتور محاسبه می کنیم [۲۸، ۲۹].

$$FR = \sum_f \phi \quad (1)$$

از معادله ی بالا آهنگ شکافت در راکتور (FR) را از \sum_f سطح مقطع ماکروسکوپیک برای نوترون های حرارتی (2200 m/s) شکافت به دست می آید.

در قلب راکتور VVER-1000 تعداد ۱۶۳ میله سوخت وجود دارد و هر مجتمع ۴۹۰ کیلوگرم سوخت دارد که ۴۲ مجتمع غنای ۳/۶۷ درصد، ۶۷ مجتمع غنای ۲/۵۴ و ۵۶ مجتمع غنای ۱/۶ دارد، نتیجه می گیریم که تعداد کل ذرات اورانیوم در قلب راکتور $5/1948 \times 10^{27}$ می باشد. سپس \sum_f از رابطه $\sum_f = N\sigma_f$ ، $3/0395 \times 10^6$ به دست می آید. شار کل محاسبه شده از تالی F7 برای نوترون های حرارتی حاصل می شود و با عنایت به این که هر واکنش ۲۰۰ Mev انرژی آزاد می کند و این مقدار انرژی معادل $3/2 \times 10^{-17}$ مگاژول است پس مقدار توان راکتور از رابطه ی زیر بر حسب مگاوات به دست می آید (جدول ۵):

$$P = FR \times 3.2 \times 10^{-17} \text{ (MW)} \quad (2)$$

۵. مراجع

- [1] A.Z. Mesquita, H.C. Rezende and R.M.G. Prado Souza. Thermal power calibrations of the IPR-R1 TRIGA reactor by the calorimetric and the heat balance methods, *Prog. Nucl. Energy*, 53 (2011), 1197–1203.
- [2] M. Arakani and M. Gharib. Reactor core power measurement using Cherenkov radiation and its application in Tehran Research Reactor, *Annu. Nucl. Energy*, 36 (2009) 869–900.
- [3] A.I. Mogil'ner and D.M. Shvetsov. Statistical methods of measuring the absolute power of a reactor, *J. Nucl. Energy*, 21 (1967) 87–95.
- [4] N. Sadeghi. Estimation of reactor power using N-16 production rate and its radiation risk assessment in Tehran research Reactor (TRR), *Nucl. Eng. Des.*, 240 (2010) 3607–3610.
- [5] L. Yung-shen. Measurement of reactor power level by a Nitrogen-16 monitor Thesis in Nuclear Engineering, The Pennsylvania State University, The Graduate School, Department of Nuclear Engineering, (1964).
- [6] H.R. Armozd, M. Gharib, H. Afarideh, M. Ghergherehchi, A. Ahmadi Niar and M. Jafarzadeh. Determination of Tehran research reactor power by ^{16}N gamma detection, *Annu. Nucl. Energy*, 38 (2011) 2667–2672.
- [7] S.G. Tsy-pin, V.V. Lysenko, A.I. Musorin, L.N. Bogachek, V.F. Bai, V.V. Kuz'min and A.B. Koshelev. N-16 ray diagnostics of a nuclear reactor in a nuclear power plant, *Atom. Energy*, 95(3) (2003) 609–612.
- [8] P.A. Beeley, J.M. Brushwood, M.G. Henesy, M.W. Collins and C.A. Haywood. Determination of in-core power in low energy research reactors by measurement of ^{16}N and ^{18}F in the primary coolant, *J. Radioanal. Nucl. Chem*, 215(1) (1997) 135–139.
- [9] R. Coulon, S. Normand, G. Ban, E. Barat, T. Montagu, T. Dautremer, H.P. Brau, V. Dumarcher, M. Michel, L. Barbot, T. Domenech, K. Boudergui, J.M. Bourbotte, P. Jousset, G. Barouch, S. Ravau, F. Carrel, N. Saurel, A.M. Frelin Labalmea, H. Hamrita and V. Kondrasovsa. Delayed gamma power measurement for sodium-cooled fast reactors, *Nucl. Eng. Des.*, 241 (2011) 339–348.
- [10] Y.V. Klimov, V.I. Kopeikin, L.A. Mikaélyan, K.V. Ozerov and V.V. Sinev. Neutrino method remote measurement of reactor power and power output, *Atom. Energy*, 76(2) (1994) 123–127.
- [11] D. Lhuillier. Reactor neutrino monitoring, *Nucl. Phys. B*, 188 (2009) 112–114.
- [12] Y.Q. Shi and Y.G. Li. Measurement of fast fission factor for Heavy Water Zero Power Reactor (HWZPR) by solid state nuclear track detector, *Radiat. Meas.* 34 (2001) 605–607.
- [13] W.S. Snyder and J. Neufeld. Vacancies and Displacements in a Solid Resulting from Heavy Corpuscular Radiation, *Phys. Rev*, 103 (1956) 862.
- [14] T. Yamamoto and Y. Miyoshi. Improvement of neutron source introduction method for absolute measurements of low reactor power, *J. Nucl. Sci. Technol*, 36 (1999) 1069–1075.
- [15] J. Costa Oliverira. Absolute measurement of reactor power by neutron noise analysis, *J. Nucl. Energy*, 24 (1971) 525–526.
- [16] M. Jalali, M.R. Abdi and M. Mostajaboddavati. Reactor power measurement by gamma and neutron radiation in Heavy Water Zero Power Reactor (HWZPR), *Annals of Nuclear Energy*, 57 (2013) 368–374.
- [17] M. Jalali, M.R. Abdi and M. Mostajaboddavati. Prompt gamma radiation as a new tool to measure reactor power, *Radiation Physics and Chemistry*, 91 (2013) 19-27.
- [18] R. Mahmodi. VVER-1000 (V-320 & V-446) Nuclear Reactor (Reactor Building and Equipment, Normal Operating Systems and Safety Systems), Jahad Daneshgahi Publication, (2011).
- [19] D. Masti. Determining the Differential and Integral Value of Control Rods Using MCNP Code for a VVER-1000 Reactor (Master's Degree in Nuclear Engineering), Faculty of Nuclear Physics and Sciences Amir Kabir University, (2000).
- [20] IAEA. Iranian Atomic Energy Agency (AEOI) Documents, (2007).
- [21] J.F. Briesmeister. MCNP TM–A General Monte Carlo N–Particle Transport Code Version 5. Los Alamos National Laboratory, USA, (2011).
- [22] Denise B. Pelowitz. Monte Carlo N-particle transport code system for multi-particle and high energy applications, (2011).
- [23] Nuclear Power Technology Development Section International Atomic Energy Agency. WWER-1000 Reactor Simulator Material for Training Courses and Workshops, Second Edition Vienna Printed by the IAEA in Austria, (2005).
- [24] IAEA. Final Safety Analysis Report of Bushehr Nuclear Power Plant. Chapter 4, Reactor, (2007).
- [25] D.J. Bennet and J.R. Thomson. The Elements of Nuclear Power, 3rd. New York, (1989).
- [26] S. Astakhov, A. Kravchenko, Y. Kraynov, A. Nasedkin and S. Tsyganov. Determination of Reactor Parameters During Start up Tests at The Tianwan NPP, Unit 1 RRC Kurchatov Institute Moscow Russia, 13 (2006) 1-2.
- [27] S.A. Jonah, J.R. Liaw and J.E. Matos. Monte Carlo simulation of core physics parameters of the Nigeria Research Reactor-1 (NIRR-1), *Annals of Nuclear Energy*, 34 (2007) 953-957.
- [28] J. R Lamarsh and A. J Baratta. Introduction to Nuclear Engineering, Prentice Hall, 3rd Ed. (2001).
- [29] J. R Lamarsh. Introduction to Nuclear Reactor Theory, Addison-Wesley Publishing Company, (1966).