



شبیه‌سازی آزمایش چشمه نوترون پالسی در قلب رآکتور تحقیقاتی تهران

محمد ارکانی*

پژوهشکده‌ی رآکتور و ایمنی هسته‌ای، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، صندوق پستی: ۱۳۳۹-۱۴۱۵۵، تهران - ایران

*Email: markani@aeoi.org.ir

مقاله‌ی فنی

تاریخ دریافت مقاله: ۹۹/۷/۱۲ تاریخ پذیرش مقاله: ۹۹/۱۰/۳۰

چکیده

یکی از روش‌های مفید برای اندازه‌گیری ثابت واپاشی نوترون آنی در قلب رآکتور هسته‌ای، آزمایش چشمه نوترون پالسی است. نظر به آن‌که کد محاسباتی MCNPX بر پایه‌ی روش مونت کارلو بنا نهاده شده است، این کد قادر است رفتار تابع زمان ذرات را در سامانه‌های ایستا تعقیب نماید. از این قابلیت در این تحقیق استفاده شده و آزمایش چشمه نوترون پالسی در قلب رآکتور تحقیقاتی تهران شبیه‌سازی شده است. برای این منظور، سامانه‌ی قلب رآکتور تحقیقاتی تهران در حالت‌های مختلف زیربحرانی با استفاده از روش فوق بررسی و در هر حالت ثابت واپاشی نوترون آنی تخمین زده شد. به این ترتیب، با استفاده از ثابت واپاشی نوترون آنی قلب رآکتور، پارامترهای سینتیک قلب رآکتور نیز محاسبه شده‌اند. مقادیر محاسبه شده دارای تطابق خوبی در مقایسه با نتایج گزارش شده در مراجع می‌باشند.

کلیدواژه‌ها: ثابت واپاشی نوترون آنی، آزمایش چشمه نوترون پالسی، کد MCNPX، پارامتر سینتیک قلب رآکتور

Simulation of Pulsed Neutron Source Experiment in Tehran Research Reactor Core (TRR)

M. Arkani*

Reactor and Nuclear Safety Research School, Nuclear Science and Technology Research Institute, P.O.Box: 14155-1339, Tehran - Iran

Technical Paper

Received 3.10.2020, Accepted 19.1.2021

Abstract

One of the useful methods for measuring fast neutron decay constant in a nuclear reactor core is the pulsed neutron source experiment as MCNP code is based on the Monte Carlo method, so able to track the time-dependent behavior of the particles in static systems. In this research, this capability is utilized, and a pulsed neutron source experiment in the Tehran research reactor (TRR) core is simulated. For this purpose, the system of TRR core at different subcritical states is investigated, and fast neutron decay constant is estimated at each state. Therefore, kinetic parameters of the reactor core are also calculated utilizing the fast neutron decay constant of the core. Calculated values agree with the other results reported in the literature.

Keywords: Prompt neutron decay constant, Pulsed neutron source experiment, MCNPX code, Reactor core kinetic parameter



۱. مقدمه

مدل‌سازی آن توسط کد MCNPX توضیح داده می‌شود. در بخش ۴ نیز روش ارائه شده برای محاسبه‌ی کسر مؤثر نوترون تأخیری و طول عمر نوترون آنی با استفاده از ثابت واپاشی نوترون آنی شرح داده شده است. در بخش ۵، نتایج به دست آمده به بحث گذاشته شده، و در انتها نیز در بخش ۶ نتیجه‌گیری ارائه شده است.

۲. آشنایی با روش‌های تخمین پارامترهای سینتیک قلب راکتور هسته‌ای

۱.۲ محاسبه کسر مؤثر نوترون تأخیری از روش آنی یکی از روش‌های مفید که بر اساس کد محاسباتی MCNPX عمل می‌کند و می‌تواند کسر مؤثر نوترون تأخیری را در سامانه‌های تکثیرپذیر محاسبه کند، روش آنی است. کسر مؤثر نوترون تأخیری با رابطه زیر تعریف شده است [۵-۶]:

$$\beta_{eff} = \frac{\sum_i \sum_m \int \phi^+ \chi_{di}^m \nu_{di}^m \Sigma_f^m \phi' d\Omega' dE' dr}{\sum_m \int \phi^+ \chi_t^m \nu_t^m \Sigma_f^m \phi' d\Omega' dE' dr} \quad (1)$$

در این رابطه، داریم:

E' , Ω' , r : به ترتیب موقعیت مکانی، زاویه فضایی و انرژی

نوترون در سامانه قلب راکتور است

m : اندیس شماره ایزوتوپ

i : اندیس شماره گروه نوترون تأخیری

ϕ' : شار زاویه‌ای

ϕ^+ : شار الحاقی زاویه‌ای

Σ_f^m : سطح مقطع ماکروسکوپی شکافت

ν_t^m : متوسط کل تعداد نوترون‌هایی که در هر شکافت گسیل می‌شوند

ν_{di}^m : متوسط تعداد نوترون‌های تأخیری که در هر شکافت در گروه i ام گسیل می‌شود

χ_{di}^m : توزیع نرمال شده نوترون‌های تأخیری گروه i ام

χ_t^m : توزیع نرمال شده کل نوترون‌های حاصل از شکافت

اگر انتگرال صورت و مخرج رابطه ۱ را با نماد $\langle \rangle$ نشان دهیم، با بازنویسی این رابطه و استفاده از خاصیت جمع‌پذیری انتگرال‌ها و همچنین استفاده از رابطه $\nu_p = \nu_t - \nu_d$ ، داریم:

$$\beta_{eff} = \frac{\langle \chi_d \nu_d \rangle}{\langle \chi_t \nu_t \rangle} = 1 - \frac{\langle \chi_t \nu_t - \chi_d \nu_d \rangle}{\langle \chi_t \nu_t \rangle} \cong 1 - \frac{\langle \chi_p \nu_p \rangle}{\langle \chi_t \nu_t \rangle} \quad (2)$$

تقریب آورده شده در این رابطه از تفاوت جمله $\langle \chi_t \nu_t - \chi_d \nu_d \rangle$ و $\langle \chi_p \nu_p \rangle$ نشأت می‌گیرد. از آن‌جاکه توزیع χ_t تقریباً همان

رفتار دینامیک سامانه‌ای تکثیرپذیر^۱ مانند قلب راکتور هسته‌ای به‌واسطه پارامترهای سینتیک^۲ آن مشخص می‌شود. تحلیل ایمنی قلب راکتور هسته‌ای و شبیه‌سازی‌های مربوط به حوادث گذرا مثال‌هایی از کاربرد این پارامترها می‌باشند [۱]. از این‌رو اطلاع از این پارامترها از اهمیت ویژه‌ای برخوردار است. پارامترهای سینتیک قلب راکتور هسته‌ای عبارتند از کسر مؤثر نوترون تأخیری^۳، β_{eff} ، طول عمر نوترون آنی^۴، ℓ ، نسبت $\frac{\beta_{eff}}{\ell}$ ، و راکتیویته یا ضریب تکثیر سامانه‌ی مورد نظر. روش‌های متعددی برای تعیین پارامترهای سینتیک قلب راکتورهای هسته‌ای در مراجع ارائه شده است [۲-۸] که از آن جمله می‌توان به روش آنی^۵، روش MCNIC^۶، روش اختلال^۷، روش جاذب $\frac{1}{V}$ ^۸، و آزمایش چشمه نوترون پالسی^۹ اشاره نمود. البته برخی روش‌های تجربی دیگری هم وجود دارند که در این تحقیق به آن‌ها پرداخته نشده است [۹-۱۰]. در بخش ۲ از این مقاله، شرح کوتاهی از این روش‌ها آورده شده است.

با استفاده از آزمایش چشمه نوترون پالسی [۲، ۱۱، ۱۲]، ثابت واپاشی نوترون آنی قلب راکتور اندازه‌گیری می‌شود. قابل ذکر است این پارامتر که با نماد α نشان داده می‌شود (در ادامه ثابت واپاشی نوترون آنی با جزئیات بیشتر معرفی می‌گردد)، حاوی اطلاعاتی راجع به راکتیویته سامانه قلب راکتور، کسر مؤثر نوترون تأخیری، و طول عمر نوترون آنی است. در این تحقیق با استفاده از کد محاسباتی MCNPX [۱۳] آزمایش چشمه نوترون پالسی در قلب راکتور تحقیقاتی تهران شبیه‌سازی شده و روشی جدید برای تخمین کسر مؤثر نوترون تأخیری و طول عمر نوترون آنی با استفاده از ثابت واپاشی نوترون آنی در قلب راکتور هسته‌ای ارائه شده است. نتایج به دست آمده از شبیه‌سازی آزمایش چشمه نوترون پالسی در قلب راکتور تحقیقاتی تهران با مقادیر گزارش شده در دیگر مراجع مقایسه شده و تطابق خوبی مشاهده شده است. ابزار اصلی جهت تحلیل داده‌ها، نرم‌افزار متلب می‌باشد [۱۴]. در ادامه، در بخش ۲، روش‌های اشاره شده در فوق و همچنین روش چشمه نوترون پالسی برای آشنایی خواننده شرح داده خواهند شد. سپس، در بخش بعدی، مشخصات قلب راکتور تحقیقاتی تهران و

1. Multiplying System
2. Kinetic Parameters
3. Effective Delayed Neutron Fraction
4. Prompt Neutron Lifetime
5. Prompt Method
6. MCNIC: Monte Carlo Neutron Importance Calculation
7. Perturbation Method
8. One Over V Neutron Absorber Method
9. Pulsed Neutron Source Method

10. Adjoint Flux



سامانه یعنی k_{eff} هم‌گرا شده و ثابت می‌ماند. روش MCNIC برای محاسبه تابع اهمیت نوترون به صورت تابعی از مکان r_0 و انرژی E_0 ، $\phi^+(r_0, E_0)$ تعریف می‌شود. برای محاسبه تابع اهمیت نوترون سامانه قلب رآکتور، ابتدا سامانه مورد نظر به تعدادی از سلول‌های با ضخامت‌های یکسان مش بندی شده، سپس چشمه هم‌سان‌گردی از نوترون با انرژی‌های در محدوده اولین گروه انرژی از گروه بندی مورد نظر، در داخل سلول تعریف می‌گردد. دنبال نمودن آن‌ها در سیکل‌های متوالی برای محاسبات نوترونی به منظور به دست آوردن مقادیر $k_s^1, k_s^2, \dots, k_s^n$ مقدار تابع اهمیت نوترون‌های موجود در آن گروه انرژی در محل مذکور را به دست می‌دهد. به همین ترتیب با تغییر محل چشمه در محدوده گروه‌های مختلف انرژی، تابع اهمیت نوترون به صورت ماتریسی به ابعاد $m \times n$ به دست می‌آید که m بیان‌گر تعداد گروه‌های انرژی و n بیان‌گر تعداد مش‌های مکانی است. از آنجایی که ضریب تکثیر در سامانه‌ای زیر بحرانی کمتر از یک است، سری هندسی مقادیر k_s^i در نهایت هم‌گرا شده و در نتیجه جمعیت نوترونی کل سامانه قلب رآکتور به سمت مقداری مجانبی و حالتی پایدار سوق پیدا می‌کند و در نتیجه تابع اهمیت مقداری متناهی خواهد شد، پس داریم:

$$\phi^+ = \sum_{i=1}^{\infty} k_s^i = \frac{k_s}{1 - k_s} \quad (5)$$

با مشخص بودن اهمیت نوترون و یا همان شار الحاقی نوترون از رابطه‌ی ۵، و شار نوترون با استفاده از کد MCNPX، و همچنین با استفاده از رابطه‌ی ۱، کسر مؤثر نوترون تأخیری محاسبه می‌شود. برای طول عمر نوترون آنی از روش فوق داریم:

$$\ell = \frac{\sum_{m=1}^M \sum_{g=1}^G \phi_{g,m}^+ \frac{1}{v_g} \phi_{g,m} \Delta V_m}{\sum_{m=1}^M \sum_{g=1}^G \phi_{g,m}^+ \chi_{pg} \sum_{g'=1}^G v_{g'} \Sigma_{fg',m} \phi_{g',m} \Delta V_m} \quad (6)$$

در این رابطه، m شماره مش مکانی، g شماره گروه انرژی، χ_{pg} تابع توزیع نوترون آنی، v_g و v_g نیز به ترتیب متوسط تعداد نوترون‌های گسیل شده در گروه انرژی g در هر شکافت و متوسط سرعت نوترون در گروه انرژی g می‌باشند.

۳.۲ محاسبه کسر مؤثر نوترون تأخیری و طول عمر نوترون آنی با استفاده از روش اختلال

χ_p است، هم‌چنین نظر به آن که v_d حدود صد برابر کوچک‌تر از v_r است، این تقریب، با دقت خوبی قابل قبول می‌باشد. رابطه ۲ می‌تواند به صورت رابطه ۳ به منظور به کارگیری کد MCNPX بازنویسی شود:

$$\beta_{eff} = 1 - \frac{k_p}{k_{eff}} \quad (3)$$

در این رابطه k_{eff} ضریب تکثیر مؤثر^۱ قلب رآکتور است که از محاسبات بحرانی با استفاده از دستور KCODE محاسبه می‌شود. k_p ضریب تکثیر آنی^۲ قلب رآکتور است که فقط متأثر از نوترون‌های آنی می‌باشد. کد MCNPX با کارت TOTNU و پارامتر ورودی NO قادر است k_p را با استفاده از محاسبات بحرانی قلب رآکتور به دست دهد.

۳.۲ محاسبه کسر مؤثر نوترون تأخیری و طول عمر نوترون آنی با استفاده از روش MCNIC^۳

در سامانه‌های بحرانی و زیر بحرانی اهمیت نوترون^۴ با استفاده از روش‌های قطعی و بر مبنای مقدار مجانبی جمعیت نوترون یا توان محاسبه می‌شود. برای درک مفهوم فیزیکی اهمیت نوترون، فرض کنید در محیطی تکثیرپذیر تعدادی نوترون وارد شوند. وابسته به محل، انرژی و جهت آن‌ها، جمعیت نوترون افزایش می‌یابد. برای رآکتور بحرانی که جمعیت نوترون اولیه N_0 است، در صورتی که تعدادی نوترون وارد قلب رآکتور شوند، جمعیت نوترون‌ها دچار تغییر می‌شود و نهایتاً در سطح $N_0 + \Delta N_0$ ثابت می‌ماند. این مقدار تغییر جمعیت نوترونی به ازای نوترون‌های ورودی اصطلاحاً اهمیت نسبی نوترون^۵ نامیده می‌شود. در صورتی که $k_s(r, E)$ به عنوان ضریب تکثیر چشمه هم‌سان‌گرد شکافت نوترونی با انرژی E و موقعیت مکانی r در داخل قلب رآکتور تعریف شود، تابع اهمیت چنین سامانه‌ای به صورت زیر توصیف می‌شود [۴-۵]:

$$\phi^+ = \sum_{i=1}^{\infty} k_s^i = k_1 + k_1 k_r + \dots + k_1 k_r \dots k_n + \dots \quad (4)$$

k_s^i مقدار ضریب تکثیر سامانه فوق برای نسل i ام از نوترون‌ها است. پس از گذشت چند چرخه^۶ ناپایدار اولیه، نوترون‌ها کاملاً در سرتاسر قلب رآکتور توزیع شده و تابع شکل شار به توزیع نهایی هم‌گرا می‌شود، در نتیجه k_s^i به سمت ضریب تکثیر

1. Effective Multiplication Factor
2. Prompt Multiplication Factor
3. MCNIC: Monte Carlo Neutron Importance Calculation
4. Neutron Importance
5. Relative Neutron Importance
6. Cycle



راکتور باشد. در سرعت نوترون ۲۲۰۰ متر بر ثانیه، سطح مقطع σ_{zo} ، برای 1_0B برابر با ۳۸۴۳ بارن است [۶].

۵.۲ اندازه‌گیری ثابت واپاشی نوترون آنی با استفاده از آزمایش چشمه نوترون پالسی

اگر به سامانه قلب راکتور توسط مولد پالس نوترونی^۲، پالس‌های نوترون با دوره تناوب مشخصی تزریق شود، در این صورت رفتار گذرای سامانه قلب راکتور دارای پاسخی میرا بعد از تزریق هر پالس نوترون است. شکل ۱ نشان‌دهنده رفتار گذرای جمعیت نوترون‌ها بعد از تزریق پالس‌های نوترونی به سامانه قلب راکتور می‌باشد [۱۹]. این شکل دارای سه ناحیه مشخصه زیر است (قابل ذکر است بازه‌های زمانی نشان داده شده در شکل ۱ در دیگر سامانه‌های قلب راکتور هسته‌ای لزوماً یکسان نبوده و ممکن است متفاوت باشند):

I. در لحظات کوتاهی بعد از تزریق پالس نوترون (زمان‌های کوچک‌تر از یک میلی‌ثانیه)، اثرات مربوط به هارمونیک‌های با مرتبه‌ی بالاتر^۳ از پاسخ سامانه قلب راکتور مشاهده می‌شود، که سریعاً میرا می‌گردند.

II. در نواحی میانی (زمان‌های بین یک الی چهار میلی‌ثانیه بعد از تزریق پالس نوترون)، تغییرات جمعیت نوترون‌ها دارای رفتاری نمایی است. قابل ذکر است محور عمودی در مقیاس لگاریتمی می‌باشد، از این‌رو تغییرات به شکل تابعی خطی با شیب منفی مشاهده می‌شود. مقدار α ، ثابت واپاشی نوترون آنی، در این ناحیه با استفاده از برازش منحنی نمایی به دست می‌آید.

III. در زمان‌های بزرگ‌تر، کاهش جمعیت نوترون‌ها رفته‌رفته متوقف شده و به مقدار تقریباً ثابتی میل می‌کند (زمان‌های بزرگ‌تر از هشت میلی‌ثانیه بعد از تزریق پالس نوترون). پس‌زمینه مشاهده شده به دلیل وجود نوترون‌های تأخیری و واپاشی هسته‌های پیش‌رو^۴ در مقیاس زمانی بسیار بزرگ‌تری است.

یکی از روش‌های محاسبه‌ی پارامترهای سینتیک قلب راکتور هسته‌ای، روش اختلال می‌باشد. فرض کنید که اختلال کوچکی به اندازه‌ی $\delta\Sigma_a$ به طور یکنواخت در کل قلب راکتور ایجاد شود. از تئوری اختلال مرتبه‌ی اول (در تئوری اختلال مرتبه‌ی اول از جملاتی که دو بار کمیت‌های اختلال یافته در یک‌دیگر ضرب می‌شوند صرف نظر می‌شود، مانند: $\delta\Sigma_a \times \delta\phi$)، می‌توان شار نوترون، شار الحاقی نوترون، و راکتیویته‌ی قلب راکتور را محاسبه [۱۵] و با استفاده از روابط (۱) و (۶) به ترتیب کسر مؤثر نوترون تأخیری و طول عمر نوترون آنی را محاسبه نمود. کد یقینی CITATION [۱۶] قادر است تا با استفاده از تئوری اختلال مرتبه‌ی اول، پارامترهای سینتیک قلب راکتور را محاسبه نماید. ذاکر [۱۷] طی تحقیقی با استفاده از بسته‌ی نرم‌افزاری MTR-PC^۱ [۱۸]، کسر مؤثر نوترون تأخیری و طول نوترون آنی را در قلب راکتور تحقیقاتی تهران، در چیدمان شماره‌ی یک، محاسبه نموده است.

۴.۲ محاسبه طول عمر نوترون آنی از روش جاذب $\frac{1}{U}$

روش جاذب $\frac{1}{U}$ یکی از روش‌های ساده اما دقیق برای محاسبه طول عمر نوترون آنی است (U سرعت نوترون می‌باشد). اگر در مجموعه قلب راکتور که شامل بازتابنده هم می‌شود توسط غلظت بسیار کمی از جاذب نوترون که دارای خصوصیت فیزیکی $\frac{1}{U}$ است، به‌طور یکنواخت در کل ساختار قلب راکتور اختلال بسیار کوچکی ایجاد شود، در این صورت می‌توان با استفاده از رابطه ۷ تنها با محاسبه دقیق ضریب تکثیر سامانه قلب راکتور، به طول عمر نوترون آنی پی‌برد [۵-۶]:

$$\ell_p = \lim_{N \rightarrow \infty} \left(\frac{\delta k}{k_{Pert}} \cdot \frac{1}{N \sigma_{zo} U_o} \right) \quad (7)$$

در این رابطه N غلظت جاذب (منظور جاذبی است که دارای خصوصیت $\frac{1}{U}$ است) و σ_{zo} سطح مقطع جذب آن در سرعت نوترون U_o است. هم‌چنین k_{Pert} ، ضریب تکثیر مؤثر قلب راکتور در شرایط اختلال است. تقریبی خوب از حل مسأله می‌تواند به‌واسطه کاربرد 1_0B با غلظت بسیار پایین از مقیاس 10^{-8} تا 10^{-7} "اتم در هر بارن سانتی‌متر" در سامانه قلب

2. Pulsed Neutron Generator

3. Higher Order Harmonics

4. Precursors

Journal of Nuclear Science and Technology

Vol. 99, No 2, 2022, P 171-180

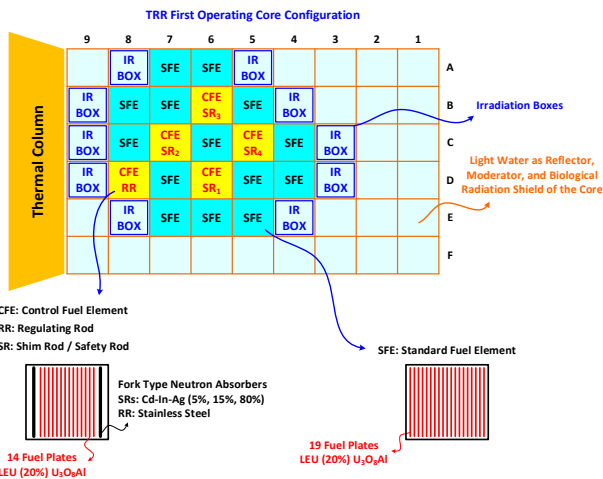
در بسته‌ی نرم‌افزاری MTR-PC از کد CITATION برای محاسبات
نوترونیک قلب راکتور استفاده شده است.

مجله علوم و فنون هسته‌ای

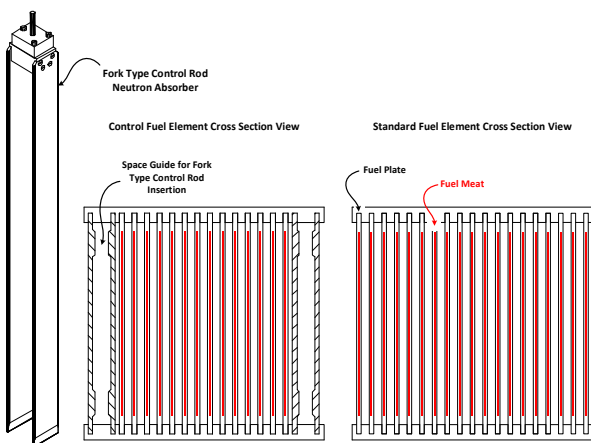
جلد ۹۹، شماره ۱، بهار ۱۴۰۱، ص ۱۷۱-۱۸۰



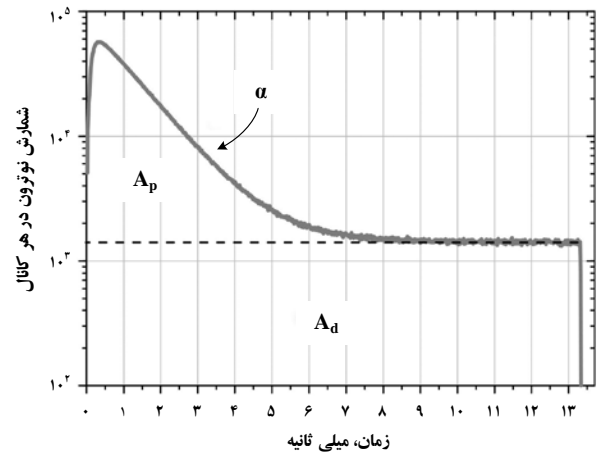
نمی‌کند. سوخت اولیه این رآکتور آلیاژی از آلومینیم و اورانیم با درصد غنای بالا، یعنی ۹۳٪ بوده است. در سال ۱۳۷۲ سوخت رآکتور از درجه‌ی غنای بالا به درجه‌ی غنای پایین یعنی ۲۰٪ تبدیل شد و از آن تاریخ تاکنون، این رآکتور با سوخت جدید کار می‌کند. ترکیب شیمیایی سوخت جدید به صورت U_2O_8Al می‌باشد. کل مجموعه سوخت، قلب و صفحه نگه‌دارنده بر روی محفظه‌ای به نام پلنوم^۲ نصب گردیده است. در مواقع بعد از خاموشی و در قدرت‌های زیر ۱۰۰ کیلووات درجه‌ی فلاپر محفظه پلنوم باز شده و اجازه خنک‌کنندگی قلب را به صورت جریان هم‌رفت طبیعی می‌دهد. در شکل ۳ نمای فوقانی از سوخت‌های استاندارد و کنترلی به همراه نمایی سه بعدی از میله‌ی کنترل چنگالی شکل قلب رآکتور تحقیقاتی تهران آورده شده است. در جدول ۱ برخی از مشخصات و ویژگی‌های رآکتور تحقیقاتی تهران آورده شده است [۲۰].



شکل ۲. چیدمان قلب شماره یک از رآکتور تحقیقاتی تهران [۲۰].



شکل ۳. نمایش فوقانی از بسته‌های سوخت استاندارد و کنترلی در رآکتور تحقیقاتی تهران و میله‌ی کنترلی چنگالی آن [۲۰].



شکل ۱. رفتار گذاری جمعیت نوترون‌ها در قلب رآکتور هسته‌ای به ازای تزریق پالس نوترون در زمان صفر [۱۹].

$$n(t) = n_0 e^{-\alpha t} \quad (۸)$$

سطح A_p سطح زیر منحنی نوترون‌های آبی و سطح A_d سطح زیر منحنی نوترون‌های تأخیری است. چنان‌چه به ناحیه میانی، تابعی نمایی به شکل رابطه ۸ برازش شود، پارامتر α محاسبه و استخراج می‌گردد. قابل ذکر است، ثابت واپاشی نوترون آبی، α با رابطه ۹ تعریف می‌شود:

$$\alpha = \frac{\beta_{eff} - \rho}{\Lambda} \quad (۹)$$

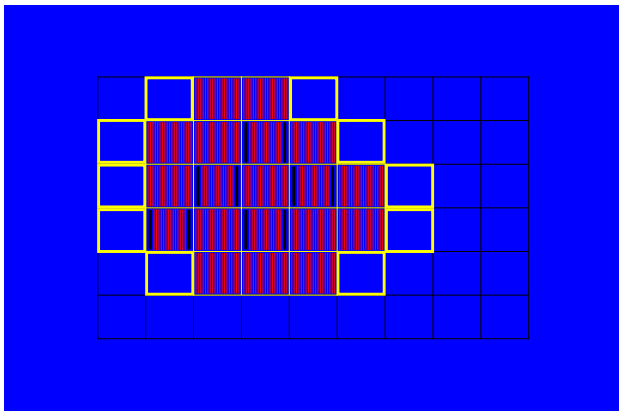
۳. معرفی قلب رآکتور تحقیقاتی تهران و شبیه‌سازی آن در کد MCNPX

رآکتور تحقیقاتی تهران از نوع استخری^۱ و غیرهمگن است و برای حداکثر قدرت ۵ مگاوات طراحی شده است. آب‌سبک در این رآکتور نقش خنک‌کننده، کندکننده و حفاظ زیستی را برعهده دارد. صفحه نگه‌دارنده سوخت‌ها عبارتست از یک شبکه که دارای ۵۴ محل بالقوه برای قرارگیری میله‌های سوخت است. میله‌های سوخت هر یک در محل خود روی این صفحه مستقر می‌گردد و مجموعه آن قلب را تشکیل می‌دهد. این صفحه در عمق حدوداً ۹ متری از آب استخر رآکتور قرار دارد. شکل ۲ آرایش سوخت‌های قلب رآکتور تحقیقاتی تهران در چیدمان شماره یک را نشان می‌دهد. در این شکل، ۱۹ مجموعه از بسته‌های سوخت نشان‌دهنده شده است. محل‌های خالی که برای قرار دادن نمونه‌ها مناسب هستند با IR-BOX نمایش داده شده‌اند. عبور آب خنک‌کننده فقط از میان بسته‌های سوخت ممکن بوده و از محل‌های خالی روی صفحه نگه‌دارنده، آبی عبور

2. Plenum

1. Pool Type





شکل ۴. نمایی از هندسه‌ی شبیه‌سازی شده از قلب راکتور تحقیقاتی تهران در کد MCNPX.

جدول ۲. مقایسه‌ی ضریب تکثیر محاسبه شده با استفاده از کد MCNPX در شرایط بحرانی از قلب راکتور تحقیقاتی تهران

درصد خروج میله‌های کنترل در شرایط بحرانی از قلب راکتور تحقیقاتی تهران (چیدمان شماره یک) (نتایج تجربی)					k_{eff}	خطای مطلق* [pcm]
SR ₁	SR ₂	SR ₃	SR ₄	RR	(MCNPX)	
۴۲٫۸	۵۵٫۰	۵۵٫۰	۵۰٫۰	۴۲٫۰	$۰٫۹۹۴۸۳ \pm ۰٫۰۰۰۰۹$	-۵۱۷ ± ۹

* خطای مطلق نسبت به حالت بحرانی قلب راکتور محاسبه شده است.

جدول ۳. کتابخانه‌های استفاده شده در شبیه‌سازی با استفاده از کد MCNPX [۱۳]

نام کتابخانه‌ی استفاده شده در شبیه‌سازی	نام ایزوتوپ
$^{100}1/50C$	1H
$S(\alpha,\beta):$	LWTR.۶۰t
$^{100}2/66C$	2H
$^{80}16/50C$	^{16}O
$^{80}17/66C$	^{17}O
$^{130}27/62C$	^{27}Al
$^{260}00/50C$	Fe
$^{470}00/55C$	Ag
$^{490}00/60C$	In
$^{480}00/50C$	Cd
$^{9223}5/66C$	^{235}U
$^{9223}8/66C$	^{238}U

جدول ۱. برخی از مشخصات و ویژگی‌های راکتور تحقیقاتی تهران [۲۰]

استخری	نوع راکتور
MTR	نوع راکتور
۵	قدرت نامی قلب راکتور [MW]
U_2O_8Al	الیاز سوخت
صفحه‌ای	نوع سوخت
تقریباً $۸٫۱ \times ۷٫۱$	گام شبکه قلب راکتور [cm]
۱۹	تعداد صفحات سوخت در هر بسته سوخت استاندارد
۱۴	تعداد صفحات سوخت در هر بسته سوخت کنترلی
۲۰ درصد	درصد وزنی غنای سوخت

در شکل ۴ نمایی از هندسه‌ی قلب راکتور تحقیقاتی تهران که در کد MCNPX شبیه‌سازی شده، آورده شده است. محیط آب سبک در این شکل به رنگ آبی می‌باشد و صفحات سوخت به رنگ صورتی. با مقایسه‌ی این شکل با شکل ۲، دیگر المان‌های قلب راکتور نیز قابل شناسایی هستند. در جدول ۲ ضریب تکثیر محاسبه شده با استفاده از کد MCNPX در شرایط بحرانی قلب راکتور نشان داده شده است. وضعیت خروج میله‌های کنترل در شرایط بحرانی از قلب راکتور در این جدول قابل مشاهده می‌باشند. همان‌طوری که مشاهده می‌شود، تخمین کد MCNPX از ضریب تکثیر مؤثر قلب راکتور دارای خطایی برابر با $[-۵۱۷ \pm ۹]$ [pcm] می‌باشد. منشأ اصلی خطا در محاسبات با استفاده از کد MCNPX، کتابخانه‌های مورد استفاده توسط کد می‌باشند. در جدول ۳ فهرستی از کتابخانه‌های استفاده شده در شبیه‌سازی، آورده شده است. سطح مقطع‌های استفاده شده همگی در دمای $۲۹۳/۶$ کلوین می‌باشند. برای ^{238}U و ^{235}U نیز کتابخانه‌های به کار گرفته شده حاوی اطلاعات نوترون‌های تأخیری می‌باشند.

انرژی متوسط نوترون‌های حاصل از شکافت، حدود 2 MeV با تابع توزیع احتمال همگون در همه‌ی زوایا است. از این رو چشمه نوترون پالسی در این شبیه‌سازی نیز چشمه نقطه‌ای نوترون با تابع توزیع احتمال همگون در همه‌ی زوایا برای گسیل نوترون با انرژی 2 MeV در نظر گرفته شده است. تعریف تالی (تالی F_۴) به صورت گسترده در فضای کندکننده، سوخت، و مواد ساختاری قلب راکتور انجام پذیرفته است. در شکل ۵ توزیع شعاعی شار نوترون^۱ در مقطع میانی قلب راکتور در سه بازه انرژی نوترون‌های حرارتی، فوق حرارتی، و سریع به تصویر کشده است.

1. Radial Neutron Flux Distribution



قابل ذکر است، تعریف تالی روی یکی از سلول‌های کناری قلب رآکتور، اثرات هندسی و تابعیت چگونگی گسترش واکنش زنجیری در فضای قلب را به همراه دارد، در حالی که تعریف تالی روی کل قلب رآکتور، نوعی متوسط‌گیری پارامتر مورد نظر در کل قلب رآکتور است. به هر حال انتظار می‌رود، در لحظات اولیه پاسخ‌های گذرای مشاهده شود که سریعاً از بین می‌روند. این حالت‌های گذرا ناشی از هارمونیک‌های با مرتبه‌ی بالاتری از پاسخ سامانه قلب رآکتور است.

۴. محاسبه‌ی کسر مؤثر نوترون تأخیری و طول عمر

نوترون آنی با استفاده از ثابت واپاشی نوترون آنی

نظر به آن‌که ثابت واپاشی نوترون آنی حاوی اطلاعاتی راجع به کسر مؤثر نوترون تأخیری و طول عمر نوترون آنی است، با دانستن مقدار این ثابت به ازای راکتیوته‌های منفی مختلف قلب رآکتور، می‌توان کسر مؤثر نوترون تأخیری و طول عمر نوترون آنی را تعیین نمود. می‌دانیم متوسط زمان تولید نسل نوترون با طول عمر نوترون آنی دارای رابطه‌ای به صورت زیر است [۱]:

$$\Lambda = \frac{\ell}{k_{eff}} \quad (10)$$

برای این منظور، اگر به جای متوسط زمان تولید نسل نوترون، معادل آن را در رابطه‌ی ۹ قرار دهیم، داریم:

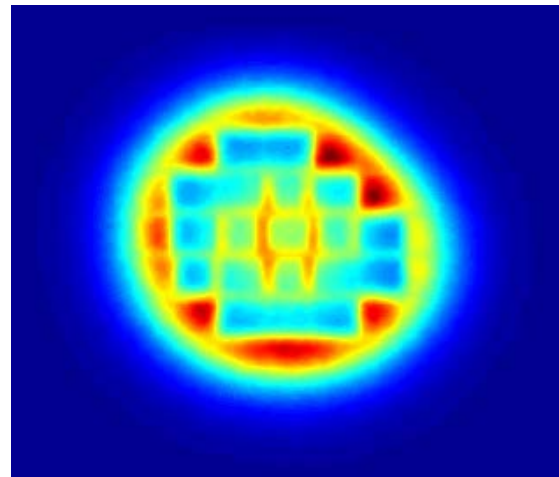
$$\alpha = \frac{\beta_{eff} - \rho}{\ell} k_{eff} \quad (11)$$

هم‌چنین با تعریف متغیر Z به صورت زیر، داریم:

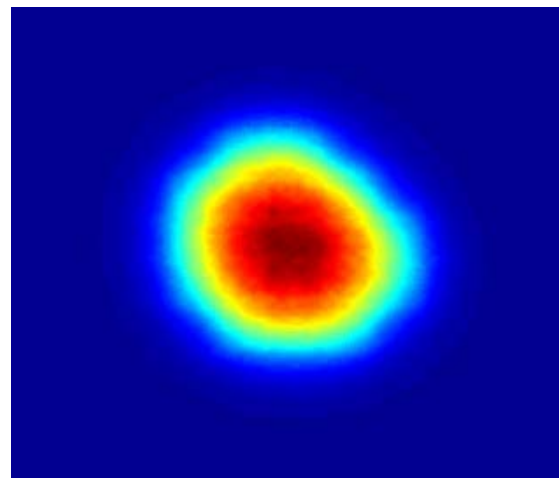
$$Z = \frac{\alpha}{k_{eff}} = \frac{\beta_{eff} - \rho}{\ell} \quad (12)$$

نظر به آن‌که با شبیه‌سازی آزمایش چشمه نوترون پالسی با استفاده از کد MCNPX هم مقدار k_{eff} ، ضریب تکثیر مؤثر قلب رآکتور، و هم مقدار α ، ثابت واپاشی نوترون آنی، به دست می‌آید، پارامتر Z به راحتی قابل محاسبه است. مزیت این تغییر متغیر نسبت به تعریف کلاسیک α ، ارتباط معکوس مشتق اول آن با مقدار ℓ ، طول عمر نوترون آنی است. اگر از معادله اخیر نسبت به تغییرات راکتیویته دیفرانسیل بگیریم، خواهیم داشت:

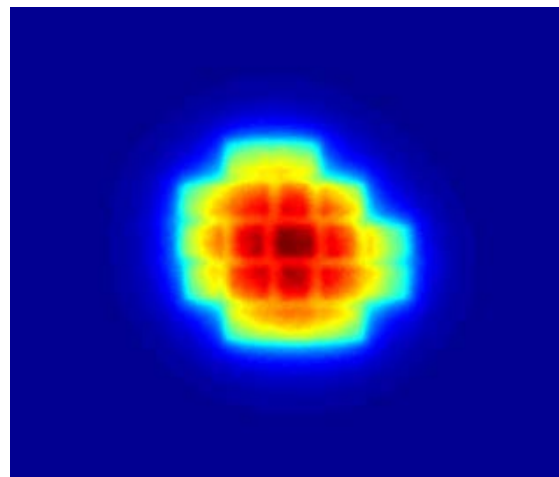
$$\frac{dZ}{d\rho} = -\frac{1}{\ell} \quad (13)$$



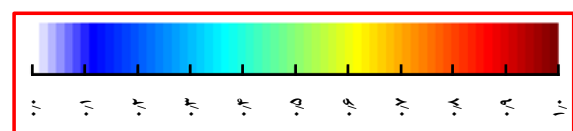
شار نوترون حرارتی ($E < 1 \text{ eV}$)



شار نوترون فوق حرارتی ($1 \text{ eV} < E < 50 \text{ keV}$)



شار نوترون سریع ($50 \text{ keV} < E < 10 \text{ MeV}$)



شکل ۵. توزیع شعاعی شار نوترون‌های حرارتی، فوق حرارتی، و سریع در قلب رآکتور تحقیقاتی تهران.



یک از داده‌های نشان داده شده در شکل ۶ تابعی نمایی برازش شد. نرم‌افزار متلب دارای جعبه‌ابزاری با نام "Curve Fitting Toolbox" است که مختص برازش منحنی می‌باشد. در جدول ۴، مقادیر برازش شده برای ثابت واپاشی نوترون آنی آورده شده است. همان‌طوری که مشاهده می‌شود، بزرگ‌ترین ضریب تکثیر مؤثر قلب راکتور (معادل کم‌ترین راکتیویته‌ی منفی)، دارای کوچک‌ترین ثابت واپاشی نوترون آنی است. با استفاده از مقادیر محاسبه شده برای ثابت واپاشی نوترون آنی و ضریب تکثیر مؤثر قلب راکتور (نتایج آورده شده در جدول ۴)، راکتیویته‌ی قلب راکتور و متغیر Z (رابطه‌ی (۱۲)) به راحتی محاسبه می‌شوند. در شکل ۷ نقاط به دست آمده برای متغیر Z برحسب راکتیویته‌ی منفی قلب راکتور ترسیم شده‌اند. با استفاده از نرم‌افزار متلب، بر این نقاط تابعی خطی برازش شده است. پارامترهای این تابع خطی بر روی شکل ۷ قابل مشاهده می‌باشند. قابل ذکر است واحد راکتیویته در خط برازش شده برحسب $\Delta k_{eff}/k_{eff}$ می‌باشد، این درحالی است که واحد محور افقی در این شکل، راکتیویته منفی برحسب pcm است. بر اساس رابطه‌های ۱۳ و ۱۴، کسر مؤثر نوترون تأخیری و طول عمر نوترون آنی با استفاده از پارامترهای خط برازش شده در شکل ۷ قابل محاسبه می‌باشند. نتایج به دست آمده در جدول ۵ آورده شده است. برای مقایسه نتایج به دست آمده، نتایج مشابه به دست آمده از دیگر روش‌ها نیز در این جدول آورده شده است. همان‌طوری که مشاهده می‌شود، به صورت کلی تطابق خوبی بین نتایج به دست آمده از تحقیق حاضر و نتایج گزارش شده در دیگر مراجع وجود دارد. چنانچه برای کسر مؤثر نوترون تأخیری، مقدار تجربی آن [۱۷]، به عنوان مرجع در نظر گرفته شود، قدرمطلق درصد خطای نسبی در روش شبیه‌سازی آزمایش چشمه نوترون پالسی، به کمتر از ۰٫۳۸ درصد محدود می‌شود که در مقایسه با خطای محاسبه شده برای دیگر روش‌ها، قابل قبول می‌باشد. برای طول عمر نوترون آنی، با مرجع قرار دادن نتیجه گزارش شده از روش اختلال [۱۷]، قدرمطلق درصد خطای محاسبه شده برای روش شبیه‌سازی چشمه نوترون پالسی برابر است با ۳٫۰۹ درصد که در حدود خطای روش MCNIC [۵] می‌باشد.

پس اگر بین متغیر Z و راکتیویته‌ی قلب راکتور رابطه‌ای بیابیم، مشتق اول این رابطه، برابر با منفی معکوس طول عمر نوترون آنی است. مقدار Z به ازای راکتیویته برابر با صفر، عبارت است از:

$$|Z|_{\rho=0} = \frac{\beta_{eff}}{\ell} \quad (14)$$

بدین ترتیب با مشخص بودن مقادیر $\frac{1}{\ell}$ و β_{eff} ، کسر مؤثر نوترون تأخیری و طول عمر نوترون آنی به دست خواهند آمد. در ادامه از روابط فوق برای محاسبه پارامترهای سینتیک قلب راکتور تحقیقاتی تهران استفاده شده است.

۵. بحث و بررسی نتایج به دست آمده

نظر به آن که با استفاده از تنظیم موقعیت میله‌های کنترل، امکان تغییر ضریب تکثیر مؤثر قلب راکتور و به تبع آن راکتیویته‌ی قلب راکتور وجود دارد، قلب راکتور تحقیقاتی تهران در ده حالت زیربحرانی متفاوت شبیه‌سازی شد. در جدول ۴ لیستی از حالت‌های زیربحرانی در نظر گرفته شده به همراه ضریب تکثیر مؤثر هر یک آورده شده است. قبل از ادامه‌ی بحث راجع به اطلاعات آورده شده در این جدول، به شکل ۶ توجه کنید. هر حالت زیربحرانی از قلب راکتور، دارای ثابت واپاشی نوترون آنی مختص به خود است. از این‌رو به ازای هر یک از حالت‌های زیربحرانی، رفتار میرا شونده‌ی نوترون‌ها در قلب راکتور متفاوت است. این مطلب در شکل ۶ به وضوح قابل مشاهده است. لازم به توضیح است، تعقیب ذرات نوترون در شبیه‌سازی انجام شده تا ۱۰ میلی‌ثانیه صورت گرفته است. در این بازه‌ی زمانی، با توجه به آن که قلب راکتور نزدیک به حالت بحرانی شبیه‌سازی شده است، پس‌زمینه‌ی ناشی از نوترون‌های تأخیری قابل مشاهده نیست. در همگی حالت‌ها، در زمان‌های کمتر از یک میلی‌ثانیه اثر هارمونیک‌های با مرتبه‌ی بالاتر، میرا می‌شوند. از آنجایی که محور عمودی در این شکل در مقیاس لگاریتمی است، تغییرات به صورت خطی و با شیبی منفی مشاهده می‌شود. نظر به آن که در زمان‌های بزرگ‌تر از پنج میلی‌ثانیه، نتایج به دست آمده دارای خطای آماری بزرگی می‌باشند (افزایش میزان افت‌وخیزهای آماری) بازه‌ی زمانی برازش تابع نمایی تا پنج میلی‌ثانیه محدود شده است. با استفاده از نرم‌افزار متلب در بازه‌ی زمانی یک الی پنج میلی‌ثانیه بر هر



جدول ۵. مقایسه مقادیر محاسبه شده برای پارامترهای سینتیک قلب رآکتور تحقیقاتی تهران با مقادیر گزارش شده در دیگر مراجع

پارامتر سینتیک قلب رآکتور	مرجع یا روش محاسبه	β [pcm] _{eff} (%RE)*	ℓ [μ S] (%RE)*
		۷۵۹ (۳٫۴)	-
روش آنی [۵]		۷۸۴ (۰٫۲۵)	۴۶٫۶ (۲٫۸۷)
روش MCNPX [۵]		۸۱۳ (۳٫۴۴)	۴۵٫۳
روش اختلال [۱۷]	مرجع محاسبه خطا	-	۴۷٫۹ (۵٫۷۴)
روش جاذب ۱/۵ [۵]		۲۵ ± ۷۸۶	-
مقدار تجربی [۱۷]		مرجع محاسبه خطا	-
شبیه‌سازی چشمه نوترون پالسی (MCNPX)		**۵۱ ± ۷۸۹ (۰٫۳۸)	**۰٫۱۴ ± ۴۶٫۷ (۳٫۰۹)

* قدرمطلق درصد خطای نسبی

** خطاها با توجه به عدم قطعیت پارامترهای خط برازش شده در شکل ۷ محاسبه شده‌اند.

۶. نتیجه‌گیری

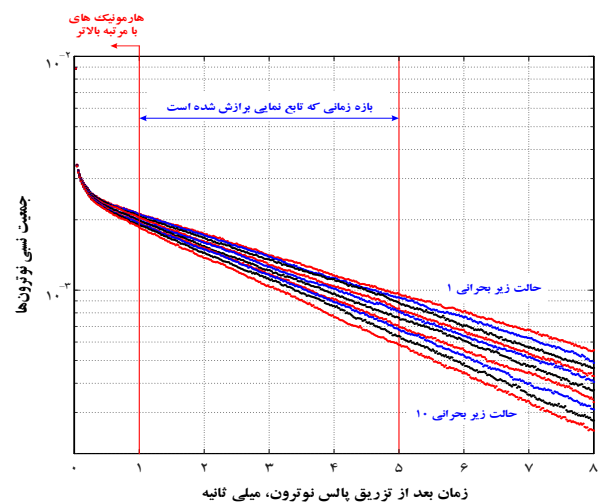
در این تحقیق با استفاده از کد محاسباتی MCNPX، آزمایش چشمه نوترون پالسی، چیدمان شماره‌ی یک از قلب رآکتور تحقیقاتی تهران، در ده وضعیت مختلف زیربحرانی شبیه‌سازی شد. به این ترتیب در هر یک از وضعیت‌های زیربحرانی از قلب رآکتور، ثابت واپاشی نوترون آنی با برازش تابعی نمایی بر تغییرات جمعیت نوترون‌ها در بازه‌ی زمانی بین یک الی پنج میلی‌ثانیه پس از تزریق پالس نوترون، استخراج گردید. با مشخص بودن ضریب تکثیر مؤثر قلب رآکتور (از محاسبات بحرانی با استفاده از کد MCNPX) و ثابت واپاشی نوترون آنی، و استفاده از تغییر متغیری که در بخش ۴ شرح داده شد، کسر مؤثر نوترون تأخیری و طول عمر نوترون آنی محاسبه شد. نتایج به دست آمده با نتایج به دست آمده از دیگر روش‌ها مقایسه شدند و تطابق خوبی مشاهده گردید. قدرمطلق درصد خطای نسبی مشاهده شده برای این پارامترها به ترتیب برابر با ۰٫۳۸ و ۳٫۰۹ درصد می‌باشند.

نتایج به دست آمده از این تحقیق نشان می‌دهد که می‌توان با استفاده از کد محاسباتی MCNPX با دقت مناسبی به محاسبه کسر مؤثر نوترون تأخیری و طول عمر نوترون آنی به عنوان دو پارامتر سینتیک سامانه قلب رآکتور هسته‌ای از طریق شبیه‌سازی آزمایش چشمه نوترون پالسی پرداخت.

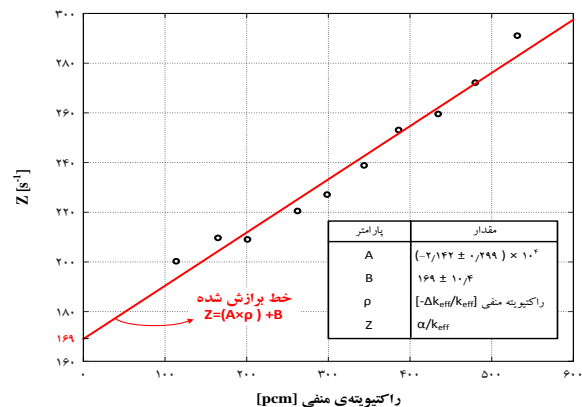
جدول ۴. نتایج محاسباتی ثابت واپاشی نوترون آنی در قلب رآکتور تحقیقاتی تهران (میزان خروج میله‌ی کنترل تنظیمی در همه‌ی شبیه‌سازی‌های انجام شده ثابت و برابر با ۵۰ درصد می‌باشد)

اندیس	درصد خروج همه میله‌های کنترل ایمنی	$k_{eff} \pm STD^*$	$\alpha \pm STD^*$
۱	۵۰٫۳۹۸	۰٫۰۰۰۸ ± ۰٫۹۹۸۸۶	۰٫۷ ± ۱۹۹٫۹
۲	۵۰٫۳۸۲	۰٫۰۰۰۸ ± ۰٫۹۹۸۳۵	۰٫۸ ± ۲۰۹٫۲
۳	۵۰٫۳۶۵	۰٫۰۰۰۸ ± ۰٫۹۹۷۹۹	۰٫۷ ± ۲۰۸٫۵
۴	۵۰٫۳۴۹	۰٫۰۰۰۸ ± ۰٫۹۹۷۳۸	۰٫۸ ± ۲۱۹٫۸
۵	۵۰٫۳۳۳	۰٫۰۰۰۸ ± ۰٫۹۹۷۰۲	۰٫۹ ± ۲۲۶٫۳
۶	۵۰٫۳۱۷	۰٫۰۰۰۸ ± ۰٫۹۹۶۵۷	۰٫۸ ± ۲۳۷٫۹
۷	۵۰٫۳۰۰	۰٫۰۰۰۸ ± ۰٫۹۹۶۱۵	۰٫۷ ± ۲۵۲٫۰
۸	۵۰٫۲۸۴	۰٫۰۰۰۸ ± ۰٫۹۹۵۶۷	۰٫۷ ± ۲۵۸٫۳
۹	۵۰٫۲۶۸	۰٫۰۰۰۸ ± ۰٫۹۹۵۲۲	۱٫۱ ± ۲۷۰٫۷
۱۰	۵۰٫۲۵۲	۰٫۰۰۰۸ ± ۰٫۹۹۴۷۱	۰٫۹ ± ۲۸۹٫۴

*STD: Standard Deviation



شکل ۶. رفتار تابع زمان جمعیت نوترون‌ها در قلب رآکتور، بعد از تزریق پالس نوترون.



شکل ۷. ترسیم تابع Z بر حسب تغییرات راکتیویته منفی قلب رآکتور و خط برازش شده بر آن.

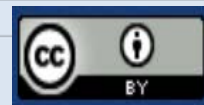


مراجع

1. D.L. Hetrick, *Dynamics of Nuclear Reactors*, The University of Chicago Press (1971).
2. G.R. Keepin, *Physics of nuclear kinetics*, Addison-Wesley Pub. Co (1965).
3. B. Verboomen, W. Haeck, P. Baeten, *Monte Carlo calculation of the effective neutron generation time*. *Ann. Nucl. Energy*, **33**, 911–916 (2006).
4. S.A.H. Fegghi, M. Shahriari, H. Afarideh, *Calculation of Neutron Importance Function in Fissionable Assemblies Using Monte Carlo Method*, *Annals of Nuclear Energy*, **34**, 514-520 (2007).
5. M. Arkani, et al., *Calculation of six-group importance weighted delayed neutron fractions and prompt neutron lifetime of MTR research reactors based on Monte Carlo method*, *Progress in Nuclear Energy*, **88**, 352-363 (2016).
6. M.M. Bretscher, *Evaluation of reactor kinetic parameters without the need for perturbation codes*, Argonne National Laboratory, Argonne, Illinois USA (1997).
7. L. Snoj, et al., *Monte Carlo calculation of kinetic parameters for the TRIGA Mark II Research Reactor*, *Nuclear Energy for New Europe* (2008).
8. L.N. Ussachoff, *Equation for the Importance of Neutrons, Reactor Kinetics and the Theory of Perturbation*, In: *Proc. 1st Intern. Conf. Peaceful Uses Atomic Energy*, Geneva, Switzerland, **5**, 503 (1955).
9. M. Arkani, et al., *Prompt Neutron Decay Constant in Esfahan Light Water Subcritical Reactor (ELWSCR): Comparison of Rossi- α Experiment and Monte Carlo Simulation*, *Iranian Journal of Nuclear Science and Technology*, **80**, 18-24 (2017) (Published in Persian).
10. M. Arkani, et al., *Measurement of prompt neutron decay constant of Esfahan light water subcritical reactor utilizing Feynman- α method*, *Iranian Journal of Nuclear Science and Technology*, **76**, 1-7 (2016) (Published in Persian).
11. K. Beckurts, *Measurements with a Pulsed Neutron Source*, *Nuclear Science and Engineering*, **2(4)**, 516 (1957).
12. E. Garelis, J.L. Russell Jr, *Theory of pulsed neutron source measurements*, *Nuclear Science and Engineering*, **16**, 263 (1963).
13. D.B. Pelowitz, *MCNPXTM 2.6.0, User's Manual, Version 2.6.0*, Los Alamos National Laboratory, LA-CP-07-1473 (2008).
14. Mathworks, *MATLAB Reference Guide*. The Mathworks Inc (2018).
15. A.F. Henry, *Nuclear-Reactor Analysis*, The MIT Press (1975).
16. T.B. Fowler, D.R. Vondy, G.W. Cunningham, *Nuclear reactor core analysis code-citation*, USAEC, Report ORNL-TM-2496, ORNL-4078, ReV.2 (1971).
17. M. Zaker, *Effective delayed neutron fraction and prompt neutron lifetime of Tehran research reactor*, *Annals of Nuclear Energy*, **30**, Issue 15, 1591-1596, (2003).
18. S.C. Bailoche, *MTR_PC Nuclear Engineering Division*, INVAP, Argentina (2001).
19. C.M. Persson, et al., *Pulsed neutron source measurements in the subcritical ADS experiment YALINA-Booster*, *Annals of Nuclear Energy*, **35**, 2357–2364 (2008).
20. TRR Safety Analysis Report, *Safety Analysis Report for Tehran Research Reactor*, Atomic Energy Organization of Iran (2011).

COPYRIGHTS

©2021 The author(s). This is an open access article distributed under the terms of the Creative Commons Attribution (CC BY 4.0), which permits unrestricted use, distribution, and reproduction in any medium, as long as the original authors and source are cited. No permission is required from the authors or the publishers.



استناد به این مقاله

محمد ارکانی (۱۴۰۱)، شبیه‌سازی آزمایش چشمه نوترون پالسی در قلب راکتور تحقیقاتی تهران، ۹۹، ۱۷۱–۱۸۰

DOI: 20.1001.1.17351871.1401.43.1.19.2
 Url: https://jonsat.nstri.ir/article_1362.html

