



محاسبه ضریب پخش نوترون با استفاده از نتایج شبیه‌سازی قلب یک راکتور حرارتی

عباسی، حانیه^(۱) - قیصری، روح‌اله^(۱)* - اسلامی‌زاده، محمدهادی^(۱)

۱- دانشگاه خلیج فارس، دانشکده علوم پایه، گروه فیزیک

۲- دانشگاه خلیج فارس، مرکز پژوهشی انرژی هسته‌ای

چکیده:

برای محاسبه‌ی شار نوترون‌ها در یک محیط نوترونی و در محیط‌هایی که جذب نوترون نسبتاً زیاد نیست، می‌توان از معادله پخش استفاده نمود. پس از حل معادله، شار به صورت تحلیلی به دست می‌آید و نتیجه‌ی محاسبات با نتایج حاصل از شبیه‌سازی مقایسه می‌گردد. از کد MCNP برای مدل کردن پیکربندی سه‌بعدی قلب، که مشتمل بر کلیه میله‌های سوخت، میله‌های جذب ثابت و متحرک (کنترل)، کانال مرکزی، کانال سنسور، خنک‌کننده (کنندکننده) و... استفاده شده است. هدف از این تحقیق، به دست آوردن نمودار شار حاصل از روش تحلیلی و نمودار حاصل از شبیه‌سازی، در مرحله بعد انطباق این دو نمودار و سپس محاسبه ضریب پخش نوترون می‌باشد.

کلمات کلیدی: ضریب پخش، راکتور حرارتی، جریان نوترون، شار نوترون

مقدمه:

طرح مناسب یک راکتور هسته‌ای نیاز به این دارد که بتوانیم توزیع نوترون‌ها را در تمام حجم دستگاه پیش‌بینی نماییم. به طور کلی این موضوع مساله مشکلی است، به این علت که نوترون‌ها در نتیجه‌ی برخوردهای مکرر مسیر پیچیده‌ای را در راکتور طی می‌کنند. در این حالت، اثر کلی برخوردهای نوترون با تقریب درجه اول یک نوع پخش نوترون در محیط راکتور می‌باشد که خیلی شبیه پخش یک گاز در گاز دیگر است. این توزیع تقریبی نوترون‌ها را می‌توان از حل معادله پخش به دست آورد. این روش که گاهی تقریب پخش نامیده می‌شود، برای طراحی اغلب راکتورهای اولیه به کار رفته و اگرچه روش‌های پیچیده و دقیق‌تری بوجود آمده است، لکن هنوز هم برای تخمین خواص (محاسبات) اولیه بطور وسیعی کاربرد دارد. برای محاسبه شار نوترون‌ها و بررسی چگونگی توزیع آن‌ها در یک محیط نوترونی می‌توان از معادله ترابرد و در حالت‌های خاص در محیط‌هایی که جذب نوترون چندان زیاد نیست از معادله پخش استفاده کرد [۱]. آغاز جدی استفاده از روش مونت‌کارلو هم‌زمان با کار بر روی تسلیحات هسته‌ای در سال ۱۹۴۰ و در آزمایشگاه لوس‌آلاموس^۱

^۱Los Alamos National Laboratory



صورت گرفت و سرانجام در سال ۱۹۴۵ میلادی اولین مقاله جامع روش مونت کارلو توسط هرمان کان^۱ به چاپ رسید. در سال ۱۹۵۵ میلادی اولین کار آزمایشگاهی توسط رینوسکای^۲ و هاروویتز^۳ گزارش شد. آن‌ها ضریب پخش گرافیت و آب سنگین را با تکنیک امواج نوترونی اندازه‌گیری کردند. در سال ۱۹۵۸ کاسزر^۴ ضریب پخش نوترون‌های حرارتی را به روش تحلیلی در یک محیط غیر جاذب بدست آورد. در سال ۱۹۶۶، لامارش^۵ ضریب پخش را به روش ساده بطور تخمینی بدست آورد. در سال ۲۰۱۳، میرفیاضی طول پخش نوترون‌های حرارتی را برای راکتورهای گرافیتی به کمک کدهای MCNP و COMSOL به دست آورد [۲].

روش کار :

همان‌گونه که در بخش‌های پیشین اشاره شد، هدف اصلی در این مقاله ابتدا محاسبه شار نوترونی در راکتور همگن استوانه‌ای (مشابه راکتور بوشهر) به کمک کد محاسباتی MCNP و مقایسه آن با نتایج به دست آمده از حل تحلیلی و سرانجام به دست آوردن ضریب پخش نوترون است. لذا در این بخش، ضمن ارائه توضیحاتی در مورد جزئیات شبیه‌سازی و محاسبات انجام شده، نتایج به دست آمده را ارائه و مورد بحث قرار داده‌ایم. جهت شبیه‌سازی راکتور با استفاده از کد محاسباتی MCNP، نسخه MCNPX استفاده شد. با توجه به اینکه برای شبیه‌سازی پیش از هر چیز انتخاب یک دستگاه مختصات مناسب ضروری است، در کلیه مراحل شبیه‌سازی در این مقاله از یک دستگاه مختصات دکارتی راست‌گرد استفاده شده که مبدا آن در مرکز قلب راکتور بوده و محور Z منطبق بر محور استوانه قلب راکتور می‌باشد. پس از انتخاب دستگاه مختصات، به کمک کارت‌های مختلف MCNP، هندسه راکتور را به‌طور دقیق طراحی گردید. در این راستا با در اختیار داشتن اطلاعات مربوط به ابعاد و اندازه دقیق اجزای مختلف راکتور، چگالی و نسبت جرمی مواد به کار رفته در بخش‌های مختلف راکتور و با آگاهی از توانایی‌های کد MCNP، هندسه راکتور تعریف شد. برای اجرای برنامه در دماهای مختلف به سطح مقطع‌ها در آن دما نیاز داریم به این منظور از سیستم پردازش داده‌های هسته‌ای NJOY استفاده شده است.

نتایج :

^۱Herman Kahn

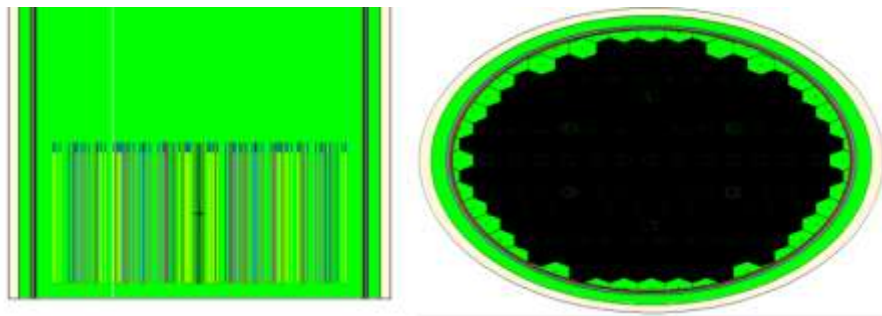
^۲Renoskaya

^۳Harvowitz

^۴Caszer

^۵Lamarash

در این بخش نتایج حاصل از اجرای کد MCNP ارائه می‌گردد. در محاسبات ابتدا با استفاده از اطلاعات مدل اصلی به شبیه سازی هندسه قلب راکتور VVER-1000 پرداخته ایم. در شکل ۱، هندسه شبیه سازی قلب ارائه شده است. مجتمع های سوخت با غنای متفاوت و ترکیبی شبیه سوخت گذاری نیروگاه اتمی بوشهر محاسبه و شبیه سازی شده‌اند. و سپس مجتمع های سوخت با غنای متفاوت و ترکیبی شبیه محاسبه و شبیه سازی شده‌اند.



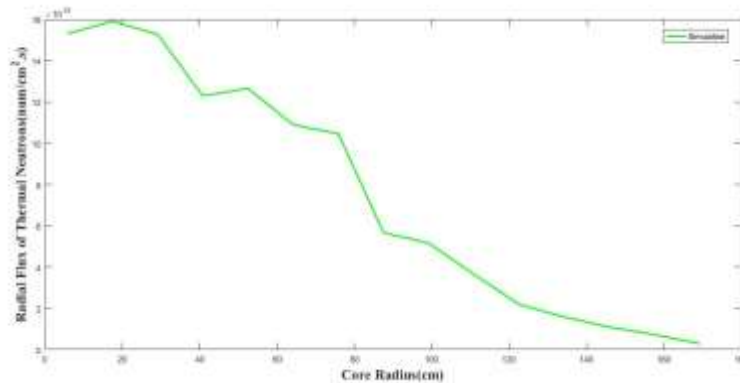
شکل ۱: شمای کلی راکتور شبیه سازی شده به همراه برش عرضی

- شار نوترونی های حرارتی بر حسب شعاع با استفاده از کد MCNP

در این مرحله شار شعاعی نوترونی های حرارتی درون قلب بر حسب شعاع با استفاده از مش بندی به دست آمد (در جدول ۱ نشان داده شده) و نمودار حاصل از آن بر حسب شعاع رسم گردید (شکل ۲).

جدول ۱: شار نوترونی های حرارتی بر حسب شعاع

شعاع قلب (cm)	شار نوترون (n/cm ² .s)	خطا
۵/۸۳۳۳	$1/72996593 \times 10^{14}$	۰/۰۵۳۸۱۱۹
۱۷/۵۰۰۰	$1/59036306 \times 10^{14}$	۰/۰۳۱۲۱۹۰
۲۹/۱۶۶۷	$1/52561277 \times 10^{14}$	۰/۰۲۳۰۲۳۳
۴۰/۸۳۳۳	$1/22846162 \times 10^{14}$	۰/۰۲۱۰۷۰۶
۵۲/۵۰۰۰	$1/26477736 \times 10^{14}$	۰/۰۱۸۸۳۰۵
۶۴/۱۶۶۷	$1/08883863 \times 10^{14}$	۰/۰۱۸۹۷۶۸
۷۵/۸۳۳۳	$1/7452623 \times 10^{14}$	۰/۰۱۹۶۴۴۵
۸۷/۵۰۰۰	$0/56605208 \times 10^{14}$	۰/۰۲۱۴۲۹۱
۹۹/۱۶۶۷	$0/51596061 \times 10^{14}$	۰/۰۲۲۹۰۹۷
۱۱۰/۸۳۳	$0/36524092 \times 10^{14}$	۰/۰۲۵۳۰۰۹
۱۲۲/۵۰۰	$2/1963942 \times 10^{13}$	۰/۰۲۸۵۷۵۸
۱۳۴/۱۶۷	$1/58274964 \times 10^{13}$	۰/۰۳۲۷۷۰۶
۱۴۵/۸۳۳	$1/09279555 \times 10^{13}$	۰/۰۴۰۲۵۱۲
۱۵۷/۵۰۰	$0/73467152 \times 10^{13}$	۰/۰۵۲۸۳۶۴
۱۶۹/۱۶۷	$0/2954281 \times 10^{13}$	۰/۰۹۳۵۱۰۷



شکل ۲: نمودار شار نوترون‌های حرارتی برحسب شعاع قلب راکتور با استفاده از برنامه MATLAB

با توجه به شکل ۲، شار نوترون در مرکز قلب دارای بیشترین مقدار و در راستای شعاع و با نزدیک شدن به جداره قلب راکتور به دلیل افزایش جذب و نشت کاهش می‌یابد.

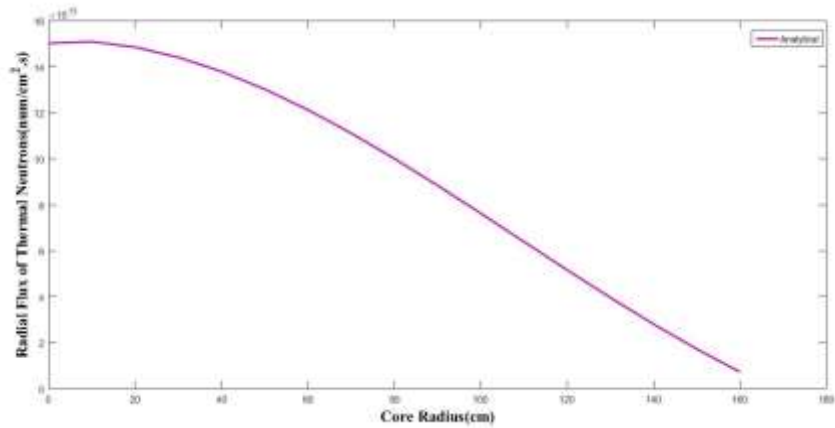
- حل تحلیلی شار نوترون

یک راکتور بحرانی سریع، حاوی مخلوط یکنواختی (همگون) از سوخت و خنک‌کننده را در نظر می‌گیریم. فرض می‌شود که راکتور فقط یک ناحیه دارد و بدون لایه زاینده یا بازتابنده است. چنین سیستمی را راکتور لخت می‌نامند. این راکتور در محاسبات تک‌گروهی بوسیله معادله پخش یک‌گروهی بیان می‌شود.

با بهره‌گیری از اطلاعات منتشرشده از نیروگاه اتمی بوشهر (FSAR) و استفاده از برنامه MATLAB نمودار شار برحسب شعاع رسم گردید (شکل ۳). به این منظور از فرمول محاسبه شار برای یک استوانه محدود مورد استفاده شد.

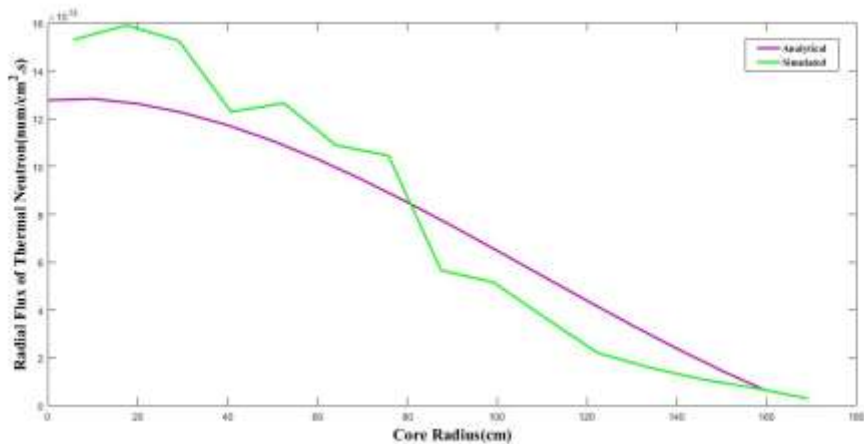
$$\phi(r,z) = \frac{3.36P}{VER\Sigma_f} J_0 \left(\frac{2.405r}{R} \right) \cos \frac{\pi z}{H}$$

فرمول بالا یک تابع دو متغیره تعریف شده است که z متغیر روی ارتفاع H ، r متغیر روی شعاع R و J_0 تابع بسل مرتبه صفر می‌باشد. در این مرحله با استفاده از برنامه متلب ابتدا معادله را به‌ازای z های مختلف حل و پس از میانگین‌گیری روی آن‌ها، نمودار شار به‌ازای r های مختلف رسم شد.



شکل ۳: نمودار شار نوترون‌های حرارتی برحسب شعاع قلب راکتور با استفاده از برنامه MATLAB

همانطور که در شکل ۳ مشاهده می‌شود، شار نوترون به صورت کسینوسی در مرکز زیاد و در دیواره‌ها به علت تاثیر افزایش شعاع کاهش می‌یابد.



شکل ۴: تطبیق نمودارهای حاصل از شبیه‌سازی و حل تحلیلی

محاسبه ضریب پخش:

با توجه به انطباق نمودارهای حاصل از شبیه‌سازی و حل تحلیلی شار نوترونی که در شکل ۴ به نمایش درآمده، اکنون می‌توان به محاسبه ضریب پخش نوترون در یک راکتور حرارتی، مشابه راکتور بوشهر پرداخت.

$$B^2 = \frac{k_{\infty} - 1}{L^2}$$



$$L^2 = \frac{D}{\Sigma_a}$$

(L^2) سطح پخش نوترون و ضریب باکلینگ (B^2) برای یک راکتور استوانه‌ای محدود به شکل زیر است:

$$B^2 = \left(\frac{2.405}{R}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{H}\right)^2$$

k_∞ : ضریب تکثیر برای راکتور بی نهایت

$$k_\infty = \eta f = (2.2) \times (0.671) = 1.48$$

R: شعاع قلب راکتور

H: ارتفاع قلب راکتور

Σ_a : سطح مقطع ماکروسکپی جذب نوترون [۳۵]

با استفاده از فرمول و نتایج حاصل از شبیه‌سازی، ضریب پخش نوترون در یک راکتور حرارتی به‌ازای شارهای متفاوت به صورت زیر می‌باشد:

$$D = \frac{\Sigma_a(k_\infty - 1)}{\left(\frac{2.405}{R}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{H}\right)^2}$$

سرانجام با جایگذاری مقادیر، ضریب پخش نوترون حرارتی در راکتوری مشابه راکتور بوشهر ۰/۶۱۸۶ اندازه‌گیری شد.

بحث و نتیجه گیری :

پس از حل معادله با بهره‌گیری از برنامه **MATLAB**، نمودارهایی از شار برحسب شعاع و ارتفاع، به صورت تحلیلی به دست آمده و نتیجه‌ی محاسبات با نمودارهای حاصل از شبیه‌سازی با کد **MCNP** مقایسه شد. ابتدا برای به دست آوردن نمودار شار نوترون برحسب شعاع، ارتفاع قلب را به فاصله ۰/۱ تقسیم‌بندی نمودیم. مقادیر را وارد فرمول کرده و از آن‌ها میانگین‌گیری شد و در آخر بر حسب شعاع رسم گردید. با توجه به تطبیق نمودار حاصل از شبیه‌سازی و حل تحلیلی، ضریب پخش نوترون به صورت میانگین ۰/۶۱۸۶ محاسبه شد. از آن‌جا که ضریب پخش در حالت استاندارد می‌بایست در بازه ۰/۳ تا ۰/۸ قرار گیرد، این مقدار قابل قبول و توجیه‌پذیر می‌باشد. به کمک کد **DRAGON** و روش معمول **Bn** می‌توان ضریب پخش نوترون را محاسبه نمود، اما تاکنون برای راکتور بوشهر این



بیست و ششمین کنفرانس هسته‌ای ایران

۸۰۷ اسفندماه ۱۳۹۸- دانشگاه صنعتی خواجه نصیرالدین طوسی - تهران



ضریب به دست نیامده به همین جهت مقایسه نتایج گرفته شده از کد DRAGON و این روش امکان پذیر نمی باشد.

سپاس‌گزاری:

از مرکز پژوهشی انرژی هسته‌ای دانشگاه خلیج فارس قدردانی می‌گردد.

مراجع:

- [1] Murphy, Krieger., Elements of Nuclear Engineering. (1975).
- [2] T. S. Poveschenko and N. I. Laletin, "About calculation of axial diffusion coefficient in nuclear reactor cell," *Proc. Int. Conf. PHYSOR-2004*, CD 700310.