شبیه سازی حادثه خروج ناگهانی میله کنترل در قلب راکتور NEACRP در حالت HFP و HZP توسط همبسته سازی کدهای PARCS و COBRA-EN

محمودی باغسیاه، سید مصطفی [۱]– باهنر، مجید[۲] –حسینی، محمد[۳] –آقایی، مهدی* [٤]

دانشگاه تحصیلات تکمیلی صنعتی و فناوری پیشرفته کرمان، دانشکده برق و کامپیوتر، گروه مهندسی هسته ای

دانشگاه آزاد اسلامی واحد علوم تحقیقات، دانشکده فنی و مهندسی، گروه مهندسی هسته ای

سازمان انرژی اتمی، پژوهشکده تحقیقات و توسعه راکتورها

دانشگاه شهید بهشتی، دانشکده مهندسی هسته ای، گروه راکتور

چکیده:

حادثه خروج ناگهانی میله کنترل یکی از مهمترین حوادث مبنای طراحی راکتورهای هسته ای می باشد. این حادثه باعث افزایش سریع توان راکتور و در نتیجه افزایش درجه حرارت سوخت می شود. در این مقاله با استفاده از همبسته سازی کدهای PARCS و COBRA-EN حادثه خروج ناگهانی میله کنترل در قلب راکتور NEACRP در دو حالت HFP و HZP شبیه سازی شده است. هدف از انجام این کار بروز رسانی سطح مقطع های ماکروسکوپی در زمانهای مختلف، طی حادثه می باشد. *نتایج نشان می دهد، که در مقایسه با مرجع مورد نظر از دقت قابل قبولی برخوردار می باشد.*

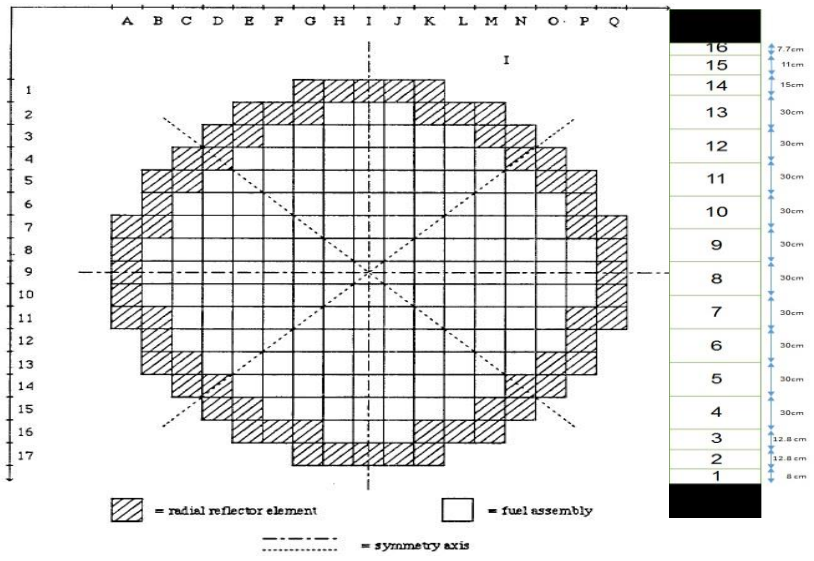
کلمات کلیدی: *حادثه خروج ناگهانی میله کنترل، راکتور NEACRP، HFP، HZP*

مقدمه :

حادثه خروج ناگهانی میله های کنترل (Rod Ejection Accident) به صورت خروج مجتمع های خوشه ای کنترل از قلب راکتور در اثر قطع و گسیختگی محفظه مکانیزم محرک میله های کنترل تعریف می شود. از آنجایی که حادثه خروج میله های کنترل در دسته بندی حوادث مبنای طراحی (Design Basis Accident) قرار می گیرد، در بیشتر مطالعات تلاش برای یافتن پاسخ پارامترهای خروج میله های کنترل با استفاده از روشها و کدهای مختلف صورت می پذیرد. با توجه به اهمیت این قبیل حوادث مطالعاتی برای رفتار راکتورهای هسته‌ای طی این حادثه با استفاده از کدهای مختلف انجام شده است که می توان شبیه سازی توسط کدهای PARCS & WIMS [۱]، RELAP [۲]، PRORIA [۳] را نام برد. در این مقاله برای انجام شبیه سازی این حادثه در قلب راکتورNEACRP [٤] از کدهای PARCS [٥]و COBRA-EN [٦] استفاده شده است. راکتور NEACRP از نوع راکتورهای PWR غربی با مجتمع های سوخت مربعی می باشد. در طی این حادثه قدرت راکتور سریع افزایش پیدا کرده، در نتیجه باعث افزایش دمای سوخت و کاهش DBNR می شود.

راکتور NEACRP :

در طول دهه های گذشته، کمیته فیزیک راکتور آژانس انرژی هسته‌ای (NEACRP) در ترویج و یا حمایت از چندین مسئله استاندارد بین‌المللی در موضوعات مختلف مربوط به جنبه های نوترونیک، طراحی قلب و تجزیه و تحلیل چرخه سوخت فعال بوده است. به همین منظور و برای بررسی و تحقیقات، مدل راکتور NEACRP توسط این کمیته معرفی شده است. هندسه شعاعی قلب این راکتور، در شکل ۱ نشان داده شده است [٤]. در جهت شعاعی، قلب به سلول‌هایی با عرض ۲۱,٦۰٦ سانتی متر تقسیم شده که هر سلول نشان دهنده یک مجتمع سوخت می باشد. علاوه بر این یک سلول بازتابنده شعاعی (سطح حاشور خورده) به همان اندازه نیز دارا می باشد. در جهت محوری، قلب راکتور به ١٦ سطح با ارتفاع های ۷/۷، ۱۱، ۱۵، ۳۰ (۱۰ سطح)، ۱۲/۸ (۲ سطح) و ۸ سانتی متر که در جهت پایین به بالا می باشند تقسیم بندی شده است. ارتفاع فعال قلب ۳٦۷/۳ سانتی متر و بازتابنده بالا و پایین قلب دارای ضخامت ۳۰ سانتی متر می باشد. مجتمع های سوخت با غناهای مختلف از U-235 و تعداد متفاوتی از میله های جاذب سوختنی در قلب چیده شده است [٤].مجتمع سوخت از یک شبکه ۱۷*۱۷ از ۲٦٤ میله سوخت، ۲٤ کانال راهنما و یک کانال اندازه گیری تشکیل شده است. چیدمان شعاعی از مجتمع های کنترلی در شکل ۲ نشان داده شده است. کل طول CA[1] ، که منطبق با طول جاذب می باشد حدود ۳٦۲,۱۵۹ سانتی متر می باشد.

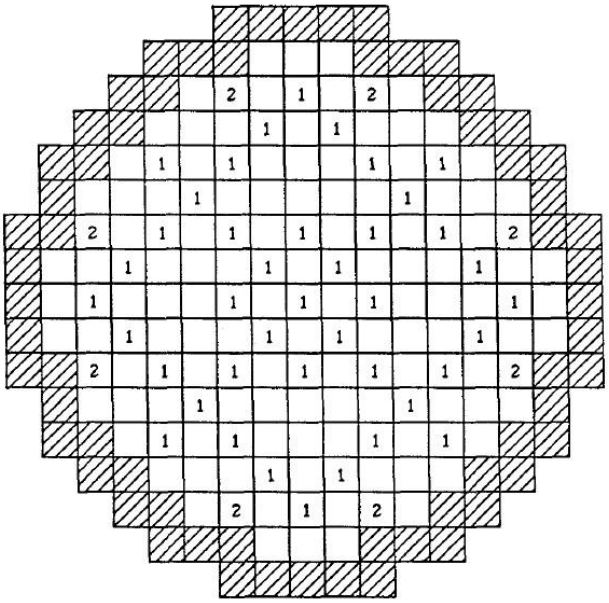


شکل شماره (۱)- پیکربندی قلب راکتور NEACRP

1.Control Assembly

جدول شماره (۱)- مشخصات ترموهیدرولیکی قلب راکتور NEACRP

مشخصات	مقدار
توان حرارتی خروجی قلب (MW)	۲۷۷۵
دمای ورودی قلب (C^0)	۲۸۶
فشار قلب (bar)	۱۵۵
نرخ خالص دبی جرمی عبوری از قلب (Kg/s)	۱۲۸۹۳



شکل شماره (۲)- چیدمان مجتمع های کنترل در قلب راکتور

روش کار :

با توجه به سناریوی حادثه، میله کنترل واقع در مجتمع مرکزی قلب راکتور طی مدت ۰,۱ ثانیه به مقدار ۲۲۸ سانتی متر از مجتمع خارج می گردد. هدف از انجام این کار همبسته سازی کد های PARCS و COBRA-EN برای بروز رسانی سطح مقطع های ماکروسکوپی در زمانهای مختلف، طی حادثه جهش میله کنترل می باشد. برای بروز رسانی سطح مقطع های موجود از رابطه (۱) استفاده می شود. با توجه به رابطه ارائه شده برای بروز رسانی سطح مقطع ها به پارامترهای ترموهیدرولیکی کد COBRA-EN نیاز می باشد. برای این منظور از کارتهای حالت گذرای کدهای PARCS و COBRA-EN استفاده می کنیم. به این صورت که در هر گام زمانی ابتدا محاسبات نوترونیک در کد PARCS انجام گرفته و بعد از محاسبه توزیع توان در سطوح محوری مختلف و مقدار سطح توان قلب[1]، نتایج توزیع توان های مربوط به ورودی کد COBRA-EN منتقل شده و سپس در کارتهای مربوط به حال گذرا مقدار سطح توان قلب در آن گام زمانی وارد شده و کد COBRA-EN محاسبات حالت گذرا را انجام داده و در فایل خروجی به نام PLOTFILE ذخیره میکند. پس از استخراج نتایج گذرا، پارامترهای مربوط در رابطه (۱) قرار می گیرد و سپس سطح مقطع‌ها در یک گام زمانی، طی حادثه بروز شده و محاسبات نوترونیک دوباره اجرا می شود و این سیکل برای ۵۰۰ گام زمانی (هر گام ۰,۰۱ ثانیه) صورت می گیرد. پارامترهای با اندیس صفر در رابطه (۱) مربوط به پارامترهای محاسبه شده در یک گام قبلتر می باشد.

[1] . Core Power Level.

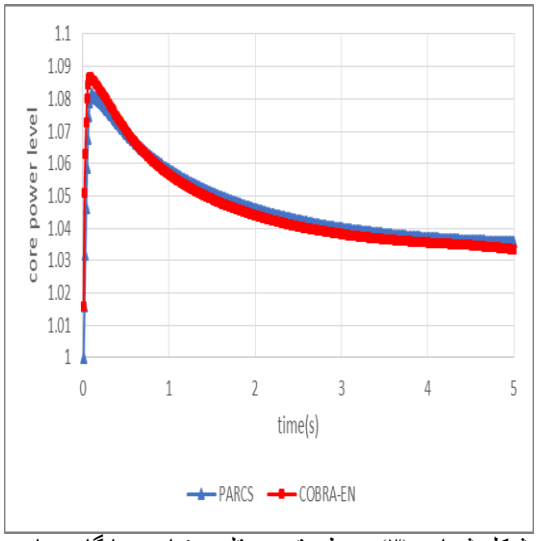
$$\sum(B,T_f,T_m,D_m)=\Sigma_0+a_1(B-B_0)+a_2(\sqrt{t_f}-\sqrt{T_{f0}})+a_3(T_m-T_{m0})+a_4(D_m-D_{m0}) \quad (۱)$$

باتوجه به رابطه (۱) مقدار B : غلظت بورون (PPM)، T_f: دمای سوخت (C^0)، T_m: دمای خنک کننده (C^0) و D_m: دانسیته خنک کننده (gm/cc) را نشان می دهد. ضریبهای a_1، a_2، a_3 و a_4 به ترتیب شیب تغییر سطح مقاطع نسبت به تغییر غلظت بورون، دمای سوخت، دمای خنک کننده و چگالی خنک کننده می باشد.

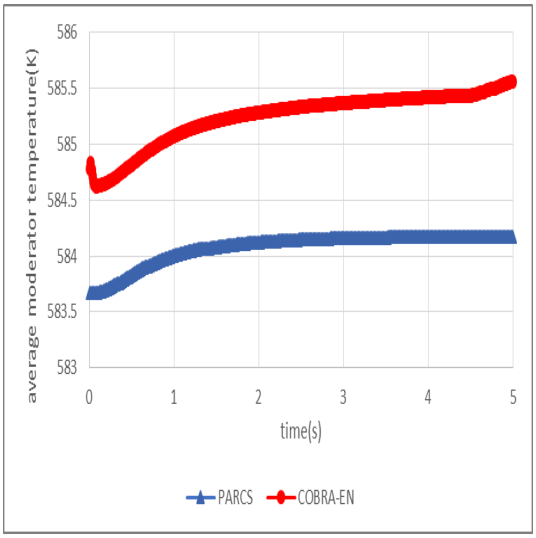
نتایج :

۱- نتایج حادثه خروج ناگهانی میله کنترل در حالت HFP

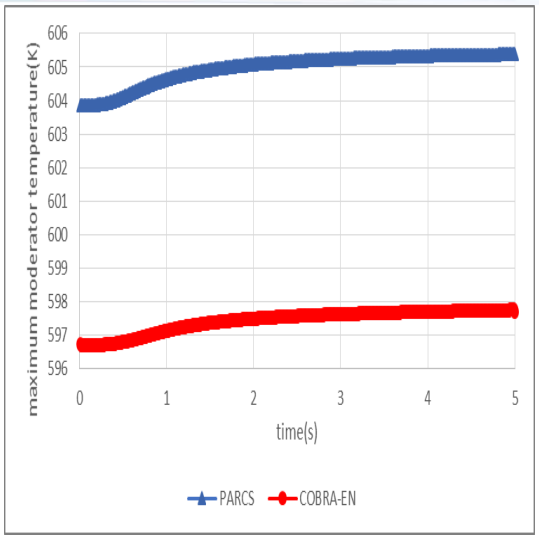
در این قسمت نتایج خروجی کد PARCS و همبسته سازی کدهای PARCS و COBRA-EN در حالت HFP با هم مقایسه شده‌اند. در شکل ۳ نتایج مربوط به سطح توان قلب راکتور طی ۵۰۰ گام زمانی (۵ ثانیه) آورده شده است. شکل ٤ دمای متوسط سوخت را طی حادثه جهش میله کنترل نشان می‌دهد به طوری که در ده گام اول (صفر تا ۰,۱ ثانیه)، که میله کنترل در حال خروج می باشد به دلیل حساسیت بالا نوساناتی در توزیع توان نوترونیکی داریم، در صورتیکه سطح توان قلب در حال افزایش می باشد. شکل های ۵ و ٦ به ترتیب تغییرات حداکثر و متوسط دمای خنک کننده را طی حادثه جهش میله کنترل نشان می دهند. با توجه به نتایج بدست آمده، با خروج میله کنترل و افزایش تولید توان در سوخت، دمای سوخت افزایش پیدا کرده و باعث افزایش دمای خنک کننده میشود. در شکل ۷ با افزایش دمای خنک کننده طی حادثه مورد نظر چگالی خنک کننده کاهش پیدا می کند و به سمت دو فازی شدن می رود.



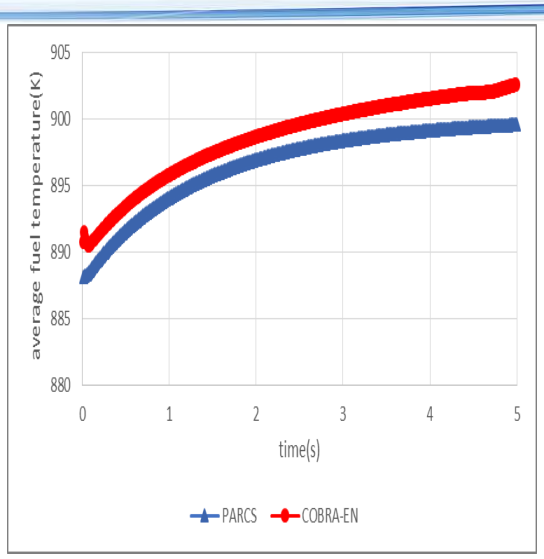
شکل شماره (۳)- سطح قدرت قلب متناسب با گام زمانی در حالت HFP



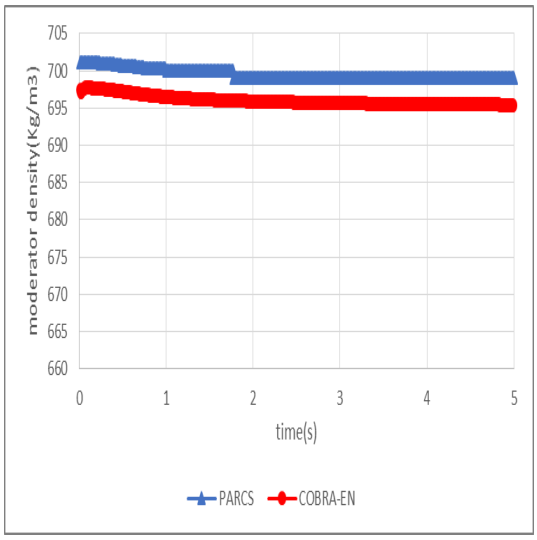
شکل شماره (٤)- متوسط دمای مرکز سوخت در حالت HFP



شکل شماره (۵)- حداکثر دمای خنک کننده در حالت HFP



شکل شماره (٦)- متوسط دمای خنک کننده در حالت HFP



شکل شماره (۷)- دانسیته خنک کننده در حالت HFP

۲- نتایج محاسبات حادثه جهش میله کنترل در حالت HZP:

با توجه به محدودیتهایی که کد COBRA-EN در ورودی کارتهای حالت گذرا دارد، از اینرو کد COBRA-EN قادر به شبیه سازی حادثه جهش میله کنترل در حالت HZP نمی‌باشد. در حالت HZP سطح توان قلب حدود 10^{-6} برابر حالت قدرت کامل می باشد (۲۷۷۵ وات). مقدار سطح توان قلب طی حادثه جهش میله کنترل در هر گام زمانی افزایش میابد به طوری که پیک سطح توان قلب (پیک در حدود ۰,۵ ثانیه اتفاق می افتد) مقداری در حدود 1.3×10^{6} پیدا میکند. از اینرو و با توجه به حساس بودن کد COBRA-EN در تعداد کاراکترهای ورودی حالت گذرا (حداکثر شش کاراکتر) نمی توان سطح توان قلب را به عنوان ورودی

حالت گذرا در نظر گرفت. برای حل این موضوع پیشنهاد می شود با تغییر در برنامه اصلی کد و بهبود آن تعداد کاراکترهای ورودی حالت گذرا کد COBRA-EN افزایش یابد.

بحث و نتیجه گیری :

در این مقاله قلب راکتور NEACRP، جهت شبیه سازی حادثه خروج ناگهانی میله کنترل در دو حالت HFP و HZP مورد استفاده قرار گرفت. برای این منظور از همبسته سازی کدهای PARCS و COBRA-EN استفاده شده است. در این کار سطح مقطع های ماکروسکوپی، در هرگام زمانی با توجه به پارامترهای ترموهیدرولیکی خروجی کد COBRA-EN بروزرسانی شده و بعنوان ورودی در کد PARCS قرار می گیرد. با توجه به نتایج در ابتدای حادثه و در هنگام خروج میله کنترل سطح قدرت راکتور بشدت افزایش میابد که باعث افزایش دمای سوخت و خنک کننده و همچنین کاهش دانسیته خنک کننده می شود. در حالت HFP نتایج از دقت قابل قبولی برخوردار می باشد اما با توجه به محدودیت های کد COBRA-EN در ورودی کارتهای گذرا، حادثه جهش میله کنترل در حالت HZP قابل مدلسازی نمی باشد.

مراجع :

[۱]- Omid Noori-Kalkhoran .,Abdolhamid Minuchehr., Reza Akbari-Jeyhouni., Amir Saied Shirani.,Mohammad Rahgoshay. Simulation of rod ejection accident in a WWER-1000 Nuclear Reactor by using PARCS code. Annals of Nuclear Energy, 65, 132-140. 2014.

[۲]- Tabdar, Z., Hadad, K., Nematollahi, M., Jabbari, M., Khaleghi, M., Hashemi-Tilehnoee, N., 2012. Simulation of a control rod ejection accident in a VVER-1000/V446 using RELAP5/Mod3.2. Ann. Nucl. Energy 45, 106–114.

[۳]- Altaha, S. Mahmoud, Pazirandeh, Ali, 2011. REA analysis of the Iranian VVER-1000 core by modification of PRORIA code for annular pellets. Ann. Nucl. Energy 38, 1930–1938.

[۴]- Finnemann, H. Bauer, H. Galati, A. Martinelli, R. Results of LWR core transient benchmarks. NEA. NSC. DOC (93)25. 1993

[۵]- Downar, T., Xu, Y., Kozlowski, T, PARCS v2.7 US NRC Core Neutronics. Simulator USER MANUAL. School of Nuclear Engineering, Purdue University, W. Lafayette, Indiana, 2006.

[۶] Basile, D., Beghi, M., Chierici, R., Salina, E., and Brega, E, COBRA-EN Manual,an Upgraded Version of the COBRA-3C/MIT Code for Thermal-Hydraulic Transient Analysis of Light Water Reactor Fuel Assemblies and Cores, 1999.