

## اعتبار سنجی روش‌های محاسباتی پارامترهای سینتیکی با راکتیویته آزمایشی در ترکیب

### جدید قلب راکتور HWZPR

لیلی تقی زاده\*<sup>۱</sup>، مهدی زنگیان<sup>۱</sup>، جواد مختاری<sup>۲</sup>

<sup>۱</sup> دانشگاه شهید بهشتی، دانشکده مهندسی هسته ای

<sup>۲</sup> پژوهشگاه علوم و فنون هسته ای، پژوهشکده راکتور، اصفهان، ایران

تاریخ دریافت: ۱۳۹۹/۳/۶

تاریخ پذیرش: ۱۳۹۹/۶/۵

#### مکیده

محاسبه دقیق پارامترهای سینتیکی مؤثر اهمیت زیادی در بررسی رفتار وابسته به زمان جمعیت نوترون دارد. برای محاسبه این پارامترها نیاز به محاسبه شار و شار الحاقی در فضای فاز می‌باشد که می‌تواند با روش‌های یقینی و احتمالاتی محاسبه گردد. در این مقاله، محاسبه پارامترهای سینتیکی ترکیب جدید قلب راکتور HWZPR در رهیافت یقینی، با بسته نرم‌افزاری MTR\_PC و در رهیافت احتمالاتی با کد MCNP5X که با روش احتمال تکرار شکافت (IFP) توسعه یافته، انجام شده است. پارامترهای سینتیکی محاسبه شده با این روش‌ها بوسیله مقایسه پاسخ معادلات سینتیک نقطه‌ای و مقادیر تجربی برای یک تزریق راکتیویته اعتبارسنجی شده است، تطابق خوبی بین نتایج محاسبات و مقادیر تجربی مشاهده گردید.

**واژه‌های کلیدی:** شار الحاقی، روش احتمال تکرار شکافت، پارامترهای سینتیکی، HWZPR، کد MCNP5X، بسته نرم‌افزاری MTR\_PC

#### ۱- مقدمه

نقش مهمی در حصول نتایج دقیق در این معادلات ایفا می‌کند. روش‌های تجربی استاتیکی و دینامیکی مختلفی برای محاسبه این پارامترها وجود دارد که بعد از بهره برداری و با فراهم آوردن شرایط آزمایش و همچنین تجهیزات آن قابل انجام است. مقدار این پارامترها با ترکیب مواد و شکل هندسی مرتبط است ولی با تخمین مناسب این پارامترها می‌توان تا حدودی فرض ثابت بودن شکل جمعیت نوترون را که در اکثر گذارها اغنا نمی‌شود، بهبود داد. در محاسبه پارامترهای سینتیکی با استفاده از شار الحاقی بعنوان وزن در انتگرال گیری از معادله پخش می‌توان تغییرات مرتبه اول شکل جمعیت نوترون را نیز در محاسبات در نظر گرفت و بدین ترتیب پارامترهای سینتیکی مؤثرتری را

معادلات سینتیک نقطه‌ای، با فرض مستقل بودن شکل شار، دامنه تغییرات وابسته به زمان جمعیت نوترون از معادله ترابرد یا پخش با حذف وابستگی مکانی، انرژی و زاویه استخراج می‌شود و در آن کل قلب بعنوان یک نقطه در نظر گرفته می‌شود. این معادلات بعنوان محاسبه‌گر رفتار وابسته به زمان جمعیت نوترون در شبیه سازها و همچنین کدهای مختلف همانند PARET, RELAP, MCNP, PARCS و ..... بکار گرفته می‌شود و می‌تواند تقریب مناسبی برای گذارهای مختلف در قلب راکتورهای هسته‌ای ارائه دهد. فراهم آوردن پارامترهای سینتیکی با دقت مناسب

روش‌ها نیازمند تغییرات در کد مونت کارلو بوده ولی قابلیت محاسبه پارامترهای وزن شده با شار الحاقی را حین ترابرد مستقیم با یکبار اجرای محاسبات بحرانی دارند (Truchet et al., 2015)؛ (Peng et al., 2019). از طرف دیگر، در سال ۲۰۱۵، Axel laureau et al. پارامترهای سینتیکی از جمله  $\beta_{eff}$  و  $\Lambda$  را با روش TFM<sup>3</sup> محاسبه نمودند.

علاوه بر این روش‌ها، روش‌هایی مبتنی بر ضریب تکثیر و اختلال نیز پیشنهاد شده است. در روش 'Spriggs' و 'Prompt method' با استفاده از دو ویژه مقدار، کسر مؤثر نوترون تأخیری محاسبه می‌شود (Spriggs et al., 2001)؛ (Verboomen et al., 2006). Meulekamp et al. (2017) نشان دادند که روش Prompt برای همه‌ی سیستم‌ها به خوبی عمل می‌کند، از طرف دیگر روش Spriggs در اکثر موارد به خوبی عمل می‌کند، اما برای سیستم‌های غیرهموزن، ضعیف می‌باشد. (Verboomen et al., 2006) برای محاسبه  $\Lambda_{eff}$ ، جاذب  $1/v$  به صورت یکنواخت به سیستم تزریق کردند و سپس با استفاده از راکتیویته حاصل از این جاذب، این پارامتر برای سیستم غیر اختلال محاسبه گردید. (Spriggs et al., 2001)؛ (Nagaya et al., 2011)؛ (Yamamoto et al., 2014) با استفاده از نظریه اختلال پارامترهای سینتیک را محاسبه نمودند.

از جمله کارهایی که در داخل کشور در این زمینه صورت گرفته است می‌توان به موارد زیر اشاره نمود: (Jahanbin (2010) با نرم افزار MTR\_PC، (Mehrabi (2010) با کدهای DARGON-DONJON و (Rezaei (2012) با کدهای WIMS-CITATION و MCNPX پارامترهای سینتیکی راکتور قدرت بوشهر را محاسبه نموده‌اند. در تحقیق دیگر، پارامترهای راکتور تحقیقاتی تهران با کد MTR\_PC محاسبه شده است و تأثیرات دما بر پارامترهای سینتیکی نیز مورد بررسی قرار گرفته است (Hosseini., 2010). از طرف دیگر، عدم قطعیت‌های موجود در محاسبه پارامترهای سینتیکی و همچنین اثر طیف‌های مختلف نوترون‌های تأخیری بر  $\beta_{eff}$ ، برای راکتور تحقیقاتی تهران نیز بررسی شده است (Hosseini., 2010). در تحقیق دیگر، با شبیه سازی مونت کارلو دو روش Feynman- $\alpha$  و

برای محاسبات در شرایط واقعی بدست آورد. بنابراین در محاسبه پارامترهای سینتیکی علاوه بر شار نوترون، شار الحاقی آن نیز باید محاسبه گردد (Henry., 1980).

روش‌های محاسباتی در تخمین پارامترهای سینتیکی را می‌توان در دو دسته مونت کارلو و یقینی دسته بندی کرد. در روش یقینی، که قابلیت آن در اغلب کدهای محاسبات قلب همانند CITATION، PARCS و DONJON وجود دارد، از محاسبه شار مستقیم و شار الحاقی برپایه معادله گروهی ترابرد یا پخش و بکارگیری آن در انتگرال‌های مربوط به پارامترهای سینتیکی استفاده می‌شود. در کدهای مونت کارلو برخلاف روش‌های یقینی، ذره در فضای فاز پیوسته ترابرد می‌شود و این موضوع باعث پیچیدگی محاسبه مستقیم شار الحاقی می‌گردد. (Feghhi (2007) روش جامعی را بر مبنای مفهوم فیزیکی اهمیت نوترون، برای محاسبه تابع اهمیت نوترون در حالت‌های بحرانی، زیر بحرانی، فوق بحرانی ارائه نمود. در این روش، که تحت عنوان روش MCNIC معرفی شد، اهمیت یک نوترون به صورت سهم آن در ضریب تکثیر سیستم در نسل‌های متوالی در نظر گرفته می‌شود. این روش بدون تغییر در کد مونت کارلو قابل انجام است، ولی نیازمند اجراهای مجزای کد به ازای محاسبه اهمیت نوترون برای هر نقطه می‌باشد (Feghhi et al., 2008). روش مرسوم دیگری که در کدهایی همچون MCNP5 (Kiedrowski et al., 2011)؛ MORET5 (Cochet et al., 2015)؛ TRIPOLI-4 (Leppänen et al., 2014)؛ SERPENT (Truchet et al., 2015)؛ MVP (Nagaya et al., 2015)؛ RMC (Qiu et al., 2016)؛ McCARD (Hoon et al., 2016)؛ OPENMC (Peng et al., 2019)؛ (Peng et al., 2017) محاسبه پارامترهای سینتیکی وزن شده با شار الحاقی بکاربرده شده است، روش احتمال تکرار شکافت (IFP) است. در این روش اهمیت نوترون در هر نقطه از فضای فاز، معادل جمعیت حدی آن در نظر گرفته می‌شود. در روش NFP، از تعداد چشمداشتی نوترون‌های حاصل از شکافت یک والد در نسل بعدی بعنوان شار الحاقی آن استفاده می‌شود (Å., 2005). در کار اخیر، Peng et al. (2019) پارامترهای سینتیکی را علاوه بر روش‌های IFP، NFP<sup>1</sup>، با روش CLUTCH<sup>2</sup> محاسبه نمودند. این

وابسته به شکل شار سیستم می‌باشند و محاسبه دقیق آن‌ها مستلزم داشتن تغییرات شکل شار در هر زمان است. از آنجایی که در اثر یک گذار کوچک، شکل شار تغییرات جزئی می‌کند، می‌توان با انتخاب یک تابع وزن مناسب در محاسبه پارامترهای سینتیکی، از شکل شار اولیه برای محاسبه پارامترهای سینتیکی در کل زمان گذار استفاده نمود. با استفاده از شار الحاقی به عنوان تابع وزن می‌توان پارامترهای سینتیکی را با دقت بیشتری محاسبه کرد. پارامترهای سینتیکی وزن داده شده با شار الحاقی از جمله کسر مؤثر نوترون‌های تأخیری  $\beta_{eff}$  و زمان نسلی نوترون  $\Lambda$  با روابط زیر محاسبه می‌شوند.

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\Lambda} n(t) + \sum_{i=1}^I \lambda_i C_i(t) \quad (1)$$

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda} T(t) - \lambda_i C_i(t)$$

$$\Lambda = \frac{\langle \psi^\dagger \cdot \frac{1}{v} \psi \rangle}{\langle \psi^\dagger \cdot F \psi \rangle} \quad (2)$$

$$\beta_{eff} = \frac{\langle \psi^\dagger \cdot B \psi \rangle}{\langle \psi^\dagger \cdot F \psi \rangle} \quad (3)$$

در روابط فوق،  $\langle A \rangle$  انتگرال A روی کل فضای فاز،  $\psi$  شار مستقیم،  $\psi^\dagger$  شار الحاقی،  $v$  سرعت نوترون، F اپراتور شکافت کل (آنی یا تأخیری) و B اپراتور شکافت تأخیری می‌باشد. عبارتهای  $\langle \psi^\dagger \cdot \frac{1}{v} \psi \rangle$ ،  $\langle \psi^\dagger \cdot B \psi \rangle$  و  $\langle \psi^\dagger \cdot F \psi \rangle$  بصورت زیر بیان می‌شوند. در روابط فوق،  $\psi(r, \Omega, E)$ ،  $\chi$ ،  $\chi^d$ ،  $\beta$  بترتیب معرف شار نوترون که متغیری از موقعیت، جهت و انرژی نوترون می‌باشد، طیف گسیل نوترون تأخیری، طیف گسیل کل نوترون‌ها و کسر نوترون تأخیری کل می‌باشد.

نوترون‌های تأخیری سهم کوچکی از نوترون‌های حاصل از فرآیند شکافت را در بر می‌گیرند، توانایی نوترون‌های تأخیری در ایجاد شکافت را کسر مؤثر نوترون تأخیری می‌نامند. متوسط زمان از گسیل نوترون تا جذب که منجر به شکافت می‌شود، زمان نسلی گفته می‌شود (Duderstadt, 1942).

## ۲-۲- رهیافت‌های احتمالاتی

روش مونت کارلو قابلیت مدل‌سازی هندسه‌های

Rossi- $\alpha$  پارامترهای سینتیکی راکتور تهران نیز محاسبه شده است (Hosseini, 2011).

در این مطالعه، پارامترهای سینتیکی راکتور صفر قدرت آب سنگین اصفهان از جمله  $\beta_{eff}$  و  $\Lambda_{eff}$  با استفاده از رهیافت‌های یقینی و احتمالاتی بترتیب توسط بسته نرم افزاری MTR\_PC و با کد مونت کارلو MCNPX که با روش IFP توسعه یافته، محاسبه شده است. این راکتور، قابلیت بهره برداری در چهار گام مختلف را دارد. اخیراً گام شبکه این راکتور از ۱۸ به ۲۰ سانتی متر تغییر یافته است. در این مطالعه، ابتدا مقادیر محاسبه شده برای گام ۱۸ با مقادیر تجربی اعتبارسنجی شده‌اند (Nasrazadani et al., 2016). از جهت دیگر با توجه به اهمیت پارامترهای سینتیکی برای تجزیه و تحلیل ایمنی راکتور و عدم گزارش پارامترهای سینتیکی برای حالت‌های مختلف قلب راکتور، این پارامترها برای ترکیب جدید نیز در این مقاله محاسبه گردید و برای اعتبارسنجی آن از شبیه سازی یک تزریق راکتیویته و مقایسه آن با داده‌های اندازه گیری استفاده شده است.

## ۲- روش‌های محاسباتی پارامترهای سینتیکی

### ۲-۱- معادلات سینتیک نقطه‌ای و پارامترهای

#### سینتیکی

پیشگویی میزان تغییرات چگالی نوترونی در اثر انحراف سیستم از شرایط تعادلی برعهده بخش دینامیکی راکتور می‌باشد، که در طراحی، راه‌اندازی و راهبری راکتورهای هسته‌ای اهمیت زیادی دارد. برای بررسی دقیق دینامیک راکتور نیاز به حل معادله ترابرد وابسته به زمان با در نظر گرفتن تغییرات در ترکیب و هندسه سیستم می‌باشد. حل این معادله در حالت کلی پیچیده و زمان‌بر می‌باشد، ولی برای انحراف‌های کوچک سیستم از حالت بحرانی می‌توان از مدل سینتیک نقطه‌ای استفاده کرد.

پارامترهای مورد استفاده در این مدل، که به پارامترهای سینتیکی معروف هستند، در حالت کلی

والد جاری (P) به آن تخصیص داده می‌شود. در این مرحله تالی‌های مربوط به هر یک از پارامترهای سینتیکی، که در زیر ذکر شده است، محاسبه و نگهداری می‌شود.

$$\langle 1. F\psi \rangle = 1 \quad (7)$$

$$\langle 1. B\psi \rangle_p = 1 - \delta_{mp0} \quad (8)$$

$$\langle 1. B_i\psi \rangle_p = \delta_{mpi} \quad (9)$$

$$\langle 1. \frac{1}{v}\psi \rangle_p = \sum_{t \in p} \frac{d}{v} \quad (10)$$

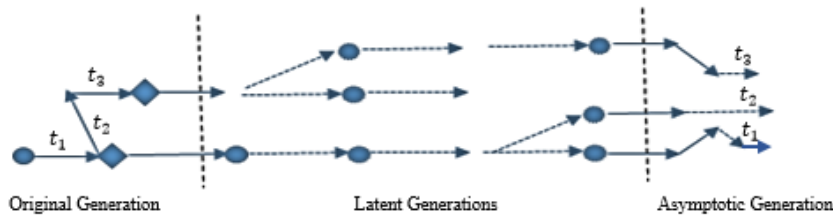
در این روابط، p اندیس والد جاری،  $\delta_{ij}$  دلتای کرونگر، m گروه نوترون تأخیری تولید شده از والد (در صورت تولید نوترون تأخیری) می‌باشد. رابطه (7)، بیانگر تولید نوترون تأخیری و یا آنی می‌باشد و چون تنها والدهایی که منجر به شکافت می‌شوند اندیس گذاری می‌شوند، مقدار این پارامتر برای هر والد برابر یک می‌باشد. رابطه (8)، بیانگر تأخیری بودن نوترون حاصل از شکافت و رابطه (9)، بیانگر گروه نوترون تأخیری است. در آخر، عمر مربوط به هر والد با توجه به پیمایش‌هایش توسط رابطه (10) بدست می‌آید.

پیچیده و هم‌چنین ترابرد در فضای فاز بصورت پیوسته (انرژی، مکان، راستا و زمان) را دارا می‌باشد. در کدهای مونت کارلو انرژی پیوسته محاسبه پارامترهای سینتیکی وزن داده شده دشوار می‌باشد. برای رفع این مشکل تحقیقات به طور گسترده صورت گرفته است. در این پژوهش پارامترهای سینتیکی در رهیافت احتمالاتی با روش‌های احتمال تکرار شکافت و k-ratio محاسبه گردید. در ادامه به طور خلاصه به معرفی این دو روش پرداخته می‌شود.

الف) محاسبه شار وزن شده الحاقی به روش احتمال تکرار شکافت (IFP)

یکی از روش‌های کارآمد برای محاسبه شار وزن شده با شار الحاقی، روش IFP می‌باشد. این روش در ویرایش‌های جدید کد MCNP بکار گرفته شده است (Kiedrowski, et.al., 2010). در این روش اهمیت نوترون در هر نقطه از فضای فاز، معادل جمعیت حدی آن در نظر گرفته می‌شود. این روش بر روی بلوکی از نسل‌ها پیاده سازی می‌شود. همانطور که در شکل ۱ نشان داده شده است شار وزن شده الحاقی در الگوریتم سه مرحله‌ای IFP بصورت زیر محاسبه می‌شود.

در نسل اول از این بلوک، ترابرد نوترون از یک چشمه نوترونی که والد ۴، نامیده می‌شود آغاز شده و با تولید هر نوترون حاصل از شکافت (مولود ۵) شاخص



شکل ۱- بلوک تخمین گر شار وزن شده الحاقی به روش احتمال

$$\langle \psi^* . F\psi \rangle = \int_0^\infty \int_V \int_{4\pi} \psi^*(r, \Omega, E) \frac{\chi(r, E)}{4\pi} \int_0^\infty \int_0^{4\pi} \bar{v} \Sigma_f(r, E') \psi(r, \Omega', E') d\Omega' dE' d\Omega dV dE \quad (4)$$

$$\langle \psi^* . B\psi \rangle = \int_0^\infty \int_V \int_{4\pi} \psi^*(r, \Omega, E) \beta \frac{\chi^d(r, E)}{4\pi} \int_0^\infty \int_0^{4\pi} \bar{v} \Sigma_f(r, E') \psi(r, \Omega', E') d\Omega' dE' d\Omega dV dE \quad (5)$$

$$\langle \psi^* . \frac{1}{v}\psi \rangle = \int_V \int_0^\infty \int_{4\pi} \psi^*(r, \Omega, E) \frac{1}{v} \psi(r, \Omega, E) d\Omega dE dV \quad (6)$$

در گام بعدی چند نسل از این والدها برای رسیدن به جمعیت حدی کنار گذاشته می‌شوند (نسل‌های

نتیجه کاهش تعداد والد‌ها و افزایش واریانس می‌شود. روش مرسوم IFP در شکل ۲ ارائه شده است.

با کمی تغییر در الگوریتم‌های مرسوم می‌توان مشکل دوم را بهبود داد. همانطور که در شکل ۳ نشان داده شده است، می‌توان با همپوشانی بلوک‌های IFP، هر بلوک را در یک سیکل فعال آغاز کرد. با این روش تعداد بلوک‌ها بدلیل همپوشانی افزایش و واریانس پارامترهای محاسبه شده نسبت به روش‌های مرسوم کاهش می‌یابد، از طرف دیگر تغییر طول بلوک‌ها تاثیر چندانی بر تعداد آن‌ها نخواهد داشت.

در این روش چشمه‌های شکافت در هر سیکل بعنوان والدی برای بلوک خود و مولود بلوک قبل خود شناخته می‌شود. پس از پایان بلوک اول و داشتن اطلاعات مربوط به تالی و اهمیت والد‌های آن، محاسبه پارامترهای سینتیکی آغاز می‌شود. در سیکل بعدی محاسبه برای بلوک دوم انجام شده و این روند تا اتمام سیکل‌های فعال ادامه می‌یابد.

برای کمینه کردن حافظه مورد نیاز برای محاسبات در این روش، با تولید هر نوترون ناشی از شکافت تالی مربوط به پارامترهای سینتیکی با استفاده از رابطه ۷ تا ۱۲ محاسبه و نگهداری می‌شود. در سیکل پایانی بلوک اول، با تولید هر نوترون از شکافت پارامترهای سینتیکی مربوط به بلوک اول با توجه به اهمیت مربوط به تاریخچه آن (رابطه ۱۱) و تالی محاسبه شده در والد اصلی آن (والد اصلی آن با توجه به اندیس والد‌ها و طول بلوک مشخص می‌شود) محاسبه می‌شود. این روند محاسبات برای بلوک‌های بعدی در سیکل‌های فعال ادامه می‌یابد

پنهان)۶. در این نسل‌ها تنها شاخص والد‌ها به مولودها انتقال می‌یابد. سرانجام در نسل آخر از بلوک IFP، جمعیت حدی هر تاریخچه بصورت زیر محاسبه می‌گردد:

$$f_n = \sum_{tracks \in n} v \sum_f w d \quad (11)$$

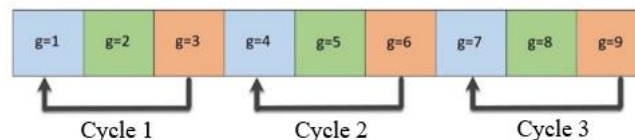
اهمیت مربوط به هر والد از مجموع جمعیت حدی تاریخچه مولدهایش در نسل حدی توسط رابطه زیر بدست می‌آید:

$$\langle \psi^{\dagger} \cdot 1 \rangle = \sum_{n \in p} f_n \quad (12)$$

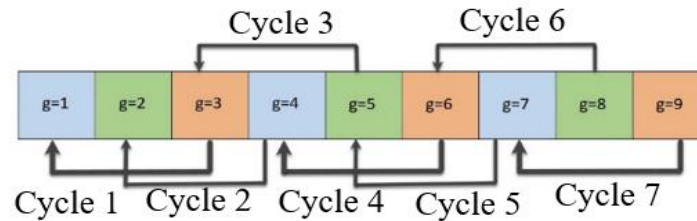
برای تخمین درست جمعیت حدی باید تعداد سیکل‌های پنهان در بلوک‌های IFP، زیاد باشد. اما تعداد این سیکل‌ها به دو دلیل نمی‌تواند چندان افزایش یابد.

۱. در روش‌های مرسوم تکرار چشمه بدلیل تغییر تعداد چشمه‌های شکافت در سیستم‌های غیربحرانی، شبیه‌سازی بصورت نسل به نسل و با ثابت نگه‌داشتن وزن چشمه‌های شکافت انجام می‌شود. این امر سبب می‌شود با افزایش طول بلوک‌ها، حذف والد‌ها افزایش یابد و نوعی ناتوانی را در توزیع آن‌ها برای تعداد سیکل کم شاهد باشیم.

۲. در روش‌های مرسوم، بلوک‌های IFP بصورت سری یکی پس از پایان دیگری آورده می‌شوند و افزایش تعداد سیکل‌های پنهان باعث افزایش طول بلوک‌ها می‌شود. این امر با فرض ثابت نگه‌داشتن تعداد سیکل‌های فعال سبب کاهش تعداد بلوک‌ها و در



شکل ۲- شماتیک از روش IFP



شکل ۳- الگوریتم تخمین‌گر AW-PKS در روش IFP.

تأخیری شکافت و  $v_d$  نوترون‌های تأخیری شکافت می‌باشد. تقریب‌های بکاربرده شده در آخرین مرحله رابطه ۱۳، براساس استدلال‌های زیر است: بزرگی ترم  $(\chi_d - \chi)v_d$  دو مرتبه از  $\chi v_p$  کوچکتر می‌باشد، زیرا  $v_p$  دو مرتبه از  $v_d$  کوچکتر می‌باشد و شار کل نوترون-ها و نوترون‌های تأخیری نیز در دسترس باشد. با این تقریبات معادله ۱۳ می‌تواند با رابطه زیر بیان گردد

$$\frac{\langle \chi_p v_p \rangle}{\langle \chi v \rangle} = \frac{k_p}{k} \rightarrow \beta_{eff} = 1 - \frac{k_p}{k} \quad (14)$$

همانطور که در رابطه ۱۴ نشان داده شده است،  $\beta_{eff}$  با نسبت  $k_p$  و  $k$  ارزیابی می‌شود، به همین دلیل این روش K-ratio نامیده می‌شود. این روش، یک روش تقریبی می‌باشد.

### ۳-۲- رهیافت‌های یقینی

برای محاسبات پارامترهای سینتیکی در روش‌های یقینی، نیاز به محاسبات سلولی و قلب است. محاسبات سلولی در ناحیه‌هایی که تغییرات فضایی شار زیاد باشد با روش ترابرد، برای تعداد گروه‌های بالا حل شده و سطح مقاطع محیط همگن شده، بدست می‌آید. محاسبات سلولی توسط کدهایی از جمله WIMS و DRAGON صورت می‌گیرد. در مرحله بعد محاسبات بر روی کل قلب انجام می‌شود و بدلیل جایگزین محیط‌های پر تغییر با سطح مقاطع همگن شده امکان استفاده از معادله پخش امکان‌پذیر می‌باشد که سبب کاهش حجم محاسبات می‌شود. محاسبات قلب توسط کدهایی از جمله DRAGON, PARCS, CITATION انجام می‌شود.

در محاسبه اهمیت مربوط به هر والد باید توجه داشت که علاوه بر مکان والد، انرژی آن نیز تأثیرگذار می‌باشد. از آنجائیکه طیف انرژی مربوط به نوترون‌های تأخیری نرم‌تر از نوترون‌های می‌باشد باید علاوه بر اطلاعات مربوط به سطح مقاطع اندرکنش‌ها اطلاعات مربوط به نوترون‌های تأخیری نیز در دسترس باشد. این امر امکان شبیه‌سازی با جزئیات دقیق را برای راستی آزمایشی‌های تجربی فراهم می‌سازد.

ویرایش MCNP-4C و ویرایش‌های بعد آن قابلیت مدل‌سازی ترابرد نوترون‌های تأخیری را دارا می‌باشند. برای پیاده‌سازی این روش در کد MCNP5X باید تغییرات لازم در زیرروال‌های bankit, colidk, transpt, history و acedel اعمال شود (Zangian, 2014).

ب) روش k-ratio

در سال ۱۹۶۵، Keepin روشی برای محاسبه  $\beta_{eff}$  مطرح کرد، که مطابق با این روش، برای محاسبه پارامترهای سینتیکی نیاز به محاسبه شار الحاقی می‌باشد. در سال ۱۹۹۷، Bretscher با برخی تقریب‌ها، روشی براساس روش keepin برای محاسبه  $\beta_{eff}$  ارائه نمود.

$$\beta_{eff} = \frac{\langle \chi_d v_d \rangle}{\langle \chi v \rangle} = 1 - \frac{\langle \chi v - \chi_d v_d \rangle}{\langle \chi v \rangle} = \frac{\langle \chi v_p - (\chi_d - \chi) v_d \rangle}{\langle \chi v \rangle} \cong 1 - \frac{\langle \chi_p v_p \rangle}{\langle \chi v \rangle} \quad (13)$$

در معادله ۱۳،  $\chi$  معرف طیف انرژی نوترون‌های شکافت،  $v$  بیان‌کننده کل نوترون‌های حاصل از شکافت،  $\chi_p$  طیف انرژی نوترون‌های آنی شکافت،  $v_p$  نوترون‌های آنی شکافت،  $\chi_d$  طیف انرژی نوترون‌های

تحت گاز نیتروژن نگه داشته می‌شوند. مشخصات اصلی راکتور HWZPR در جدول ۱ نشان داده شده است.

جدول ۱- مشخصات اصلی راکتور صفر قدرت آب سنگین (Esfahan Safety Department, 2012)

مشخصه	توضیحات/مقادیر، mm
سوخت	اورانیوم طبیعی
غلاف	آلومینیوم
کند کننده/خنک کننده	آب سنگین
بازتابنده	آب سنگین/گرافیت
قطر فعال قلب	2380
ارتفاع فعال قلب	2051
ضخامت غلاف سوخت	1
قطر کپسول سوخت	35
طول کپسول سوخت	100
میله کنترل	دو میله از جنس فولاد ضد زنگ
میله ایمنی	دو میله از جنس کادمیوم

در راکتور HWZPR برای کنترل جمعیت نوترون، از میله‌های ایمنی، میله‌های کنترل و سیستم تخلیه اضطراری استفاده می‌شود. این راکتور قابلیت بهره برداری در چهار گام مختلف را دارد. با استفاده از دو صفحه مشبک که در بالا و پایین قلب قرار دارند، می‌تواند آرایش چهار گام مختلف را به خود بگیرد. اولین جفت صفحات، شبکه‌های مربعی با گام شبکه ای 20cm ، 14.14 cm و دومین جفت صفحات شبکه‌هایی با گام 12.73cm، 18cm را تشکیل می‌دهند. در حال حاضر، گام شبکه راکتور HWZPR از 18cm به 20cm تغییر یافته است. مطابق با مدارک حداکثر تعداد میله‌های سوخت که در قلب راکتور در گام 18cm و 20cm قرار گرفته‌اند، بترتیب 124 و 112 می‌باشد. هر میله سوخت شامل 20 کپسول سوخت می‌باشد. بازتابنده آب سنگین به ارتفاع 35cm در قسمت پایینی بخش فعال وجود دارد بازتابنده شعاعی با ضخامت 75cm و ارتفاع 240cm اطراف تانک آلومینیومی قرار گرفته است (Esfahan Safety Department, 2012). در شکل ۴ نمای افقی و عمودی راکتور HWZPR در گام ۲۰ نشان داده شده است.

کد MTR\_PC توسط شرکت INVAP به منظور انجام دادن محاسبات نوترونیک، ترموهیدرولیک و حفاظ سازی راکتورهای از نوع MTR در کامپیوترهای شخصی، توسعه داده شده است. محاسبه پارامترهای سینتیکی از جمله کسر مؤثر نوترون تأخیری و زمان نسلی نوترون با استفاده از بسته نرم افزاری MTR-PC v3.0 قابل انجام است. شار مستقیم و الحاقی توسط محاسبات قلب (CITVAP) با استفاده از پارامترهای گروهی و سطح مقاطع میکروسکوپی تولید شده توسط کد محاسبات سلولی (WIMS) که با استفاده از کد واسط BORGES قالب بندی شده است، قابل محاسبه است. بسته نرم‌افزاری MTR\_PC پارامترهای سینتیکی را با استفاده از نظریه اختلال مرتبه اول محاسبه می‌کند. با نظریه اختلال طول عمر نوترون آبی، زمان نسلی نوترون و کسر مؤثر نوترون‌های تأخیری با روابط ۱۶،۱۵ و ۱۷ محاسبه می‌شود.

$i$  معرف موقعیت،  $V$  حجم،  $v$  سرعت نوترون،  $g$  و  $n$  گروه انرژی،  $\phi$  شار و  $\phi^*$  شار الحاقی،  $\chi(g)$  تابع توزیع نوترون آبی،  $k$  ضریب تکثیر نوترون،  $\sum f_n$  سطح مقطع شکافت میکروسکوپی برای گروه  $n$ ،  $v$  تعداد میانگین نوترون‌های آزاد شده در هر شکافت،  $\chi'(j, g)$  تابع توزیع نوترون‌های تأخیری و  $\sigma_f$  سطح مقطع شکافت میکروسکوپی و  $\beta_{b,j}$  کسر نوترون‌های تأخیری گروه  $j$  و برای هسته  $b$  است.

#### ۴-۲- توصیف راکتور صفر قدرت آب سنگین

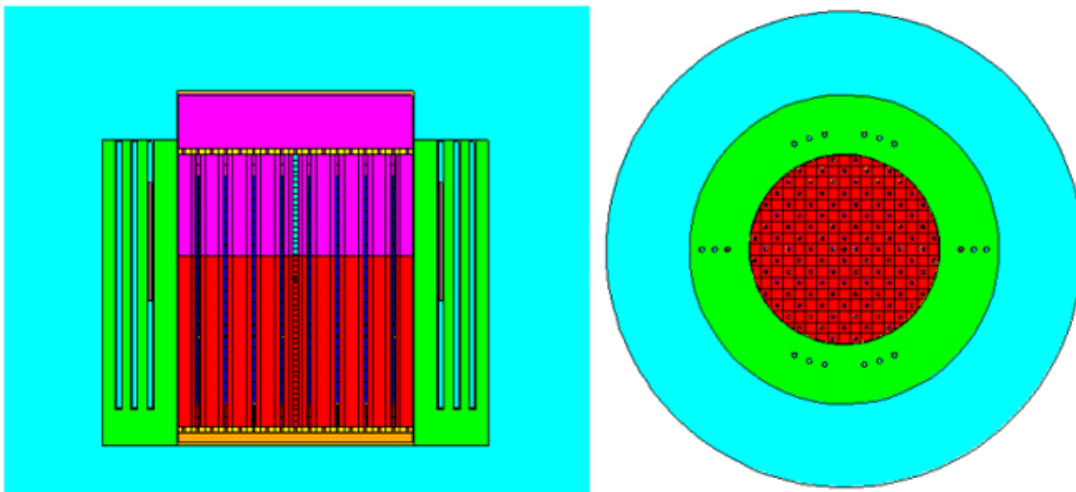
##### اصفهان

راکتور صفر قدرت آب سنگین اصفهان از نوع راکتورهای تحقیقاتی تانکی می‌باشد. این راکتور برای آموزش و انجام مطالعات پایه در زمینه فیزیک راکتور مورد بررسی قرار گرفته است. حداکثر توان اسمی راکتور برابر 100w و شار نوترونی  $\frac{n}{cm^2 \cdot sec}$   $10^9$  می‌باشد، بنابراین نیاز به جریان اجباری برای خنک کردن ندارد و گرمای تولیدی از طریق انتقال حرارت طبیعی (جریان طبیعی) صورت می‌گیرد. در این راکتور به دلیل توان اسمی پایین محفظه راکتور، غلاف و میله‌های سوخت از آلیاژ آلومینیوم ساخته شده‌اند. برای جلوگیری از ورود رطوبت به قلب راکتور و نیز جلوگیری از تبخیر آب سنگین، میله‌های سوخت و آب سنگین داخل قلب

$$l = \frac{\sum_i \frac{V_i}{V(n)} \phi_{i,g}^* \varphi_{i,n}}{\sum_i V_i \sum_g \chi(g) \phi_{i,g}^* \sum_n v \sum_f \sigma_{f,n} \varphi_{i,n}} \quad (15)$$

$$\Lambda = \frac{l}{k} = \frac{\sum_i \frac{V_i}{V(n)} \phi_{i,g}^* \varphi_{i,n}}{\sum_i V_i \sum_g \chi(g) \phi_{i,g}^* \sum_n v \sum_f \sigma_{f,n} \varphi_{i,n}} \quad (16)$$

$$\beta_{eff} = \frac{\sum_i V_i \sum_g \chi'(j,g) \phi_{i,g}^* \sum_b \beta_{b,j} N_{b,i} \sum_n v \sigma_{f,n,b,i} \varphi_{i,n}}{\sum_i V_i \sum_g \chi(g) \phi_{i,g}^* \sum_n v \sigma_{f,n} \varphi_{i,n}} \quad (17)$$



شکل ۴- (الف) و (ب) نمای افقی و عمودی از راکتور HWZPR شبیه سازی شده با MCNP

### ۳- نتایج و بحث

در راکتورهای ZPR برای رسیدن به حالت بحرانی از دو روش افزایش تدریجی میزان سوخت یا افزایش تدریجی میزان کند کننده استفاده می‌شود. در راکتور HWZPR از روش دوم برای رسیدن به بحرانیات استفاده می‌شود. در این روش، ابتدا سوخت‌ها و بازتابنده‌ها در راکتور قرار گرفته‌اند و سپس با وارد کردن کندکننده به طور تدریجی، راکتور به حالت بحرانی نزدیک می‌شود.

برای محاسبه پارامترهای سینتیکی ابتدا ارتفاع بحرانیات محاسبه گردید. با افزایش سطح آب سنگین، مقدار  $k_{eff}$  در حالت‌های زیربحرانی، بحرانی، فوق بحرانی محاسبه شد، در هر مورد اجرای کد سه بار

تکرار گردید و با درون‌یابی خطی ارتفاع بحرانی تخمین زده شد. سپس پارامترهای سینتیکی در ارتفاع بحرانی محاسبه شدند. در این مقاله ابتدا محاسبات برای گام ۱۸ که نتایج تجربی آن در دسترس است، انجام گردید. در پایان محاسبات به همین روال برای گام ۲۰ انجام گردید و سپس با گذار تجربی مقایسه گردید. نتایج تجربی قلب راکتور در گام ۱۸، در جدول ۲ درج شده است

در این مقاله قلب راکتور صفر قدرت آب سنگین اصفهان در سه بعد با کد MCNP5X شبیه سازی شد. در شبیه سازی نوترونی سه بعدی قلب راکتور صفر قدرت آب سنگین اصفهان با MCNP5X برای ذره N,P از داده‌های سطوح مقاطع انرژی پیوسته کتابخانه



سوخت، آب سنگین و گرافیت بکاربرده شد. ساختار انرژی گروهی بکاربرده شده در کد WIMS-5B برای سه سلول ذکر شده، در جدول ۴ ارائه شده است. سپس کد BORGES برای تولید سطح مقاطع میکروسکوپی با فرمت CITATION اجرا گردید. میانگین پویش آزاد نوترون<sup>y</sup>(MFP) آب سنگین و گرافیت 2.5 cm می‌باشد، در کد CITATION به ازای هر 1MFP یک مش زده شد. سپس کد CITATION برای ساختارهای انرژی ۳ گروهی و ۶ گروهی اجرا گردید. همانطور که از جدول ۵ ملاحظه می‌گردد هر چه تعداد گروه‌های بیشتر باشد، دقت محاسبات بالاتر است.

کد CITATION به ازای تعداد مش‌های مختلف برای ساختار انرژی شش گروهی اجرا گردید. همانطور که از شکل ۶ ملاحظه می‌گردد، هر چه تعداد مش‌ها بیشتر، دقت محاسبات بالاتر است. زیرا هر چه سایز مش کمتر باشد، نوترون‌ها بیشتر اندرکنش‌ها را می‌بینند.

نتایج کلی محاسبات با کدهای ذکر شده برای گام ۱۸ در جدول ۶ ارائه گردید. همانطور که از جدول ۶ مشاهده می‌گردد، بیشترین اختلاف بین کد MCNP و MTR\_PC کمتر از ۳ درصد می‌باشد. سپس به همین روال محاسبات برای گام ۲۰ انجام گردید. ارتفاع بحرانی در گام ۲۰، ۱۷۱.۷ سانتی متر است.

پارامترهای سینتیکی محاسبه شده با کدها بوسیله مقایسه پاسخ معادلات سینتیک نقطه ای و مقادیر تجربی برای یک تزریق راکتیویته اعتبارسنجی گردید. همانطور که می‌دانیم، کد WIMS برای راکتورهای آب سبک نوشته شده است بنابراین سهم فوتونوترون‌ها در این کد در نظر گرفته نمی‌شود. در این مقاله، سهم فوتونوترون‌ها با کد MCNP5X محاسبه گردید و به کسر مؤثر نوترون تأخیری محاسبه شده با MTR\_PC اضافه گردید. همانطور که از شکل ۷ ملاحظه می‌گردد، نتایج محاسبات و مقادیر تجربی از تطابق خوبی برخوردار می‌باشند.

ENDF/B-VII، مدل پراکندگی حرارتی  $S(\alpha, \beta)$  استفاده شد. کد MCNP5X با ۱۰۰۰۰۰ سیکل فعال، ۳۵ سیکل غیرفعال، ۱۰۰۰۰ تاریخچه در هر سیکل و با سایز بلوک ۳۰ در دمای اتاق  $27^{\circ}\text{C}$  اجرا گردید. ارتفاع بحرانی راکتور در گام ۱۸، ۱۵۷/۷۲ سانتی متر محاسبه گردید. پارامترهای سینتیکی با دو روش IFP و k-ratio محاسبه گردید و نتایج در جدول ۳ ارائه شده است.

از جدول ۳ ملاحظه می‌گردد که در روش k-ratio،  $\beta_{eff}$  با دقت بالاتری نسبت به روش احتمال شکافت تکراری محاسبه می‌گردد. در روش k-ratio برای محاسبه کسر مؤثر نوترون‌های تأخیری شار الحاقی بکاربرده نمی‌شود، اما انگار مفهوم شار الحاقی در این روش نهفته است. از معایب روش k-ratio نسبت به روش IFP زمان بر بودنش می‌باشد، زیرا در این روش برای محاسبه  $\beta_{eff}$  نیاز به دوبار اجرا می‌باشد. بیشترین اختلاف این دو روش، کمتر از ۴ درصد می‌باشد.

کد MCNP5X زمان نسلی نوترون وزن داده نشده را محاسبه می‌کند. این پارامتر تعیین کننده رفتار زمانی جمعیت نوترون بخصوص برای راکتورهایی با بازتابنده بزرگ و گرافیتی نمی‌باشد. محاسبات برای این راکتور نشان داد که زمان نسلی نوترون وزن داده نشده تقریباً ۱۳ برابر زمان نسلی وزن داده شده است. خطای بالا در این سیستم‌ها به این علت است که سطح مقطع جذب کربن کم است، نوترون‌هایی که به بازتابنده گرافیتی می‌رسند ممکن است درون بازتابنده برای مدت نسبتاً طولانی قبل از جذب شدن، پراکنده گردند. بنابراین، این نوترون‌ها در شکافت‌های انجام شده در سوخت شرکت نکرده و نمی‌توانند بر رفتار زمانی راکتور اثر بگذارند. شکل ۵، زمان نسلی نوترون وزن داده نشده به ازای ضخامت‌های مختلفی از گرافیت را نشان می‌دهد. همانطور که از شکل ۵ ملاحظه می‌گردد زمان نسلی نوترون محاسبه شده با روش IFP، دارای خطای کمتری و به مقدار تجربی نزدیک‌تر می‌باشد.

در این پژوهش برای محاسبات پارامترهای سینتیکی با بسته نرم‌افزاری MTR\_PC، سه نوع سلول

جدول ۲. نتایج تجربی راکتور HWZPR در گام ۱۸ (Nasrazadani et al., 2016)

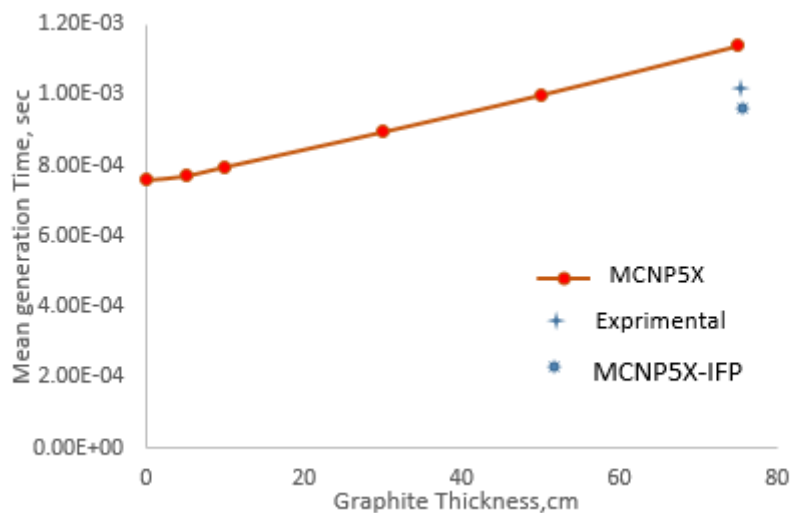
پارامترها	ارتفاع بحرانی	کسر مؤثر نوترون تأخیری	زمان نسلی نوترون
مقادیر تجربی	158.3	7.84e-03	8.84e-04

جدول ۳- نتایج محاسبات با کد MCNP 5X

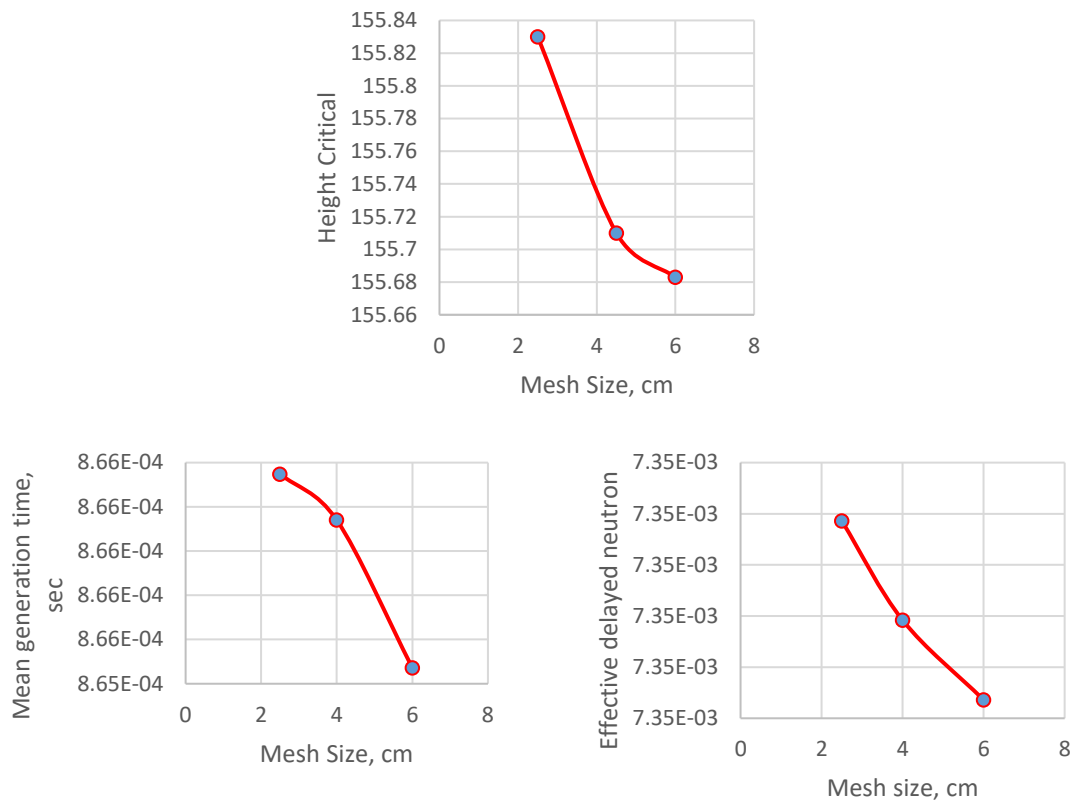
روش	کسر مؤثر نوترون تأخیری	خطای نسبی %	زمان نسلی نوترون ( $\lambda = l/k$ )	خطای نسبی %
k-ratio	7.74e-03	1.27	1.141e-03	29.00
IFP	7.47e-03	4.71	8.4321644E-04	4.61

جدول ۴. ساختار انرژی گروهی بکاربرده شده در کد WIMS-5B

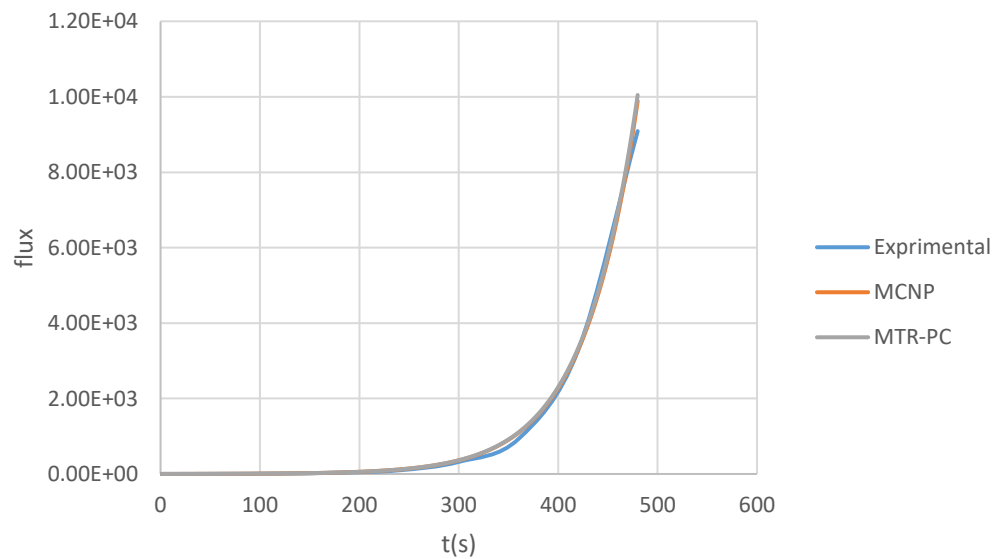
کد	شماره گروه	حدود انرژی (Ev)	شماره گروه	حدود انرژی (Ev)
WIMS	1	1.00000e+07 to 1.35300e+06	10	1.045000e-00 to 9.5000e-01
	2	1.35300e+06 to 1.83000e+05	11	9.50000e-01 to 6.25000e-01
	3	1.83000e+05 to 1.50300e+04	12	6.25000e-01 to 2.80000e-01
	4	1.50300e+04 to 2.23945e+03	13	2.80000e-01 to 1.40000e-01
	5	2.23945e+03 to 1.48729e+02	14	1.4000e-01 to 6.700000e-02
	6	1.48729e+02 to 1.59680e+01	15	6.70000e-02 to 4.20000e-02
	7	1.59680e+01 to 2.60000e+00	16	4.2000e-02 to 2.500000e-02
	8	2.60000e+00 to 1.15000e+00	17	2.50000e-02 to 1.00000e-02
	9	1.15000e+00 to 1.045000e-00	18	1.00000e-02 to 0.00000e+00



شکل ۵- زمان نسلی نوترون بر حسب ضخامت‌های مختلفی از گرافیت



شکل ۶- نتایج محاسبات با کد MTR\_PC به ازای مش‌های مختلف



شکل ۷- شار نوترون بر حسب زمان

جدول ۵. نتایج محاسبات به ازای تعداد گروه‌های مختلف انرژی در کد CITATION

تعداد گروه‌ها	ارتفاع بحرانی	خطای نسبی %	کسر مؤثر نوترون تأخیری	خطای نسبی %	زمان نسلی نوترون	خطای نسبی %
3	153.271	3.17	7.35085e-03	6.239	8.56791e-04	2.95
6	155.83	1.56	7.35143e-03	6.23	8.65874e-04	2.05

جدول ۶. نتایج محاسبات برای راکتور HWZPR با گام ۱۸ و ۲۰

گام شبکه	پارامترها	روش‌های محاسباتی		
		یقینی	احتمالاتی	احتمالاتی
		MTR_PC	MCNP5X-IFP	MCNP5X
18	$H_{critical}$	155.83	-	157.72±0.00011
	خطای نسبی %	1.56	-	3.6e-01
	$\beta_{eff}$	7.35143e-03	7.47e-03	7.74e-03
	خطای نسبی %	6.23	4.7	1.3e-01
	$\lambda$	8.65874e-04	8.4321644e-04	1.141e-03
	خطای نسبی %	2.05	4.61	29
20	$H_{critical}$	164.48	-	168.47±0.00011
	خطای نسبی %	4.2	-	1.8
	$\beta_{eff}$	7.34968e-03	7.58e-03	7.7796e-03
	$\lambda$	1.04123e-03	1.02730e-03	-

## ۴- نتیجه‌گیری

تطابق خوبی بین نتایج محاسبات و مقادیر تجربی مشاهده گردید.

## پی‌نوشت‌ها

- Next Fission Probability approximation
- Contribution-Linked eigenvalue sensitivity/Uncertainly estimating via Tracklength importance CHaracterization
- Transient Fission Matrix
- Progenitor
- Progeny
- Latent Generations
- Mean Free Path

## مراجع

Ã, Y. N., Kameyama, T., 2005. Kinetic Parameters  $\beta$  -eff and  $\lambda$  Based on Continuous Energy Monte Carlo Method., Ann. Nucl. Energy 42, 503-514.

Chet, B., Jinaphanh, A., Heulers, L., Jacquet, o., 2015. Capabilities overview of the MORET 5 Monte Carlo code. Ann. Nucl. Energy 82, 74-84.

در این مقاله، پارامترهای سینتیکی از جمله کسر مؤثر نوترون‌های تأخیری و زمان نسلی نوترون‌ها با دو رهیافت احتمالاتی و یقینی محاسبه گردید. در رهیافت‌های احتمالاتی و یقینی بترتیب با روش‌های احتمال تکرار شکافت و نظریه اختلال پارامترهای سینتیکی محاسبه گردید. بیشترین اختلاف این دو روش، کمتر از ۳ درصد است. در رهیافت یقینی اثر تغییر تعداد گروه‌ها و سائز مش‌ها نیز مورد بررسی قرار گرفت و ملاحظه گردید هر چه تعداد گروه بیشتر و سائز مش کمتر باشد، دقت محاسبات بالاتر است.

پارامترهای سینتیکی ترکیب جدید قلب راکتور صفر قدرت آب سنگین اصفهان از جمله کسر مؤثر نوترون تأخیری و زمان نسلی نوترون با کد MCNP بسته نرم‌افزاری MTR\_PC بترتیب  $7.58e-03$ ،  $1.02730e-03$  و  $7.56968e-03$ ،  $1.04123e-03$  محاسبه گردید، سپس نتایج با گذار تجربی مقایسه گردید.

- Kiedrowski, B., Brown, F., and Bull, J., 2010. MCNP 5-1.6, Feature Enhancements and Manual Clarifications.
- Kiedrowski, B.C., Brown, F.B., Wilson, p.p., 2011. Adjoint-weighted tallies for k-eigenvalue calculations with continuous-energy monte carlo. Nucl.Sci.Energy 168(3), 226-241.
- Laureau, A., Aufiero, M., Rubiolo, P. R., and Heuer, D., 2015. Transient Fission Matrix : Kinetic calculation and kinetic parameters b eff and K eff calculation. Ann. Nucl. Energy, vol. 85, pp. 1035–1044.
- Leppänen, J., Aufiero, M., Fridman, E., Rachamin, R., Van Der Marck, S., Carlo, M., 2014. Calculation of effective point kinetics parameters in the Serpent 2 Monte Carlo code., 65, 272–279.
- Meulekamp, R. K., Van Der Marck, S. C., 2006. Calculating the Effective Delayed Neutron Fraction with Monte Carlo Calculating the Effective Delayed Neutron Fraction with Monte Carlo., Ann. Nucl. Energy 152 (2), 142-148.
- Mehrabi, S. 2010. Solving Multipoint Kinetics Equations and Calculating its Parameters in Bushehr Nuclear Reactor. MSc Thesis, University of Shahid Beheshti, SBU, IRAN.
- Nagaya, Y., Mori, T., Carlo, M., 2011. Calculation of effective delayed neutron fraction with Monte Carlo perturbation techniques., Ann. Nucl. Energy 38, 254–260.
- Nagaya, Y., Carlo, M., 2015. Calculation of reactor kinetics parameters with Monte Carlo differential operator sampling., Ann. Nucl. Energy 82, 226–229.
- Nasrazadani, Z., Behfarnia, M., Khorsandi, J., 2016. Investigating Dynamic Parameters in HWZPR Based on the Experimental and Calculated Results., Nucl. Eng. Technol 48, 1120–1125.
- Peng, X., Liang, J., Forget, B., Smith, K., 2019. Calculation of adjoint-weighted reactor kinetics parameters in OpenMC. Ann. Nucl. Energy 128, 231–235.
- Qiu, Y., Wang, Z., Li, K., Yuan, Y., Wang, K., Fratoni, M. Calculation of adjoint-weighted kinetic parameters with the Reactor Monte Carlo
- Duderstadt, J., Hamilton, L., 1942. Nuclear Reactor Analysis, America.
- Esfahan Safety Department., 2012. Esfahan heavy water zero power reactor (HWZPR) safety analysis report.
- Feghhi, S.A.H., 2007. Calculation of neutron importance function in fissionable assemblies using Monte Carlo method., Ann. Nucl. Energy 34, 514-520.
- Feghhi, S.A.H., Shahriari, M., Afarideh, H., 2008. Calculation of the importance-weighted neutron generation time using MCNIC method., Ann. Nucl. Energy 35, 1397-1402.
- Henry, A.F., 1975. Nuclear Reactor Analysis, MIT Press Cambridge Massachusetts, USA.
- Hosseini, S. A., and Vosoughi, N., 2010. Uncertainty evaluation of calculated and measured kinetics parameters of Tehran Research Reactor,” Nucl. Eng. Des., vol. 240, no. 10, pp. 2761–2767,
- Hosseini, S. A., Vosoughi, N., Ghofrani, M. B., and Gharib, M., 2010. Calculation , measurement and sensitivity analysis of kinetic parameters of Tehran Research Reactor, Ann. Nucl. Energy, vol. 37, no. 4, pp. 463–470.
- Hosseini, S. A., Vosoughi, N., Hosseini, M., 2011. Monte Carlo simulation of Feynman- a and Rossi- a techniques for calculation of kinetic parameters of Tehran Research Reactor, Ann. Nucl. Energy, vol. 38, no. 10, pp. 2140–2145.
- Hassanzadeh, M., Feghhi, S. A. H., and Khalafi, H., 2013. Calculation of Kinetic Parameters in an Accelerator Driven Subcritical TRIGA Reactor Using MCNIC Method. Ann. Nucl. Energy. 59, 188–93.
- Hoon, S., Jin, H., 2016. Memory-efficient calculations of adjoint-weighted tallies by the Monte Carlo Wielandt method., Ann. Nucl. Energy 96, 287–294.
- Jahanbin, A., 2010. Development of a Graphical Relationship for Calculating Kinetic Parameters of Nuclear Reactors (PWR) Using MTR\_PC Package. MSc Thesis, Sharif University of Technology, Tehran

TRIPOLI-4 by the Iterated Fission Probability method., *Ann. Nucl. Energy* 85, 17–26.

Verboomen, B., Haeck, W., Baeten, P., 2006. Monte Carlo calculation of the effective neutron generation time., *Ann. Nucl. Energy* 33, 911–916.

Yamamoto, T., Sakamoto, H., Carlo, M., 2014. A new concept of Monte Carlo kinetics parameter calculation using complex-valued perturbation., *Ann. Nucl. Energy* 71, 480–488.

Zangian, M. 2014. Design and implementation of the Monte Carlo method for critical calculation. Ph.D. Thesis. University of Shahid Beheshti, SBU, IRAN.

code RMC., *Progress in Nuclear Energy* (2017), <https://doi.org/10.1016/j.pnucene>.

Rezaei, S. 2012. Investigation and Calculation of Kinetic Parameters of Bushehr Reactor, University of Shahid Beheshti, SBU, IRAN. MSc Thesis.

Spriggs, G. D., Busch, R. D., Campbell, J. M., 2001. Calculation of the delayed neutron effectiveness factor using ratios of  $k$ -eigenvalues., *Ann. Nucl. Energy* 28, 477–487.

Truchet, G., Leconte, P., Santamarina, A., Brun, E., Damian, F., Zoia, A., 2015. Computing adjoint-weighted kinetics parameters in



## Validation of kinetic parameters computational methods with experimental reactivity in the new composition of the HWZPR reactor heart

Leili Taghizadeh<sup>1</sup>, Mehdi Zangian<sup>1</sup>, Javad Mokhtari<sup>2</sup>

<sup>1</sup> Faculty of Nuclear Engineering, Shahid Beheshti University, Tehran, Iran

<sup>2</sup> Nuclear Science and Technology Research Institute, AEOI, Isfahan, Iran

Received: 26 - 5 - 2020

Accepted: 26 - 8 - 2020

---

### Abstract

The accurate calculation of effective kinetic parameters is very important in the study of time-dependent behavior of neutron populations. To calculate the parameters, it is necessary to calculate the flux and adjoint flux in the phase space, which can be calculated with deterministic and probability methods. In this paper, calculation of kinetic parameters of the new HWZPR core composition in the deterministic approach, with the MTR\_PC package, and in the probabilistic approach with the MCNP5X code, has been done with the extended iterated fission probability method. The kinetic parameters calculated by these methods are validated by comparing the response of the point kinetics and experimental values for a reactive injection, and a good agreement was found between the results of the calculations and the experimental values.

**Keywords:** Adjoint flux, Iterated Fission Probability, Perturbation theory, MCNP5X code, MTR\_PC package, HWZPR.

---