

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: ۸۱۷۴۶-۷۳۴۴۱

پست الکترونیکی: mmasrabadi@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 ضریب تکثیر بی‌نهایت بر حسب فلوننس، ارزش میله‌های کنترل برای گروه‌های ۱۰ و ۹ در حالت Hot Zero Power (HZIP) محاسبه گردید.

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

۱. مقدمه

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 میله‌ها 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.

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

راکتور بوشهر نوعی راکتور حرارتی تولید بخار محسوب می‌شود و از نوع دو مداره^۱ PWR (راکتور آب تحت فشار) و از تیپ روسی^۲ VVER است [۱]. راکتورهای PWR از جمله رایج‌ترین راکتورهای هسته‌ای هستند که از آب معمولی هم به عنوان کندکننده نوترون‌ها و هم به عنوان خنک‌کننده استفاده می‌کند. در یک راکتور 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. در این 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 راکتورهای VVER در سال ۱۹۷۰ ساخته شده است. نسل اولیه آن‌ها تحت عنوان VVER-440 با توان ۴۴۰ MW، نسل بعدی VVER-1000 با توان حرارتی 3000 MW_{th} و با ظرفیت تولید توان الکتریکی 1000 MWe و سرانجام VVER-1200 با توان 1200 MW ساخته شد. محاسبات نوترونیک این راکتور به سال ۱۳۶۸ بر می‌گردد [۲].

به دلیل حساس بودن نیروگاه‌های هسته‌ای و لزوم ایمنی بسیار بالای آن‌ها، شناخت کامل ساز و کار راکتورها ضروری است. با توجه به مسائل ایمنی راکتورهای هسته‌ای، لازم است تا حد امکان قبل از هرگونه اقدام عملی شبیه‌سازی‌های لازم بر روی آن‌ها انجام پذیرد. راکتور بوشهر نیز مانند دیگر راکتورهای هسته‌ای نیاز به ایمنی بسیار بالایی دارد، لذا شبیه‌سازی آن امری ضروری است. کارهای تحقیقاتی متعددی بر روی

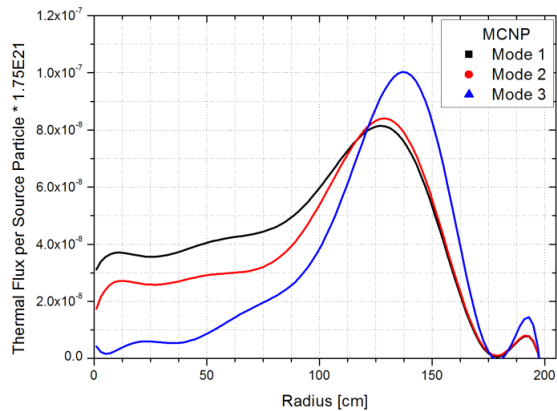
جنبه‌ها و پارامترهای مختلف این راکتور همچون ارزش میله کنترل در قالب مقالات معتبر بین‌المللی صورت گرفته است [۳]. محاسبات نوترونیک قلب راکتور بوشهر قبلاً توسط نرم‌افزارهای WIMS (کد محاسبات سلولی) و CITATION (کد محاسبات نوترونی) انجام شده است [۴ و ۵]. با توجه به توانایی و امکانات کد MCNPX چه از نقطه‌نظر شبیه‌سازی واقعی و چه از نقطه‌نظر نتایج به‌دست آمده، استفاده از این کد می‌تواند در شبیه‌سازی‌ها، نتایج بهتر و عملی‌تری را فراهم نماید [۶]. در یک راکتور 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 راکتور در حالت بحرانی، لازم است تغییراتی که در راکتیویته‌ی سیستم در اثر عوامل فوق به وجود می‌آیند جبران گردند. این کار توسط سیستم‌های کنترلی راکتور انجام می‌گیرد. سیستم‌های کنترلی شامل میله‌های کنترل، سموم شیمیایی و سموم سوختی مصرفی می‌باشند. میله‌های کنترل به عنوان مهمترین ابزار کنترلی در راکتورها، جهت ایجاد تغییرات در سطح قدرت، خاموش‌سازی و به کار انداختن راکتور 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 راکتور، ضریب تکثیر قلب راکتور را کاهش می‌دهد. لازم به ذکر است که بیشتر راکتورهای هسته‌ای از طریق حرکت میله‌های کنترل که جاذب نوترون هستند، کنترل می‌شوند. ورود و خروج این میله‌ها به قلب راکتور، جمعیت نوترون‌ها را کم و زیاد کرده و در نتیجه آهنگ شکافت و سرانجام توان راکتور تغییر خواهد

1- Pressurized Water Reactor

2- Water-Water Energetic Reactor

میله های کنترل در قلب قرار گرفته اند، شبیه سازی های لازم را انجام شده است. به منظور شبیه سازی این حالت ها از قسمت TMESH کد MCNP استفاده و نمودارها را با نرم افزار TECPLOT رسم شده اند (شکل ۱).



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

هدف از رسم همزمان این حالت ها و مقایسه آنها، بررسی رفتار تغییرات شار بر اساس افزایش میله های کنترل وارد به قلب رآکتور بوده است. از مقایسه حالت های Mode1، Mode2 و Mode3 می توان فهمید که با اضافه شدن تعداد میله های کنترل، شار حرارتی در نزدیک مرکز قلب به طور چشمگیری کاهش می یابد. ولی در فاصله حدود ۱۵۰ سانتی متری 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) می باشد و همچنین در بالا نیز بدان اشاره شد، توان حرارتی یا تولید گرمایی حدود 3000 MW_{th} را دارد. لازم به ذکر است که اهمیت پرداختن به رآکتورهای PWR که رآکتور بوشهر نیز از جمله آنها است، صرفاً به خاطر این است که این رآکتورها از رایج ترین رآکتورها در جهان هستند و قریب

کرد. میله های کنترل، راکتیویته صفر یک رآکتور بحرانی با توان ثابت را منفی و یا مثبت می کنند. حال تغییر راکتیویته ایجاد شده به ازای جابجایی میله های 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 می کند.

۲. انواع میله های کنترل

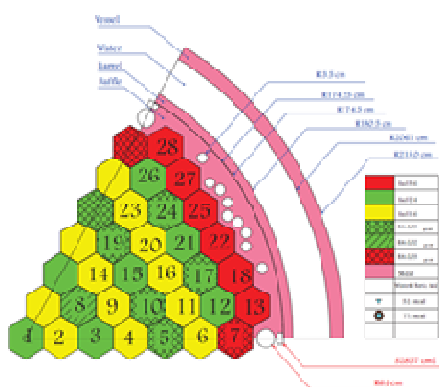
برای رده بندی انواع میله های کنترل، روش های مختلفی وجود دارد که یکی از آنها، گروه بندی بر اساس موارد استفاده از آنها است. با توجه به این موضوع، میله های کنترل به سه گروه تقسیم می شوند. Shim Rods جهت کنترل بر روی تغییرات راکتیویته زیاد، Regulating Rods به منظور تنظیم دقیق قدرت در دمای مورد نظر و Safety Rods که برای خاموش سازی دوره ای رآکتور فرضاً به منظور تعویض سوخت و یا به هنگام حادثه مورد استفاده قرار می گیرند.

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

در این راستا بسته به سه حالت مختلف الف: Mode1 (Clean Core)، ب: Mode2 (هنگامی که گروه ۱۰ میله های کنترل در قلب قرار می گیرد) و ج: Mode3 (هنگامی که کل

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، ۴- اضافه نمودن دیواره‌های محفظه رآکتور و لحاظ کردن حفره‌های قرار گرفته در بدنه محفظه رآکتور، ۵- اضافه نمودن LOWER GRID و UPPER GRID به منظور هرچه واقعی‌تر کردن شرایط شبیه‌سازی و ۶- چک کردن 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 (۴) مشخص شده است.



شکل (۲): چگونگی قرارگرفتن مجتمع‌های سوخت در قلب رآکتور بر

اساس تقارن ۶۰ درجه

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 (Traveling Wave Reactor) TWR که بدون نیاز به غنی‌سازی و فرآیند بازآآوری 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]

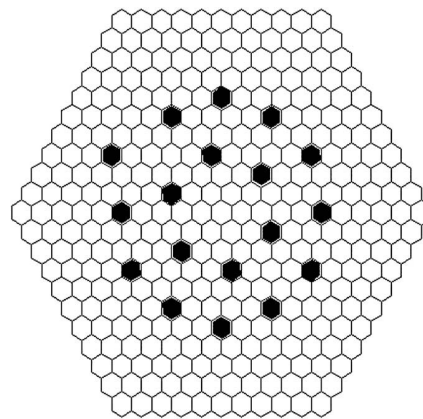
| Specification | Values |
|--|-------------|
| Thermal Power, MW | ۳۰۰۰ |
| Number of Fuel Assembly (FA) | ۱۶۳ |
| Number of FA with Burning Absorbers | بیشتر از ۴۲ |
| Mass of UO ₂ , kg | ۷۹۸۷۰ |
| FA Pitch, cm | ۲۳/۶ |
| Active Core Height, cm | ۳۵۵ |
| Equivalent Core Diameter, cm | ۳۱۶ |
| Linear 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 درجه‌ای 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

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

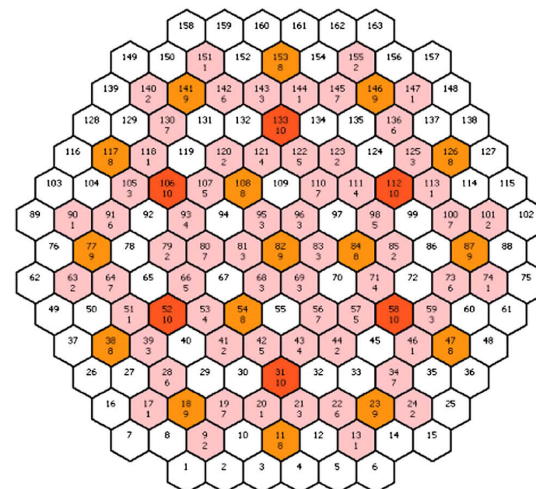
| ارزش انتگرالی | FSAR | MCNP | خطا |
|--|------|--------|----------|
| میله کنترل گروه ۱۰ بر حسب $\% \Delta \rho$ | ۰/۷۷ | ۰/۶۲۰۶ | ۰/۰۰۴۷۵۶ |
| کل میله های کنترل بر حسب $\% \Delta \rho$ | ۹/۲۰ | ۹/۴۸۳۲ | ۰/۰۲۶۸۶۰ |



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

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 شکل‌های (۵) و (۶) نشان داده شده است.

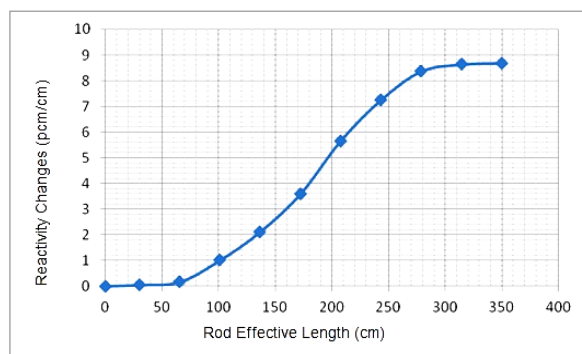
شکل‌های (۵) و (۶) به ترتیب نمودار ارزش انتگرالی و دیفرانسیلی را نشان می‌دهند. شکل‌های نشان داده شده اندکی با حالت ایده‌آل آنها تفاوت دارد که البته این امر ناشی از افت و خیزهای موجود در کارکرد رآکتور است. حالت ایده‌آل هنگامی رخ می‌دهد که شار ایده‌آل باشد ولی در شروع کار رآکتور، شار از یکنواختی کمتری نسبت به ادامه کارکرد برخوردار است و این امر به علت مسایلی همچون دارا بودن سوخت تازه، عدم وجود سموم نوترون و عواملی دیگر است که به یکنواختی شار کمک می‌کنند.



شکل (۴): محل قرارگیری گروه‌های مختلف میله‌های کنترل

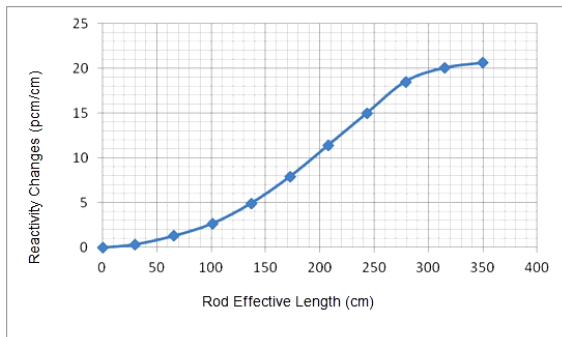
۴. نتایج

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 به ترتیب به حدود $^{\circ}\text{C}$ ۲۸۶ 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

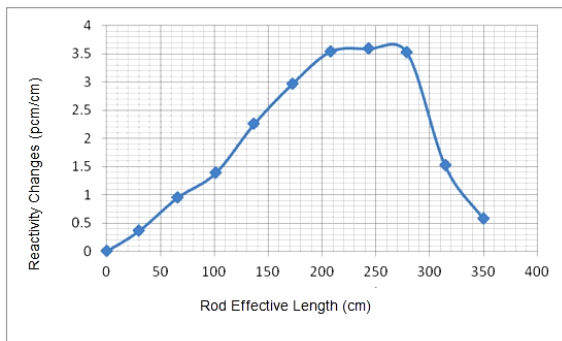


شکل (۵): نمودار انتگرالی ارزش میله کنترل گروه ۱۰

تقریباً ۲/۶۵ متری، این رآکتیویته تقریباً به صورت ثابت می ماند. در ادامه با وارد کردن بیشتر میله کنترل به داخل قلب، ارزش میله کاهش یافته و شیب این کاهش بیشتر از شیب افزایش است.



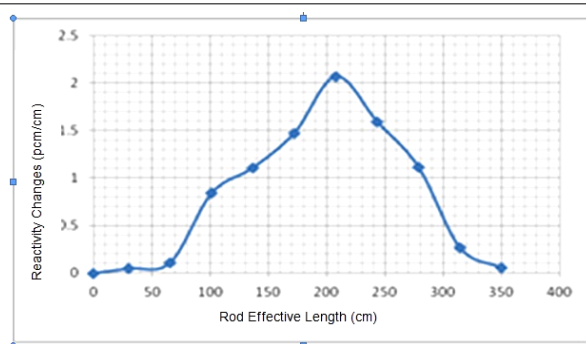
شکل (۷): نمودار انتگرالی ارزش میله کنترل گروه ۹



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 به طور کامل با حالت ایده آل مطابق نیستند، ولی دارای رفتاری قابل قبول هستند. همچنین با مقایسه ارزش میله های گروه های ۹ و ۱۰ با هم ملاحظه می شود که ارزش میله های گروه ۹ از ۱۰ بیشتر است. این اختلاف به دلیل تفاوت در محل قرارگیری و همچنین تعداد بیشتر میله های کنترل گروه ۹ است.



شکل (۶): نمودار دیفرانسیلی ارزش میله کنترل گروه ۱۰

همچنین از شکل (۶) مشاهده می شود، گروه ۱۰ از میله های کنترل تا ارزش ۶۰ سانتیمتری که وارد قلب رآکتور می شود، اثر قابل ملاحظه ای ندارد. از ارتفاع ۲۰ تا ۲۰۰ سانتیمتری، ارزش میله و اثر آن بر قلب رآکتور افزایش یافته و بیشترین القاء رآکتیویته در موقعیتی اتفاق می افتد که میله کنترل به اندازه ۲ متری داخل قلب رآکتور قرار گرفته باشد. در این حالت رآکتیویته القایی به قلب رآکتور تقریباً برابر $2/1 \text{ pcm/cm}$ می رسد. پس از آن وارد کردن بیشتر میله کنترل در داخل قلب رآکتور، ارزش میله کنترل کاهش می یابد. مقایسه نتایج نمایانده شده در شکل (۶) برای ارزش میله های کنترل گروه ۱۰ با نتایج حاصل از شکل (۹) مرجع ۳ مربوط به ارزش میله های همین گروه توافق نسبتاً خوبی را نشان می دهد.

برای محاسبه ارزش میله های کنترل گروه ۹، گروه ۱۰ را به طور کامل وارد قلب نمودیم و سپس میله های 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 میله های کنترل، با وارد شدن آن ها در داخل قلب تا ارتفاع حدود ۲ متری، رآکتیویته القایی به قلب رآکتور تقریباً به صورت خطی افزایش یافته و به حدود $3/1 \text{ pcm/cm}$ می رسد. پس از آن با وارد کردن بیشتر میله کنترل تا ارتفاع

۶. 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, et al., 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.