

توسعه یک مدل ترمونوترونیک گذرا بر پایه روش های سینتیک نقطه‌ای و چند نقطه‌ای جهت شبیه سازی حادثه سقوط میله کنترل در راکتور بوشهر

بساطی پناه، مهدی^(۱) - ذوالفقاری، احمد رضا^(۱) - عباسی، محمدرضا*^(۱) - خوش احوال، فرخ^(۲)

^۱ دانشگاه شهید بهشتی، دانشکده مهندسی هسته ای، گروه مهندسی راکتور

^۲ سازمان انرژی اتمی ایران، پژوهشگاه علوم و فنون هسته ای، پژوهشکده راکتور

چکیده:

رفتار حالت گذرای راکتور علاوه بر ویژگی راکتور و شرایط اولیه‌ی آن به اندازه و نرخ تزریق راکتیویته وابسته است. گروه مهمی از حوادث در راکتورهای آب سبک تحت فشار به عملکرد ناصحیح میله‌های کنترل مربوط می‌شود. نقص در کنترل و سیستم حفاظت میله‌های کنترل از میله‌های کنترل و یا خطای اپراتور منجر به چنین حوادثی می‌شود. در این پژوهش حادثه سقوط یک میله کنترل در راکتور بوشهر با ارائه یک مدل ترمونوترونیک مورد بررسی قرار گرفته است. در بخش نوترونیک مدل، روش های سینتیک نقطه‌ای و چند نقطه‌ای با در نظر گرفتن یک گروه و شش گروه نوترون تاخیری مورد بررسی و مقایسه قرار گرفته است و در بخش ترموهیدرولیک، از مدلی براساس موازنه‌ی انرژی درون هر ناحیه از قلب راکتور استفاده شده است. نتایج نشان دهنده دقت بالای مدل در شبیه سازی حادثه مذکور برای راکتور بوشهر می‌باشد.

کلمات کلیدی: محاسبات گذرا- حادثه سقوط میله کنترل- روش سینتیک چند نقطه‌ای، راکتور بوشهر

مقدمه :

اساساً رفتار نوترون‌ها در یک راکتور هسته‌ای با معادله ترابرد بیان می‌شود. ولی حل این معادله با روش‌های عددی و استفاده از آن برای بررسی پایداری و طراحی سیستم کنترل برای راکتورهای هسته‌ای دشوار است. بنابراین روش‌هایی را که از معادلات پخش استفاده می‌کنند به کار می‌گیرند. اساس تمام این روش‌ها مدل‌سازی دقیق توزیع شار گروهی وابسته به مکان و زمان در سراسر قلب راکتور است. در بیشتر مسائل کنترلی و بررسی پایداری راکتور ترجیح داده می‌شود از یک مدل ساده با معادلات دیفرانسیل خطی مرتبه اول در فرم فضای حالت استفاده شود. در میان تمام روش‌های موجود روش‌های سینتیک نقطه‌ای [۱] و سینتیک چند نقطه‌ای [۲] که از معادلات ساده مرتبه اول برای مدل‌سازی راکتور استفاده می‌کنند، گزینه‌هایی مناسب برای این سناریوها به نظر

می‌رسند. استنتاج مدل سینتیک نقطه‌ای اولین بار توسط توسط هنری^۱ و در سال ۱۹۵۸ بر پایه روش جداسازی روی چگالی نوترون‌ها وارد عرصه دینامیک شد. پس از آن، این معادلات توسعه پیدا کرد و به فرم جدیدی به نام سینتیک چند نقطه‌ای [۲] درآمد. فرضیه سینتیک چند نقطه‌ای توسط نویسندگان دیگری از جمله کوبایاشی^۲، رآوتو^۳ و همکارانش [۴ و ۳] مورد بررسی و تحقیق قرار گرفت. کوماتا در سال ۱۹۶۹ [۵] معادلاتی را به عنوان سینتیک چند نقطه‌ای معرفی نمود. سرانجام شیمجیت^۴ و تایواری^۵ معادلات سینتیک چند نقطه‌ای را بر پایه یک مدل نودال ساده در سال ۲۰۱۲ استخراج کردند [۳].

مروری بر روش های سینتیک نقطه ای و چند نقطه ای

در این مدل فرض می‌شود که نوترون‌ها در یک گروه انرژی قرار دارند و وابستگی مکانی حذف و شکل فضایی شار مستقل از زمان است. در واقع استخراج معادله سینتیک نقطه‌ای از معادله دیفیوژن یک گروهی صورت می‌پذیرد. برای بدست آوردن مدل سینتیک نقطه‌ای به روشی ساده از معادله نرخ تغییرات نوترون استفاده می‌شود یعنی تغییرات نوترون در هر لحظه برابر کسر نوترون‌های از بین رفته از تعداد نوترون‌های تولید شده در آن لحظه است. در مدل سینتیک نقطه‌ای رفتار زمانی جمعیت نوترون‌ها در قلب راکتور را با روابط زیر نمایش می‌دهند [1]

$$\frac{dn}{dt} = \frac{(\rho - \beta)}{\Lambda} n + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i \quad (1)$$

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{\beta}{\Lambda} n - \lambda_i C_i \quad i = 1, 2, 3, 4, 5, 6 \quad (2)$$

که در این رابطه $n(t)$ جمعیت نوترون‌ها در زمان t ، C_i غلظت مولد نوترون‌های تاخیری گروه i ام، λ_i ثابت واپاشی نوترون‌های تاخیری گروه i ام، β کسر موثر نوترون‌های تاخیری، Λ متوسط زمان تولید نوترون و ρ مقدار راکتیویته تزریق شده به راکتور می‌باشد. از اینرو هم اکنون مجموعه‌ای از هفت معادله دیفرانسیل معمولی جفت شده در زمان که چگونگی وابستگی زمانی جمعیت نوترون در راکتور و واپاشی پیشروهای نوترون تاخیری را توضیح می‌دهند. این مدل برای تخمینی از جمعیت متوسط نوترون‌ها در راکتور مناسب است اما اطلاعاتی راجع به توزیع مکانی نوترون‌ها در اختیار قرار نمی‌دهد.

¹ Henry

² Kobayashi

³ Ravetto

⁴ Shimjith

⁵ Tiwari

مدل سینتیک چند نقطه ای فرم اصلاح شده مکانی مدل نقطه ای می باشد. معادلات سینتیک چند نقطه ای را می توان از معادلات پخش دوگروهی نتیجه گرفت. با استفاده از معادلات دو گروهی به همراه معادلات غلظت مولد نوترون های تاخیری، معادلات چند نقطه ای بدست می آیند [۶]. دو معادله اساسی در این روش عبارتند از

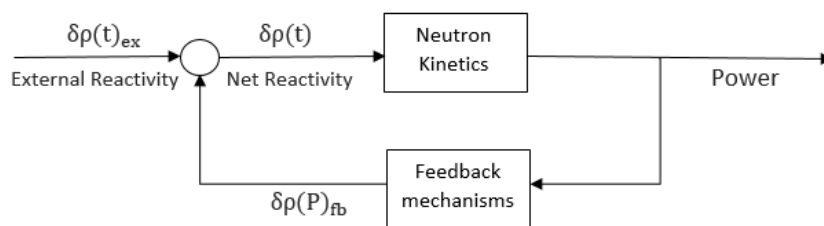
$$\frac{\partial P_h}{\partial t} = -\alpha_{hh} \frac{P_h}{l_h} + \sum_{k=1, k \neq h}^Z \alpha_{kh} \frac{P_k}{l_h} + (\rho_h - \beta) \frac{P_h}{l_h} + \sum_{i=1}^{m_d} \lambda_i C_{ih} \quad (3)$$

$$\frac{\partial C_{ih}}{\partial t} = \frac{\beta_i P_h}{l_h} - \lambda_i C_{ih}; i = 1, \dots, m_d; h = 1, 2, \dots, Z \quad (4)$$

در معادلات بالا m_d شماره گروه مولد نوترون های تاخیری، C_{ih} غلظت مولد نوترون های تاخیری، α_{kh} و α_{hh} ضرایب پیوستگی بین نواحی، λ_i ثابت واپاشی نوترون های تاخیری گروه i ام، β کسر موثر نوترون های تاخیری، ρ_h راکتیویته ناحیه h ام، Λ_h عمر متوسط نوترون در ناحیه h ام، P_h توان راکتور در ناحیه h ام، می باشند. این معادلات به همراه فیدبک های داخلی قلب مدل کاملی از رفتار دینامیکی قلب را ارائه می کنند.

پیاده سازی مدل ترمونوترونیکی برای قلب راکتور بوشهر

مدل خطی سیستم راکتور بوشهر [۷] با توجه به شکل (۱) شامل بلوک هایی است که هر بلوک بیانگر توابع انتقالی است که از معادلات خطی سیستم بدست آمده و با استفاده از تبدیل لاپلاس محاسبه می شود.



شکل (۱): مدل خطی سیستم راکتور

رابطه (۵) بیانگر تابع انتقال قلب راکتور است که به روش لاپلاس محاسبه شده است [۷]:

$$G(s) = \frac{\delta \bar{P}(s)}{\delta \rho(s)} = \frac{\frac{1}{\Lambda}(s+\lambda)}{s(s+\lambda+\frac{\beta}{\Lambda})} \quad (5)$$

و همچنین بنابر رابطه شماره (۶) تابع انتقال فیدبک نیز به روش لاپلاس برابر است با:

$$H_{fb}(s) = \frac{\delta \rho_{fb}(s)}{\delta \bar{P}(s)} = \frac{\alpha_{Tf} a (s+c) \left(1 + \frac{\alpha_{Tc}}{\alpha_{Tf}} \right) + d}{s^2 + (b+c+d)s + bd} \quad (6)$$

مدل ورود غیرخطی میله کنترل نیز به صورت زیر ارائه می شود [۷]:

$$\rho(x) = \rho_w \left(\frac{x}{H} - \frac{1}{2\pi} \sin \left(\frac{2\pi x}{H} \right) \right) \quad (7)$$

ρ_{ex} ارزش راکتیویته میله کنترل، x میزان ورود میله کنترل به قلب، ρ_w ارزش انتگرالی میله کنترل، H ارتفاع موثر قلب راکتور، α_{Tf} ضریب راکتیویته ی فیدبک دمای سوخت و α_{Tc} ضریب راکتیویته ی فیدبک دمای خنک کننده است.

مدل استفاده شده برای بخش ترموهیدرولیکی، براساس موازنه ی انرژی درون هر ناحیه از قلب راکتور بین سوخت و خنک کننده می باشد. معادله بقای انرژی برای سوخت و خنک کننده در هر ناحیه از قلب راکتور بصورت زیر می توان نوشت [۶]:

$$m_{fh} C_{fh} \frac{dT_{fh}}{dt} = P_h - \frac{1}{R_h} (T_{fh} - T_{ch}) \quad (8)$$

$$m_{ch} C_{pch} \frac{dT_{ch}}{dt} = \frac{1}{R_h} (T_{fh} - T_{ch}) - 2W_h C_{pch} (T_{ch} - T_{cin h}) \quad (9)$$

در روابط بالا m_{fh} جرم سوخت درون قلب در ناحیه h ، T_{fh} دمای سوخت در ناحیه h ، C_{fh} ظرفیت گرمایی ویژه سوخت در ناحیه h ، m_{ch} جرم خنک کننده درون قلب در ناحیه h ، C_{pch} ظرفیت گرمایی خنک کننده در فشار ثابت در ناحیه h ، T_{ch} دمای خنک کننده در ناحیه h ، W_h دبی جرمی خنک کننده در ناحیه h ، R_h مقاومت حرارتی بین سوخت و خنک کننده در ناحیه h و $T_{cin h}$ دمای خنک کننده ورودی به قلب در ناحیه h می باشد. روابط (۸) و (۹) با فرض توزیع یکنواخت تولید حرارت در سوخت و صرف نظر از هدایت گرما در جهت محور میله بدست آمده اند. راکتورهای PWR در دماهای بالا کار می کنند و گرادیان دمای شدیدتری دارند.

به منظور بدست آوردن مدل ترمونوترونیک برای راکتور راکتور بوشهر فرض هایی در نظر گرفته می شود مثلا هر ناحیه از راکتور، سیستم پارامتر فشرده در نظر گرفته می شود که از نظر فضایی همگن بوده و دارای یک حجم تعادلی است. همچنین توان هر ناحیه از راکتور تابع خطی و همگن از شار نوترون فرض می شود و تمامی حرارت قلب در سوخت تولید شده و تنها از راه هدایت گرمایی به خنک کننده منتقل می شود. راکتور با چهار پمپ خنک کننده در حال کار بوده و دمای ورودی خنک کننده به راکتور و دبی جرمی آن ثابت بوده، دمای خنک کننده میانگین دمای ورودی به راکتور و خروجی از آن می باشد و در پایان از تاثیر سموم، مصرف سوخت و غلظت بورون صرف نظر شده و تنها راکتیویته ی فیدبک دمای سوخت و خنک کننده در نظر گرفته می شود.

نتایج عددی :

در این مقاله برای شبیه‌سازی و آنالیز حادثه سقوط میله کنترل به روش‌های لاپلاس، سینتیک نقطه‌ای و سینتیک چندنقطه‌ای از پارامترهای راکتور بوشهر به عنوان راکتور نمونه استفاده می‌شود. در جدول (۱) پارامترهای مورد استفاده با توجه به FSAR راکتور بوشهر انتخاب شده‌اند.

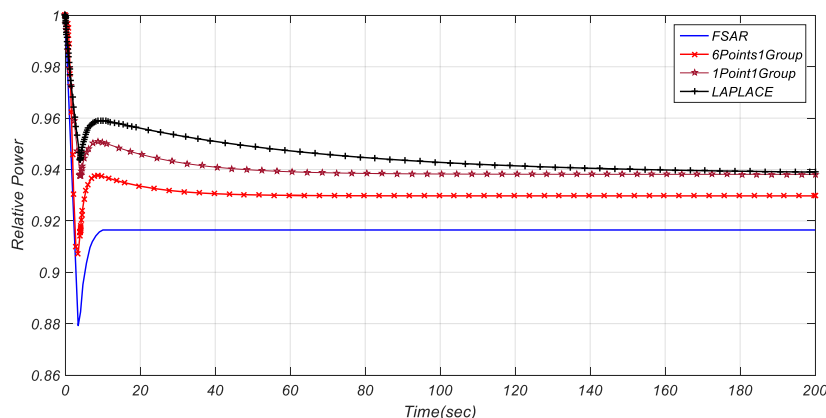
جدول (۱) : پارامترهای شبیه‌سازی شده راکتور بوشهر [۸]

توان حرارتی اولیه	تعداد پمپ‌های خنک‌کننده	دمای ورودی خنک‌کننده	کسر موثر نوترون‌های تاخیری	زمان تولید نوترون	ضریب راکتیویته فیدبک دمایی خنک‌کننده	ضریب راکتیویته فیدبک دمایی سوخت
3000MW	4	291C°	0.0076403	3.2e-4 sec	-13pcm/ C°	-2.11pcm/ C°

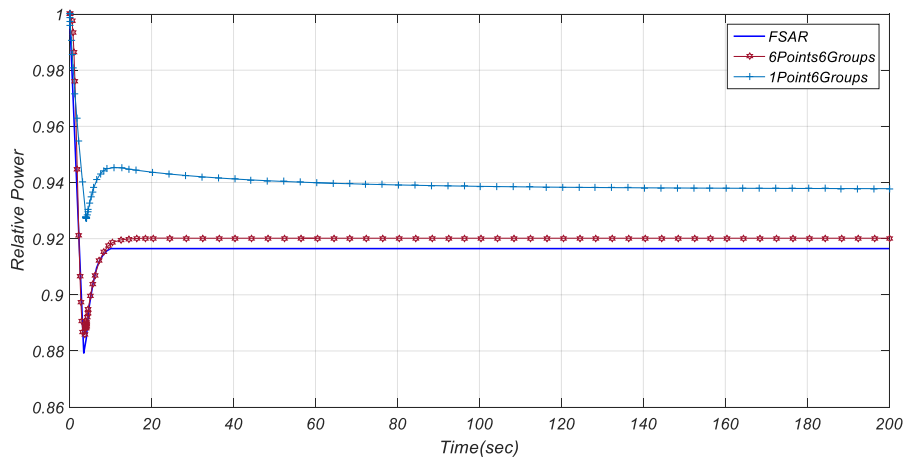
در حادثه سقوط میله کنترل، میله کنترل با سرعت 88cm/sec به درون قلب سقوط می‌کند و پس از ۴ ثانیه به کف قلب می‌رسد. همچنین حدود ۱۸۰۰ پانیه طول می‌کشد تا دوباره راکتور پایدار شود.

در شکل شماره ۳ تغییرات توان نسبی با در نظر گرفتن یک گروه مولد نوترون تاخیری به روش‌های لاپلاس، سینتیک نقطه‌ای و سینتیک چند نقطه‌ای (دو، سه و شش ناحیه‌ای) با مقادیر ارایه شده در FSAR مقایسه شده است و همچنین در شکل شماره ۴ تغییرات توان نسبی با در نظر گرفتن شش گروه مولد نوترون تاخیری به روش‌های سینتیک نقطه‌ای و سینتیک چند نقطه‌ای (دو، سه و شش ناحیه‌ای) با مقادیر ارایه شده در FSAR مقایسه شده است. لازم به ذکر است که نواحی راکتور به صورت شعاعی تقسیم بندی می‌شوند.

در نهایت با توجه به نمودارهای ارایه شده، پاسخ مدل ارایه شده در حالت شش ناحیه‌ای با در نظر گرفتن شش گروه مولد نوترون تاخیری دارای دقت قابل قبول می‌باشد، در ادامه در شکل شماره ۶ تغییرات دمایی سوخت ارایه شده است.



شکل (۴) : تغییرات توان نسبی حین حادثه سقوط میله کنترل



شکل (۵) : تغییرات توان نسبی حین حادثه سقوط میله کنترل

بحث و نتیجه گیری:

در این مقاله روش سینتیک چند نقطه ای برای آنالیز حادثه سقوط میله کنترل توسعه داده شده است که با مقایسه پاسخ های بدست آمده از این روش با گزارش ایمنی راکتور بوشهر بیانگر دقت قابل قبول این روش است، هدف این پژوهش معرفی روش سینتیک چند نقطه ای به عنوان یک روش ساده، سریع و قابل اعتماد با دقت قابل قبول برای شبیه سازی و طراحی سیستم کنترل راکتور و آنالیز حوادث است.

منابع:

- [1] L.Hetrick, D., Dynamics of Nuclear Reactors, University of Chicago Press. 1971.
- [۲] Shimjith, S.R, Tiwari, A.P., Bandyopadhyay, B., Space time kinetics modeling of advanced heavy water reactor for control studies. Ann. Nucl. Energy 37, 310-324. 2010.
- [۳] Shimjith, S.R, Tiwari, A.P., Bandyopadhyay, B., Modeling and Control of a Large Nuclear Reactor. Lecture Notes in Control and Information Sciences Springer. 2013.
- [۴] Tiwari, A.P., Modeling and Control of a Large Pressurized Heavy Water Reactor. PhD Thesis, IIT Bombay. 1999.
- [۵] Komata, M., On the derivation of Avery's coupled reactor kinetics equations. Nucl. Sci. Eng. 38, 107-118. 1969.
- [۶] Anglart, H., Nuclear Reactor Dynamics and stability lecture. Nuclear Reactor Technology, Department of Physics, School of Engineering Sciences, KTH, Stockholm, Sweden.
- [۷] Farrokh khoshahval, Abdol Aziz. Ahdavi, Determination of the maximum speed of WWER-1000 nuclear reactor control rods. , Annals of Nuclear Energy 87, 58-68. 2016.



بیست و سومین کنفرانس هسته‌ای ایران

۱۵ و ۱۶ اسفندماه ۱۳۹۵ دانشگاه آزاد اسلامی واحد علوم و تحقیقات



[^]Russia Federal Agency on Nuclear Energy(RFANE), FSAR for BNPP. Book 1. Moscow. 2007.