مجله سنجش و ایمنی پرتو، جلد ٤، شمارهٔ ۲، بهار ۱۳۹۵

محاسبات نوترونیک قلب رآکتور VVER-1000 بوشهر و بررسی ارزش میله کنترل توسط کد MCNPX

مهدی نصری نصرآبادی*، بهزاد تیموری و خداداد اکبری

*اصفهان، دانشگاه اصفهان، دانشکده علوم و فناوری‌های نوین، گروه مهندسی هسته‌ای، کد پستی: ۷۳٤٤۱-۸۱۷٤٦

پست الکترونیکی: mnnasrabadi@ast.ui.ac.ir

چکیده

در این تحقیق اطلاعات لازم از نیروگاه هسته‌ای بوشهر جهت انجام شبیه‌سازی فراهم گردیده و محاسبات نوترونیک آن با کد MCNPX انجام شده است. سپس نتایج حاصل از کد با حداقل یکی از داده‌های تجربی مربوط به این رآکتور راستی‌آزمایی شد. در این کار با نوشتن و بکارگیری برنامه‌ای جامع و حل آماری معادله پخش، شار نوترون به دست آمد و سپس با تعیین پارامترهای مختلفی از جمله ضریب‌تکثیر بی‌نهایت بر حسب فلوئنس، ارزش میله‌های کنترل برای گروه‌های ۱۰ و ۹ در حالت Hot Zero Power (HZP) محاسبه گردید.

کلید واژگان: رآکتور VVER-1000، محاسبات نوترونیک قلب، ضرایب رآکتیویته، ارزش میله کنترل، Hot Zero Power

۱. مقدمه

با توجه به محدودیت منابع فسیلی و مشکلات زیست‌محیطی ناشی از آن و همچنین رشد جمعیت و نیاز رو به افزایش جهان به منابع توان از جمله توان هسته‌ای، ساخت و بکارگیری رآکتورهای هسته‌ای، امری اجتناب‌ناپذیر است. جالب توجه اینکه رآکتورهای هسته‌ای علاوه بر تولید انرژی هسته‌ای که انرژی هزاره سوم نیز نام گرفته است، در زمینه‌های دیگر همچون پزشکی، کشاورزی، صنعت، توسعه فنی و نمک‌زدایی از آب دریا (شیرین‌سازی آب دریا) نیز نقش مهمی بازی می‌کنند. برنامه استفاده از انرژی هسته‌ای در ایران که از سال ۱۳۲۹ شروع شده بود با تأسیس سازمان انرژی اتمی ایران در سال ۱۳۵۳ و قرارداد ساخت نیروگاه اتمی بوشهر شکل جدی و عملیاتی به خود گرفت. حال بایستی به این نکته توجه داشت که در رآکتورهای هسته‌ای در کنار تولید توان هسته‌ای، ضایعات رادیواکتیو نیز تولید می‌گردند که می‌توانند باعث مسائل زیست محیطی جبران‌ناپذیری شود. لذا با توجه به مخاطرات تابشی حاصل از فراورده‌های شکافت که در نتیجه برهم‌کنش نوترون با هسته‌های شکافان و شکافت‌پذیر در ناحیه قلب رآکتور به وجود می‌آیند، بحث ایمنی هسته‌ای از اولویت خاصی برخوردار است. در این راستا پرداختن به ارزش میله‌های کنترل که بیانگر مقدار راکتیویته‌ای است که این میله ها ایجاد می‌کنند، در جهت حفظ ایمنی رآکتور، اهمیت و جایگاه واقعی خود را پیدا خواهد کرد. لازم به ذکر است که میله‌های کنترل به عنوان مهمترین ابزار کنترلی در رآکتورها، جهت تغییرات در سطح قدرت، خاموش‌سازی و به کار انداختن رآکتور و کنترل توزیع قدرت مورد استفاده قرار می‌گیرند.

رآکتور بوشهر نوعی رآکتور حرارتی تولید بخار محسوب می‌شود و از نوع دو مداره PWR[1] (رآکتور آب تحت فشار) و از تیپ روسی VVER[2] است [۱]. رآکتورهای PWR از جمله رایج‌ترین رآکتورهای هسته‌ای هستند که از آب معمولی هم به عنوان کندکننده نوترون‌ها و هم به عنوان خنک‌کننده استفاده می‌کند. در یک رآکتور PWR، مدار اولیه، از آب تحت فشار استفاده می‌کند و پس از عبور آب مدار اولیه از محفظه انجام واکنش‌های هسته‌ای، این آب به دمای بالایی می‌رسد اما تحت فشار به جوش نمی‌آید. این آب داغ و تحت فشار در یک مبدل حرارتی، گرما را به مدار دوم که یک نوع چرخه بخار است و از آب معمولی استفاده می‌کند، منتقل می‌سازد. دراین چرخه، آب به جوش آمده و بخار داغ تشکیل می‌شود. این بخار داغ یک توربین بخار را می‌چرخاند، توربین هم به نوبه‌ی خود یک ژنراتور و در نهایت ژنراتور، انرژی الکتریکی تولید می‌کند. اولین رآکتورهای VVER در سال ۱۹۷۰ ساخته شده است. نسل اولیه آن‌ها تحت عنوان VVER-440 با توان ٤٤٠ MW، نسل بعدی VVER-1000 با توان حرارتی ۳۰۰۰ MW_{th} و با ظرفیت تولید توان الکتریکی ۱۰۰۰ MWe و سرانجام VVER-1200 با توان ۱۲۰۰ MW ساخته شد. محاسبات نوترونیک این رآکتور به سال ۱۳٦۸ بر می گردد [۲].

به دلیل حساس بودن نیروگاه‌های هسته‌ای و لزوم ایمنی بسیار بالای آن‌ها، شناخت کامل ساز وکار رآکتورها ضروری است. با توجه به مسائل ایمنی رآکتورهای هسته‌ای، لازم است تا حد امکان قبل ازهرگونه اقدام عملی شبیه سازی‌های لازم بر روی آن‌ها انجام پذیرد. رآکتور بوشهر نیز مانند دیگر رآکتورهای هسته‌ای نیاز به ایمنی بسیار بالایی دارد، لذا شبیه‌سازی آن امری ضروری است. کارهای تحقیقاتی متعددی بر روی جنبه‌ها و پارامترهای مختلف این رآکتور همچون ارزش میله کنترل در قالب مقالات معتبر بین‌المللی صورت گرفته است [۳]. محاسبات نوترونیک قلب رآکتور بوشهر قبلاً توسط نرم‌افزارهای WIMS (کد محاسبات سلولی) و CITATION (کد محاسبات نوترونی) انجام شده است [٤و٥]. با توجه به توانایی و امکانات کد MCNPX چه از نقطه‌نظر شبیه‌سازی واقعی و چه از نقطه‌نظر نتایج به‌دست آمده، استفاده از این کد می‌تواند در شبیه سازی‌ها، نتایج بهتر وعملی‌تری را فراهم نماید [٦]. در یک رآکتور در حال کار، در نتیجه تغییرات فیزیکی یا واکنش‌های هسته‌ای، تغییرات راکتیویته صورت می‌گیرد. این تغییرات در یک دوره‌ی زمانی طولانی تحت تأثیر عواملی مانند سموم زینان و ساماریوم، فرسایش سوخت و سموم مصرفی و شیمیایی قرار خواهند داشت.

برای حفظ رآکتور در حالت بحرانی، لازم است تغییراتی که در راکتیویته‌ی سیستم در اثر عوامل فوق به وجود می‌آیند جبران گردند. این کار توسط سیستم‌های کنترلی رآکتور انجام می‌گیرد. سیستم‌های کنترلی شامل میله‌های کنترل، سموم شیمیایی و سموم سوختی مصرفی می‌باشند. میله‌های کنترل به عنوان مهمترین ابزار کنترلی در رآکتورها، جهت ایجاد تغییرات در سطح قدرت، خاموش‌سازی و به کار انداختن رآکتور و کنترل توزیع قدرت مورد استفاده قرار می‌گیرند. جهت انجام تغییرات ملایم راکتیویته می‌توان از سموم شیمیایی محلول استفاده نمود ولی به منظور ایجاد تغییرات سریع راکتیویته، تنها ابزار کنترلی مناسب، میله‌های کنترل می‌باشند. وارد کردن یک میله کنترل به قلب رآکتور، ضریب تکثیر قلب رآکتور را کاهش می‌دهد. لازم به ذکر است که بیشتر رآکتورهای هسته‌ای از طریق حرکت میله‌های کنترل که جاذب نوترون هستند، کنترل می‌شوند. ورود و خروج این میله‌ها به قلب رآکتور، جمعیت نوترون‌ها را کم و زیاد کرده و در نتیجه آهنگ شکافت و سرانجام توان رآکتور تغییر خواهد

1- Pressurized Water Reactor
2- Water-Water Energetic Reactor

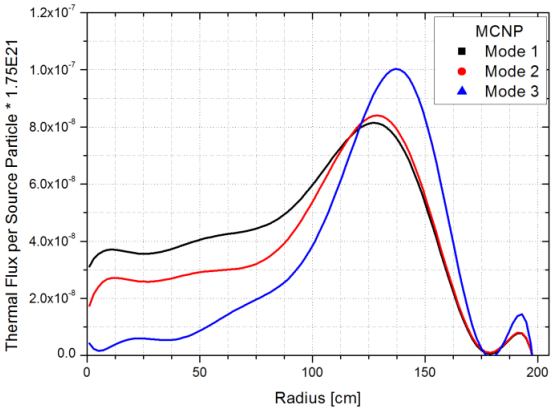
کرد. میله‌های کنترل، راکتیویته صفر یک رآکتور بحرانی با توان ثابت را منفی و یا مثبت می‌کنند. حال تغییر راکتیویته ایجاد شده به ازای جابجایی میله‌های کنترل به مقدار واحد، ارزش دیفرانسیلی و تغییر راکتیویته ناشی از جابجایی میله ها از یک مکان مرجع تا ارتفاع معین، ارزش انتگرالی را تعیین می‌کند.

۲. انواع میله‌های کنترل

برای رده‌بندی انواع میله‌های کنترل، روش‌های مختلفی وجود دارد که یکی از آن‌ها، گروه‌بندی بر اساس موارد استفاده از آن‌ها است. با توجه به این موضوع، میله‌های کنترل به سه گروه تقسیم می‌شوند. Shim Rods جهت کنترل بر روی تغییرات راکتیویته زیاد، Regulating Rods به منظور تنظیم دقیق قدرت در دمای موردنظر و Safety Rods که برای خاموش‌سازی دوره‌ای رآکتور فرضاً به منظور تعویض سوخت و یا به هنگام حادثه مورد استفاده قرار می‌گیرند.

در رآکتورهای BWR مدل غربی، از ترکیب نقره، ایندیوم و کادمیوم به عنوان مواد جاذب در میله‌های کنترل استفاده می‌شود ولی در رآکتورهای VVER روسی از مواد بوردار در شکل کربید بورون (B_4C) به عنوان مواد جاذب در میله‌های کنترل استفاده می‌شود. در قسمت پایینی میله‌های کنترل، از ترکیب $Dy_2O_3TiO_2$ استفاده می‌شود که باعث افزایش عمر مفید میله‌های کنترل خواهد شد. لازم به ذکر است که جنس تمامی میله‌های کنترل رآکتور از یک نوع بوده و ارزش هر گروه از میله‌های کنترل تنها به مکان ورود آن‌ها به قلب وبه شار نوترونی آن نقطه بستگی دارد.

در این راستا بسته به سه حالت مختلف الف: Mode1 (Clean Core)، ب: Mode2 (هنگامی که گروه ۱۰ میله‌های کنترل در قلب قرار می‌گیرد) و ج: Mode3 (هنگامی که کل میله های کنترل در قلب قرار گرفته‌اند)، شبیه سازی‌های لازم را انجام شده است. به منظور شبیه‌سازی این حالت‌ها از قسمت TMESH کد MCNP استفاده و نمودارها را با نرم‌افزار TECPLOT رسم شده‌اند(شکل ۱).



شکل(۱): مقایسه شار حرارتی به دست آمده در حالت‌های Mode1، Mode2 و Mode3

هدف از رسم همزمان این حالت ها و مقایسه آن‌ها، بررسی رفتار تغییرات شار بر اساس افزایش میله‌های کنترل وارد به قلب رآکتور بوده است. از مقایسه حالت‌های Mode1، Mode2 و Mode3 می‌توان فهمید که با اضافه‌شدن تعداد میله‌های کنترل، شار حرارتی در نزدیک مرکز قلب به طور چشمگیری کاهش می‌یابد. ولی در فاصله حدود ۱۵۰ سانتی‌متری از مرکز قلب شار دارای یک نقطه قله است که بایستی در مسائل ایمنی لحاظ شود.

۳. مشخصات رآکتور بوشهر

رآکتور بوشهر از نوع رآکتورهای آب سبک تحت فشار (PWR) می‌باشد و همچنین در بالا نیز بدان اشاره شد، توان حرارتی یا تولید گرمایی حدود ۳۰۰۰ MW_{th} را دارد. لازم به ذکر است که اهمیت پرداختن به رآکتورهای PWR که رآکتور بوشهر نیز از جمله آن‌ها است، صرفا به خاطر این است که این رآکتورها از رایج ترین رآکتورها در جهان هستند و قریب

به هفتاد درصد توان کل رآکتورهای جهان را در نیروگاه‌های هسته‌ای تشکیل می‌دهند. با این وجود نسل‌های جدید رآکتورهای قدرت نیز وجود دارند که بعضی از آنها عملیاتی شده‌اند و بعضی دیگر همچون رآکتورهای موج متحرک TWR (Traveling Wave Reactor) که بدون نیاز به غنی‌سازی و فرآیند بازفرآوری کار می‌کنند در مرحله تحقیقاتی هستند [۷].

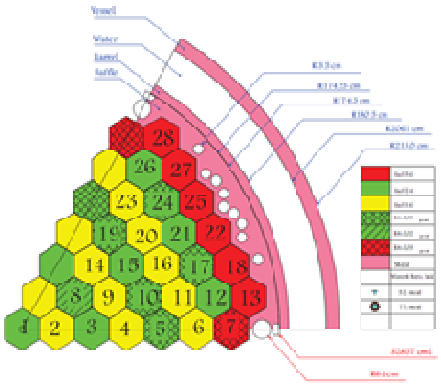
به هرحال، محفظه رآکتور بوشهر متشکل از یک پوسته از جنس فولاد کربنی است که با فولاد ضد زنگ پوشش داده شده است. درون قلب این رآکتور، سپر حرارتی و نوترونی، نگه دارنده‌ی قلب و محافظ کانال‌های هادی قرار گرفته است. در این رآکتور از آب هم به عنوان کند کننده نوترون و هم به عنوان خنک‌کننده استفاده می‌شود.

جدول(۱): مشخصات کلی رآکتور بوشهر بر اساس FSAR [۸]

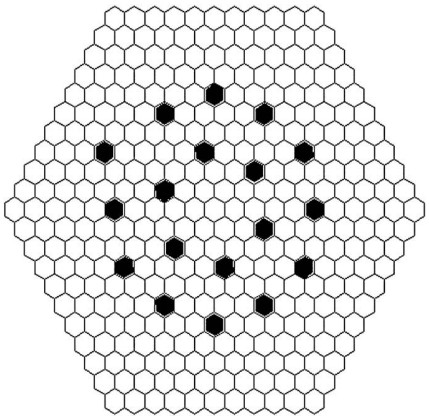
Specification	Values
Thermal Power, MW	۳۰۰۰
Number of Fuel Assembly (FA)	۱۶۳
Number of FA with Burning Absorbers	بیشتر از ۴۲
Mass of UO_2, kg	۷۹۸۷۰
FA Pitch, cm	۲۳/۶
Active Core Height, cm	۳۵۵
Equivalent Core Diameter, cm	۳۱۶
Linear Thermal Transportation Rate, W/cm	۱۶۶/۷
Average Fuel Power Density, kW/kg.U	۴۲/۶
Coolant Debit, m^3/h	۸۴۰۰۰
Inlet Coolant temperature, °C	۲۹۱
Water Mass to U Mass Ratio	۱/۹۷

در این نوع رآکتور ۱۶۳ مجتمع سوخت وجود دارد که به صورت شش‌وجهی می‌باشند. قلب این رآکتور دارای تقارن ۶۰ درجه‌ایی می‌باشد که در شکل (۲) نشان داده شده است. هر مجتمع سوخت دارای ۳۱۱ میله‌ی سوخت، ۱۸ لوله‌ی هادی جهت قرارگرفتن میله‌های کنترل و یا جاذب‌های سوختی و یک لوله برای قراردادن ابزارهای اندازه‌گیری می‌باشد که در شکل (۳) مشخص شده است. به منظور یکنواخت‌سازی شار نوترون‌ها در قلب رآکتور از مجتمع‌های سوخت با درصد غنای متفاوت اورانیم استفاده گردید. فرآیند شبیه‌سازی مجتمع سوخت در این تحقیق به این ترتیب انجام گرفت: ۱- شبیه‌سازی المان‌های تشکیل‌دهنده مجتمع سوخت مشتمل بر میله سوخت، میله جاذب، میله جاذب سوختی، تیوب‌های موردنیاز برای میله جاذب، ۲- شبیه‌سازی یک مجتمع سوخت، ۳- استفاده از دستور FILL و مش‌بندی در چینش مجتمع‌های سوخت در کنار هم، ٤- اضافه نمودن دیواره‌های محفظه رآکتور و لحاظ کردن حفره‌های قرار گرفته در بدنه محفظه رآکتور، ٥- اضافه نمودنLOWER GRID و UPPER GRID به منظور هرچه واقعی‌تر کردن شرایط شبیه‌سازی و ٦- چک‌کردن مواد به کار رفته و شبیه‌سازی حالتی خاص برای راستی‌آزمایی با اسناد موجود.

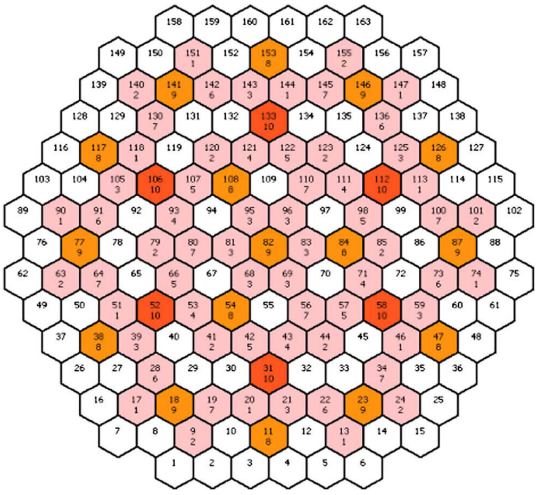
کنترل در این رآکتور به کمک اسیدبوریک محلول در آب و بکارگیری میله‌های کنترل که به محرک‌های سیستم کنترل و حفاظت متصل هستند، انجام می‌شود. در طراحی رآکتور بوشهر ۱۰ گروه میله کنترل با درایورهای مجزا استفاده شده که هر کدام وظیفه خاصی بر عهده دارند و محل قرارگیری آنها در شکل (٤) مشخص شده است.



شکل (۲): چگونگی قرارگرفتن مجتمع‌های سوخت در قلب رآکتور بر اساس تقارن ۶۰ درجه



شکل(۳): محل قرارگیری میله‌های کنترل در مجتمع سوخت



شکل(٤): محل قرارگیری گروه‌های مختلف میله‌های کنترل

٤. نتایج

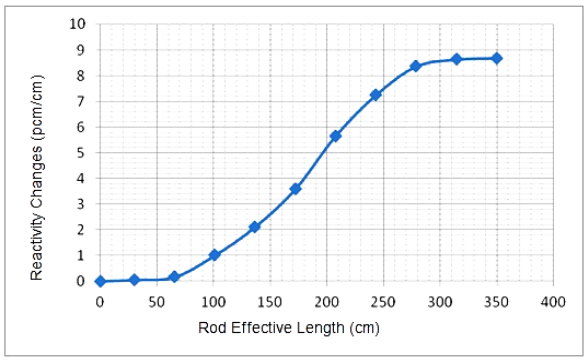
در این تحقیق به بررسی ارزش میله کنترل گروه‌های ۹ و ۱۰ در شرایط سیکل اول سوخت‌گذاری و در حالت Hot Zero Power پرداخته شد. حالت Hot Zero Power اشاره به مرحله‌ای دارد که فشار و دمای کاری به‌ترتیب به حدود ۲۸٦ °C و ۷۰ bar می‌رسد ولی توان در حد ۲٪ پائین باقی می‌ماند[۷]. به منظور راستی‌آزمایی شبیه‌سازی انجام شده، در ابتدا ارزش انتگرالی میله کنترل برای تمام گروه‌های کنترلی و گروه ۱۰ توسط کد محاسبه و سپس مقادیر به‌دست آمده با داده‌های موجود در FSAR بوشهر مقایسه گردید و میزان خطا مطابق جدول (۲) در حد قابل قبولی بود [۹].

جدول (۲): ارزش انتگرالی میله های کنترل

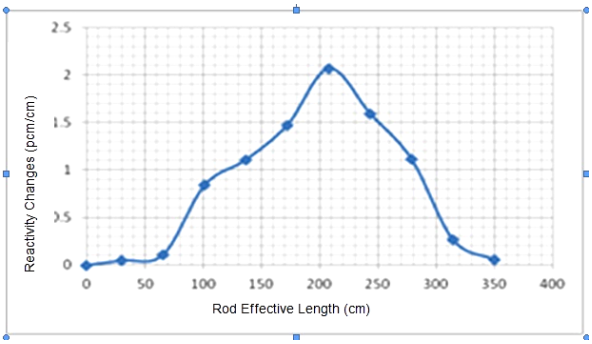
ارزش انتگرالی	FSAR	MCNP	خطا
میله کنترل گروه ۱۰ بر حسب $\%\Delta\rho$	۰/۷۷	۰/٦۲۰٦	۰/۰۰٤۷٥٦
کل میله های کنترل بر حسب $\%\Delta\rho$	۹/۲۰	۹/٤۸۳۲	۰/۰۲٦۸٦۰

در ادامه به منظور محاسبه ارزش میله‌های کنترل گروه ۱۰، آنها را در ۱۰ مرحله، در شرایط Hot Zero Power وارد قلب نمودیم که نتایج حاصل در شکل های (۵) و (٦) نشان داده شده است.

شکل‌های (۵) و (٦) به ترتیب نمودار ارزش انتگرالی و دیفرانسیلی را نشان می‌دهند. شکل‌های نشان داده شده اندکی با حالت ایده‌آل آن‌ها تفاوت دارد که البته این امر ناشی از افت و خیزهای موجود در کارکرد رآکتور است. حالت ایده‌آل هنگامی رخ می‌دهد که شار ایده‌آل باشد ولی در شروع کار رآکتور، شار از یکنواختی کمتری نسبت به ادامه کارکرد برخوردار است و این امر به علت مسایلی همچون دارابودن سوخت تازه، عدم وجود سموم نوترون و عواملی دیگر است که به یکنواختی شار کمک می‌کنند.



شکل (۵): نمودار انتگرالی ارزش میله کنترل گروه ۱۰

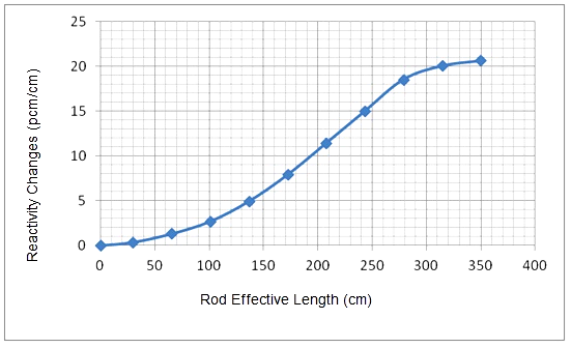


شکل(٦): نمودار دیفرانسیلی ارزش میله کنترل گروه ۱۰

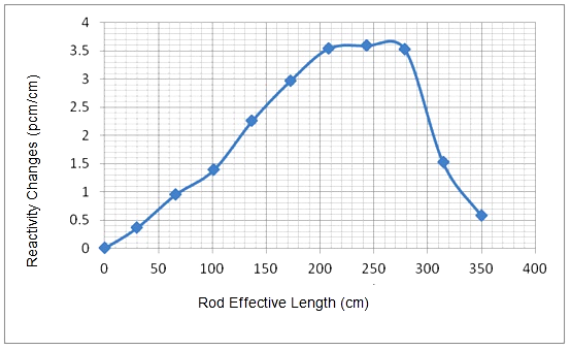
همچنین از شکل (٦) مشاهده می‌شود، گروه ۱۰ از میله‌های کنترل تا ارزش ٦۰ سانتیمتری که وارد قلب رآکتور می‌شود، اثر قابل ملاحظه‌ای ندارد. از ارتفاع ۲۰ تا ۲۰۰ سانتیمتری، ارزش میله و اثر آن بر قلب رآکتور افزایش یافته و بیشترین القاء رآکتیویته در موقعیتی اتفاق می‌افتد که میله کنترل به اندازه ۲ متری داخل قلب رآکتور قرار گرفته باشد. در این حالت رآکتیویته القایی به قلب رآکتور تقریباً برابر ۲/۱pcm/cm می‌رسد. پس از آن وارد کردن بیشتر میله کنترل در داخل قلب رآکتور، ارزش میله کنترل کاهش می‌یابد. مقایسه نتایج نمایانده شده در شکل (٦) برای ارزش میله‌های کنترل گروه ۱۰ با نتایج حاصل از شکل (۹) مرجع ۳ مربوط به ارزش میله‌های همین گروه توافق نسبتاً خوبی را نشان می‌دهد.

برای محاسبه ارزش میله‌های کنترل گروه ۹، گروه ۱۰ را به طور کامل وارد قلب نمودیم و سپس میله‌های کنترل گروه ۹ نیز در ۱۰ مرحله، تحت شرایط Hot Zero وارد قلب شدند. نتایج حاصل در شکل های (۷) و (۸) نشان داده شده است.

گروه ۹ از میله‌های کنترل، با وارد شدن آن‌ها در داخل قلب تا ارتفاع حدود ۲ متری، رآکتیویته القایی به قلب رآکتور تقریباً به‌صورت خطی افزایش یافته و به حدود ۳/٥pcm/cm می‌رسد. پس از آن با وارد کردن بیشتر میله کنترل تا ارتفاع تقریبا ۲/٦٥ متری، این رآکتیویته تقریباً به‌صورت ثابت می‌ماند. در ادامه با وارد کردن بیشتر میله کنترل به داخل قلب، ارزش میله کاهش یافته و شیب این کاهش بیشتر از شیب افزایش است.



شکل (۷): نمودار انتگرالی ارزش میله کنترل گروه ۹



شکل (۸): نمودار دیفرانسیلی ارزش میله کنترل گروه ۹

۵. بحث و نتیجه گیری

با بررسی نتایج حاصل از کد می توان چنین استدلال کرد که هر چند نمودارهای دیفرانسیلی ارزش رآکتیویته برای گروه های ۹ و ۱۰ به‌طور کامل با حالت ایده آل مطابق نیستند، ولی دارای رفتاری قابل قبول هستند. همچنین با مقایسه ارزش میله‌های گروه های ۹ و ۱۰ با هم ملاحظه می شود که ارزش میله‌های گروه ۹ از ۱۰ بیشتر است. این اختلاف به دلیل تفاوت در محل قرارگیری و همچنین تعداد بیشتر میله‌های کنترل گروه ۹ است.

٦. مراجع

[1] M. Rafiei Karahroudi, et al., Optimization of designing the core fuel loading pattern in a VVER-1000 nuclear power reactor using the genetic algorithm. Annals of Nuclear Energy 57 (2013) 142–150.

[2] Preliminary Safety Analysis Report, (PSAR) of Nuclear Power Plant, Iran 1 and 2, Vol. 1 and 2, KWU (1976).

[3] E.K. Lee, etal., New dynamic method to measure rod worth in zero power physics test at PWR startup. Annals of Nuclear Energy 32 (2005) 1457–1475.

[4] F. Faghihi, et al., Reactivity coefficients simulation of the Iranian VVER-1000 nuclear reactor using WIMS and CITATION codes. Progress in Nuclear Energy 49 (2007) 68-78.

[5] A.H. Fadaei, et al., Control rod worth calculation for VVER-1000 nuclear reactor using WIMS and CITATION codes. Progress in Nuclear Energy 51(1) (2009) 184-191.

[6] Los Alamos National Laboratory, Monte Carlo N-Particle Transport Code. MCNPX User's Manual. Version 2.4.0, LA-CP-02-408 (2002).

[7] M.N. Nasrabadi, et al., Analysis of Self-Sustained Nuclear Fission Wave Evolution in a Fast Critical Reactor. Journal of computational methods in engineering, 33(1) (2014) 101-111.

[8] Bushehr Nuclear Power Plant, Final Safety Analysis Report (FSAR), Technical Report, Chapter 4 (2003).

[9] N. Taheranpour, et al., Development of practical method using a Monte Carlo code for evaluation of optimum fuel pitch in a typical VVER-1000 core. Annals of Nuclear Energy 54 (2013)129–133.