نشریه تابش و فناوری هسته ای،دوره ۳، شماره ۱، بهار ۱۳۹۵

محاسبه پارامترهای سینتیکی راکتور تحقیقاتی تهران با استفاده از کد MCNPX و مقایسه نتایج آن با روش اختلال و مرجع

حمید رضا خالقی [۱] *

[۱] کارشناسی ارشد، دانشگاه تحصیلات تکمیلی صنعتی و فناوری پیشرفته کرمان، کرمان، ایران

(تاریخ دریافت مقاله: ۱۳۹٤/۱۰/۱۳ - تاریخ پذیرش مقاله: ۱۳۹۵/۰۱/۱٦)

چکیده

در این پژوهش از روش اختلال برای محاسبه پارامترهای سینتیکی راکتور تحقیقاتی تهران مانند ضریب تکثیر مؤثر، کسر موثر نوترون‌های تأخیری، عمر نوترون استفاده شده است. هدف از این پژوهش این است که میزان خطای به وجود آمده در مقادیر این پارامتر ها مخصوصاً عمر نوترون که ابتدا توسط کد MCNPX محاسبه شده است کاهش یافته و عدد منطقی تری به دست آورده شود. اساس کار به این صورت است که ابتدا پارامترهای سینتیکی راکتور در غنای ٪۲۰ که هم اکنون راکتور تهران با این غنا کار می‌کند محاسبه شده و ضریب تکثیر مؤثر، کسر موثر نوترون‌های تأخیری و عمر نوترون به دست آمده است. سپس مقداری سم که همان بور ($^{10}_{5}B$) است به راکتور تزریق شده و دوباره مقدار این پارامترها محاسبه شده است و در آخر مقدار این پارامترهای سینتیکی محاسبه شده در هر دوحالت قبل و بعد از تزریق سم مخصوصاً عمر نوترون با مقدار آنها در مرجع راکتور تهران (FSAR) مقایسه شده است. مقایسه داده های به دست آمده نشان می دهد که مقدار خطای این پارامترها مخصوصاً عمر نوترون در حالت بعد از تزریق سم کاهش یافته و مقدار آنها به مقدار موجود در مرجع راکتور تهران نزدیک تر شده است.

واژه های کلیدی: پارامترهای سینتیکی، راکتور تحقیقاتی تهران، MCNPX ، 1/v Poisoning Method

* کرمان، کرمان، دانشگاه تحصیلات تکمیلی صنعتی و فن آوری پیشرفته ، کد پستی ۷٦۳۱۱۳۳۱۳۱

پست الکترونیکی : HamidKhaleghi81@yahoo.com

۱. مقدمه

هدف از این تحقیق، محاسبه پارامترهای سینتیکی راکتور تحقیقاتی تهران با استفاده از شبیه سازی مونت کارلو است. پارامترهای سینتیکی شامل کسر مؤثر نوترون های تاخیری، ضریب تکثیر مؤثر و عمر نوترون می باشند. محاسبه دقیق این پارامتر ها برای عملکرد ایمنی راکتور ها بسیار مهم است و اهمیت به سزایی در تحلیل دینامیکی سیستم طی گذره های سریع دارد. اصولاً از روش های عددی و یا مونت کارلو برای محاسبه پارامتر های سینتیکی استفاده می شود. همچنین برخی از کدهای محاسباتی نظیر کد MCNPX که بر اساس روش مونت کارلو می باشد می توان جهت محاسبه پارامترهای سینتیکی استفاده نمود [۱]. به هرحال استفاده از این کدها دارای مزایا و معایبی است که بستگی به دقت این کد ها دارد. به عنوان مثال، اشکال کد MCNPX این است که تمام محاسبات بدست آمده از آن وزن نشده است و این نقص موجب می شود که پارامتر های نوترونی محاسبه شده توسط این کد دقیق نباشد. بنابراین جهت رفع این مشکل می توان از روش های دقیق تری استفاده نمود که یکی از این روش ها، روش اختلال[۱] می باشد [٤،۳]. اساس این روش تئوری اختلال است و نتایج بدست آمده از این روش ساده و دقیق می باشد. بنابراین در این پژوهش پارامتر های نوترونی و سینتیکی نظیر ضریب تکثیر موثر(K_{eff})، کسر موثر نوترون های تأخیری (β_{eff}) و طول عمر نوترون(l_p) برای قلب راکتور تهران با استفاده از کد MCNPX و روش اختلال محاسبه شده و با نتایج مرجع مقایسه شده است.

۲. مواد و روش ها

۲. ۲. شبیه سازی قلب راکتور تهران

راکتور تحقیقاتی تهران، یک راکتور۵ مگاواتی، با کند کنندگی آب سبک و سوخت جامد ناهمگون می باشد که از آب هم برای خنک کردن و هم برای حفاظ استفاده می شود. قلب راکتور از مجتمع های سوخت از نوع MRT[۲] که در یک صفحه مشبک قرار گرفته اند، تشکیل گردیده است. سوخت راکتور تحقیقاتی تهران در شروع بهره برداری اورانیوم با غنای بالا[۳] (HEU) یعنی ٪۹۳ بود که پس از تجدید نظر در طراحی به اورانیوم با غنای پایین[٤] (LEU) یعنی ٪۲۰ تبدیل گردید. ترکیب شیمیایی این سوخت به صورت U3O8-AL می باشد. هر یک از میله های سوخت روی یک صفحه نگهدارنده به ابعاد ٤٦cm × ۷۵cm و با ضخامت ۱۳cm در محل خود مستقر می گردد و مجموعه آن ها قلب را تشکیل می دهند. این مجموعه در حدود ۸ متری عمق استخر قرار دارد[۲]. در این تحقیق کد MCNPX جهت شبیه سازی قلب راکتور تهران به کار گرفته شده است. چیدمانی از قلب راکتور تحقیقاتی تهران که توسط این کد شبیه سازی شده در شکل(۱) آورده شده است. این چیدمان قلب شماره یک راکتور تحقیقاتی تهران می‌باشد. این چیدمان شامل ۱۹ بسته سوخت است که از این تعداد ۵ عدد از آن بسته های سوخت کنترلی می‌باشد و ١٤ عدد دیگر بسته های سوخت هستند و مکان هایی هم برای تابش دادن به نمونه ها در نظر گرفته شده که به آن ها باکس تابشی می گویند، دراین چیدمان همگی بسته های سوخت تازه می باشند[۵].

[۱] 1/v Poison Method
[۲] Material Test Reactor
[۳] High Enrich Uranium
[٤] Low Enrich Uranium

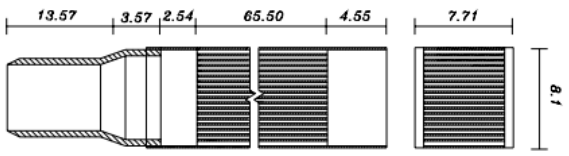
	9	8	7	6	5	4	3	2	1
	۹	۸	۷	۶	۵	۴	۳	۲	۱
A									
B		IR BOX	SFE	SFE	SFE	IR BOX			
C		SFE	SFE	CFE	SFE	IR BOX	IR BOX		
D	IR BOX	SFE	CFE	SFE	CFE	SFE	IR BOX		
E	IR BOX	CFE	SFE	CFE	SFE	IR BOX			
F		IR BOX	SFE	SFE	SFE				

SFE: Standard Fuel Element
CFE: Control Fuel Element

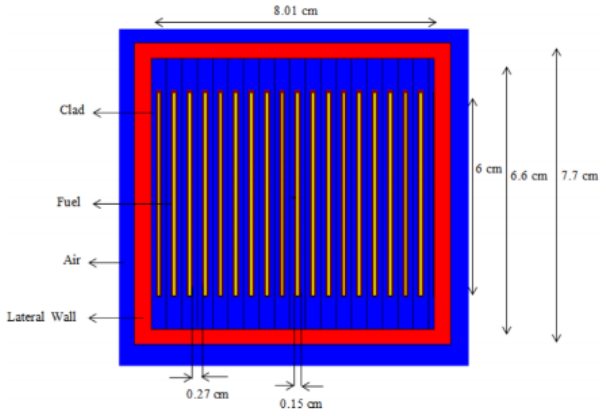
Irradiation :IR BOXL Box

شکل۱. شبیه سازی چیدمان قلب شماره یک راکتور تحقیقاتی تهران با استفاده از کد MCNPX

در شکل (۲) نمایی از یک میله ی سوخت راکتور تحقیقاتی تهران نشان داده شده است. این میله ی سوخت برای حالت کم غنی شده یعنی حالت ٪۲۰ که اکنون راکتور تهران با این غنا کار می کند، طراحی شده است. ابعاد این میله سوخت ۸۹/۷cm× ۷/۷۱cm× ۸/۰۱cm است. شکل (۳) مجتمع سوخت راکتور تحقیقاتی تهران را نشان می دهد. تعداد میله های سوخت موجود در هر مجتمع سوخت ۲٤ عدد و تعداد صفحات سوختی موجود در هر میله سوخت ۱۹ عدد می باشد.



شکل۲. ابعاد میله سوخت راکتور تحقیقاتی تهران به سانتی متر



شکل۳. مجتمع سوخت راکتور تحقیقاتی تهران[۵]

۲. ۲. شبیه سازی قلب راکتور تهران محاسبه پارامترهای سینتیکی با کد MCNPX

۲. ۲. ۱. جداول کسر مؤثر نوترون‌های تأخیری

یکی از پارامتر های سینتیکی در راکتورها، کسر نوترون‌های تأخیری می‌باشد که به طور مستقیم نمی‌توان این پارامتر را با کد MCNPX محاسبه کرد ولی می‌توان از نتیجه اجرای دوباره کارت KCODE متوالی مقداری (β_{eff}) را به صورت تقریبی محاسبه کرد [۵] .

$$\beta_{eff} = 1 - \frac{K_3}{K_1} \qquad (۱)$$

که در این رابطه، پارامتر K_1 همان K_{eff} می باشد و پارامتر K_1 ضریب تکثیر آنی می باشد.

برای محاسبه کسر نوترون‌های تاخیری موثر را می‌توان از روش زیر بهره برد. ابتدا یک بار با استفاده از کارت های KCODE و PHYS (با گذاشتن عدد ۱- به منزله در نظر گرفتن طیف نوترون‌های تاخیری و آنی) و کارت TOTNU مقدار K_1 را بدست آورد و سپس با استفاده از کارت‌های KCODE و PHYS (با گذاشتن عدد صفر به منزله در نظر نگرفتن طیف نوترون های تاخیری) و با خاموش کردن کارت TOTNU

می‌توان مقدار K_3 را بدست آورد. بنابراین مقدار کسر نوترون های تاخیری مؤثر با ا ستفاده از رابطه (۱) بد ست آورده می شود [۷-۵] .

۲. ۲. ۲. محاسبه پارامترهای زمانی

در کد MCNP4B و نسخه های بالاتر آن، دو نوع پارامتر زمانی متفاوت در نظر گرفته شده است. یکی طول عمر[۱] و دیگری نیمه عمر[۲] می‌باشد. طول عمر مدت زمان بین محل تولد نوترون تا محل جذب یا نشت یا یک رخداد به خصوص، تعریف می شود. نیمه عمر متوسط طول عمر نوترون ما بین چند رخداد از یک نوع یکسان یعنی شکافت به شکافت یا از یک رویداد به همان رویداد توصیف می شود. می‌توان طول عمر را به صورت زیر تعریف کرد [۲] .

$$t_x = \frac{1}{N_x}\sum_{K=1}^{N_k} t_k \qquad (۲)$$

که در این رابطه، N_x : تعداد نوترون‌هایی که قبلاً سرنوشتشان در رخداد x مشخص شده است و t_k زمان لازم برای رخداد یک رویداد از محل تولد نوترون می باشد.

ولی اگر احتمال متوسط یک رویداد در نظر گرفته شود در این صورت از نیمه عمر ا ستفاده می شود که آن را t_r می‌نامند و برابر است با مجموع همه طول عمر های وزن داده شده به همراه احتمال های آن ها که به صورت زیر تعریف می شود.

$$T_r : \sum_x P_x t_x = P_f t_f + P_c t_c + P_e t_e \qquad (۳)$$

جمله اول را جمله شکافت، جمله دوم را جمله جذب و جمله سوم: را جمله فرار می نامند. در نتیجه احتمال طول عمر هر رویداد برابر با رابطه (٤) می‌باشد [۲] .

$$T_x = \frac{T_r}{P_x} \qquad (٤)$$

۲. ۳. روش اختلال

یکی دیگر از روش های محاسبه طول عمر نوترون، روش نظریه اختلال می‌باشد که بر اساس آن می‌توان با افزودن مقدار اندکی ماده جاذب به مواد تشکیل دهنده قلب به صورت همگن مقدار ضریب تکثیر جدید را محاسبه نمود. برای این منظور ماده جاذب بور (^{10}B) بی نهایت رقیق (در محدوده از 10^{-9} تا 10^{-8} atom/barn.cm) برای هر منطقه راکتور (سوخت همگن، صفحات جانبی، میله های کنترل و کانال های میله کنترل، بازتابنده ها و غیره) جهت تولید سطح مقطع چند گروهی در هر منطقه راکتور اضافه نمود؛ سپس مقدار ضریب تکثیر مؤثر راکتور را با این شرایط بدست آورد. در نهایت با استفاده از رابطه (۵) می‌توان طول عمر نوترون آنی را بدست آورد [۳].

$$l_p = \lim_{N_B \to 0} \frac{k_{eff} - k_{eff}^B}{k_{eff}^B} \times \frac{1}{N_B \sigma_{aB} \bar{\upsilon}} \qquad (۵)$$

در این رابطه، l_p طول عمر نوترون آنی برحسب ثانیه، K_{eff} ضریب‌تکثیر بدون ناخالصی، K_{eff}^B ضریب‌تکثیر با افزودن ناخالصی، N_B چگالی بور برحسب (10^{-8}atom/barn.cm)، σ_{aB} سطح مقطع میکرو سکوپیک متو سط گیری شده بور در محدوده انرژی نوترون های حرارتی (۳۸۳۷ بارن) و $\bar{\upsilon}$ سرعت متوسط نوترون های حرارتی (۲۲۰۰ متر بر ثانیه) می‌باشد.

۳. یافته ها و نتایج

کسر مؤثر نوترون های تأخیری به عنوان یکی از پارامتر های

[۱] Life span
[۲] Life time

سینتیکی مهم در تمام راکتور های هسته‌ای، نقش بسیار مهمی در تجزیه و تحلیل رفتار دینامیکی راکتور ها دارد. لیکن در این تحقیق پارامتر های نوترونی و سینتیکی نظیر ضریب تکثیر مؤثر (K_{eff}) ، کسر مؤثر نوترون های تأخیری (β_{eff})، طول عمر نوترون (l_p) برای قلب راکتور تحقیقاتی تهران در غنای ٪۲۰ (LEU) با استفاده از کد MCNPX و روش اختلال محاسبه شده است که نتایج آن در جداول (۱ و ۲) درج شده است.

جدول ۱. مقادیر پارامترهای سینتیکی راکتور تحقیقاتی تهران قبل از تزریق سم (بور) در غنای ٪۲۰

پارامترهای سینتیکی	کد MCNPX	مرجع(۱)	خطا
K_{eff}	۱/۰۹۲۱۰	۱/۰۷۲۱۰	۰/۰۰۰۲۵
l_p	۸۹/۹ × ۱۰$^{-۶}$	٤٥ × ۱۰$^{-۶}$	۲/۷ × ۱۰$^{-۸}$
β_{eff}	۰/۰۰۷٤٦	۰/۰۰۷۷۷	–

جدول ۲. مقادیر پارامترهای سینتیکی راکتور تحقیقاتی تهران بعد از تزریق سم (بور) در غنای ٪۲۰

پارامترهای سینتیکی	روش اختلال	مرجع(۱)	خطا
K_{eff}	۱/۰۷۹۳۲	۱/۰۷۲۱۰	۰/۰۰۰۲۵
l_p	٤۱/۷ × ۱۰$^{-۶}$	٤٥ × ۱۰$^{-۶}$	۲/۷ × ۱۰$^{-۸}$
β_{eff}	۰/۰۰۷٦۷	۰/۰۰۷۷۷	–

همان طور که جداول (۱ و ۲) نشان می‌دهند اختلاف نسبی عمر نوترون آنی با استفاده از کد MCNPX و روش اختلال با مقدار مرجع به ترتیب حدودا ٪۹۷ و ٪۷- می باشد. همان طوری که قبلا گفته شد دلیل اختلاف به نوع روش های استفاده شده بستگی دارد. از آنجایی که تمام پارامتر های بدست آمده از کد MCNPX وزن نشده است لیکن این نقص موجب می شود که پارامتر های نوترونی محاسبه شده توسط این کد دقیق نباشند در حالی که روش اختلال، این پارامتر ها را به صورت دقیق تری محاسبه می نماید. همچنین این جداول نشان می‌دهند اختلاف نسبی کسر مؤثر نوترون های تأخیری با استفاده از کد MCNPX و روش اختلال با مقدار مرجع به ترتیب حدودا ٪٤- و ٪۱- می‌باشد که دلیل اختلاف به خاطر خطای ذاتی مربوط به کد و خطا های آماری می باشد. علاوه بر این، بیشینه خطای محاسبات حاصل از کد تقریبا pcm ۱۸ بوده است.

۴. بحث و نتیجه گیری

در طراحی و ایمنی تمامی راکتور های هسته‌ای پارامتر های سینتیکی مانند عمر نوترون و کسر مؤثر نوترون‌های تأخیری نقش بسیار مهمی دارند. بنابراین در این پژوهش پارامتر های نوترونی و سینتیکی برای قلب راکتور تحقیقاتی تهران با استفاده از کد MCNPX و روش اختلال محاسبه شده است و با نتایج مرجع مقایسه شده است. داده های به دست آمده نشان داد که مقدار پارامتر های سینتیکی در حالتی که با استفاده از روش اختلال محاسبه شده است دقیق تر و به مقدار واقعی آن که در مرجع قلب اول راکتور تحقیقاتی تهران آمده است نزدیک تر می باشد؛ به طور کلی نتایج این تحقیق را می توان به صورت زیر دسته بندی کرد:

- اختلاف نسبی مقدار عمر نوترون با استفاده از کد MCNPX و روش اختلال با مقدار مرجع به ترتیب حدودا ٪۹۷ و ٪۷- می‌باشد.
- دلیل اختلاف نتایج به نوع روش های استفاده شده بستگی دارد. چون تمام پارامتر های بدست آمده از کد MCNPX وزن نشده است لیکن این نقص موجب می شود که پارامتر های نوترونی محاسبه شده توسط این کد دقیق نباشند؛ در حالی که روش اختلال این پارامتر ها را براساس تابع وزن به صورت دقیق تری محاسبه می نماید.

- اختلاف نسبی مقدار کسر مؤثر نوترون تأخیری با استفاده از کد MCNPX با مقدار مرجع حدودا ٪٤- می‌باشد که دلیل اختلاف به دقت محاسبه و خطا های آماری و ذاتی کد بستگی دارد.

مراجع

[1] P. B. Denise, MCNPX User's Manual Version 2.6.0, Los Alamos National Laboratory, LA-CP-07-1473, 2008.

[۲] م . غریب ، م . اردکانی ، آزمایش های راکتور های هسته ای ، چاپ اول ، اندیشه سرا ، تهران ، ۱۳۹۰

[3] M. M. Bretscher, Evaluation of reactor kinetic Argonne National Laboratory Argonne, Illinois60439-4841 USA, 1997.

[4] C. H. Adams, Personal Communication. VARI3D Is an ANL 3D perturbation theory code for which a user manual has not been issued, 1997

[5] S. Michalek J. Hascik, MCNPX5 Delayed Neutron Fraction (β_{eff}) Calculation in Training Reactor VR-1, *Journal of Electrical Engineering*, 59(4), 221-224, 2008.

[6] T. Sakurai, P. Okajima, Adjustment of Total Delayed Neutron Yields of ^{235}U, ^{238}U and ^{239} Pu in JENDL -3 .2 Using Benchmark Experiments on Effective Delayed Neutron Fraction β_{eff}", Department of Nuclear Energy System, 2001.

[7] M. Hassanzadeh, S. A. H. Feghhi, H. Khalafi, Calculation of kinetic parameters in an Accelerator Driven Subcritical TRIGA reactor Using MCNIC method, Ann. Nucl. Energy, 59(1), 188–193, 2013.

[8] M. Hassanzadeh, S. A. H. Feghhi, H. Khalafi, Calculation of kinetic parameters in an Accelerator Driven Subcritical TRIGA reactor Using MCNIC method, Ann. Nucl. Energy, 59(1), 188–193, 2013.

[9] Driven Subcritical TRIGA reactor Using MCNIC method, Ann. Nucl. Energy, 59(1), 188–193, 2013.

[10] M. Hassanzadeh, S. A. H. Feghhi, H. Khalafi, Calculation of kinetic parameters in an Accelerator Driven Subcritical TRIGA reactor Using MCNIC method, Ann. Nucl. Energy, 59(1), 188–193, 2013.

[11] FSAR for TRR. Final Safety Analyses Report for Tehran Research Reactor, Atomic Energy Organization of Iran, Tehran,2009

Journal of Radiation and Nuclear Technology

JRNT
Journal of Radiation and Nuclear Technology

Journal of Radiation and Nuclear Technology / Vol. 3 / No. 1 / Spring

Calculation of kinetic parameters Tehran Research Reactor using MCNPX code and compare the results with perturbation method and reference

H.R. Khaleghi [1 *]

[1]*M.Sc, Graduate University of Advanced Industrial Technology, Kerman, Kerman, Iran*

** Corresponding author's E-mail : hamidkhaleghi81@yahoo.com*

(Received: 2016/02/03- Accepted: 2016/04/04)

ABSTRACT

In this study, (1/v Poisoning Method) or perturbation method to calculate the kinetic parameters Tehran Research Reactor as Effective multiplication factor, effective delayed neutrons fraction and prompt life time is used. **.** The purpose of this study is that there are errors in the values of these parameters especially neutron lifetime which is calculated first by MCNPX Code, shall be reduced and a more reasonable number to be earned. By working in this way is, the first, kinetic parameters of Tehran Reactor with enriched to 20% that Tehran Reactor now works with this Enriched, calculated and Effective multiplication factor, effective delayed neutrons fraction, and the prompt lifetime is obtained. Then some of poison that is boron $({}^{10}_{5}B)$ is injected into the reactor and again this parameter is calculated. And finally, the values of these kinetic parameters calculated in both cases before and after the toxin injection, in particular, neutron lifetime with the reference value in the Tehran reactor (FSAR) were compared. Compare data show that the value of error, these parameters in particular neutron lifetime in the state after toxin injection is reduced and value of this parameters to the amount of those in Tehran reactor reference has been closer.

Keywords: *Kinetic parameters, Tehran Research Reactor, MCNPX code, 1/v Poisoning Method*