تحقیق و بررسی تأثیر گروه‌بندی نوترون تأخیری بر حل عددی معادلات دینامیک قلب راکتور هسته‌ای و مقایسه آن با نتایج تجربی

INC29-1208

نرجس زارع‌یرجی [۱و۲] داریوش رضایی اوچبلاغ [۲*] محمد ارکانی [۳] امیر پوررستم

۱.پژوهشکده علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشگاه راکتور و ایمنی هسته‌ای، ۱۳۳۹-۱۴۱۵۵، تهران ـ ایران.

۲. گروه مهندسی هسته‌ای، دانشکده فیزیک و مهندسی انرژی، امیرکبیر، ۱۵۹۱۶۳۴۳۱۱، تهران ـ ایران.

چکیده:

نوترون‌های تأخیری بخش کوچکی از نوترون‌های تولیدشده در قلب راکتور را تشکیل می‌دهند، اما به دلیل اثر آن‌ها بر میانگین طول عمر نوترون‌ها، اثر قابل‌توجهی بر روی پریود راکتور دارند. به‌طورکلی پارامترهای مربوط به نوترون‌های تأخیری در راکتورهای آب سبک به ۶ گروه و در راکتورهای آب‌سنگین به ۱۵ گروه تقسیم می‌شوند که ۹ گروه مربوط به فوتونوترون‌های تأخیری است. در پژوهش حاضر از روش رانگ‌کوتا مرتبه چهارم برای حل معادلات سینتیکی راکتور در حضور راکتیویته خطی در۶ گروه، ۸ گروه و بدون گروه‌بندی در محیط نرم‌افزار متلب استفاده شده است. مقایسه نتایج به‌دست‌آمده نشان می‌دهد که چگالی نوترون‌های تأخیری در بازه زمانی ۰ تا ۱ ثانیه برای گروه‌های مختلف نوترون‌های تأخیری مطابقت خوبی با نتایج تجربی دارد. ایده‌ی گروه‌بندی‌های مختلف از پارامترهای نوترون تأخیری در این تحقیق موردبررسی قرارگرفته و نتایج در متن مقاله به‌تفصیل توضیح داده‌شده است.

کلیدواژه‌ها: معادلات سینتیک نقطه‌ای، نوترون تأخیری، دینامیک راکتور هسته‌ای، پارامترهای سینتیکی.

Investigation on Delayed Neutron Grouping Effect: Numerical Solution and its Comparison with Experimental Results

N. Zare [1,2], D. Rezaei Ochablag[2*] , M. Arkani, A.Pourrostam.

1. Amirkabir University, Atomic Energy Organization, P.O.BOX:1591634311, Tehran, Iran.
2. Reactor and Nuclear Safety Research Institute, Physics and energy engineering.

Abstract:

Delayed neutrons form a small fraction of the neutrons produced in the reactor core, but due to their effect on the average lifetime of neutrons, they have a significant impact on the reactor period. Generally, the parameters related to delayed neutrons in light water reactors are divided into six groups, and in heavy water reactors into 15 groups, in which 9 groups are related to delayed photo neutrons. In the present study, 4th order Rang-Kutta method has been employed to solve the kinetic equations of the reactor in the presence of linear reactivity insertion in six groups, eight groups and without group wise kinetic equations using MATLAB software engineering tool. This comparison shows that the density of delayed neutrons in the time interval of 0 to 1 seconds for different groups of delayed neutrons for small reactivities are in good agreement with the experiment. Based on this idea, solution of point kinetic equations is evaluated and the results are explained in text in detail.

Keywords: Point Kinetic Equation, Delayed Neutron, Nuclear Reactor Dynamics, Kinetics Parameters.

۱. مقدمه

نوترون‌های حاصل از شکافت می‌توانند با هسته‌های توریم-۲۳۲ و پلوتونیوم-۲۳۹ و اورانیوم-۲۳۵ برخورد کنند و سبب شکافت شوند. آنچه مهم است درنتیجه شکافته شدن چنین هسته‌هایی ۲ الی ۳ نوترون آزاد می‌شود. همه‌ی نوترون‌های حاصل از شکافت بسته به زمان تولدشان به دودسته نوترون‌های آنی و تأخیری تقسیم می‌شوند. نوترون‌های آنی مستقیماً از شکافت و در مدت‌زمان بسیار کوتاهی در حدود 10^{-14} ثانیه، گسیل می‌شوند و نوترون‌های تأخیری از بعضی از پاره های شکافت که آن‌ها را هسته‌های مولد نوترون‌های تأخیری می‌نامیم به وجود آمده‌اند.

هسته‌های مولد نوترون‌های تأخیری با نیمه‌عمرهای متفاوتی واپاشی بتازا کرده و بلافاصله بعدازآن نوترون گسیل می‌کنند. مدت‌زمانی که بعد از هر شکافت طول می‌کشد تا این نوترون‌ها گسیل شوند، تقریباً برابر با طول عمر متوسط هسته‌های مولد نوترون‌های تأخیری است. نیمه‌عمر گروه‌های مختلف نوترون‌های تأخیری از حدود چند میلی‌ثانیه تا حدود ۵۵ ثانیه متغیر است. با توجه به اینکه مدت‌زمان لازم برای این نوترون‌ها در مقایسه با زمان لازم برای تولید نوترون‌های آنی، بسیار بیشتر است، این نوترون‌ها را نوترون‌های تأخیری می‌نامیم. هر راکتوری با توجه به مشخصات قلب و سوخت آن، دارای مشخصات ویژه‌ای از نوترون‌های تأخیری است. ازاین‌رو پارامترهای نوترون‌های تأخیری هر راکتور منحصربه‌فرد هست. اگرچه نوترون‌های تأخیری کسر کوچکی از نوترون‌های تولیدشده در قلب راکتور را تشکیل می‌دهند اما به علت اثری که روی طول عمر متوسط نوترون‌ها در قلب راکتور دارند، تأثیر به سزایی بر روی پریود راکتور دارند که خود سبب می‌شود تا زمان لازم برای کنترل راکتور توسط سامانه‌های کنترلی فراهم آورده شود.

با توجه به اینکه نوترون‌های تأخیری اثر مستقیمی بر پاسخ سینتیکی قلب راکتور دارد، نقش مهمی در اندازه‌گیری‌های مرتبط با قلب راکتورهای هسته‌ای ایفا می‌کند. به‌عنوان‌مثال اندازه‌گیری راکتیویته قلب راکتور درنتیجه وجود اغتشاش با استفاده از تجزیه‌وتحلیل پاسخ سینتیکی قلب راکتور از آن جمله است. برای تحلیل رفتار قلب راکتور، رفتار تابع زمان جمعیت هسته‌های مولد نوترون‌های تأخیری در قالب بازه‌های زمانی گروه‌بندی‌شده و به هر گروه ثوابتی مثل نیمه‌عمر، فراوانی، به ازای هر شکافت نسبت داده‌شده می‌شود.پارامترهای نوترون‌های تأخیری برای کالیبراسیون میله‌های کنترل به‌عنوان‌مثال روش Inhour تحلیل رفتار دینامیکی قلب راکتور توسط کدهای PARET و مواردی ازاین‌دست کاربرد دارند. نظر به اهمیتی که نوترون‌های تأخیری ازنقطه‌نظر ایمنی دارند، ازجمله مواردی که در گزارش‌های ایمنی راکتورهای هسته‌ای[1] به‌صراحت قید می‌شود، پارامترهای سینتیک قلب راکتور و نوترون‌های تأخیری است. نوترون‌های تأخیری در اکثر مراجع در شش گروه و در بعضی از مراجع در هشت گروه دسته‌بندی‌شده‌اند که دارای نیمه‌عمرهای متفاوتی هستند که در حالت شش گروهی از حدود کسری از ثانیه تا بیشتر از ۵۰ ثانیه گزارش‌شده‌اند. در نظر گرفتن این گروه‌بندی‌ها برای نوترون‌های تأخیری به سال‌های اولیه‌ای برمی‌گردد که مدل دینامیک راکتورهای هسته‌ای و اطلاعات مربوط به هسته‌های مولد نوترون‌های تأخیری درحال‌توسعه بودند. از آن زمان تاکنون اطلاعات کتابخانه‌های هسته‌ای و همچنین ابزارها و روش‌های محاسباتی پیشرفت زیادی داشته‌اند. به‌این‌ترتیب وقت آن فرارسیده است تا در رابطه با گروه‌بندی اولیه ارائه‌شده در خصوص نوترون‌های تأخیری بازنگری و بررسی مجدد صورت پذیرد. برای این منظور داده‌های مربوط به نوترون‌های تأخیری از کتابخانه‌های هسته‌ای استخراج‌شده است، سپس این اطلاعات در گروه‌بندی‌های مختلف طبقه‌بندی شدند. در مرحله بعدی با استفاده از روش‌های حل معادلات stiff اثر گروه‌بندی نوترون‌های تأخیری بر رفتار دینامیک سامانه‌های راکتور هسته‌ای بررسی‌شده است. ابزار اصلی برای این منظور نرم‌افزار متلب می‌باشد. لازم به ذکر است که نتایج به‌دست‌آمده، با نتایج تجربی متناظر در راکتور تحقیقاتی تهران مقایسه و صحت‌سنجی گردیده است.

[1] SAR: Safety Analysis Report

۲. مدل شش گروهی نوترون‌های تأخیری

بررسی نوترون‌های تأخیری و گروه‌بندی نیمه‌عمر آن‌ها برای نخستین بار توسط Keepin و همکارانش پیشنهاد شد [6]. نوترون‌های تأخیری به‌طور سنتی توسط شش گروه نشان داده می‌شوند که بازده و ثابت‌های واپاشی (λ) از حداقل مربعات غیرخطی با اندازه‌گیری‌های تجربی به دست می‌آیند. اگرچه پارامتر شش گروهی هنوز الزامات محاسبات فیزیک راکتور را برآورده می‌کند، اما این محاسبات به‌منظور ارائه دقت بالاتری از محاسبات انجام‌شده است. در جدول ۱ پارامترهای مربوط به مدل شش گروهی قابل‌مشاهده هستند.

جدول ۱. پارامترهای شش گروهی نوترون تأخیری.

Group No	Half-Life $\tau_{1/2}$ sec	Decay constant $\lambda_i sec^{-1}$	Relative Yield $(\frac{\beta_i}{\beta})$	Yield Neutron per Fission
1	55.72	.0.0124	0.033	0.00052
2	22.72	0.0305	0.219	0.00346
3	6.22	0.111	0.196	0.0031
4	2.3	0.301	0.395	0.00624
5	0.61	1.14	0.115	0.00182
6	0.23	3.01	0.042	0.00066

۳. مدل هشت گروهی نوترون‌های تأخیری

در آوریل ۱۹۹۷، یک کارگاه آموزشی بین‌المللی در مورد نوترون‌های تأخیری در موسسه فیزیک و مهندسی نیرو (IPPE)در Obninsk روسیه برگزار شد [2]. در پژوهش انجام‌شده توسط اسپریگز و همکاران [2] پارامترهای نوترون‌های تأخیری به‌صورت هشت گروهی موردبررسی قرارگرفته و نتایج صحت سنجی شده است. در این پژوهش که نتایج آن در سال ۲۰۰۲ میلادی به چاپ رسیده، گروه‌بندی ثوابت گروهی نوترون‌های تأخیری ۲۰ ایزوتوپ شکافا که درمجموع ۲۴۵ داده‌ی تجربی مربوط به نوترون‌های تأخیری را شامل می‌شود، با استفاده از روش برازش کمترین مربعات غیرخطی[۲]، در هشت گروه مختلف، متوسط‌گیری و گروه‌بندی‌شده‌اند. نتایج این گروه‌بندی در جدول ۲ نشان داده‌شده است.

جدول ۱. داده‌های هشت گروهی پارامترهای نوترون تأخیری[۲].

group No	Isotope	Half life $\tau_{1/2}$. sec	Abandance	group Avverage Half life
1	Br^{87}	55.6	0.033	55.6
2	I^{137}	24.5	0.178	24.5
3	Br^{88}	16.3	0.111	16.3
4	I^{138} Rb^{93} Br^{89}	6.46	0.046	5.21
5	Rb^{94} I^{139} As^{85} Y^{98m}	5.93	0.024	2.37
6	Kr^{93} Cs^{144} I^{140}	4.38	0.101	1.04
7	Br^{91} Rb^{95}	2.76	0.162	0.424
8	Rb^{96} Rb^{97}	2.3	0.046	0.195

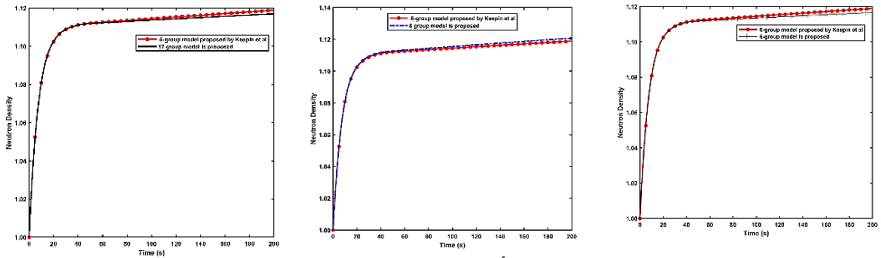
[2] Least Square- Nonlinear Technique

۴. داده‌های نوترون‌های تأخیری

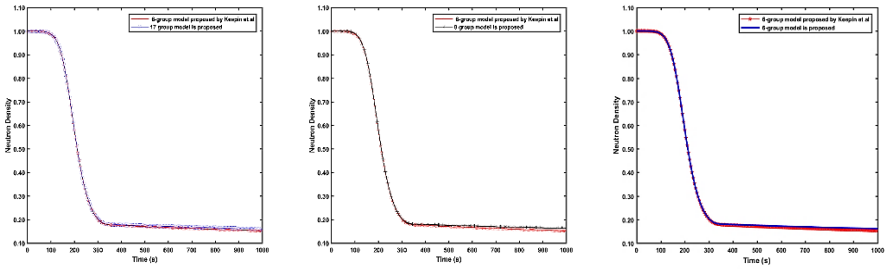
برای گروه‌بندی پارامترهای سینتیکی، نوترون‌های تأخیری از طیف گسترده‌ای از داده‌های گزارش‌شده انتخاب شدند، داده‌های گزارش‌شده توسط اسپریگز و همکاران .(2002) [2].داده‌های گروه‌بندی‌شده هسته‌های تولیدکننده نوترون‌های تأخیری، شامل کسر هر گروه از هسته‌های مولد نوترون‌های تأخیری و ثابت واپاشی آن‌هاست. هسته‌های مولد نوترون‌های تأخیری برای مقادیر توصیه‌شده برای پارامترهای گروه‌بندی نوترون‌های تأخیری برای هسته‌های انتخاب‌شده در جدول ۵ آورده شده است.

۵. تکنیک گسترش

یکی از جنبه‌های مهم در طراحی و بهره‌برداری از یک راکتور هسته‌ای، بررسی رفتار راکتور در شرایط گذرا و ناپایدار است. برای این منظور روش‌های مختلفی برای تحلیل حالت گذرا ارائه‌شده است. حل مستقیم معادله پخش نوترون در حالت گذرا به همراه معادله غلظت مولدهای نوترون تأخیری یکی از دقیق‌ترین روش‌ها و درعین‌حال دارای بار محاسباتی بالایی است. استفاده از این روش‌ها در طراحی سیستم کنترل توان راکتورهای هسته‌ای نیز باعث پیچیدگی سیستم کنترل می‌شود که اجرای آن را در عمل با مشکل مواجه می‌کند. بنابراین در طراحی سیستم کنترل راکتور هسته‌ای معمولاً از سینتیک نقطه‌ای استفاده می‌شود که تغییرات فضایی در شار را در نظر نمی‌گیرد. با استفاده از مجموعه‌ای از پارامترهای هسته‌های مولد نوترون تأخیری استخراج شده از کتابخانه‌های هسته‌ای برای ۱۷ هسته مولد نوترون تأخیری، در حالت تئوری با اعمال راکتیویته ۰/۱ دلار به ازای ۲۰۰ میلی‌ثانیه، نتایج برای حالت‌های ۶ گروهی، ۸ گروهی و ۱۷ گروهی نوترون‌های تأخیری در شکل ۱ نشان داده شده است .



شکل ۱. مقایسه مدل ۶ ، ۸ و ۱۷ گروه نوترون تأخیری با اعمال راکتیویته ۰/۱ دلار در مدت‌زمان ۲۰۰ میلی‌ثانیه.



شکل ۲. مقایسه مدل۶گروهی ، ۸ گروهی و ۱۷ گروهی تجربی با مدل ۶ گروهی ارائه‌شده توسط کپین و همکاران.

روش تجربی انتخاب‌شده در این مقاله، آزمایش سقوط میله کنترل ایمنی در راکتور تحقیقاتی تهران است. در این تست در لحظه سقوط میله کنترل به مقدار ۴/۵۵-دلار راکتیویته منفی وارد قلب می‌شود و قدرت راکتور به‌صورت لحظه‌ای به‌شدت کاهش می‌یابد. با ورود نوترون‌های تأخیری، سرعت تغییرات به‌تدریج کاهش می‌یابد تا به مقدار ثابتی برسد. معادلات سینتیک نقطه‌ای را می‌توان به روش‌های مختلف حل کرد، در این تحقیق از روش رانگ کوتا مرتبه چهارم استفاده شده است. در رابطه ۱، معادلات مربوط به سینتیک نقطه‌ای راکتور با شش گروه نوترون تأخیری ارائه شده است.

$$\frac{dp(t)}{dt} = \frac{\rho-\beta}{\Lambda}\rho(t) + \sum_i^6 \lambda_i$$

$$\frac{dp(t)}{dt} = \frac{\rho-\beta}{\Lambda}\rho(t) + \sum_i^6 \lambda_i c_i \qquad i=1.2.3.....6 \qquad (۱)$$

در اینجا، با توجه به تحقیقات انجام‌شده در سال ۲۰۰۲ توسط اسپریگز و همکاران [2]، ۱۷ هسته مولد نوترون تأخیری که نیمه‌عمرهای بیشتری دارند در نظر گرفته می‌شوند و سپس به شش، هشت و ۱۷ گروه هسته مولد نوترون تأخیری گروه‌بندی می‌شوند. هر گروه می‌تواند حاوی چندین هسته باشد که نوترون‌های تأخیری تولید می‌کنند، اما نیمه‌عمر هر گروه باید نزدیک به هم باشند. بدین منظور باید ابتدا تعداد نوترون‌های تأخیری آزادشده در واپاشی (نوترون در هر واپاشی) و درصد احتمال انتشار نوترون‌های تأخیری در هر واپاشی از کتابخانه‌های هسته‌ای استخراج شود و با استفاده از رابطه ۲ تعداد نوترون در هر واپاشی محاسبه شود. سپس تعداد نوترون‌های گسیل‌شده در هر شکافت با معادله ۳ به دست می‌آید. مجموع تمام نوترون‌های گسیل‌شده در یک شکافت را بهره کل نوترون‌های تأخیری می‌نامند که برای اورانیوم-۲۳۵ به‌صورت رابطه ۴ است.

$$Neutron\ per\ decay = \frac{p_n}{100}$$
(۲)

$$Neutron\ per\ fission = yeild * \frac{p_n}{100}$$
(۳)

$$\sum \beta_i = 0.0158 \qquad (۴)$$

کسر نوترون تأخیری نسبت کل نوترون‌های تأخیری گسیل‌شده به کل نوترون‌های حاصل از شکافت است که با علامت اختصاری β نشان داده شده است و به‌صورت رابطه ۵ محاسبه می‌شود. در مرحله بعد، از رابطه ۶ برای محاسبه فراوانی نسبی هر گروه استفاده می‌شود. یکی از مهم‌ترین بخش‌های این مطالعه، متوسط‌گیری نیمه‌عمر نوترون‌های تأخیری است. برای این منظور از β به‌عنوان مبنا استفاده شد و میانگین‌گیری با استفاده از رابطه ۷ انجام شد.

$$\beta = \frac{Neutron\ per\ fission}{\nu}$$
(۵)

$$Abandance = \frac{\beta_i}{\beta_{total}}$$
(۶)

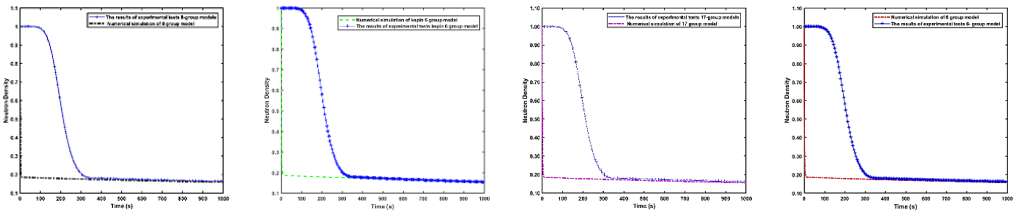
$$Halflife = \frac{\sum_1^i \beta_i * \lambda_i}{\sum_1^i \beta_i}$$
(۷)

با استفاده از نرم‌افزار Matlab ، این مدل در گروه‌بندی‌های مختلف پیاده‌سازی شده است، دقت و صحت این روش با مدل مشابه ارائه شده توسط (هتریک، ۱۹۹۳؛ کینارد و آلن، ۲۰۰۴) بدون در نظر گرفتن فیدبک مقایسه شده است.

فرآیند گسترش با استفاده از داده‌های تجربی برای شکافت حرارتی اورانیوم ۲۳۵مورد آزمایش قرار گرفت .در ابتدا نتایج با مدل شش گروهی توصیه‌شده در این پژوهش مقایسه و ارزیابی شده است. برازش دوم با استفاده از مدل ۸ گروهی و برازش سوم برای ۱۷ هسته مولد نوترون‌های تأخیری بدون گروه‌بندی انجام شد .مقایسه نمودارهای برازش شش گروه کیپین و برازش ۶ و ۸ از ۱۷ گروه توسعه‌یافته در حالت در شکل ۲ نشان داده شده است.

جدول ۳. مدل شش گروهی توصیه‌شده.

Group NO	Isotope	Half-Life	Decay constant $\lambda^{i}.sec^{-1}$	Relative Yield $(\frac{\beta_i}{\beta})$
1	Br^{87}	5.56E+01	0.0125	3.39E-02
2	I^{137} Br^{88}	2.20E+01	0.0315	2.48E-01
3	I^{138} Rb^{93} Br^{89}	4.72E+00	0.1468	3.89E-01
4	Rb^{94} I^{139} As^{85} Y^{98m} Kr^{93} Cs^{144}	2.34E+00	0.2962	2.45E-01
5	I^{140} Br^{91} Rb^{95}	4.63E-01	1.4968	7.13E-02
6	Rb^{96} Rb^{97}	1.92E-01	3.6094	1.29E-02



شکل ۳. مقایسه مدل ۶ ، ۸ و ۱۷ گروهی تجربی با مدل‌های ۶ ، ۸ و ۱۷ گروهی با استفاده از محاسبات عددی.

جدول۴. مدل هشت گروهی توصیه‌شده.

Group No	Isotope	Half-life $\tau\ ^{1}/_{2}$. sec	Decay constant $\lambda_i sec^{-1}$	Relative Yield $(\frac{\beta_i}{\beta})$
1	Br^{87}	5.56E+01	0.0125	3.39E-02
2	I^{137} Br^{88}	2.20E+01	0.0315	2.48E-01
3	I^{138} Rb^{93} Br^{89}	3.83E+00	0.1809	6.28E-01

	Rb^{94} I^{139} As^{85} Y^{98m} Kr^{93}			
4	Cs^{144}	9.89E-01	0.7009	5.93E-03
5	I^{140} Br^{91}	5.52E-01	1.2554	3.49E-02
6	Rb^{95}	3.78E-01	1.8333	3.64E-02
7	Rb^{96}	2.02E-01	3.4307	8.97E-03
8	Rb^{97}	1.69E-01	4.1006	3.91E-03

جدول ۵. مدل ۱۷ گروهی توسعه‌یافته.

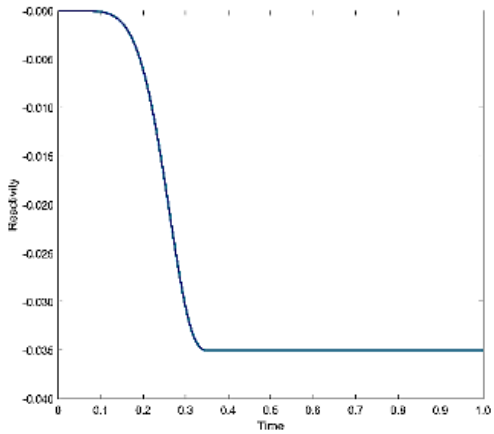
group No	Isotope	**Half life** $\tau\,{}^{1}/_{2}$. sec	Yield	Pn	Netron per decay	Neutron per fission	Decay constant $\lambda_i sec^{-1}$	Relative yield $(\frac{\beta_i}{\beta})$
1	Br^{87}	55.64	2.14 E-02	2.53	0.0253	5.40E-04	0.0125	0.000222401
2	I^{137}	24.59	3.57 E-02	7.63	0.0763	2.72E-03	0.0282	0.001121045
3	Br^{88}	16.29	1.82 E-02	6.72	0.0672	1.22E-03	0.0425	0.00050259
4	I^{138}	6.251	1.47 E-02	5.3	0.053	7.79E-04	0.1109	0.000320574
5	Rb^{93}	5.85	3.54 E-02	1.6	0.016	5.67E-04	0.1185	0.000233212
6	Br^{89}	4.338	3.54 E-02	13.7	0.137	4.85E-03	0.1598	0.001996874
7	Rb^{94}	2.704	1.50 E-02	10.3 9	0.1039	1.55E-03	0.2563	0.000639348
8	I^{139}	2.28	5.98 E-03	9.74	0.0974	5.83E-04	0.3039	0.000239712
9	As^{85}	2.023	1.43 E-03	62.5	0.625	8.93E-04	0.3426	0.000367618
10	Y^{98m}	2.32	1.97 E-02	3.44	0.0344	6.79E-04	0.2987	0.000279504
11	Kr^{93}	1.284	4.96 E-03	1.99	0.0199	9.87E-05	0.5397	4.06378E-05
12	Cs^{144}	0.989	3.17 E-03	2.98	0.0298	9.45E-05	0.7007	3.88921E-05
13	I^{140}	0.59	1.21 E-03	7.88	0.0788	9.50E-05	1.1746	3.90952E-05
14	Br^{91}	0.544	1.52 E-03	30.4	0.304	4.61E-04	1.2739	0.000189668
15	Rb^{95}	0.378	6.58 E-03	8.8	0.088	5.79E-04	1.8333	0.000238332
16	Rb^{96}	0.2016	1.01 E-03	14.1	0.141	1.43E-04	3.4375	5.87732E-05
17	Rb^{97}	0.169	2.50 E-04	24.9	0.249	6.23E-05	4.1006	2.56409E-05

برای این منظور توان راکتور (کمتر از ۱ کیلووات) را تنظیم می‌کنیم. میله مورد آزمایش با ارتفاع ۶۵ سانتی‌متر به‌طور کامل (۱۰۰٪) از قلب خارج می‌کنیم و با سایر میله‌های کنترل راکتور را بحرانی می‌کنیم. مدت‌زمان تقریبی سقوط میله کنترل در راکتور تحقیقاتی تهران ۳۵۰الی۸۰۰ میلی‌ثانیه می‌باشد. با سقوط ناگهانی میله کنترل و ورود راکتیویته منفی

ناشی از آن به قلب راکتور، قدرت راکتور ابتدا با شیب زیادی کاهش و با ظهور نوترون‌های تأخیری، به‌تدریج از شیب آن کاسته شده و ثابت می‌شود.

به‌منظور دست‌یابی به نتایج با دقت بالاتر، در ابتدا باید ارزش انتگرالی میله کنترل ایمنی را که برای آزمایش انتخاب‌شده است، با استفاده از رابطه (۸) محاسبه کرد. در مرحله بعد، تابع راکتیویته برحسب زمان برای میله کنترل رسم شده و مقادیر به‌دست‌آمده برای راکتیویته وارد معادله ۱ شده و نتایج حاصل‌شده با نتایج حاصل از محاسبات عددی صحت سنجی می‌شود.

$$\rho(z) = \rho(H) \times \left[\frac{Z}{H} - \frac{1}{2\pi}\sin\left(\frac{2\pi Z}{H}\right)\right] \qquad (۸)$$



شکل ۴. راکتیویته برحسب زمان.

۶. نتیجه‌گیری

در طراحی همه‌ی راکتورهای هسته‌ای، پارامترهای سینتیکی مانند زمان متوسط تولید نوترون‌های تأخیری، کسر نوترون‌های تأخیری و ثابت واپاشی نوترون‌های تأخیری غلظت نوترون‌های تأخیری و .... نقش بسیار مهمی دارند. بنابراین، در این مطالعه پارامترهای سینتیکی و نوترونی مربوط به گروه‌بندی نوترون‌های تأخیری متوسط‌گیری شده است. با بهره‌گیری از نرم‌افزار متلب و روش رانگ کوتای مرتبه ۴ پاسخ معادلات سینتیک نقطه‌ای به‌دست‌آمده و نتایج حاصل از آن‌ها با نتایج تجربی متناظر در راکتور تحقیقاتی تهران راستی آزمایی شده است. باوجوداینکه پاسخ معادلات سینتیک نقطه‌ای تقریبی است و وابستگی فضایی شار را در نظر نمی‌گیرد، اما از مقایسه نتایج محاسباتی و نتایج تجربی درمی‌یابیم که مطابقت خوبی بین مدل‌های ارائه شده در این مدل با مدل مرجع وجود دارد. لازم به یادآوری است، ازآنجایی‌که در شبیه‌سازی اطلاعات کافی برای به دست آوردن ارزش انتگرالی میله کنترل در دسترس نیست، به‌ناچار شبیه‌سازی با

مدت‌زمان بسیار کوتاه ۲۰۰ میلی‌ثانیه انجام شد. در حالت تجربی اطلاعاتی همچون ارتفاع میله کنترل، راکتیویته ورودی به قلب، میزان خروج میله از قلب و ... کاملاً در دسترس است، بنابراین نتایج حاصل از آزمایشات تجربی قابل‌اعتمادتر است. با مقایسه نمودارهای موجود در شکل ۳ متوجه می‌شویم که تفاوت‌های جزئی در مدل‌های ارائه شده با مدل مرجع وجود دارد، این تفاوت‌ها تا حدودی قابل‌انتظار است. بااین‌حال، هر دو، روش‌های مناسبی برای توصیف منحنی واپاشی نوترون تأخیری ارائه می‌دهند؛ اما انتظار نمی‌رود که مدل‌های به‌دست‌آمده دقیقاً مطابق با مدل اصلی ۶ گروه باشد. بااین‌حال، سه مدل ۶، ۸ و ۱۷ گروهی باید مشابه مدل اصلی باشند درنتیجه می‌توان گفت علت اختلاف منحنی حاصل از آزمایشات تجربی و شبیه‌سازی عددی، کاستی اطلاعات در شبیه‌سازی عددی است. بااین‌وجود از زمان ۳۰۰ میلی‌ثانیه تا ۱ ثانیه با گام‌های زمانی ۰٫۰۰۱ ثانیه توافق بسیار خوبی بین دو منحنی وجود دارد.

۷. علائم، نشانه‌ها و ارقام

ثابت واپاشی	λ_i	زمان تولید نوترون	Λ
غلظت نوترون‌های تأخیری	c_i	میزان خروج میله از قلب	Z
راکتیویته	ρ	ارتفاع مؤثر قلب راکتور	H
درصد احتمال انتشار نوترون‌های تأخیری	P_n	کسر خروج میله از قلب	$\frac{Z}{H}$
کسر نوترون‌های تأخیری	β	ارزش کل راکتیویته میله کنترل	$\rho(H)$
عمر متوسط نوترون‌های آنی	L	توان راکتور(چگالی نوترون‌های تأخیری)	P
ضریب تکثیر	K		

۸. مراجع

1. G. Rudstam (1982) Six-Group Representation of the Energy Spectra of Delayed Neutrons from Fission, Nuclear Science and Engineering, 80:2, Pages 238-255.

2. Gregory D. Spriggs, Joann M. Campbell, (2002) A summary of measured delayed neutron group parameters, Progress in Nuclear Energy, Volume 41, Issues 1–4, Pages 145-201

3. R. E. Skinner & E. R. Cohen (1959) Reduced Delayed Neutron Group Representations, Nuclear Science and Engineering, 5:5, Pages 291-298.

4. Lamarsh, J. R., (1975), Introduction to Nuclear Engineering, Addison-Wesley Publishing Company, Inc.

5. Hetrick. D. L., (1971) Dynamics of Nuclear Reactors, The University of Chicago Press,.

6. Keepin'. G. R, (1965) Physics of Nuclear Kinetics, Addison-Wesley Publishing Company, INC.

7. The Effective Delayed Neutron Fraction in Fast Reactors-ANL-7410,1970

8. Abdallah A. Nahla An analytical solution for the point reactor kinetics equations with one group of delayed neutrons and the adiabatic feedback model 51(2009)124-128

9. Mohammad Arkani, (2015) Measurement of Tehran and Esfahan Research Reactors Kinetic Parameters using Reactor Noise Diagnostic Methods, Amiabir University of Technology (formerly called the Tehran Polytechnic), Nuclear Physics Department, Ph.D. Thesis.

10. Mohammad Arkani, (2021) Simulation of Pulsed Neutron Source Experiment in Tehran Research Reactor Core (TRR), Iranian Journal of Nuclear Science and Technology, Under Publication.

11. Mohammad Arkani, (2021) Diagnostic Methods Applied to Esfahan Light Water Subcritical Reactor (ELWSCR), Nuclear Engineering and Technology, Under Publication.

12. Mohammad Arkani, et al., Development and Experimental Validation of a Correlation Monitor Tool Based on the Endogenous Pulsed Neutron Source Technique, Metrology and Measurement Systems, 24 (2017) 441–461.