



بررسی و طراحی حفاظ مناسب راکتور MUTSU با استفاده از کد مونت کارلو MCNPX

محرابی، محسن^(۱،۲) - نوروزی، علی^(۱) - کاشی، سمیرا*^(۱) - بهزادی، محمد^(۱) - رضایی، سمیرا^(۱)

۱ - سازمان انرژی اتمی، شرکت فناوری‌های پیشرفته ایران

۲ - سازمان انرژی اتمی، پژوهشکده علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده کاربرد پرتوها

چکیده:

راکتورهای هسته‌ای به دلیل وقوع تعداد زیاد رویداد شکافت، به عنوان یک چشمه بزرگ از نوترون و گاما بشمار می‌آیند. راکتورهای پیشران هسته‌ای به دلیل نصب بر روی شناورها دارای محدودیت وزنی و ابعادی هستند بنابراین طراحی حفاظ در این راکتورها اهمیت ویژه‌ای دارد. در این مقاله از کد مونت کارلو MCNPX برای محاسبات حفاظ سازی یک راکتور پیشران مرجع استفاده شده است. بدلیل پیچیده بودن هندسه قلب این راکتور و لزوم اجراهای زیاد برای حفاظ سازی، این محاسبات در دو مرحله انجام شده است. دقت نتایج با روش‌های کاهش واریانس بالا برده شد. نتایج نشان می‌دهد لایه حفاظ فولادی با آلیاژ انتخابی توانسته است واکنش (n, p) را به شکل مناسبی کاهش دهد.

کلمات کلیدی: Nuclear Marine Propulsion, MCNPX, Neutron and Gamma Shielding, Variance reduction

مقدمه:

یکی از مهمترین مسائل در کاربرد فن آوری هسته‌ای، حفاظت در برابر تابش‌های هسته‌ای است تا از اثرات زیان‌آور زیست محیطی آن‌ها جلوگیری شود. لذا آگاهی از مراحل طراحی و ساخت حفاظ برای تاسیسات هسته‌ای حائز اهمیت است. مطالعه در زمینه حفاظ‌گذاری در برابر پرتوها 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.

راکتورهای هسته‌ای به دلیل وقوع تعداد زیاد رویداد شکافت، به عنوان یک چشمه بزرگ از نوترون و گاما بشمار می‌آیند. از این رو طراحی حفاظ سازی مناسب برای کارکنان نیروگاه‌های هسته‌ای در برابر این چشمه بزرگ نوترون و گاما لازم است که سهل‌انگاری در آن، پیامدهای جبران‌ناپذیری به دنبال خواهد داشت. در ارتباط با راکتورهای پیشران هسته‌ای به دلیل قرار گرفتن در محیط دریایی و وجود محدودیت در فضا و وزن زیردریایی، طراحی نوترونیک، ترموهیدرولیک و مخصوصاً حفاظ سازی در مقایسه با راکتورهای زمینی از اهمیت ویژه‌ای برخوردار است که با بررسی



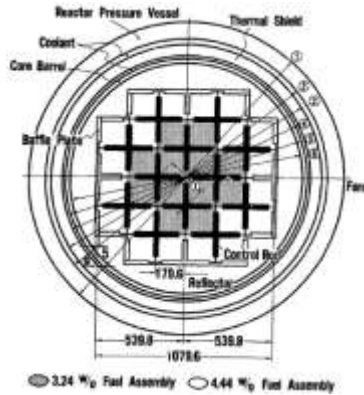
و مدل‌سازی دقیق راکتورهای پیش‌ران موجود در دنیا می‌توان به جزییات این تفاوت‌ها و الزامات طراحی این نوع راکتورها پی‌برد.

راکتورهای اولیه‌ای که به عنوان پیش‌ران مورد استفاده قرار می‌گرفتند دارای دو حفاظ اولیه و ثانویه بودند. حفاظ اولیه اطراف محفظه تحت فشار و حفاظ ثانویه اطراف محفظه ایمنی نصب می‌شود. موتسو یکی از اولین کشتی‌های 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 حفاظ این کشتی صورت گرفت. حفاظ اولیه شامل یک مخزن آب که تحت پوشش سیلندر سربی با پنج لایه فولادی غوطه‌ور در آن، می‌باشد. سرب و پلی اتیلن قسمت عمده حفاظ ثانویه را تشکیل می‌دهد [1]. در این راکتور، حفاظ ثانویه قسمت عمده‌ای از وزن حفاظ را به خود اختصاص می‌دهد که این مورد با توجه به اینکه کشتی هسته‌ای بایستی تا حد امکان سبک باشد، یکی از ایرادات اساسی در موتسو می‌باشد و هدف گذاری در طراحی حفاظ پیش‌ران‌ها به سمت رفع این نقیصه با توجه به محدودیت در فضا و وزن زیردریایی، پیش رفت. در طی این مقاله، به بررسی و ارائه حفاظ مناسب یک راکتور مرجع پرداخته خواهد شد. 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.

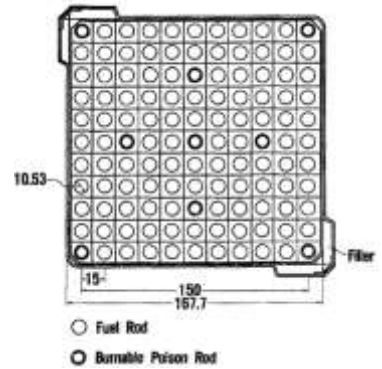
روش کار :

۱- مشخصات قلب راکتور MUTSU

این راکتور در سال ۱۹۷۲ توسط ژاپنی‌ها برای یک کشتی تجاری ساخته شد و در سال ۱۹۷۴ بحرانی شد ولی به دلیل نشت پرتوی غیر قابل انتظار بهره‌برداری از آن متوقف گردید و سرانجام بعد از ۱۶ سال در سال ۱۹۹۰ به عنوان یک راکتور PWR با توان حرارتی ۳۶ مگاوات شروع به کار کرد. 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 [2]. در جدول ۱ مشخصات راکتور MUTSU آورده شده است.



شماره	قطر (mm)	ماده
۱	۱۹۴۸	کربن استنیل
۲	۱۷۵۲	آب
۳	۱۶۵۰	استنیل 304
۴	۱۵۰۰	آب
۵	۱۴۸۰	استنیل 304
۶	۱۴۵۰	استنیل 304



شکل شماره (۲) مجتمع سوخت راکتور
شکل شماره (۱) شماتیک قلب راکتور

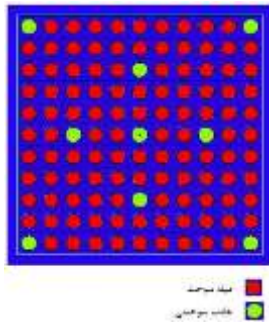
جدول شماره (۱) مشخصات قلب راکتور MUTSU

مقدار	مشخصات	مقدار	مشخصات	مقدار	مشخصات
۶۲۵ mm	طول میله های جاذب سوختنی	۱۵ mm	گام میله سوخت	۳۶ MW	توان
Ag-In-Cd	جنس میله های کنترل	۹,۶ mm	قطر سوخت	UO ₂	نوع سوخت
mm ۱۰۷۰	ارتفاع میله های کنترل	۱۰,۵۳mm	قطر خارجی غلاف	آب سبک	خنک کننده و کند کننده
۲۷۱ °C	دمای خنک کننده در قدرت صفر گرم	۰,۴ mm	ضخامت غلاف	۱۲	تعداد مجتمع سوخت با غنای ۳,۲۳%
۲۸۵ °C	دمای خنک کننده در قدرت صفر گرم	S.S 304	جنس غلاف	۲۰	تعداد مجتمع سوخت با غنای ۴,۴۴%
MPa ۱۰۹	فشار	Boron silicate glass	جنس میله های جاذب سوختنی	mm ۱۰۴۰	ارتفاع فعال قلب
		۶۲۵ mm	طول میله های جاذب سوختنی	mm ۱۶۷,۷	گام شبکه

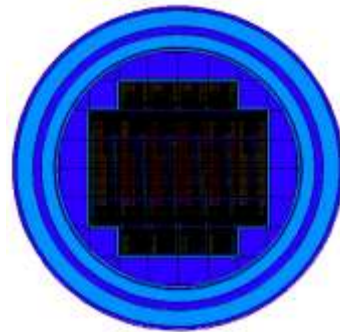
۲- مدلسازی قلب راکتور

در این مطالعه تمامی محاسبات مربوط به حفاظ سازی قلب راکتور MUTSU با استفاده از کد MCNPX2.6 انجام پذیرفته است. نرم افزار MCNP از سطوح مقاطع با فرمت ENDF استفاده می‌کند. در طی این محاسبات از کتابخانه

استاندارد MCNP، بر پایه ENDF7 استفاده شده است [3]. در شکل ۳ و شکل ۴ به ترتیب نمایی از ساختار قلب راکتور و یک نوع مجتمع سوخت به کار رفته در راکتور MUTSU که توسط کد MCNP شبیه سازی شده، نمایش داده شده است.



شکل شماره (۴) نمایی از یک مجتمع سوخت



شکل شماره (۳) نمایی از ساختار قلب راکتور

قبل از پرداخت به محاسبات حفاظ سازی و به منظور اطمینان از مدل سازی انجام شده برای قلب و همچنین انتخاب مناسب درصد ترکیبات سوخت و جاذب سوختنی، مقدار ضریب تکثیر محاسبات سلولی در حالت صفر قدرت گرم با نتایج موجود در یک مدرک مرجع [4] اعتبار سنجی می شود که نتایج آن در جدول ۲ آورده شده است. به منظور محاسبه ضریب تکثیر بی نهایت حاصل از محاسبات سلولی یک مجتمع سوخت بدون در نظر گرفتن جاذب های سوختنی به طور کامل با کد MCNP مدل شد و مرزهای آن به صورت مرز سفید تعریف شد. همانطور که از جدول ۲ مشخص است خطای نتایج ضریب تکثیر کمتر از ۰٫۲۷٪ می باشد. لازم به ذکر است محاسبات ضریب تکثیر با استفاده از کارت KCODE و در نظر گرفتن ۱۰۰۰۰ نوترون در هر سیکل، ۲۰ سیکل غیر فعال و ۵۰۰ سیکل فعال محاسبه شده است.

جدول شماره (۲) مقدار ضریب تکثیر بی نهایت حاصل از محاسبات سلولی

نوع سوخت	کد MCNP	مرجع	درصد خطای نسبی
سوخت ۳٫۲۴٪ بدون جاذب سوختنی	۱٫۲۵۳۸۱	۱٫۲۵۳۶	۰٫۰۱۶
سوخت ۳٫۲۴٪ با جاذب سوختنی	۱٫۱۷۵۳۹	۱٫۱۷۵۷	-۰٫۰۲۶
سوخت ۴٫۴۴٪ بدون جاذب سوختنی	۱٫۲۹۷	۱٫۲۹۷۷	-۰٫۰۵۳
سوخت ۴٫۴۴٪ با جاذب سوختنی	۱٫۲۰۴۳	۱٫۲۰۷۵	-۰٫۲۶۵

white boundary^۲



۳- حفاظ سازی 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.

فضای داخل محفظه ایمنی آب و حفاظ هایی از جنس قالب های فولادی در آن در نظر گرفته شد. آب علاوه بر اینکه میتواند مانع از نشت محصولات شکافت رادیواکتیو به داخل محفظه گردد، به عنوان کند کننده باعث جلوگیری از انتشار تابش به کارکنان و اطراف کشتی در طی کارکرد طبیعی راکتور، خاموش کردن و یا وقوع حادثه می‌شود.

نتایج :

بدلیل پیچیده بودن هند سه 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 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 عناصر 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 ۳ آورده شده است.

جدول شماره (۳) آلیاژ فولاد انتخابی برای حفاظ راکتور

عنصر	کسر وزنی	چگالی اتمی
آهن	۰,۷۹	۰,۰۷۲۳۳۷
کروم	۰,۱۷	۰,۰۱۰۰۵۵
کربن	۰,۰۰۰۷۸	۰,۰۰۰۳۰۹
فسفر	۰,۰۰۰۳۲	۰,۰۰۰۰۶۷
منگنز	۰,۰۱۲	۰,۰۰۰۰۸۴
تیتانیوم	۰,۰۰۷۸۳	۰,۰۰۰۷۲۳
سیلیسیم	۰,۰۱۸۴۴	۰,۰۰۱۶۴۴
گوگرد	۰,۰۰۰۶۳	۰,۰۰۰۰۶۴

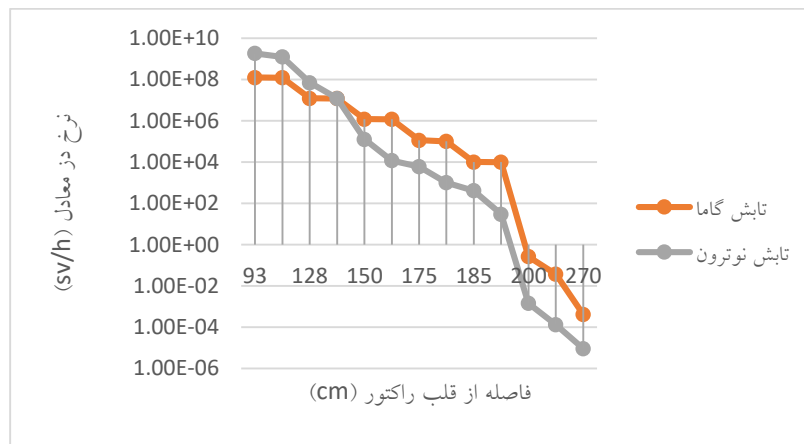


۰,۰۸۶۰۴۰	۱	مجموع
----------	---	-------

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 ۴ در شکل ۵ نشان داده شده است. جهت کاهش زمان محاسبات حفاظ سازی، انرژی های گامای کمتر از ۰,۵ مگا الکترون ولت که اهمیت چندانی در مباحث حفاظ سازی پرتوهای گاما ندارند نادیده گرفته شدند. همچنین جهت بالا بردن دقت نتایج در MCNP از روش کاهش واریانس رولت روسی بهره گرفته شد.

جدول شماره (۴) حفاظ های بکار رفته در اطراف قلب راکتور

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 شماره (۵) نرخ دز معادل در قسمت های مختلف راکتور شبیه سازی شده

بحث و نتیجه گیری :



در این مقاله به بررسی و طراحی حفاظ مناسب قلب راکتور MUTSU پرداخته شد. راکتورهای پیشران هسته‌ای به دلیل نصب بر روی شناورها دارای محدودیت وزنی و ابعادی هستند بنابراین طراحی حفاظ در این راکتورها اهمیت ویژه‌ای دارد. 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 دارا می‌باشد و می‌تواند تاثیر بسیار خوبی در کاهش حجم و وزن حفاظ داشته باشد که این یک مزیت برای راکتورهای پیشران محسوب می‌شود.

مراجع :

- 1- Kawai, Y. and Kataoka, I., 1969. Shielding experiment for the first nuclear ship in Japan. *Nuclear Engineering and Design*, 10(2), pp.169-186.
- 2- Freire, L.O. and de Andrade, D.A., 2015. Historic survey on nuclear merchant ships. *Nuclear Engineering and Design*, 293, pp.176-186.
- 3- Monte Carlo Team, "MCNP- A General Monte Carlo N-Particle Transport Code", version 2.6, (2008) OAK Ridge National Laboratory, LA-CP-07-1473.
- 4- Shimooko, T., Itagaki, M. and Osanai, M., 1979. *Static core performance simulator SCOPERS-2 for light water reactors and its application* (No. JAERI-M--8226). Japan Atomic Energy Research Inst..