

مدل سازی سه بعدی قلب راکتور هسته ای بوشهر (VVER-1000) به کمک

کوپل کدهای نوترونیک و ترموهیدرولیک

صفاری، امیر حسین^(۱) - جعفری، جلیل^{(۲)*}

۱- دانشگاه صنعتی شریف، دانشکده مهندسی انرژی

۲- سازمان انرژی اتمی، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده تحقیقات و توسعه راکتورها و شتابدهنده‌ها

چکیده:

محاسبات قلب راکتورهای هسته ای آب سبک در شرایط قدرت نیاز به اجرای همزمان و کوپل کدهای نوترونیک و ترموهیدرولیک دارد چراکه شرایط حرارتی در میله سوخت و سیال خنک کننده وابسته به توزیع توان در قلب راکتور است و حال آنکه تولید توان نیز به نحوی وابسته به چگالی و دمای سیال و درجه حرارت سوخت می باشد. در این مقاله به منظور مدل سازی سه بعدی قلب راکتور هسته‌ای بوشهر (VVER-1000) در شرایط پایا کد ترموهیدرولیکی COBRA-EN با کدهای نوترونیک WIMS و CITATION کوپل شده است. برنامه ای به زبان فرترن نوشته شده است تا وظیفه انتقال و تبادل داده ها بین کدها را به صورت خودکار به عهده بگیرد. نتایج به دست آمده مانند توزیع توان در قلب راکتور انطباق خوبی با مقادیر موجود در سند FSAR نیروگاه بوشهر دارد.

کلمات کلیدی: قلب راکتور هسته ای بوشهر، ترموهیدرولیک، نوترونیک، توزیع توان، کوپل کدها

مقدمه :

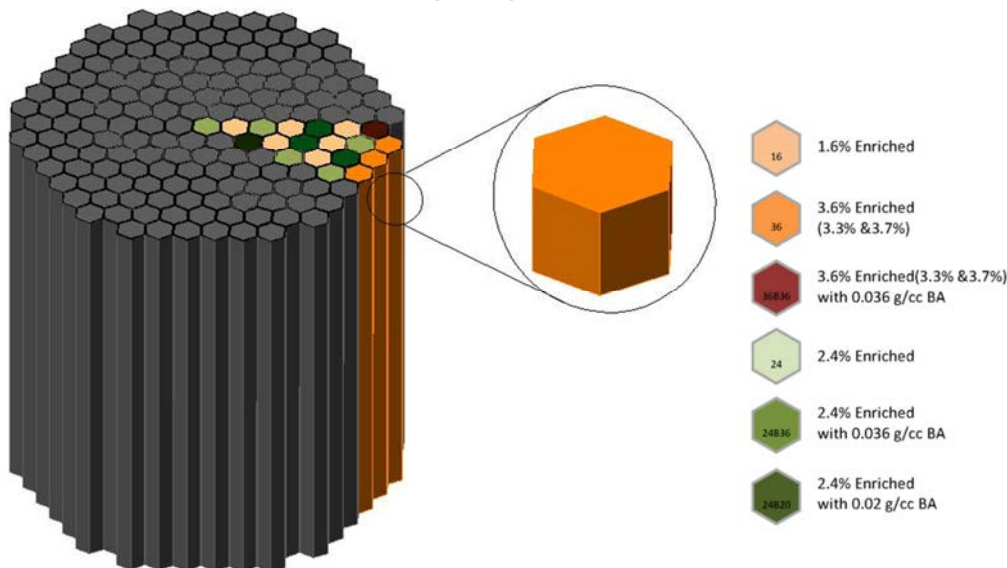
حرارت تولیدی در قلب راکتور هسته‌ای غیریکنواخت است و به عوامل متعددی از جمله غنای سوخت، دمای سوخت، دمای سیال، چگالی سیال، نوع مواد مصرفی در غلاف سوخت و سازه قلب راکتور بستگی دارد. با توجه به اینکه مقدار توان تولیدی که دمای سوخت و سیال و چگالی سیال را تعیین می کند خود به همین پارامترها وابسته است لذا محاسبه دقیق این پارامترها نیاز به کوپل کدهای محاسباتی دارد. در این مقاله به منظور محاسبات قلب راکتور نیروگاه هسته‌ای بوشهر VVER-1000 [۱] کد ترموهیدرولیکی COBRA-EN [۲] و کدهای نوترونیک WIMS [۳] و CITATION [۴] با یکدیگر کوپل شده‌اند و برای نیل به این هدف برنامه‌ای به زبان فرترن نوشته شد تا وظیفه انتقال و تبادل داده‌ها بین کدها را به عهده بگیرد. امروزه روش کوپل کدها به عنوان یک روش شناخته شده و منطبق بر رویکرد بهترین تخمین، روشی پذیرفته شده است و از این روش به منظور تحلیل ایمنی راکتورهای هسته ای استفاده می شود. [۵و۶]. در مورد راکتور هسته ای VVER-1000، محاسبات نوترونیک و ترموهیدرولیک قلب راکتور در توان‌های کمتر از توان نامی انجام شده است [۷]. در این پژوهش محاسبات قلب راکتور هسته‌ای نیروگاه بوشهر به صورت سه بعدی و در توان نامی 3000MW_{th} انجام شده است.

کدهای نوترونیک و ترموهیدرولیک

در این مقاله از کد WIMS جهت محاسبه ثوابت گروهی مجتمع سوخت و از کد CITATION جهت محاسبات پخش نوترون و محاسبه توزیع توان استفاده شده است. همچنین محاسبات ترموهیدرولیک قلب راکتور به کمک کد ترموهیدرولیکی COBRA-EN انجام شده است. این کد مبتنی بر روش کانال جریان است و توانایی تحلیل ترموهیدرولیکی راکتورهای آب سبک در شرایط پایدار و گذرا را دارا می باشد. در این پروژه، برنامه کد COBRA-EN که مخصوص راکتورهای آب سبک غربی با سوخت توپر و هندسه مربعی است، برای سوخت دارای حفره مرکزی اصلاح و برای هندسه شش ضلعی به کار گرفته شده است.

گره بندی قلب راکتور برای کوپل کدها

سطح مقاطع نوترونیک مجتمع سوخت علاوه بر نوع مواد به شرایط ترموهیدرولیکی نیز وابسته است. لذا در گره بندی قلب راکتور و تبادل پارامترها در فرایند کوپلینگ، تنها توجه به نوع مجتمع سوخت کفایت نمی کند و توجه به شرایط ترموهیدرولیکی نیز ضروری است. از آنجا که شرایط ترموهیدرولیکی در قلب راکتور چه در جهت شعاعی و چه در جهت محوری متفاوت می باشد، گره بندی قلب راکتور بایستی به صورت سه بعدی انجام شود. شکل ۱ شمای سه بعدی قلب راکتور هسته‌ای بوشهر و انواع مجتمع سوخت این راکتور را نشان می دهد، با توجه به اینکه شرایط کاری راکتور در ابتدای سیکل اول کاری در نظر گرفته شده است، فضای حل مسئله را می توان با توجه به تقارن موجود به $1/12$ قلب راکتور محدود نمود که شامل ۱۹ مجتمع سوخت می باشد. هر یک از این ۱۹ مجتمع سوخت در جهت محوری نیز به ۲۰ قسمت تقسیم شده است. پس در مجموع فضای حل مسئله به ۳۶۰ حجم کنترل یا ZONE محدود می شود که به دلیل مواد به کار رفته و یا شرایط ترموهیدرولیکی متفاوت دارای سطح مقاطع ماکروسکوپی متفاوتی می باشند.



شکل ۱: شمای سه بعدی قلب راکتور هسته‌ای بوشهر و نحوه گره بندی

الگوریتم کوپل کدها

نحوه کوپل و تبادل داده ها در فلوچارت شکل ۲ آمده است. مقادیر فرضی اولیه در فرایند کوپلینگ، توان کاملاً یکنواخت در کل قلب راکتور می باشد. با این فرض اولیه کد COBRA-EN اجرا شده و مقادیر اولیه‌ای از شرایط ترموهیدرولیک (دمای سوخت و سیال، و چگالی سیال) به دست آمده و سپس سطح مقاطع ماکروسکوپی به کمک کد WIMS برای ۳۶۰ حجم کنترل یا ZONE و نواحی بازتابنده اطراف قلب به دست می آید. سپس توزیع توان به کمک کد CITATION محاسبه می شود و به عنوان مقادیر جدید در ورودی کد COBRA-EN به روز می شود. این فرایند تا همگرایی توزیع توان ادامه می یابد. این روش در کوپل کدها، روش کوپل خارجی و حالت سری می باشد. یک از معایب کوپل خارجی کدها ناپایداری عددی و همگرایی کند است [۶]. برای بهبود همگرایی پارامترها می توان از ضریب تخفیف مناسب استفاده نمود [۹و۸]. در این روش مطابق معادله ۱، مقدار توان فرضی هر حجم کنترل (ZONE) در مرحله جدید با کمک مقادیر توان حاصله از دو مرحله قبلی محاسبه و حدس زده می شود که در نهایت منجر به همگرایی سریعتر پارامترها می گردد. با توجه به شکل های ۳ و ۴، با استفاده از ضریب تخفیف مناسب $\lambda=0.75$ تعداد تکرارهای لازم از ۳۵ به ۹ تکرار کاهش یافته است که این موضوع به دلیل کاهش قابل توجه زمان محاسبات حائز اهمیت است.

$$P = \lambda \times P^n + (1 - \lambda) \times P^{n-1} \quad (1)$$

که در آن:

λ = ضریب تخفیف

P = توان فرضی جدید برای استفاده در ورودی کد COBRA-EN در مرحله بعدی

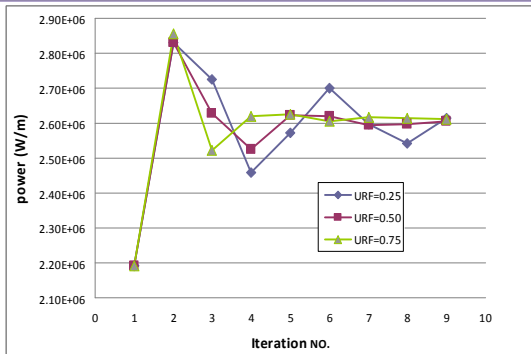
P^n = توان محاسبه شده به کمک کد CITATION در مرحله جاری

P^{n-1} = توان محاسبه شده به کمک کد CITATION در مرحله قبلی

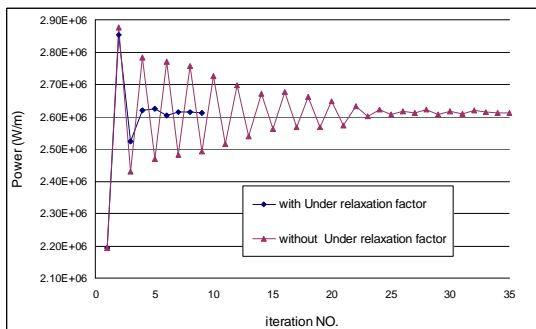
لازم به ذکر است که به دلیل محدودیت هایی در کدهای موجود، امکان مدلسازی در کدهای CITATION و COBRA-EN برای ۱/۱۲ قلب راکتور مقدور نبود و در کد COBRA-EN کل قلب و در کد CITATION ۱/۶ قلب راکتور جهت محاسبه در نظر گرفته شده است. با توجه به شکل ۵ در محاسبات پخش نوترون به کمک کد CITATION از مش نوع مثلثی (در جهت شعاعی ۲۴ مش و در جهت محوری ۲۰ بازه) استفاده شده است. همچنین برای مدل کردن هر مجتمع سوخت در کد WIMS، مدل سوخت خوشه‌ای به کار گرفته شده است بنابراین طبق شکل ۶ هندسه اصلی و چیدمان مثلثی میله های سوخت به یک چیدمان دایروی تبدیل می شود. در کد WIMS برای حل معادله ترابرد از روش PIJ+PERSEUS به دلیل دقت مناسب به خصوص در مورد مجتمع های سوخت دارای میله های جاذب استفاده شده است [۱۰].



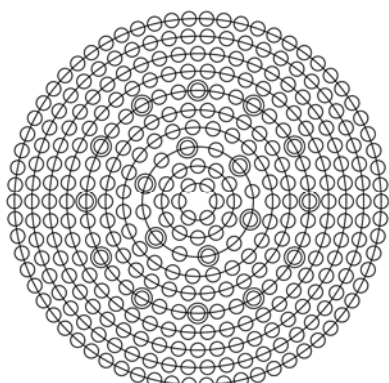
18th Iranian's Nuclear Conference



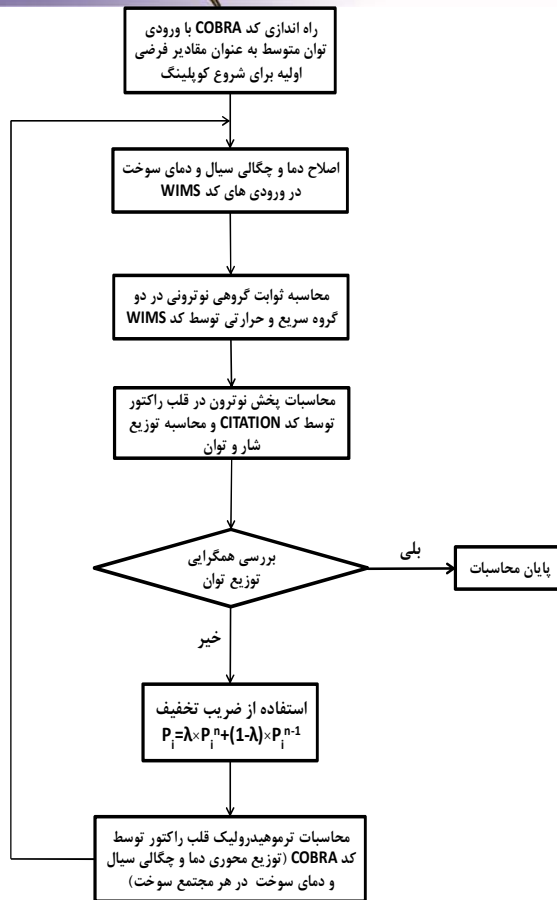
شکل ۳. نحوه تاثیر ضریب تخفیف در تسریع همگرایی پارامترها در فرایند کوپلینگ



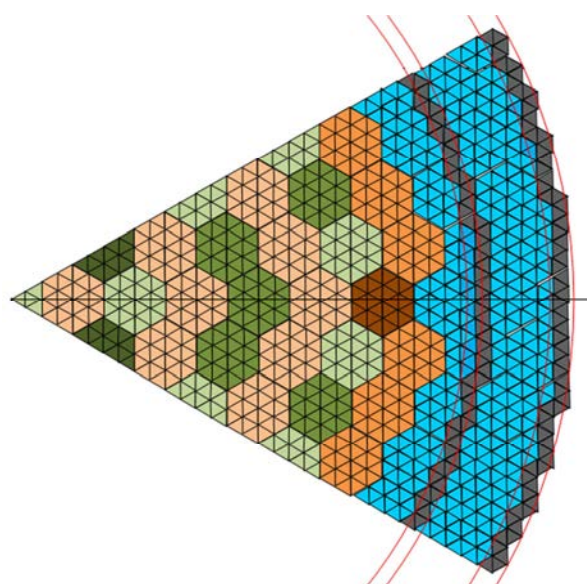
شکل ۴. تغییر مقدار توان برحسب تعداد تکرار کوپل و تاثیر ضریب تخفیف در کاهش تکرار لازم



شکل ۶. تبدیل چیدمان مثلثی به دایروی برای محاسبات سلولی مجتمع سوخت



شکل ۲. فلوجارت کوپل کدهای نوترونیک و ترموهیدرولیک

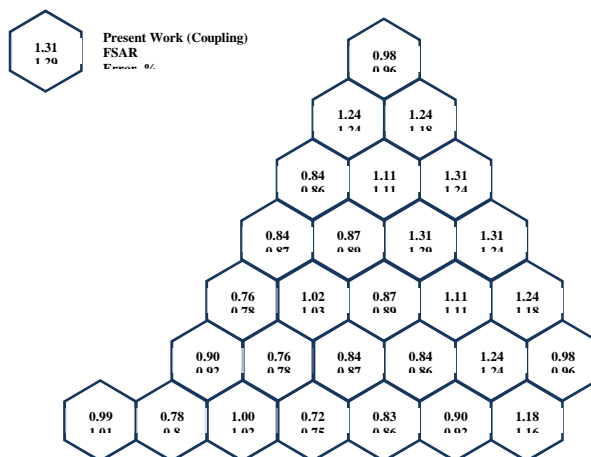


شکل ۵. نحوه مش بندی یک ششم قلب راکتور برای محاسبات پخش نوترون به کمک کد CITATION

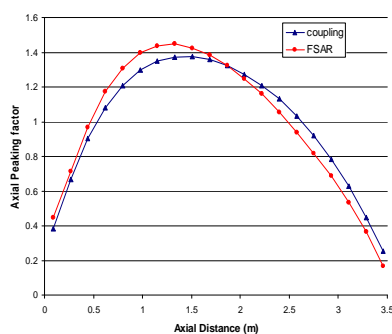
نتایج :

در شکل ۷ توزیع نسبی توان شعاعی به دست آمده در این پژوهش با مقادیر موجود در مدرک FSAR نیروگاه بوشهر مقایسه شده است که بر طبق آن حداکثر خطای نسبی ۵/۶۴ درصد و مربوط به مجتمع سوخت شماره ۲۲ می باشد. همچنین در شکل ۸ توزیع نسبی توان محوری در مجتمع سوخت داغ با منحنی موجود در مدرک FSAR نیروگاه بوشهر مقایسه شده است که انطباق نسبتاً خوبی دارد و نقطه ماکزیمم منحنی تفاوت ۴/۵ درصد دارد.

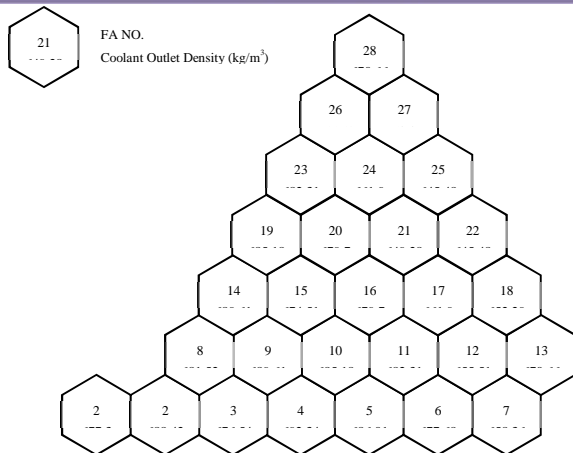
به عنوان بخشی از نتایج ترموهیدرولیک، دمای سیال و چگالی سیال خروجی از هر مجتمع سوخت به ترتیب در شکل های ۹ و ۱۰ آمده است. ماکزیمم دمای خروجی متعلق به مجتمع سوخت ۲۲ و برابر $330/5^{\circ}\text{C}$ است همچنین کیفیت خروجی از تمام مجتمع های سوخت برابر صفر است.



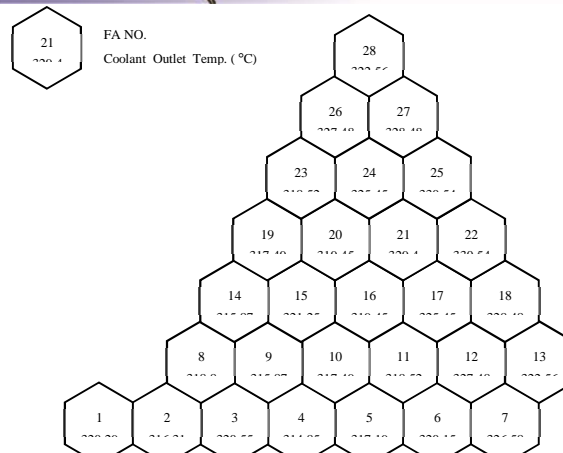
شکل ۷. مقایسه توزیع نسبی توان شعاعی به دست آمده در این مقاله با مقادیر موجود در FSAR



شکل ۸. مقایسه توزیع نسبی توان محوری به دست آمده در مجتمع سوخت داغ با منحنی موجود در FSAR



شکل ۱۰. چگالی سیال در خروج از هر مجتمع سوخت



شکل ۹. دمای سیال در خروج از هر مجتمع سوخت

بحث و نتیجه‌گیری:

در این مقاله محاسبات قلب راکتور هسته‌ای بوشهر با کمک کوپل کدهای ترموهیدرولیک و نوترونیک انجام شد. برای کوپل کدها برنامه‌ای به زبان فرترن نوشته شد. به دلیل ماهیت مسئله، همگرایی با نوسان همراه شد که با استفاده از ضریب تخفیف مناسب تعداد تکرارهای لازم تا ۵ برابر کاهش یافت و پس از ۹ بار تکرار کوپل، پارامترها همگرا شدند. پارامترهای ترموهیدرولیک و نوترونیک قلب راکتور در شرایط نامی و ابتدای سیکل اول کاری راکتور به دست آمدند. به عنوان یکی از نتایج محاسبات، توزیع توان سه بعدی قلب راکتور در جهت شعاعی و محوری با مقادیر موجود در اسناد نیروگاه مقایسه شد. مقایسه نتایج نشان می‌دهد که استفاده از روش کوپل ابزار مناسبی برای محاسبات و طراحی قلب راکتورهای هسته‌ای آب سبک می‌باشد.

مراجع:

- [1]- FSAR(Final Safety Analysis Report) chapter 4 ,Atomic Energy Organization of Iran NPP Bushehr Unit 1, 2003
- [2]- Basile, D., Beghi, M., Chierici, R., Salina, E., and Brega, E., COBRA-EN Manual ,1999
- [3]- NEA, WIMSD-5B (2003/01), Deterministic Multi-group Reactor Lattice Calculations
- [4]- Oak Ridge National Laboratory, Nuclear Reactor Core Analysis Code System, CITATION-LDI2 code Manual, 1999
- [5]- Bousbia-Salah, A., D'Auria, F., Use of coupled code technique for Best Estimate safety analysis of nuclear power plants, Progress in Nuclear Energy 49, 1-13, 2007
- [6]- Ivanov, K., Avramova, M., Challenges in coupled thermal-hydraulics and neutronics simulations for LWR safety analysis, Annals of Nuclear Energy 34, 501-513, 2007
- [7]- Lee, J., Cho, N.Z., AFEN method and its solutions of the hexagonal three-dimensional VVER-1000 benchmark problem, Progress in Nuclear Energy 48, 880-890, 2006
- [8]- W. Hornbeck, R., Numerical Methods, New Jersey, Prentice-Hall, Inc, page 104,1975
- [9]- Waata C. L., Coupled Neutronics/Thermal-hydraulics Analysis of a High-Performance LWR Fuel Assembly, Instiut fur Kern und Energietechnik, 2006
- [10]- Fadaie, A.H. , Setayeshi, S., Control rod worth calculation for VVER-1000 nuclear reactor using WIMS and CITATION codes, Progress in Nuclear Energy, doi:10.1016/j.pnucene.2008.03.003, 2008