



بررسی پارامترهای نوترونیکی و حفاظ سازی یک راکتور مرجع با استفاده از کد مونت کارلو MCNPX

محسن محرابی^{۱*}

۱. پژوهشکده کاربرد پرتوها، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، ۱۱۳۶۵۸۴۸۶، تهران - ایران

چکیده:

راکتورهای هسته‌ای به دلیل وقوع تعداد زیاد رویداد شکافت، به عنوان یک چشمه بزرگ از نوترون و گاما بشمار می‌آیند. بررسی مباحث نوترونیکی، ترموهیدرولیکی و حفاظ سازی در راکتورها منجر به طراحی مناسب قلب راکتور، می‌شود. با بررسی و مدل‌سازی دقیق راکتورهای موجود در دنیا می‌توان به الزامات طراحی این نوع راکتورها پی برد. در این مقاله از کد مونت کارلو MCNPX جهت بررسی برخی پارامترهای نوترونیکی و محاسبات حفاظ یک راکتور مرجع استفاده شده است. بدلیل پیچیده بودن هندسه قلب این راکتور و لزوم اجزای زیاد برای حفاظ سازی، این محاسبات در دو مرحله انجام شده است. دقت نتایج با روش‌های کاهش واریانس بالا برده شد. نتایج نشان می‌دهد مقدار طول سیکل با در نظر گرفتن جذب سوختنی در حدود ۸۶۰ روز نسبت به حالتی که جذب سوختنی در نظر گرفته نمی‌شود کاهش می‌یابد و نیز لایه حفاظ فولادی با آلیاژ انتخابی توانسته است واکنش (n,p) را به شکل مناسبی کاهش دهد.

کلیدواژه‌ها: راکتور، نوترونیک، حفاظ سازی، مونت کارلو، MCNPX.

Investigation of neutron and shielding parameters of a reference reactor using MCNPX Monte Carlo code

Mohsen Mehrabi^{1*}

1. Radiation Application Research School, Nuclear Science and Technology Research Institute, AEOI, P.O.BOX: 11365-8486, Tehran, Iran.

Abstract:

Due to a large number of fission events, nuclear reactors are a major source of neutrons and gamma. Investigation of neutron, thermohydraulic, and shielding issues in reactors leads to the proper design of the reactor core. The design requirements of reactors can be obtained using carefully examining and modeling the reactors. In this paper, MCNPX Monte Carlo code is used to investigate some neutron parameters and shielding calculations of a reference reactor. Due to the complexity of the reactor geometry, these calculations have been done in two steps. The accuracy of the results was increased by reducing variance methods. The results show that 860 days reduction of cycle length considering burning poison. Also, the steel shield layer with the selected alloy has been able to reduce the reaction (n, p) properly.

Keywords: Reactor, Neutron, Shielding, Monte Carlo, MCNPX.

Email: mohsen_mehrabi_63@yahoo.com

۱. مقدمه

راکتورهای هسته‌ای به دلیل وقوع تعداد زیاد رویداد شکافت، به عنوان یک چشمه بزرگ از نوترون و گاما بشمار می‌آیند. از این رو طراحی نوترونیک، ترموهیدرولیک و مخصوصاً حفاظ‌سازی از اهمیت ویژه‌ای برخوردار است که با بررسی و مدل‌سازی دقیق راکتورهای موجود در دنیا می‌توان به الزامات طراحی راکتورها پی‌برد. با توجه به مسائل ایمنی راکتورهای هسته‌ای، لازم است تا حد امکان قبل از هرگونه اقدام عملی شبیه‌سازی‌های لازم بر روی آن‌ها انجام پذیرد.

برخی از الزامات نوترونیک در راکتورها عبارتند از راکتیویته اضافی بالا، عدم استفاده از کنترل شیمیایی، طول سیکل بالا که رعایت این الزامات بر طراحی قلب راکتور اثر می‌گذارد. مطالعه در زمینه حفاظ‌گذاری در برابر پرتوها نیز شامل انتقال پرتو در حفاظ، میزان تشعشعات در مجاورت آن، نفوذ پرتو در شیارهای حفاظ، انتخاب ماده مناسب به منظور حفاظ‌گذاری، پراکندگی پرتو در مجاورت حفاظ، به منظور بهبود شکل و آرایش فضایی حفاظ می‌باشد.

کارهای تحقیقاتی متعددی بر روی جنبه‌ها و پارامترهای مختلف راکتورها همچون ارزش میله کنترل انجام شده است [۱]. محاسبات نوترونیک قلب راکتور توسط نرم افزارهای WIMS و CITATION انجام شده است [۲، ۳].

موتسو^۱ یکی از راکتورهای هسته‌ای ژاپن است که راکتور مورد استفاده در آن از نوع راکتور آب تحت فشار می‌باشد. در سال ۱۹۶۵ تا ۱۹۶۹ یک سری آزمایشات تجربی بر روی پارامترهای نوترونیک و حفاظ این راکتور صورت گرفت. در طی این مقاله، پارامترهای نوترونیک و حفاظ‌سازی راکتور موتسو مورد بررسی قرار گرفته است. همچنین به دلیل محدودیت کدهای یقینی در تعریف هندسه و همچنین نیازمندی به سطح مقطع‌های گروهی، در این مقاله از کد MCNPX که قابلیت ترابرد در هندسه‌های پیچیده و همچنین استفاده از سطح مقطع‌های پیوسته را دارد استفاده شده است. با توجه به توانایی و امکانات کد MCNPX چه از نقطه نظر شبیه‌سازی واقعی و چه از نقطه نظر نتایج بدست آمده، استفاده از کد MCNPX می‌تواند در شبیه‌سازی‌ها، نتایج بهتر و عملی تری را فراهم نماید [۴].

۲. روش کار

۲.۱. مشخصات قلب راکتور موتسو

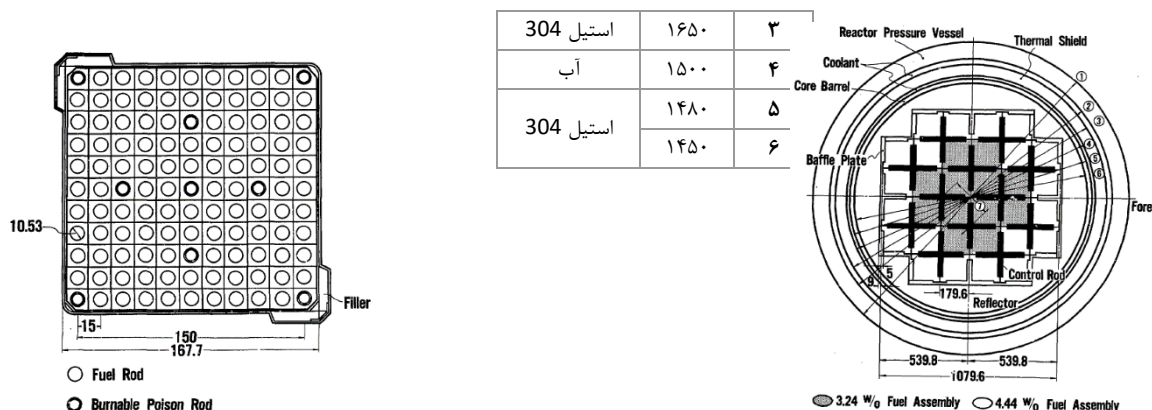
این راکتور شامل ۳۲ مجتمع سوخت با آرایش مربعی است. در این مجتمع‌ها از سوخت UO_2 استفاده شده است که میزان غنای سوخت در میله‌های سوخت برای ۱۲ مجتمع مرکزی برابر ۳.۲۴٪ و برای ۲۰ مجتمع کناری برابر ۴.۴۴٪ می‌باشد (شکل ۱). در هر مجتمع سوخت، میله‌های سوخت با آرایش ۱۱×۱۱ قرار داده شده‌اند که شامل ۱۱۲ میله سوخت و ۹ میله جاذب سوختنی می‌باشد (شکل ۲). همچنین قلب راکتور شامل ۱۲ میله کنترل صلیبی شکل از آلیاژ Ag-In-Cd می‌باشد که ۸ میله کناری میله‌های ایمنی هستند (شکل ۱) و تنها در زمان اسکرم و خاموشی وارد قلب می‌شوند و ۴ میله کنترل مرکزی به منظور کنترل راکتیویته و تنظیم توان در داخل قلب قرار دارند [۵]. در جدول ۱ و جدول ۲ مشخصات راکتور موتسو آورده شده است.

جدول ۱. مشخصات هندسی و مواد مورد استفاده

در قلب راکتور موتسو متناسب با شکل ۱.

شماره	قطر (mm)	ماده
۱	۱۹۴۸	کربن استیل
۲	۱۷۵۲	آب

¹ MUTSU



شکل ۲. مجتمع سوخت راکتور موتسو.

شکل ۱. شماتیک قلب راکتور موتسو.

جدول ۲. مشخصات قلب راکتور موتسو.

مقدار	مشخصات	مقدار	مشخصات	مقدار	مشخصات
Ag-In-Cd	جنس میله های کنترل	۱۵ mm	گام میله سوخت	۳۶ MW	توان
mm ۱۰.۷۰	ارتفاع میله های کنترل	۹.۶ mm	قطر سوخت	UO ₂	نوع سوخت
		۱۰.۵۳mm	قطر خارجی غلاف	آب سیک	خنک کننده و کند کننده
۲۷۱ °C	دمای ورودی خنک کننده در قدرت صفر گرم	۰.۴ mm	ضخامت غلاف	۱۲	تعداد مجتمع سوخت با غنای ۳.۲۳٪
۲۸۵ °C	دمای خروجی خنک کننده در قدرت صفر گرم	S.S 304	جنس غلاف	۲۰	تعداد مجتمع سوخت با غنای ۴.۴۴٪
MPa ۱۰.۹	فشار	Boron silicate glass	جنس میله های جاذب سوختنی	mm ۱۰۴۰	ارتفاع فعال قلب
		۶۲۵ mm	طول میله‌های جاذب سوختنی	mm ۱۶۷.۷	گام شبکه

۲.۲. مدل‌سازی و محاسبات نوترونیک قلب راکتور موتسو

در این مطالعه قلب راکتور موتسو با استفاده از کد MCNPX مدل شد و پارامترهایی از جمله مقدار ضریب تکثیر مؤثر قلب، توزیع شار نوترون‌های حرارتی و سریع، طول سیکل و اثر جاذب سوختنی بر روی طول سیکل راکتور بررسی گردیدند. نرم افزار MCNPX از سطوح مقاطع با فرمت ENDF استفاده می‌کند. در طی این محاسبات از کتابخانه استاندارد MCNPX، بر پایه ENDF7 استفاده شده است [۶]. به منظور اطمینان از نتایج بدست آمده، ابتدا مقدار ضریب تکثیر محاسبات سلولی در حالت صفر قدرت گرم با نتایج موجود در مرجع [۷] اعتبارسنجی شد که نتایج آن در جدول شماره ۳ ارائه شده است. سپس مقدار ضریب تکثیر حاصل از محاسبات قلب در حالت‌های دیگر محاسبه گردید که نتایج آن در جدول ۴ آورده شده است. همان‌طور که در جدول ۳ مشخص است، خطای نتایج ضریب تکثیر کمتر از ۰.۵۹ درصد می‌باشد.

جدول ۳. مقدار ضریب تکثیر بی‌نهایت حاصل از محاسبات سلولی.

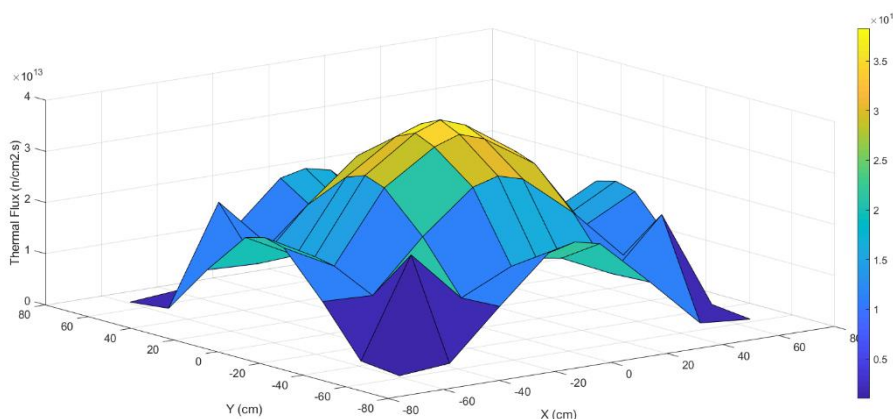
نوع سوخت	کد MCNP	مرجع	درصد خطای نسبی
سوخت ۳/۲۳ بدون جاذب سوختنی	۱/۲۴۶۱	۱/۲۵۳۶	۰/۵۹
سوخت ۳/۲۳ با جاذب سوختنی	۱/۱۶۲۵	۱/۱۶۴۹	۰/۲
سوخت ۴/۴۴ بدون جاذب سوختنی	۱/۳۴۲۹	۱/۳۳۹۲	-۰/۲۷
سوخت ۴/۴۴ با جاذب سوختنی	۱/۲۳۷۵	۱/۲۳۱۹	-۰/۴۵

همان طور که در جدول ۴ دیده می‌شود، قلب راکتور موتسو با ضریب تکثیر اولیه ۱/۲۴۲۹ در حالت CZP معادل راکتیویته اضافی pcm ۱۹۵۸۸ طراحی شده است. بخشی از این راکتیویته اضافی با ضریب منفی راکتیویته دمایی سوخت و کند کننده جبران می‌شود و در حالت HFP، ضریب تکثیر به $k_{eff}=1/2143$ می‌رسد و سپس با وجود جاذب‌های سوختنی در حالت HFP ضریب تکثیر برابر ۱/۱۰۴۸۱ $k_{eff}=$ و با در نظر گرفتن زینان اشباع در ابتدای سیکل، ضریب تکثیر برابر $k_{eff}=1/07949$ می‌شود که معادل راکتیویته pcm ۷۳۶۹ است.

جدول ۴. مقدار ضریب تکثیر مؤثر حاصل از محاسبات قلب راکتور در ابتدای سیکل در حالت‌های مختلف

حالت های مختلف قلب		با جاذب سوختنی	بدون جاذب سوختنی
CZP ²	بدون زینان	۱/۱۵۱	۱/۲۴۲۹
HZP ³	بدون زینان	۱/۱۱۰۸۵	۱/۲۲۶۶
HFP ⁴	بدون زینان	۱/۱۰۴۸۱	۱/۲۱۴۳
HFP ⁵	با زینان اشباع	۱/۰۷۹۴۹	۱/۱۸۶۰۴

در شکل‌های ۳ و ۴ توزیع شار نوترون‌های حرارتی و سریع در قلب راکتور ترسیم شده است که بیشترین شار حرارتی برابر (n/cm^2s) 3.8E+13 و بیشترین شار سریع برابر $1.4E+14$ می‌باشد.



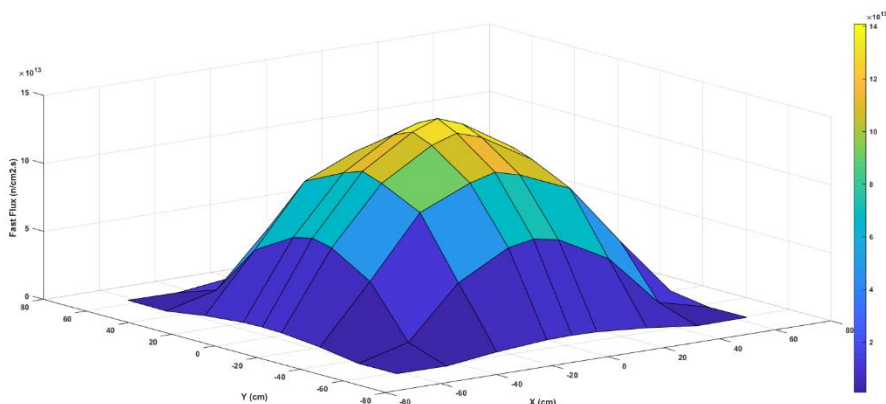
شکل ۳. توزیع شار حرارتی در قلب راکتور موتسو.

² Cold Zero Power

³ Hot Zero Power

⁴ Hot Full Power

⁵ Hot Full Power

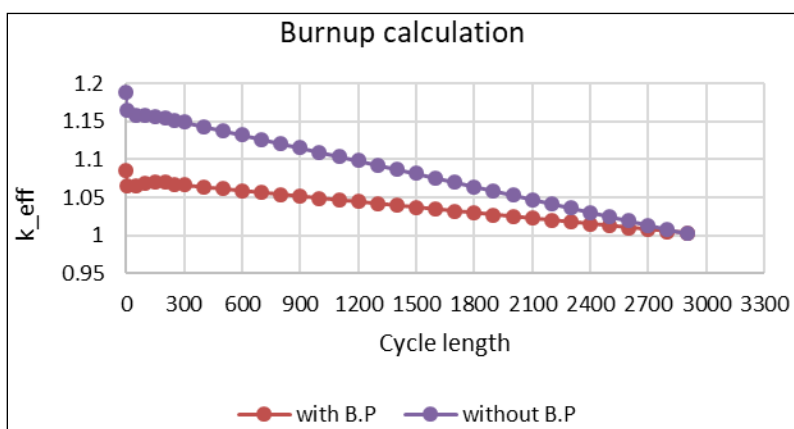


شکل ۴. توزیع شار سریع در قلب راکتور موتسو.

به منظور محاسبه طول سیکل از دستور BURN در کد MCNPX استفاده شد و تغییرات ضریب تکثیر راکتور بر حسب زمان، برای بازه های زمانی مختلف دنبال گردید. در این بخش محاسبات طول سیکل در دو حالت مختلف یکی بدون در نظر گرفتن جاذب سوختنی و دیگری با در نظر گرفتن جاذب سوختنی در حالت گرم قدرت کامل انجام شده است.

بدون جایگذاری میله های جاذب سوختنی، مقدار ضریب تکثیر مؤثر راکتور به صورت نمودار بنفش در شکل ۵ تغییر کرده و بعد از ۲۹۰۰ روز مقدار آن به ۱/۰۰۲ میرسد و تمام سوخت مصرف می شود. از آنجایی که در راکتورهای دریایی به دلیل توانایی غلبه بر راکتیویته منفی ناشی از افزایش زینان بعد از خاموشی، مقدار ضریب تکثیر در انتهای سیکل حداقل ۱/۰۴ در نظر گرفته می شود [۸]، مقدار طول سیکل بدون در نظر گرفتن جاذب سوختنی ۲۲۳۰ روز خواهد بود.

با در نظر گرفتن میله های جاذب سوختنی از جنس سیلیکات^۶ بورون با چگالی ۲ gr/cm^۳، تغییرات مقدار ضریب تکثیر مؤثر قلب مطابق نمودار قرمز در شکل ۵ می باشد. همان طور که از شکل مشخص است در صورتی که این راکتور از نوع زمینی باشد، جاذب سوختنی طول سیکل آن را تغییر نمی دهد ولی با در نظر گرفتن مقدار ضریب تکثیر حداقل ۱/۰۴ برای انتهای سیکل، طول سیکل راکتور به حدود ۱۳۷۰ روز می رسد و در واقع طول سیکل ۸۶۰ روز کاهش می یابد.



شکل ۵. تغییرات ضریب تکثیر در طول سیکل راکتور موتسو.

^۶ Boron silicate glass

۳.۲. حفاظ‌سازی راکتور

حفاظ بایستی به گونه ای طراحی شود که واکنش (n,p) در حد امکان کمتر صورت گیرد. از آنجا که نوترون‌های سریع می‌توانند این واکنش را ایجاد کنند لذا استفاده از حفاظ فولادی به عنوان تضعیف کننده بسیار خوب این واکنش پیشنهاد می‌گردد. بدلیل پیچیده بودن هندسه قلب این راکتور و لزوم اجراهای زیاد برای حفاظ سازی، این محاسبات در دو مرحله انجام شده است. در مرحله اول چشمه گاما و نوترون مربوط به قلب راکتور تا قبل از حفاظ بیولوژیک به شعاع ۱۶۰ cm مطابق با جدول ۶ [۹]، بوسیله محاسبات بحرانیات محاسبه شده و در مرحله دوم قلب راکتور تا قبل از حفاظ بیولوژیک همگن در نظر گرفته شده و سپس با استفاده از چشمه محاسبه شده در مرحله اول، محاسبات مربوط به حفاظ سازی انجام شده است. با توجه به اینکه استفاده از حفاظ فولادی اطراف محفظه تحت فشار می‌تواند منجر به کاهش قابل قبول تابش پرتو گامای ثانویه گردد، جهت بدست آوردن مناسب ترین عنصر و درصد ترکیبات آن در آلیاژ فولاد مورد استفاده به عنوان حفاظ، شبیه سازی و محاسبات برای چند نمونه آلیاژ فولاد انجام پذیرفت که نتیجه نهایی و انتخابی برای آلیاژ مناسب در جدول ۵ آورده شده است.

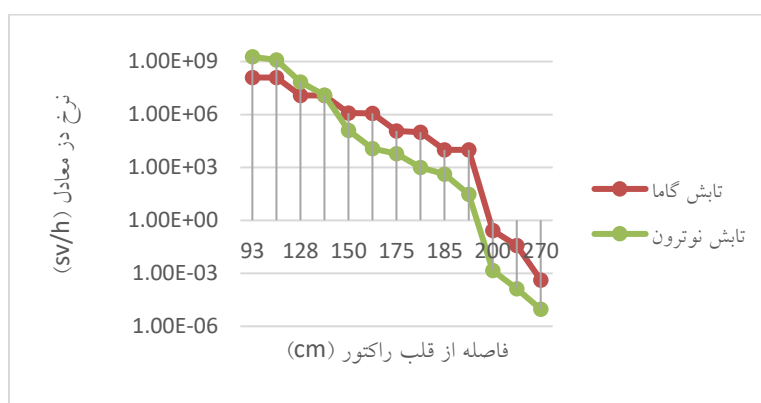
جدول ۵. آلیاژ فولاد انتخابی برای حفاظ راکتور موتسو.

عنصر	کسر وزنی	چگالی اتمی
آهن	۰.۷۸	۰.۷۲۳۳۵
کروم	۰.۱۸	۰.۰۱۰۰۵۷
کربن	۰.۰۰۰۷۹	۰.۰۰۰۳۰۷
فسفر	۰.۰۰۰۳۱	۰.۰۰۰۰۶۷
منگنز	۰.۰۱۲	۰.۰۰۰۰۸۴
تیتانیوم	۰.۰۰۷۸۵	۰.۰۰۰۷۲۵
سیلیسیم	۰.۰۱۸۴۲	۰.۰۰۱۶۴۶
گوگرد	۰.۰۰۰۶۳	۰.۰۰۰۰۶۲
مجموع	۱	۰.۰۸۶۰۴۰

شار سطحی و حجمی نوترون و گاما با استفاده از کد MCNPX در نقاط مختلف حفاظ بدست آمد و با استفاده از ضرایب تبدیل شار به دز در آن نقاط میزان دز معادل محاسبه شد که نتایج مطابق داده های جدول ۶ در شکل ۶ نشان داده شده است. جهت کاهش زمان محاسبات حفاظ‌سازی، انرژی های گامای کمتر از ۰.۵ مگا الکترون ولت که اهمیت چندانی در مباحث حفاظ‌سازی پرتوهای گاما ندارند نادیده گرفته شدند. همچنین جهت بالا بردن دقت نتایج در MCNPX از روش کاهش واریانس رولت روسی بهره گرفته شد [۱۰]. در این روش، هندسه در راستای مد نظر به چندین سلول دیگر تقسیم می‌شود و برای هر سلول مقدار اهمیت ذره به گونه ای تعریف می‌شود که مقدار آن به سمت ناحیه تالی افزایش و به سمت نواحی کم اهمیت کاهش یابد. بنابراین در این روش ذره ای که از چشمه خارج می‌شود همیشه زنده خواهد ماند تا به ناحیه تالی برسد، به این ترتیب می‌توان با تعداد تاریخچه کمتری به خطای مناسب‌تری در محاسبه تالی دست یافت.

جدول ۶. حفاظ‌های بکار رفته در اطراف قلب راکتور موتسو.

جایگاه	شعاع داخلی (cm)	شعاع خارجی (cm)	جایگاه	شعاع داخلی (cm)	شعاع خارجی (cm)
قلب راکتور	-	۹۳	آب	۱۷۵	۱۸۰
بازتابنده	۹۳	۱۲۳	حفاظ آهن	۱۸۰	۱۸۵
حفاظ آهن	۱۲۳	۱۲۸	آب	۱۸۵	۱۹۰
آب	۱۲۸	۱۳۰	حفاظ سرب	۱۹۰	۲۰۰
محفظه تحت فشار	۱۳۰	۱۵۰	آب	۲۰۰	۲۲۰
هوا	۱۵۰	۱۶۰	فولاد	۲۲۰	۲۷۰
حفاظ سرب	۱۶۰	۱۷۵			



شکل ۶. نرخ دز معادل در قسمت‌های مختلف راکتور شبیه سازی شده.

۳. نتیجه گیری

در این مقاله به بررسی طراحی قلب راکتور موتسو پرداخته شد. پارامترهای نوترونیکی از قبیل ضریب تکثیر، شار نوترون‌های سریع و حرارتی، طول سیکل بررسی گردیدند و در ادامه اثر جاذب سوختنی بر روی ضریب تکثیر در این راکتور مورد بررسی قرار گرفت. همچنین بررسی و طراحی حفاظ مناسب قلب راکتور موتسو انجام پذیرفت. نتایج بدست آمده با توجه به اعتبار سنجی نتایج با داده های تجربی از قابلیت اطمینان خوبی برخوردار هستند و نتایج نشان می‌دهد استفاده از آلیاژ فولادی انتخاب شده، کارایی لازم جهت استفاده به عنوان حفاظ را داراست.

۴. مراجع

1. Lee, E. K., H. C. Shin, S. M. Bae, and Y. K. Lee. "New dynamic method to measure rod worths in zero power physics test at PWR startup." *Annals of Nuclear Energy* 32, no. 13 (2005): 1457-1475.
2. Faghihi, F., A. H. Fadaie, and R. Sayareh. "Reactivity coefficients simulation of the Iranian VVER-1000 nuclear reactor using WIMS and CITATION codes." *Progress in Nuclear Energy* 49, no. 1 (2007): 68-78.
3. Fadaei, Amir Hosein, and Saeed Setayeshi. "Control rod worth calculation for VVER-1000 nuclear reactor using WIMS and CITATION codes." *Progress in Nuclear Energy* 51, no. 1 (2009): 184-191.
4. Los Alamos National Laboratory, Monte Carlo N-Particle Transport Code. MCNPX User's Manual. Version 2.4.0, LA-CP-02-408 (2002).



5. Freire, Luciano Ondir, and Delvonei Alves de Andrade. "Historic survey on nuclear merchant ships." *Nuclear Engineering and Design* 293 (2015): 176-186.
6. Monte Carlo Team, "MCNP- A General Monte Carlo N-Particle Transport Code", version 2.6, (2008) OAK Ridge National Laboratory, LA-CP-07-1473.
7. Shimooke, Takanori, Masafumi Itagaki, and Masao Osanai. *Static core performance simulator SCOPERS-2 for light water reactors and its application*. No. JAERI-M--8226. Japan Atomic Energy Research Inst., 1979.
8. Hanlon, Brendan Patrick. "Validation of the use of low enriched uranium as a replacement for highly enriched uranium in US submarine reactors." PhD diss., Massachusetts Institute of Technology, 2015.
9. Kawai, Y., and Iwao Kataoka. "Shielding experiment for the first nuclear ship in Japan." *Nuclear Engineering and Design* 10, no. 2 (1969): 169-186.
10. Makgae, R. "MCNP Variance Reduction technique application for the Development of the Citrusdal Irradiation Facility." (2008).