



محاسبه‌ی پارامترهای سینتیکی راکتور بوشهر با استفاده از تلفیق کدهای

DONJON^۴ و DRAGON^۴

سیمین، مهربابی؛ عبدالحمید، مینوچهر؛ احمدرضا، ذوالفقاری؛ فرحناز، سعادتیان درخشنده؛ امید،

صفرزاده

دانشگاه شهیدبهشتی، دانشکده مهندسی هسته‌ای، گروه راکتور

چکیده

برای بررسی رفتار دینامیکی راکتور و تعیین وضعیت توان و یا شار نوترونی در قلب راکتور نیاز به بررسی معادلات سینتیک نقطه‌ای است. از این رو، محاسبه پارامترهای سینتیکی امری لازم و مهم است. در این مقاله، پارامترهای سینتیکی راکتور بوشهر، نظیر طول عمر نوترون‌های آنی و کسر موثر نوترون‌های تاخیری با استفاده از کدهای محاسبات نوترونیکی DONJON^۴ و DRAGON^۴ محاسبه شده است. بدین منظور یک برنامه‌ی کامپیوتری نوشته شده تا اطلاعات مورد نیاز را از خروجی کدهای نامبرده استخراج و پارامترها را محاسبه نماید. نتایج حاصله با گزارش نهایی ایمنی نیروگاه بوشهر و محاسبات مشابه با کدهای WIMS-CITATION مقایسه شده است. نتایج موید دقت بالای پارامترهای سینتیکی محاسبه شده و همچنین روند پیشنهادی است.

کلمات کلیدی: پارامترهای سینتیکی، طول عمر نوترون‌های آنی، کسر موثر نوترون‌های تاخیری، راکتور بوشهر

۱- مقدمه

تاکنون روش‌های متعددی برای بررسی حالت گذرای راکتورهای هسته‌ای استفاده شده است. در این روش‌ها، اغلب از معادلات سینتیک نقطه‌ای استفاده می‌شود. کسر موثر نوترون‌های تاخیری، ثابت واپاشی آن‌ها و طول عمر نوترون‌های آنی از جمله پارامترهایی هستند که از محاسبات نوترونی به دست آمده و برای مطالعات دینامیک و همچنین ایمنی راکتور به کار می‌روند. برای حوادثی که در آن یک راکتیویته‌ی بسیار بزرگ به سیستم تزریق می‌شود، یعنی در محدوده‌ی فوق بحرانی آنی، رفتار دینامیکی سیستم توسط طول عمر نوترون‌های آنی تعیین می‌شود [۳]. به طور کلی، پارامترهای سینتیکی راکتور به جهت تحلیل راکتیویته و توان در طی حالات گذرا، حائز اهمیت هستند. در این مقاله، روشی برای محاسبه این پارامترها ارائه گردیده و صحت مقادیر محاسبه شده با گزارش فنی نیروگاه بوشهر بررسی گردیده است. همچنین، پارامترهای سینتیکی با نتایج حاصله از کدهای CITATION و WIMS مقایسه شده است [۳].

محاسبات پارامترهای سینتیکی راکتور نظیر نوترون‌های تاخیری، طول عمر نوترون‌های آنی و کسر موثر نوترون‌های تاخیری با استفاده از کدهای DONJON^۴ و DRAGON^۴ انجام شده است. سطوح مقاطع گروهی هر مجتمع سوخت همگن شده، سطوح مقاطع مربوط به هر ایزوتوپ، طیف انرژی نوترون‌ها، پارامترهای سینتیکی هر ایزوتوپ و همچنین طیف انرژی نوترون‌های تاخیری در هر ایزوتوپ شکاف و کل مجتمع توسط کد محاسبات سلولی DRAGON^۴ محاسبه شده است [۴]. برای اینکه پارامترهای معادله سینتیک نقطه‌ای در طی زمان گذر به تغییرات شکل شار وابسته نباشد، لازم است که مقادیر آن‌ها با توجه به تابع وزن شار الحاقی تعیین گردد. لذا میزان شار و شار الحاقی در هر فضای فازی نیز توسط کد محاسبات قلب DONJON^۴ حساب شده است [۵].

۲- مشخصات راکتور

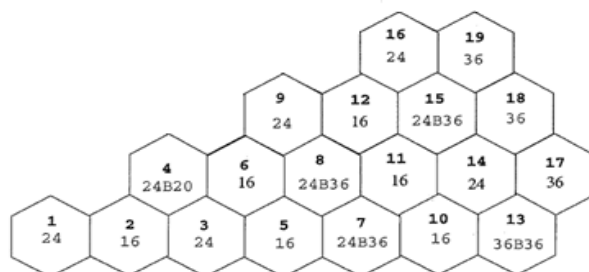
راکتور بوشهر یک راکتور آب سبک تحت فشار روسی از نوع WWER با توان حرارتی ۳۰۰۰ مگاوات و توان الکتریکی ۱۰۰۰ مگاوات می‌باشد که شامل ۱۶۳ مجتمع سوخت با هندسه شش ضلعی است که هر یک شامل ۳۱۱ میله سوخت و ۲۰ لوله هادی آب می‌باشد که در میان آن‌ها ۱۸ عدد کانال راهنما که ممکن است توسط میله‌ی جاذب یا کنترل پر شوند، اعداد کانال مرکزی و اعداد کانال اندازه‌گیری شار نوترونی است. شکل ۱ نمایی از تقارن ۱/۱۲ قلب راکتور را نشان می‌دهد. مجتمع‌های سوخت که با آرایش مثلثی در کنار یکدیگر قرار گرفته‌اند در سیکل اول دارای غناهای ۱/۶٪، ۲/۴٪، ۳/۶۲٪ می‌باشد [۱]. جدول ۱ برخی از مشخصات عمومی قلب راکتور بوشهر را نشان می‌دهد.

جدول ۱. برخی از مشخصات قلب راکتور هسته‌ای WWER ۱۰۰۰ بوشهر در سیکل اول [۱]

مقدار	مشخصه	مقدار	مشخصه
۸۵	تعداد مجتمع‌های شامل میله‌های جاذب سوختنی	۱۶۳	تعداد کل مجتمع‌های سوخت
۲۹۱	درجه حرارت سیال ورودی به قلب (°C)	۳۵۵	ارتفاع قلب (cm)
۸۴۸۰۰	دبی سیال ورودی به قلب (Cm^3/hr)	۳۱۶	قطر معادل قلب (cm)
۱۵/۷	فشار سیستم (MPa)	۲۳/۶	گام شبکه مجتمع سوخت (cm)

۳- روند انجام محاسبات

کد DRAGON^۴ یکی از کدهای پیشرفته محاسبات سلولی است که اخیراً در دانشگاه صنعتی مونتreal کانادا توسعه داده شده است. این کد در محیط لینوکس و به زبان برنامه نویسی فترن نوشته شده و دارای قابلیت‌های مهم انجام محاسبات سلولی و تولید سطح مقطع‌های معادل است [۴]. کد DONJON^۴ نیز یکی از کدهای پیشرفته محاسبات نوترونی قلب راکتور است که همزمان با کد DRAGON^۴ در سال ۲۰۱۲ میلادی توسط دانشگاه صنعتی مونتreal کانادا توسعه داده شده است. در ابتدا محاسبات سلولی جهت تولید پارامترهای گروهی همگن شده توسط کد DRAGON^۴ انجام می‌شود. ساختار قلب براساس مجتمع‌های سوخت و بازتابنده اطراف آن شبیه‌سازی می‌شود. هر مجتمع در راستای محوری به ۱۰ مش تقسیم شده که برای هر مجتمع سوخت در هر مش یک ورودی ایجاد کرده ایم. برای شبیه‌سازی اجزای دیگر قلب همانند بازتابنده محوری یک میله سوخت را با شعاع معینی آب در اطراف آن و با غنای متوسط ۲/۴۵٪ و برای بازتابنده شعاعی از یک میله سوخت با همان شرایط و با غنای متوسط ۳/۳٪ استفاده می‌کنیم. اثر ورود میله‌های کنترل با معلوم بودن درصد ورود آن‌ها به قلب و قرار دادن ماده جاذب ($B_4C + DY_2O_3TiO_2$) در فایل‌های ورودی مجتمع‌های درگیر با آن لحاظ می‌شود. در مرحله‌ی بعد محاسبات قلب با استفاده از کد DONJON^۴ انجام می‌شود. در شبیه سازی قلب کل هندسه‌ی آن را در نظر گرفته ایم اما برای انجام محاسبات سلولی از آنجا که در سیکل اول، قلب از نظر ترکیب مواد دارای تقارن ۱/۱۲ می‌باشد، محاسبات سطوح مقاطع برای ۱۹ مجتمع سوخت انجام می‌شود. در این شبیه سازی قلب در راستای محوری به ۱۲ بخش تقسیم شده که ۱۰ بخش آن برای ناحیه فعال قلب و ۲ بخش برای بازتابنده‌های بالا و پایین می‌باشد و محاسبات قلب راکتور بوشهر بصورت سه بعدی و در توان نامی $MW_{th} 3000$ انجام شده است و همپنین روش حل معادلات پخش، روش اختلاف محدود می‌باشد.



شکل ۱. نمایی از انواع و شماره مجتمع‌های سوخت در تقارن یک دوازدهم قلب



کسر موثر نوترون‌های تاخیری یکی از مهم ترین پارامترهای سیستمی راکتور است که تخمین مقدار دقیق این کمیت برای تعیین راکتیویته و همچنین ضریب تکثیر موثر سیستم لازم است. این کمیت مهم را می توان به صورت میزان تولید نوترون‌های تاخیری به میزان تولید کل نوترون‌ها بدست آورد [۳]. برای محاسبه این پارامتر از رابطه زیر استفاده شده است [۶]:

$$\beta_i(t) = \frac{\int dv \int dE W(r, E) \sum_j \chi_j \beta_i^j \phi^j(r, E, t)}{\int dv \int dE W(r, E) \sum_j \chi_j^l(E) \phi^j(r, E, t)} \quad (1)$$

در رابطه بالا منظور از $W(r, E)$ تابع وزن در حقیقت همان شار الحاقی نوترون ها و $\phi(r, E, t)$ شار نوترون ها می باشد. رابطه ۱ را می توان به صورت جمع روی انرژی و فضای فاز بیان کرد [۲]:

$$\beta_{eff} = \sum_{j=1}^6 \left(\frac{\sum_i V_i \sum_g \chi'(j, g) \phi_{i, g}^* \sum_b N_{b, i} \sum_{g'} v \sigma_{f, g', b, i} \phi_{i, g'}}{\sum_i V_i \sum_g \chi(g) \phi_{i, g}^* \sum_{g'} v \sigma_{f, g'} \phi_{i, g'}} \right) \quad (2)$$

که $\phi_{i, g}^*$ در حقیقت همان $W(r, E)$ که برابر با شار الحاقی نوترون هاست می باشد و $\phi_{i, g'}$ شار نوترون می باشد که توسط کد محاسبات قلب DONJON محاسبه شده اند. $N_{b, i}$ دانسیته ایزوتوپ b در هر مش i می باشد. $\chi(g)$ طیف انرژی کل نوترون ها و $\chi'(j, g)$ طیف انرژی نوترون های تاخیری است که در هر مجتمع سوخت توسط کد محاسبات سلولی ۴ DRAGON محاسبه می شود [۲]:

$$\chi(g) = \chi_p^b (1 - \beta^b) + \sum_j \chi'(j, g) \beta_j^b \quad (3)$$

که χ_p^b طیف نوترون های آنی و $\chi'(j, g)$ طیف نوترون های تاخیری مربوط به ایزوتوپ b می باشند که در هر مش از خروجی کد ۴ DRAGON گرفته می شوند. i تعداد مش ها در فضای فازی، V_i حجم هر مش، v سرعت نوترون، g و g' گروه های انرژی و v تعداد نوترون های آزاد شده در هر شکافت می باشند. پارامتر سیستمی دیگر، طول عمر نوترون های آنی است که متوسط زمان بین تولد و از بین رفتن نوترون در اثر جذب یا نشت می باشد. روش های مختلفی برای محاسبه ی این پارامتر ذکر شده است که مهم ترین و دقیق ترین آن ها با استفاده از تابع وزن شار الحاقی است [۶]:

$$l = \frac{\int dv \int dE W(r, E) \left[\frac{1}{v(E)} \right] \phi(r, E, t)}{\int dv \int dE W(r, E) \sum_j \chi_j^l(E) \phi^j(r, E, t)} \quad (4)$$



منظور از β_{eff} عکس سرعت نوترون و F^1 سطح مقطع شکافت می باشد و λ طیف انرژی نوترون های تاخیری است که به عنوان خروجی کد محاسبات سلولی DRAGON⁴ در هر مجتمع سوخت دریافت می شود. رابطه ۳ را نیز می توان به صورت جمع روی انرژی و فضای فازی بیان کرد [۲]:

$$l = \frac{\sum_g \sum_i V_i(\bar{v})_g \phi_{i,g}^* \phi_{i,g}}{1/k \sum_i V_i \sum_g \chi(g) \phi_{i,g}^* \sum_{g'} v \sum_{f,g'} \phi_{i,g'}} \quad (5)$$

با توجه به این که کتابخانه ۶۹ گروهی WIMSD⁴ قادر به محاسبه پارامترهای تاخیری نمی باشد، لذا در این پژوهش از کتابخانهی DRAGON استفاده نمودیم [۴].

۴- نتایج

پس از محاسبه پارامترهای تاخیری توسط کدهای DRAGON⁴ و DONJON⁴ نتایج را با آنچه که در مدارک فنی نیروگاه بوشهر به عنوان مرجع آمده و همچنین نتایج حاصل از محاسبات مشابه با کدهای WIMSD⁴ و CITATION مقایسه و اعتبارسنجی نمودیم. نتیجه حاصل از محاسبه پارامتر طول عمر نوترون های آنی در جدول ۲ ذکر شده است.

جدول ۲- طول عمر نوترون های آنی قلب راکتور بوشهر در ابتدای سیکل اول

FSAR[۱]	DRAGON & DONJON	WIMS & CITATION[۳]
۳۲	۲۹,۹۷	۳۳,۸۶

میزان خطای محاسبات برای طول عمر نوترون های آنی با استفاده از کدهای DRAGON⁴ و DONJON⁴ نسبت به FSAR در حدود ۶/۳۴٪ است. نتایج حاصل از محاسبه کسر موثر نوترون های تاخیری در ۶ گروه برای قلب راکتور بوشهر در جدول ۳ آورده شده است.

جدول ۳- کسر موثر نوترون های تاخیری قلب راکتور بوشهر در ابتدای سیکل اول

	β_1	β_2	β_3	β_4	β_5	β_6	β_{eff}
FSAR[۱]	$۲,۵۶۳e-۴$	$۱,۵۲۴e-۳$	$۱,۴۰۱e-۳$	$۳,۰۸۴e-۳$	$۱,۱۱e-۳$	$۲,۶۵e-۴$	$۷,۴e-۳$
Dragon & Donjon	$۲,۳۶۰۸e-۴$	$۱,۲۷۴۷e-۳$	$۱,۲۴۹۰e-۳$	$۲,۹۲۵۷e-۳$	$۱,۳۳۱۳e-۳$	$۵,۵۳۱۸e-۴$	$۷,۵۷۰۲e-۳$



Wims & Citation[۳]	۱,۰۶۵۳E-۳	۱,۰۶۴۶E-۳	۱,۰۶۴۹E-۳	۱,۰۶۳۶E-۳	۱,۰۶۴۰E-۳	۱,۰۶۴۷E-۳	۶,۳۸۷۱E-۳
--------------------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------

همان طور که مشاهده می شود میزان خطای نسبی برای کسر موثر نوترون های تاخیری با استفاده از کدهای DRAGON^۴ و DONJON^۴ در حدود ۲/۳٪ بوده در حالی که خطای نسبی محاسبات انجام شده با استفاده از کدهای WIMSD^۴ & CITATION^۴ در حدود ۱۳/۶۹٪ می باشد که نشان دهنده عملکرد بهتر کدهای DRAGON^۴ و DONJON^۴ در انجام محاسبات نوترونی نسبت به کدهای WIMSD^۴ و CITATION^۴ می باشد.

۵- بحث و نتیجه گیری

در این مقاله، پارامترهای سینتیکی قلب راکتور هسته ای بوشهر با استفاده از کدهای DRAGON^۴ و DONJON^۴ محاسبه شده است. برنامه ای برای استخراج داده های مورد استفاده در محاسبه این پارامترها، از قبیل شار، شار الحاقی، سطوح مقاطع شکافت وغیره، از خروجی کدها، نوشته شد. نتایج بدست آمده مطابقت خوبی با مقادیر ارائه شده در گزارش ایمنی نهایی راکتور دارد.

۶- مراجع

[۱] ATOMIC ENERGY ORGANIZATION OF IRAN, NPP DEPARTMENT, FINAL SAFETY ANALYSIS REPORT, CHAPTER ۴, January ۲۰۰۷.

[۲] A. Lashkari, H. Khalafi, H. Kazeminejad, Effective delayed neutron fraction and prompt neutron lifetime of Tehran research reactor mixed-core, Annals of Nuclear Energy, ۲۶۵-۲۷۱, ۲۰۱۳.

[۳] رضایی، سمیرا، "بررسی و محاسبه ی پارامترهای سینتیکی راکتور بوشهر" پایان نامه کارشناسی ارشد، دانشگاه شهید بهشتی، تهران، ۱۳۹۰.

[۴] G. MARLEAU, A. HEBERT AND R.ROY, "A USER GUIDE FOR DRAGON VERSION^۴", Institut de ge'nie nucle'aire E'cole Polytechnique de Montre'al , ۲۰۱۱.

[۵] D. SEKKI, A. HEBERT, R. CHAMBON, "A USER GUIDE FOR DONJON VERSION^۴", Institut de ge'nie nucle'aire E'cole Polytechnique de Montre'al , ۲۰۱۱.

[۶] A. Henry, Nuclear Reactor Analysis, Massachusetts Institute of Technology, ۱۹۷۵.