



بیست و یکمین کنفرانس هسته ای ایران

۶ و ۷ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

محاسبه پارامترهای سینتیکی راکتور MNSR با استفاده از روش اختلال و مقایسه نتایج با کد MCNPX و مرجع

مصطفی حسن زاده^{*}، مسعود احمدی^۲

۱- سازمان انرژی اتمی ایران- پژوهشگاه علوم و فنون هسته ای- پژوهشکده راکتور

چکیده:

در طراحی راکتورهای تحقیقاتی، محاسبه پارامترهای نوترونی و سینتیکی قلب از اهمیت بالایی برخوردارند. مهمترین پارامترهای سینتیکی یک راکتور، کسر نوترون های تاخیری موثر و زمان متوسط تولید نوترونی باشند. محاسبه دقیق این پارامترها برای عملکرد ایمنی راکتورها بسیار مهم می باشد. بنابراین در این تحقیق پارامترهای نوترونی و سینتیکی نظیر ضریب تکثیر موثر، راکتیویته، کسر موثر نوترون های تاخیری، طول عمر نوترون آبی، نیمه عمر و زمان متوسط تولید نوترون برای قلب راکتور MNSR با استفاده از کد MCNPX و روش اختلال محاسبه شده است و با نتایج مرجع مقایسه شده است. با توجه به نتایج، میانگین اختلاف نسبی بین نتایج بدست آمده از شبیه سازی با کد MCNPX و روش اختلال با نتایج مرجع در حدود ۵٪ می باشد.

کلید واژه: راکتور MNSR، کد MCNPX، روش اختلال، کسر نوترون های تاخیری موثر و زمان متوسط تولید نوترون.

۱- مقدمه

هدف از این تحقیق، محاسبه پارامترهای سینتیکی راکتور MNSR با استفاده از شبیه سازی مونت کارلو است [۱]. پارامترهای دینامیکی شامل، کسر موثر نوترون های تاخیری و زمان متوسط تولید نوترون می باشند. محاسبه دقیق این پارامترها برای عملکرد ایمنی راکتورها بسیار مهم است و اهمیت بسزایی در تحلیل دینامیکی سیستم طی گذره های سریع دارد. به طور کلی روش منحصر بفردی برای محاسبه پارامترهای دینامیکی وجود ندارد. اصولاً از روش های عددی و یا مونت کارلو برای محاسبه پارامترهای دینامیکی استفاده می شود. همچنین برخی از کدهای محاسباتی نظیر کد MCNPX که بر اساس روش مونت کارلو می باشد می توان جهت محاسبه پارامترهای دینامیکی استفاده نمود [۲]. به هر حال استفاده از این کدها دارای مزایا و معایبی است که بستگی به دقت این کدها 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 پارامترهای 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 یا (1/v Poison Method) می باشد [۳-۴]. اساس این روش تئوری اختلال است و نتایج بدست آمده از این روش ساده و دقیق می باشد. بنابراین در این پژوهش پارامترهای نوترونی و سینتیکی نظیر ضریب تکثیر موثر (k_{eff})، راکتیویته (ρ)، کسر



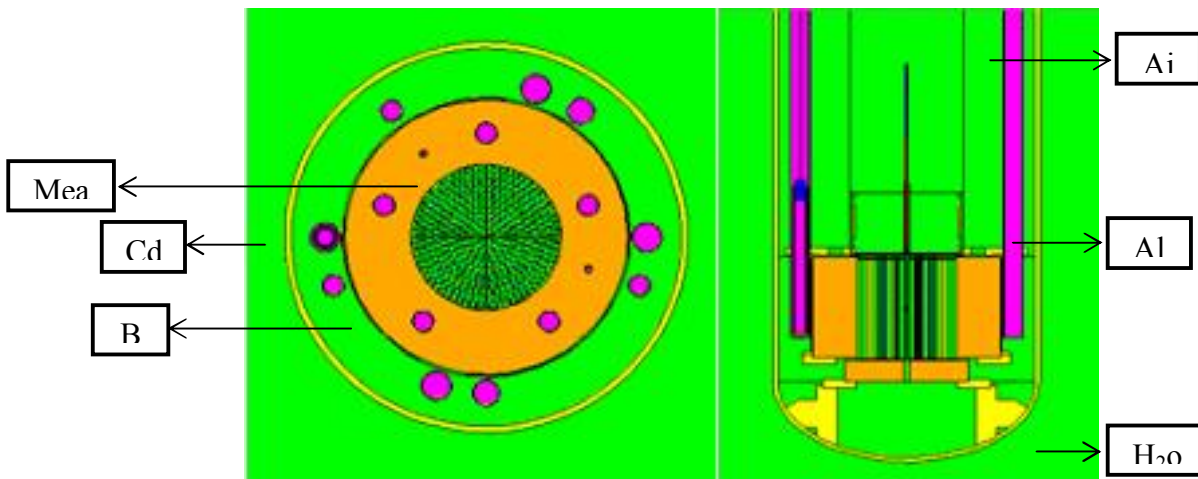
بیست و یکمین کنفرانس هسته ای ایران

۶ و ۷ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

موثر نوترون های تاخیری (β_{eff})، طول عمر نوترون آنی (λ_p)، نیمه عمر یا $(T_r) Lifetime$ و زمان متوسط تولید نوترون (Λ) برای قلب راکتور MNSR با استفاده از کد MCNPX و روش اختلال یا ($1/v$ Poison Method) محاسبه شده است و با نتایج مرجع مقایسه شده است [۱].

۲- شبیه سازی قلب راکتور MNSR

راکتور MNSR یک راکتور مینیاتوری از نوع تانک استخری است که بر اساس یک راکتور کانادایی ساخته شده است. هدف از طراحی این نوع راکتورها بیشتر برای تولید رادیوایزوتوپ، استفاده از باریکه نوترونی، پرتودهی مواد، انجام آزمایشات تجربی جهت تست کد های هسته ای و اعتبار بخشی به داده های شبیه سازی و غیره می باشد. از خصوصیات ویژه این نوع راکتورها، ایمن و قابل اطمینان بودن آنها است. پروژه تحقیقاتی MNSR در سال ۱۹۸۰ میلادی در کشور چین آغاز شد. طرح اولیه شامل آلیاژ U-Al با غنای ۹۰/۳٪ اورانیوم ۲۳۵ به عنوان گوشت سوخت و برلیوم فلزی به عنوان بازتابنده بوده است. در سال ۱۹۸۲ میلادی طراحی و ساخت میله های سوخت شروع شد و در ادامه در سال ۱۹۸۳ میلادی ساخت این راکتور به اتمام رسید. قلب این راکتور شامل ۴۱۱ عدد میله در یک شبکه حلقوی با ۱۱ مدار هم مرکز چیده شده که ۳۷۶ عدد از آنها میله سوختی باشند و ۳۵ عدد دیگر میله های دامی هستند که در خارجی ترین لایه این شبکه قرار دارند. همچنین خنک کننده و کند کننده آن آب سبک است [۱]. شکل ۱ قلب این راکتور که با استفاده از کد مونت کارلوی MCNPX شبیه سازی شده است را نشان می دهد. همچنین مشخصات کامل این راکتور در جدول ۱ نشان داده شده است.



شکل ۱- شبیه سازی راکتور MNSR در مقطع های عمودی و افقی با استفاده از کد مونت کارلوی MCNPX



بیست و یکمین کنفرانس هسته‌ای ایران

۶ و ۷ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

۳- محاسبه پارامترهای سینتیکی

۳-۱- کسر نوترون‌های تاخیری

از دیگر پارامترهای نوترونی در راکتورها، کسر نوترون‌های تاخیری می‌باشد که بطور مستقیم نمی‌توان این پارامتر را با کد MCNPX محاسبه کرد ولی می‌توان از نتیجه اجرای دوباره کارت KCODE متوالی مقداری β را به صورت تقریبی محاسبه کرد [۵].

$$\beta = \frac{N_d}{N_{tot}} \cong 1 - \frac{K_p}{K_{eff}} \quad (1)$$

که در این رابطه، N_d : تعداد نوترون‌های شکافت حاصل از نوترون‌های تاخیری، N_{tot} : تعداد کل نوترون‌های حاصل از شکافت و k_p : ضریب تکثیر آنی.

برای محاسبه کسر نوترون‌های تاخیری موثر را می‌توان از روش زیر بهره برد. ابتدا یک بار با استفاده از کارت‌های 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 نوترون‌های تاخیری) و با خاموش کردن کارت Totnu می‌توان مقدار k_2 را بدست آورد. بنابراین مقدار کسر نوترون‌های تاخیری موثر با استفاده از رابطه (۲) بدست آورده می‌شود [۵-۷].

$$\beta_{eff} = 1 - (k_2/k_1) \quad (2)$$

۳-۲- محاسبه پارامترهای زمانی در کد MCNPX

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

$$t_x = \frac{1}{N_x} \sum_{K=1}^{N_k} t_k \quad (3)$$

که در این رابطه، N_x : تعداد نوترون‌هایی که قبلاً سرنوشت شان در رخداد X مشخص شده است و t_k : زمان لازم برای رخداد یک رویداد از محل تولد نوترون ولی اگر احتمال متوسط یک رویداد در نظر گرفته شود در این صورت از نیمه عمر یا Life time استفاده می‌شود که به آن t_r می‌نامند و برابر است با مجموع همه طول عمرهای وزن داده شده به همراه احتمال‌های شان که به صورت زیر تعریف می‌شود.



بیست و یکمین کنفرانس هسته‌ای ایران

۶ و ۷ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

$$T_r : \sum_x P_x t_x = p_f t_f + P_c t_c + P_e t_e \quad (4)$$

جمله اول: جمله شکافت، جمله دوم: جمله جذب و جمله سوم: جمله فرار می‌باشد. در نتیجه احتمال طول عمر هر رویداد برابر با رابطه (۵) می‌باشد [۲].

$$T_x = \frac{T_r}{P_x} \quad (5)$$

۳-۳ روش اختلال (1/v Poison Method)

یکی دیگر از روش‌های 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. در این صورت می‌توان طول عمر نوترون آنی را با استفاده از رابطه (۶) بدست آورد [۳].

$$l_p = \lim_{N_B \rightarrow 0} \frac{k_{eff} - k_{eff}^B}{k_{eff}^B} \times \frac{1}{N_B \sigma_{aB} \bar{v}} \quad (16)$$

که در این رابطه، l_p طول عمر نوترون آنی برحسب ثانیه، k_{eff} ضریب تکثیر بدون ناخالصی، k_{eff}^B ضریب تکثیر با افزودن ناخالصی، N_B چگالی بور برحسب (10^{-8} atom/barn.cm)، σ_{aB} سطح مقطع میکروسکوپی متوسط گیری شده بور در محدوده انرژی نوترون‌های حرارتی (۳۸۳۷ بارن) و \bar{v} سرعت متوسط نوترون‌های حرارتی (۲۲۰۰ متر بر ثانیه) می‌باشد.

۳-۴ نتایج محاسبات و شبیه سازی

زمان متوسط تولید نوترون و کسر نوترون‌های تاخیری موثر به عنوان پارامترهای سینتیکی مهم در تمام راکتورهای هسته‌ای نقش بسیار مهمی در تجزیه و تحلیل رفتار دینامیکی راکتورها دارد. لیکن در این تحقیق پارامترهای نوترونی و سینتیکی نظیر ضریب تکثیر موثر (k_{eff})، راکتیویته (ρ)، کسر موثر نوترون‌های تاخیری (β_{eff})، طول عمر نوترون آنی (l_p)، نیمه عمر یا Life time (T_r) و زمان متوسط تولید نوترون (Λ) برای قلب راکتور MNSR با استفاده از کد MCNPX و روش اختلال یا (1/v Poison Method) محاسبه شده است که نتایج آن در جداول ۱ و ۲ درج شده است. همان طوری که در جدول ۱ نشان می‌دهد اختلاف نسبی مقدار طول عمر نوترون آنی (l_p) با استفاده از کد MCNPX و روش اختلال یا (1/v Poison Method) با مقدار مرجعه ترتیب حدوداً ۱۹٪- و ۹٪- می‌باشد. همان طوری که قبلاً گفته شد دلیل اختلاف به نوع روش‌های استفاده شده بستگی دارد. از آنجایی که تمام پارامترهای بدست آمده از کد MCNPX وزن نشده است لیکن این نقص موجب می‌شود که پارامترهای نوترونی محاسبه شده توسط این کد دقیق نباشند در حالی که روش اختلال این پارامترها به صورت دقیق تری محاسبه می‌شود.



بیست و یکمین کنفرانس هسته‌ای ایران

۶ و ۷ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

نماید. همچنین همان طوری که در جدول ۲ نشان می‌دهد اختلاف نسبی مقادیر راکتیویته و کسر نوترون تاخیری موثر با استفاده از کد MCNPX با مقدار مرجعه ترتیب حدوداً ۰.۲٪ و ۰.۱٪ می‌باشد که دلیل اختلاف به نوع روش و خطای محاسبات بستگی دارد. علاوه بر این، بیشینه خطای محاسبات حاصل از کد تقریباً ۱۸ pcm بوده است.

جدول ۱- مقادیر ضریب تکثیر موثر (k_{eff})، طول عمر نوترون آنی (l_p)، نیمه عمر یا Life time (T_r) و زمان متوسط تولید نوترون (Λ) برای قلب راکتور MNSR

Methods	k_{eff}	$\tau_r (\mu s)$	$l_p (\mu s)$	$\Lambda (\mu s)$
MCNPX Code	1.000394	161	67	160
1/v Poison Method	1.000394	-	73	72
Reference	1.000400	-	81	80

جدول ۲- مقادیر ضریب تکثیر موثر (k_{eff})، راکتیویته (ρ)، کسر موثر نوترون های تاخیری (β_{eff})، برای قلب راکتور

MNSR

Methods	k_{eff}	ρ (pcm)	β_{eff} (pcm)
MCNPX Code	1.000394	393	797
Reference	1.000400	400	808

۴- جمع بندی یا نتیجه گیری

در طراحی و ایمنی تمامی راکتورهای هسته‌ای پارامترهای سینتیکی مانند زمان متوسط تولید نوترون و کسر نوترون‌های تاخیر نقش بسیار مهمی دارند. بنابراین در این تحقیق پارامترهای نوترونی و سینتیکی برای قلب راکتور MNSR با استفاده از کد MCNPX و روش اختلال یا (1/v Poison Method) محاسبه شده است و با نتایج مرجع مقایسه شده است. به طوری کلی نتایج این تحقیق را می‌توان به صورت زیر دسته بندی کرد:

- اختلاف نسبی مقدار طول عمر نوترون آنی (l_p) با استفاده از کد MCNPX و روش اختلال یا (1/v Poison Method) با مقدار مرجعه ترتیب حدوداً ۰.۱۹٪ و ۰.۹٪ می‌باشد.
- دلیل اختلاف نتایج به نوع روش های استفاده شده بستگی دارد. چون تمام پارامترهای بدست آمده از کد MCNPX وزن نشده است لیکن این نقص موجب می‌شود که پارامترهای نوترونی محاسبه شده توسط این کد دقیق نباشند در حالی که روش اختلال این پارامترها را براساس تابع وزن به صورت دقیق تری محاسبه می‌نماید.
- اختلاف نسبی مقدار کسر نوترون تاخیری موثر با استفاده از کد MCNPX با مقدار مرجعه حدوداً ۰.۱٪ می‌باشد که دلیل اختلاف به نوع روش و خطای محاسبات بستگی دارد.



بیست و یکمین کنفرانس هسته ای ایران

۶ و ۷ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

مراجع

- 1- China Institute of Atomic Energy, "Safety Analysis Report of the MNSR Reactor China", 1993.
- 2- Denise, P. B., "MCNPX User's Manual Version 2.6.0, Los Alamos National Laboratory", LA-CP-07-1473, 2008.
- 3- Bretscher, M.M., "Evaluation of reactor kinetic parameters without the need for Perturbation codes", Argonne National Laboratory Argonne, Illinois 60439-4841 USA, 1997.
- 4- Adams, C. H., Personal Communication. VARI3D is an ANL 3D perturbation theory code for which a user manual has not been issued, 1997.
- 5- Michalek, S. and Hascik, J., "MCNPX5 Delayed Neutron Fraction (β_{eff}) Calculation In Training Reactor VR-1", Journal of Electrical Engineering, Vol.59, No.4, pp.221- 224, 2008.
- 6- Sakurai, T. and Okajima, P., "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- Hassanzadeh, M., Feghhi, S. A. H., Khalafi, H., "Calculation of kinetic parameters in an Accelerator Driven Subcritical TRIGA reactor using MCNIC method", Ann. Nucl. Energy, Vol. 59, pp. 188–193, 2013.