

محاسبات ترموهیدرولیک قلب راکتور هسته ای بوشهر در وضعیت انحراف

از شرایط نامی به کمک کد COBRA-EN

صفاری، امیر حسین^۱ - جعفری، جلیل^{۲*}

۱ - دانشگاه صنعتی شریف، دانشکده مهندسی انرژی

۲ - سازمان انرژی اتمی، پژوهشگاه علوم و فنون هسته ای، پژوهشگاه تحقیقات و توسعه راکتورها و شناخت‌دهنده ها

چکیده:

در این مقاله محاسبات ترموهیدرولیکی قلب راکتور هسته ای بوشهر در حالت انحراف از شرایط نامی به کمک کد COBRA-EN انجام شده است. از آنجا که حداکثر دمای سوخت، حداقل مقدار DNBR و حداکثر کسر حجمی بخار در کانالی موسوم به کانال داغ رخ می دهد، عمده محاسبات بر کانال داغ تمرکز یافته است و اثرات کانال های مجاور در شرایط ترموهیدرولیکی کانال داغ نیز بررسی شده است. برای بهبود دقت محاسبات حرارتی سوخت علاوه بر اصلاح کد COBRA-EN برای سوخت دارای حفره مرکزی، ضریب انتقال حرارت فضای گازی بین قرص سوخت و غلاف نیز از منحنی مربوطه در مدرک FSAR به بانک داده کد COBRA-EN افزوده شده است. در نهایت نتایج به دست آمده از مدل سازی قلب راکتور و کانال داغ با مقادیر موجود در مدرک FSAR مقایسه شده است.

کلمات کلیدی: قلب راکتور هسته ای بوشهر، ترموهیدرولیک، کانال داغ، کد COBRA-EN

مقدمه :

حداکثر مقدار توان تولیدی مجاز در قلب راکتور به توانایی سیستم خنک کننده محدود می شود. از آنجا که هم شرایط میله سوخت و هم شرایط جریان اهمیت دارد و به دلیل پیچیدگی مدل سازی جریان های دوفازی، مناسب ترین روش استفاده از روش کانال جریان است. در این روش، مسیر جریان سیال به کانال های موازی تقسیم بندی می شود و معادلات بقای جرم، انرژی و ممتهم همراه با روابط تجربی جریان های دوفاز و تکفاز، حل می شوند. در این راستا کدهای معتبر بین المللی متعددی مانند COBRA [۱]، FLICA [۲] و STARS [۳] توسط موسسات تحقیقاتی تولید شده اند که به طور گسترده جهت محاسبات و طراحی ترموهیدرولیکی قلب راکتورهای هسته ای آب سبک استفاده می شوند. به عنوان مثال Xie و Liao برای تحلیل حالت گذرای راکتورهای آبی تحت فشار کد ترموهیدرولیکی COBRA-IV را به کار گرفته اند [۴]. Ammirabile برای بررسی ترموهیدرولیکی راکتورهای با فشار آب فوق بحرانی کد COBRA-EN را برای محاسبات در فشار فوق بحرانی بهبود داده و به کار گرفته است [۵]. همواره مقدار حداقل DNBR و حداکثر کیفیت ترمودینامیکی و ماکزیمم درجه حرارت سوخت در داغ ترین کانال قلب موسوم به کانال داغ رخ می دهد. برخی محققین به منظور بررسی ایمنی راکتور در شرایط حادثه محاسبات را بر مبنای کانال داغ انجام می دهند.

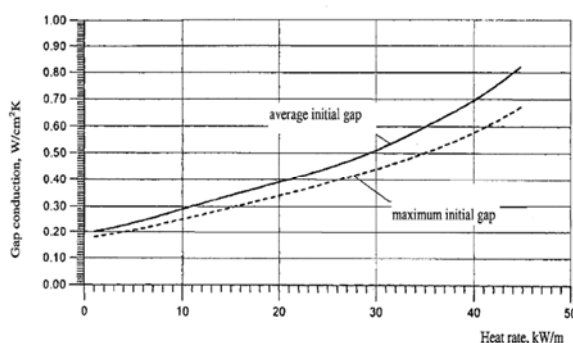
با توجه به اهمیت کانال داغ، علاوه بر محاسبات ترموهیدرولیک قلب راکتور هسته ای بوشهر [۶]، محاسبات ترموهیدرولیک کانال داغ نیز در شرایط انحراف از شرایط نامی انجام شده است و تاثیر کانالهای مجاور کانال داغ نیز بر بهبود شرایط ترموهیدرولیکی آن ارزیابی شده است.

اصلاح و آماده سازی کد COBRA-EN :

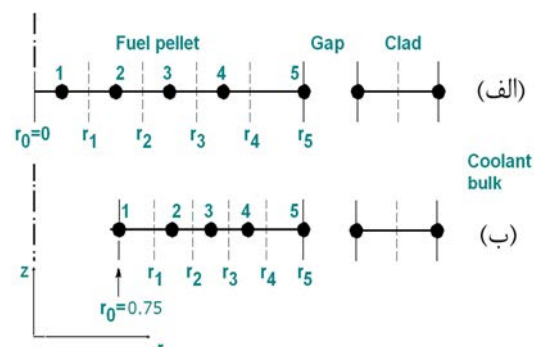
کد COBRA-EN یک کد ترموهیدرولیکی و مبتنی بر روش کانال جریان است که برای تحلیل ترموهیدرولیکی راکتورهای آب سبک در شرایط پایدار و گذرا استفاده می شود. این کد، معادلات بقای جرم، انرژی و ممتهم را همراه با معادلات کمکی حل می کند. منطبق بر شکل ۱-الف کد COBRA-EN برای راکتورهای PWR غربی با سوخت توپر تولید شده است در حالی که سوخت راکتور هسته ای بوشهر (VVER-1000) دارای حفره ای مرکزی به قطر ۱/۵ mm است که بایستی برنامه کد برای این نوع سوخت اصلاح شود. در این مقاله برای اصلاح و استفاده از کد COBRA-EN برای سوخت سوراخ دار، زیربرنامه TEMP در برنامه این کد مطابق شکل ۱-ب تغییر داده شده است. به این صورت که شرط مرزی سطح حفره مرکزی سوخت آدیاباتیک در نظر گرفته شده است.

ضریب انتقال حرارت فضای گازی بین غلاف و قرص سوخت :

از جمله پارامترهای مهم و تاثیر گذار در توزیع دمای سوخت ضریب انتقال حرارت بین غلاف و قرص سوخت است. که زیربرنامه مربوطه در کد COBRA-EN کامل نبوده و توصیه شده است که از این زیربرنامه با احتیاط استفاده شود و یا مقدار آن به صورت ثابت در ورودی کد داده شود [۱]. در شکل ۲ تغییر ضریب انتقال حرارت فضای گازی بر حسب تولید توان خطی در میله سوخت، در ابتدای سیکل اول کاری راکتور هسته ای بوشهر آمده است. در این مقاله این منحنی به بانک داده کد COBRA-EN افزوده شده است تا مقادیر این ضریب انتقال حرارت به طور دقیق در محاسبات حرارتی سوخت وارد شود.



شکل ۲. تغییر ضریب انتقال حرارت فضای گازی بر حسب تولید توان خطی در میله سوخت در ابتدای سیکل اول کاری راکتور هسته ای بوشهر [۶]



شکل ۱. نحوه گره بندی درمدل هدایت حرارتی سوخت (الف) حالت اصلی کد COBRA-EN و سوخت توپر (ب) مدل اصلاح شده برای سوخت با حفره مرکزی

محاسبات ترموهیدرولیکی قلب راکتور:

برای محاسبات قلب راکتور با روش کانال جریان، می‌توان هر مجتمع سوخت را به صورت یک کانال جریان با پارامترهای ترموهیدرولیکی فشرده، از قبیل محیط ترشده، محیط گرم شده و سطح عبوری سیال را در نظر گرفت. این روش برای محاسبه توزیع محوری دمای سیال، چگالی سیال، کسر حجمی بخار، دمای میله سوخت در هر مجتمع سوخت و قلب راکتور مناسب است. تمام کمیت‌ها برای هر کانال (مجتمع سوخت) در هر حجم کنترل به طور متوسط محاسبه می‌شود. از آنجا که محاسبات در حالت انحراف از شرایط نامی انجام شده است، شرط مرزی خروجی قلب راکتور فشار (۱۵/۴ Mpa)، و شرط مرزی ورودی به قلب راکتور دبی جرمی (۸۰۰۰۰ m³/h) و درجه حرارت سیال (۲۹۱/۹ °C) است. در این شرایط توان تولیدی در قلب راکتور ۴ درصد بیشتر از شرایط نامی و برابر ۳۱۲۰ MW می‌باشد. توزیع توان در قلب راکتور در جهت شعاعی و محوری متفاوت است که از مقادیر موجود در سند FSAR استفاده شده است.

مدل سازی ترموهیدرولیکی کانال داغ:

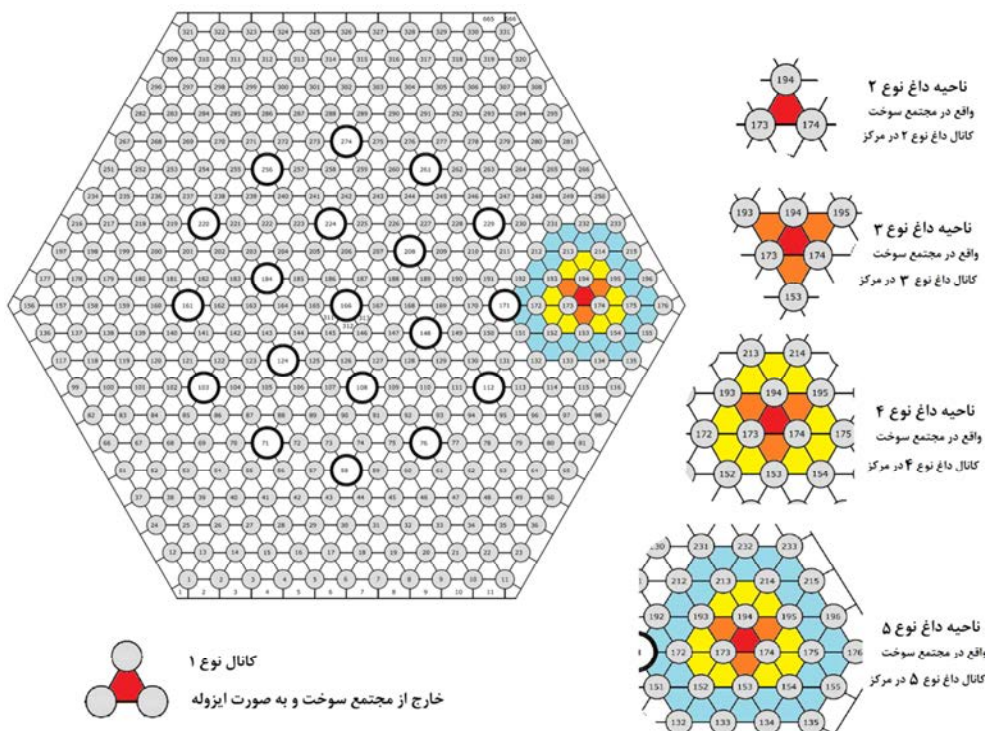
در محاسبات کانال داغ مقدار توان میله داغ با استفاده از مقادیر موجود در سند FSAR طبق معادله زیر به دست می‌آید.

$$Q_{FR} = q_L \cdot K_r \cdot K_{eng} \cdot K_n \cdot H_{FR} = 166.7 \times 1.6 \times 1.16 \times 1.04 \times 355 = 114.228 \text{ KW} \quad (1)$$

که در رابطه (۱)، Q_{FR} : کل توان تولیدی در میله سوخت، q_L : نرخ تولید توان خطی متوسط میله سوخت در قلب راکتور، K_r : ضریب قله توان میله سوخت در قلب راکتور، K_{eng} : ضریب مهندسی، K_n : ضریبی برای به حساب آوردن عدم قطعیت در اندازه گیری توان و H_{FR} : ارتفاع فعال میله سوخت می‌باشد.

همچنین با در نظر گرفتن ضریب قله توان محوری برابر ۱/۳۹، ماکزیمم نرخ توان خطی در میله سوخت داغ برابر ۴۴۸ W/cm می‌باشد. بمنظور محاسبات کانال داغ، شاید ساده ترین شیوه و محافظه کارانه ترین شکل، انتخاب یک کانال داغ با سه میله سوخت و کاملاً ایزوله از کانالهای اطراف باشد. جهت بررسی اثرات کانالهای اطراف کانال داغ در بهبود وضعیت ترموهیدرولیکی آن، کانال داغ به ۵ حالت در نظر گرفته شده است. در حالت اول یک کانال داغ کاملاً ایزوله (شکل ۳-نوع ۱) و سپس در حالت دوم کانال داغ در داخل مجتمع سوخت شماره ۲۱ که دارای بالاترین توان نسبت به سایر مجتمع‌ها است مطابق شکل ۳-نوع ۲ در نظر گرفته شده است به طوریکه تنها ۳ میله داغ اطراف کانال داغ می‌باشد و سایر میله‌های مجتمع سوخت دارای توان پایین تری هستند. در حالت های سوم تا پنجم به تعداد میله های داغ در ناحیه داغ اضافه می شود

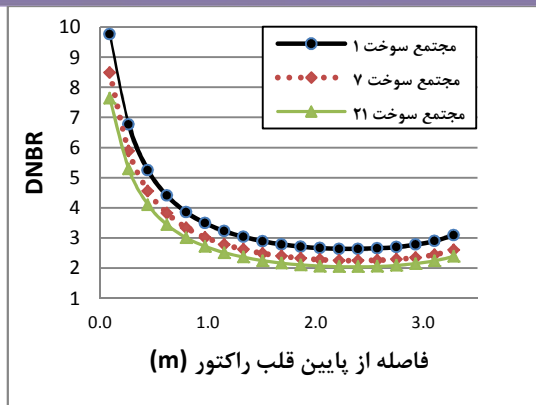
(کانالهای نوع ۳ و ۴ و ۵ در شکل ۳). بدین ترتیب با محاسبات برای انواع کانالها، تاثیر سایر کانالها در خنک سازی کانال داغ واقع در مرکز ناحیه داغ قابل بررسی می باشد.



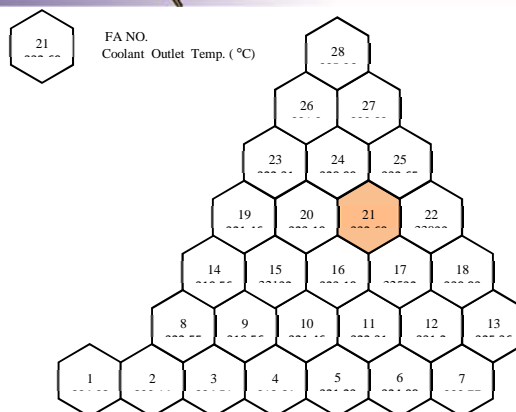
شکل ۳. نمایش انواع کانال های داغ در این مقاله (جهت بررسی اثرات کانالهای مجاور در وضعیت کانال داغ)

نتایج مدل سازی قلب راکتور:

براساس محاسبات انجام شده مطابق شکل ۴ درجه حرارت خروجی تمامی مجتمع های سوخت، حتی در داغ ترین مجتمع سوخت، کمتر از دمای اشباع ($344/99^{\circ}\text{C}$) است، همچنین درجه حرارت خروجی از قلب راکتور $325/53^{\circ}\text{C}$ بدست می آید که در مقابل دمای 325°C موجود در FSAR خطای کمتر از ۰/۲ درصد دارد و تطابق خوبی را نشان می دهد. توزیع محوری DNBR در شکل ۵ آمده است. که مقدار حداقل DNBR برابر ۲/۰۴ است که این مقدار متوسط حداقل آن در مجتمع سوخت ۲۱ است.



شکل ۵. مقایسه توزیع محوری DNBR در چند مجتمع سوخت

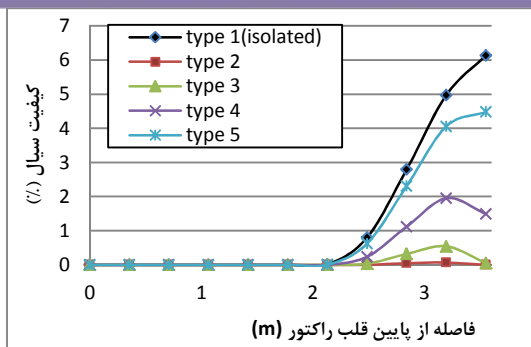


شکل ۴. دمای سیال در خروج از هر مجتمع سوخت

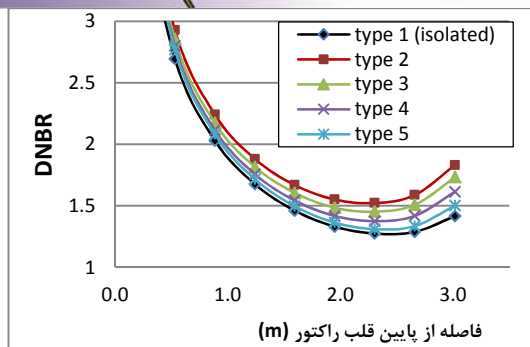
نتایج مدل سازی کانال داغ:

در شکل ۶ و ۷ توزیع محوری DNBR و کیفیت سیال برای انواع کانال داغ با یکدیگر مقایسه شده است. همچنین در جدول ۱ مقادیر حداکثر دمای سوخت، دمای سطح خارجی غلاف، حداقل مقدار DNBR و کیفیت سیال خروجی از کانال داغ با مقادیر موجود در مدارک نیروگاه مقایسه شده است که انطباق خوبی را نشان می‌دهد. همان طور که انتظار می‌رفت شرایط حرارتی سخت تری را برای کانال داغ نوع اول یعنی برای کانال داغ ایزوله در سوخت و سیال شاهد می‌باشیم. شکل ۶ و ۷ و جدول ۱ بیان می‌نمایند که هر قدر که بر وسعت ناحیه داغ افزوده می‌شود ارتباط و تبادل جرم و انرژی کانال داغ مرکزی با سایر کانال‌های غیر داغ کمتر شده و وضعیت بدتری را برای این کانال شاهد می‌باشیم. از اینرو در کانال نوع ۵، پارامترهای ترموهیدرولیکی کانال داغ واقع در مرکز ناحیه داغ به کانال داغ ایزوله (نوع ۱) نزدیکتر می‌باشد. مشاهده می‌شود که در کانال‌های نوع ۲ و ۳، بخار تولید شده در کانال داغ به دلیل ارتباط با کانال‌های اطراف حتی کاهش می‌یابد. اثر کانال‌های مجاور را می‌توان چنین توضیح داد که خالص جریان عرضی از کانال با کسر حجمی بخار کمتر به سمت کانال با کسر حجمی بخار بیشتر می‌باشد [۷] و موجب کاهش بخار می‌شود.

در شکل ۸ و ۹ توزیع دمای شعاعی میله سوخت داغ و توزیع محوری سطح حفره داخلی سوخت برای انواع کانال داغ با هم مقایسه شده است. حداکثر دمای سوخت در میله سوخت داغ متعلق به کانال نوع اول و برابر ۱۸۷۶°C است. جدول ۱ نشان می‌دهد که نتایج کانال نوع ۵ به مقادیر FSAR نزدیکتر بوده و بنابراین مدل‌سازی بهتری برای کانال داغ می‌باشد پس بایستی اثر کانال‌های مجاور بر کانال داغ به نوعی لحاظ شود.



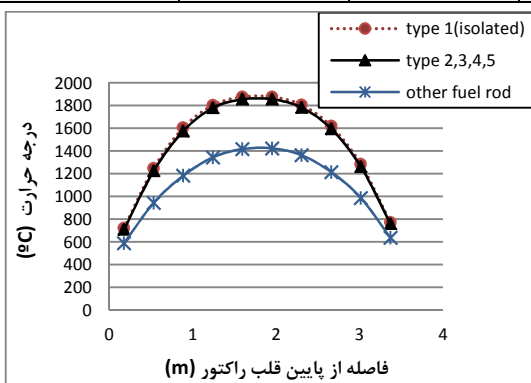
شکل ۷. توزیع محوری کیفیت در کانال داغ



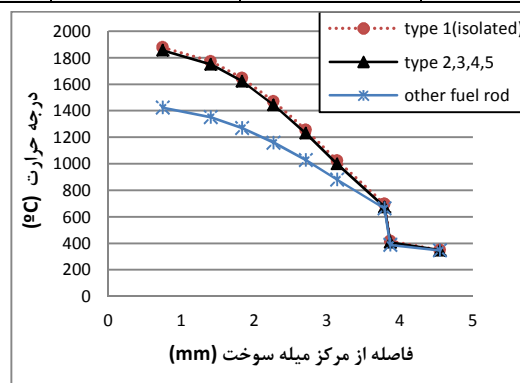
شکل ۸. توزیع محوری DNBR

جدول ۱. مقایسه پارامترهای مهم میله سوخت و سیال با مقادیر FSAR

پارامترها	تعداد میله های داغ واقع در ناحیه داغ	ماکزیمم دمای مرکز میله سوخت (°C)	حد اقل DNBR	دمای سطح خارجی غلاف (°C)	کیفیت ترمودینامیکی (%)	دمای سیال در خروج از کانال داغ (°C)
کانال نوع ۱	۳ میله کاملا ایزوله	۱۸۷۶/۸۵	۱/۲۸	۳۴۸/۸۵	۶/۱۴	۳۴۵/۱۴
کانال نوع ۲	۳	۱۸۵۵/۸۵	۱/۵۲	۳۴۸/۲۵	۰/۰	۳۴۰/۲۱
کانال نوع ۳	۶	۱۸۵۶/۱۵	۱/۴۵	۳۴۸/۴۵	۰/۰۴	۳۴۲/۹۳
کانال نوع ۴	۱۲	۱۸۵۶/۴۵	۱/۳۷	۳۴۸/۶۵	۱/۴۹	۳۴۵/۱۴
کانال نوع ۵	۲۶	۱۸۵۶/۷۵	۱/۳۱	۳۴۸/۹۵	۴/۴۸	۳۴۵/۱۴
FSAR	-	۱۸۸۳	۱/۳	۳۵۲	۵	-



شکل ۹. توزیع محوری دمای سطح حفره مرکزی میله سوخت داغ در مقایسه با سایر میله های سوخت



شکل ۱۰. توزیع شعاعی دمای میله سوخت داغ در مقایسه با سایر میله های سوخت در مجتمع سوخت

بحث و نتیجه گیری :

در این مقاله محاسبات ترموهیدرولیک قلب راکتور هسته‌ای بوشهر به کمک کد COBRA-EN انجام شد. بدین منظور کد COBRA-EN اصلاح شد و محاسبات شامل دو بخش کل قلب راکتور و کانال داغ برای حالت انحراف از شرایط نامی مطابق سند FSAR نیروگاه انجام شد. در محاسبات کل قلب راکتور تمام کمیت‌های ترموهیدرولیکی سوخت و سیال به طور متوسط در هر مجتمع و در هر بازه محوری به دست آمد. از سوی دیگر محاسبات کانال داغ، برای یک کانال با بدترین شرایط حرارتی انجام شد و روشی جدید برای محاسبات کانال داغ با بررسی اثر کانالهای مجاور ارائه و استفاده شد. مقایسه نتایج نشان می‌دهد که قلب این

راکتور در حالت انحراف از شرایط نامی نیز با حاشیه ایمنی مناسب کار می کند و کد فوق توانسته است محاسبات را به خوبی و با دقت مناسبی انجام دهد و بنابراین ابزار مناسبی برای محاسبه و طراحی ترموهیدرولیک قلب راکتورهای هسته ای آب سبک است.

مراجع :

- [1]- Basile, D., Beghi, M., Chierici, R., Salina, E., and Brega, E., COBRA-EN Manual, 1999
- [2]- Toumi, I., Bergeron, A., Gallo, D., Royer, E., Caruge, D. , FLICA-4: a three-dimensional two-phase flow computer code with advanced numerical methods for nuclear applications, Nuclear Engineering and Design, 200,139–155, 2000
- [3]- Jaewoon Yoo, Yoshiaki Oka, Yuki Ishiwatari , Jue Yang , Jie Liu, Subchannel analysis of supercritical light water-cooled fast reactor assembly, Nuclear Engineering and Design, 237,1096–1105, 2007
- [4]- Liao, C., Xie, Z., The coupled kinetic and thermal- hydraulic three dimensional code system NLSANMT/COBRA-IV for PWR core transient analysis, Annals of Nuclear Energy, 30,405–412, 2003
- [5]- Luca Ammirabile, Studies on supercritical water reactor fuel assemblies using the sub-channel code CoBRA-EN, Nuclear Engineering and Design, 240,3087–3094, 2010
- [6]- FSAR(Final Safety Analysis Report) chapter 4 ,Atomic Energy Organization of Iran NPP Bushehr Unit 1, 2003
- [7]- Todreas, N.E. and Kazimi, M.S., Nuclear Systems II Elements of Thermal Hydraulic Design, New York, Hemisphere publishing corporation., page 248, 1990