

تحلیل ترموهیدرولیکی قلب راکتورهای هسته ای آب تحت فشار مبتنی بر روش تک کانال گرم شونده

امیر حسین صفاری^(۱) - محمدره گشای^(۲) - امیرسعید شیرانی^{(۱)*} - عبدالحمید مینوچهر^(۱)

۱- دانشگاه شهید بهشتی، دانشکده مهندسی هسته ای، گروه راکتور

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

چکیده

در این مقاله برنامه ای محاسباتی مبتنی بر روش تک کانال گرم شونده جهت تحلیل ترموهیدرولیک قلب راکتورهای هسته ای آب تحت فشار در شرایط پایا توسعه داده شده است. در این برنامه هر مجتمع سوخت به عنوان یک کانال گرم شونده در نظر گرفته می شود و معادلات بقای جرم، انرژی و ممتتم محوری در سیال و معادله انتقال حرارت در میله سوخت به صورت عددی حل می شوند. جهت اعتبارسنجی برنامه، محاسبات ترموهیدرولیکی قلب راکتور هسته ای بوشهر (VVER-۱۰۰۰) در شرایط اسمی به کمک این برنامه و کد ترموهیدرولیکی COBRA-EN انجام و نتایج حاصل با یکدیگر مقایسه شده است که نشان می دهد نتایج حاصل، انطباق خوبی با نتایج کد COBRA-EN دارد. **کلمات کلیدی:** ترموهیدرولیک، برنامه محاسباتی، تک کانال گرم شونده، قلب راکتور هسته ای بوشهر

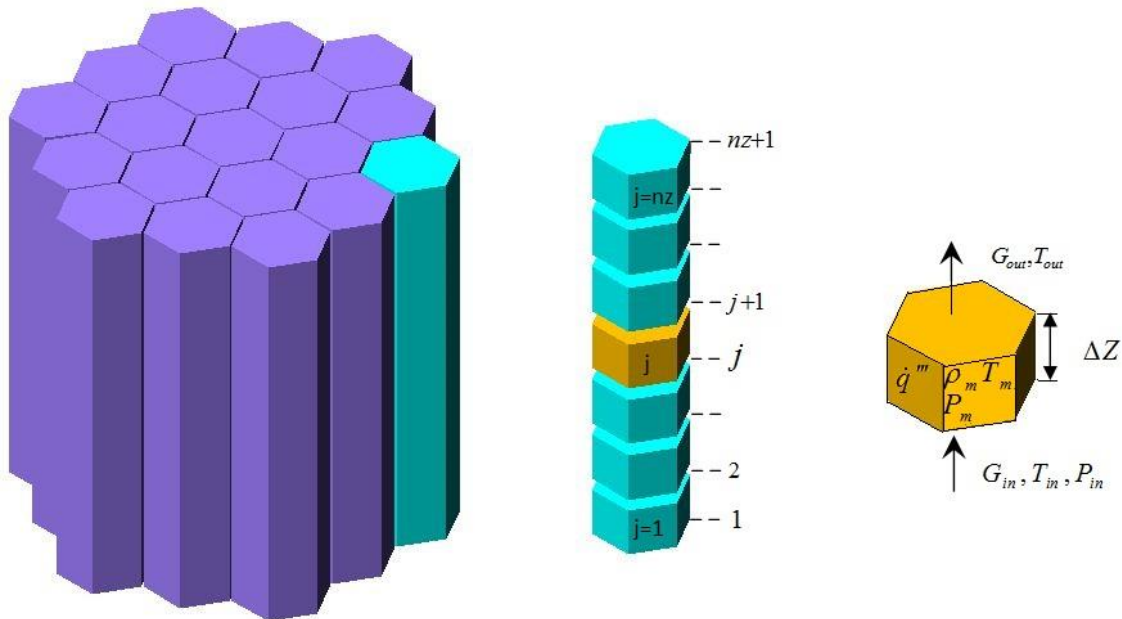
مقدمه

توانایی سیستم خنک کننده در برداشت حرارت از قلب راکتور از اهمیت ویژه ای برخوردار است. لذا جهت تحلیل ترموهیدرولیک قلب راکتور، کدهای محاسباتی معتبری مانند COBRA [۱] و FLICA [۲] توسط موسسات تحقیقاتی تولید و به کار گرفته می شوند. عموماً این کدها مسیر جریان سیال در قلب راکتور را به صورت کانالهای موازی در نظر می گیرند و با حل عددی معادلات بقای جرم، انرژی و ممتتم به تحلیل ترموهیدرولیک قلب راکتور می پردازند. با صرف نظر از اثر جریانهای عرضی بین کانالها، مدل ساده تری تحت عنوان تک کانال گرم شونده به دست می آید [۳]. چنین مدل هایی با توجه به سرعت و دقت مورد نیاز کاربرد وسیعی دارند. به عنوان مثال Lee و Cho برای تحلیل سه بعدی قلب راکتور VVER-۱۰۰۰ از یک مدل ترموهیدرولیکی یک بعدی در کوپل با مدل نوترونیک استفاده نموده اند [۴]. کد دینامیکی Dynco از یک مدل ترموهیدرولیکی یک بعدی و بسیار ساده ای برای محاسبات ترموهیدرولیک استفاده می کند [۵]. در این مقاله برنامه ای محاسباتی بر مبنای مدل تک کانال گرم شونده در شرایط پایا و در رژیم جریان تکفاز توسعه داده شده است و جهت اعتبارسنجی، قلب راکتور هسته ای بوشهر (VVER-۱۰۰۰) [۶] به کمک این برنامه محاسباتی و کد معتبر COBRA-EN مدل سازی و نتایج حاصل مقایسه شده است.



مدل تک کانال گرم شونده

در این مدل هر مجتمع سوخت مطابق شکل ۱ به عنوان یک کانال در نظر گرفته می‌شود و در جهت محوری نیز به تعدادی مش یا حجم کنترل تقسیم بندی می‌شود و معادلات بقای جرم، انرژی و ممتم محوری در شرایط پایا (معادلات ۱ و ۲ و ۳) با روش اختلاف محدود گسسته‌سازی و حل می‌شوند. پس از تحلیل جریان در هر مش، محاسبات حرارتی در میله سوخت نیز در همان مش صورت می‌گیرد [۳]. فلوجارت برنامه محاسباتی در شکل شماره ۲ آمده است. طبق این شکل ابتدا یک دما و فشار برای خروجی حجم کنترل حدس زده می‌شود و با حل عددی معادلات، دما و فشار خروجی به دست می‌آید و در یک حلقه تکرار به مقادیر نهایی خود همگرا می‌شوند. پس از آن، محاسبات حرارتی سوخت در همان سطح محوری انجام و سپس محاسبات تحلیل جریان و حرارتی سوخت برای حجم کنترل بعدی ادامه می‌یابد.



شکل ۱: نحوه تقسیم بندی قلب راکتور و مجتمع سوخت برای حل عددی معادلات بقای جرم، انرژی و ممتم

$$\frac{d}{dz}(G_m A_z) = 0 \quad (1)$$

$$G_m \frac{dh_m}{dz} = \dot{q}'' \frac{P_h}{A_z} + \frac{G_m}{\rho_m} \left[f \frac{G_m^2}{2D_e \rho_m} + \frac{dP}{dz} \right] \quad (2)$$

$$\frac{d}{dz} \left(\frac{G_m^2}{\rho_m} \right) = - \frac{dP}{dz} - f \frac{G_m^2}{2D_e \rho_m} - \rho_m g \quad (3)$$

که در معادلات فوق:



G سرعت جرمی، P فشار، T دما، A سطح عبوری سیال، ρ چگالی، f ضریب اصطکاک، D_e قطر هیدرولیکی، g شتاب جاذبه، \dot{q}''' نرخ شار انرژی، P_h جمع محیط میله های سوخت و Z نشاندهنده جهت مختصات Z می باشند. همچنین اندیس، اندیس m برای سیال همگن می باشد.

تحلیل انتقال حرارت در سوخت

محاسبات حرارتی در سوخت به ترتیب با محاسبه دمای سطح خارجی و داخلی غلاف، سطح خارجی قرص سوخت و توزیع درجه حرارت در قرص انجام می شود. مشابه کد ترموهیدرولیکی COBRA-EN تنها انتقال حرارت در جهت شعاعی در میله سوخت در نظر گرفته شده است. محاسبه دقیق توزیع درجه حرارت در سوخت با توجه به وابستگی ضریب هدایت حرارتی به دما، به روش تحلیلی امکان پذیر نبوده و بایستی معادله انتقال حرارت (۴) را به کمک روش اختلاف محدود گسسته سازی نمود. لذا مطابق شکل ۳، راه حل ساده تر استفاده از روش بالانس انرژی برای انواع المان (معادلات ۵ و ۶) و با فرض تقریب خطی گرادیان دما می باشد که منتج به همان شکل گسسته معادله با روش اختلاف محدود می گردد [۷].

$$\frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(Kr \frac{\partial T}{\partial r} \right) + \dot{q}''' = 0 \quad (4)$$

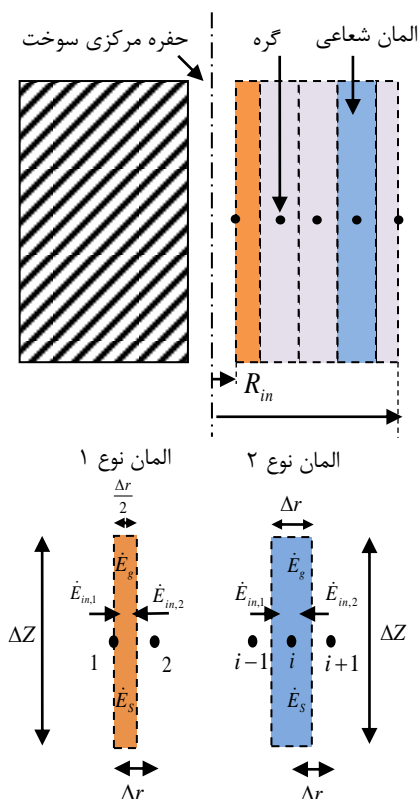
$$\dot{E}_{in} + \dot{E}_g = 0 \Rightarrow K_1 A_1 \frac{T_1 - T_2}{\Delta r} = \dot{q}''' \times V_1 \quad (5)$$

$$\dot{E}_{in} + \dot{E}_g = 0 \Rightarrow K_{i-1} A_{i-1} \frac{T_{i-1} - T_i}{\Delta r} + K_i A_i \frac{T_{i+1} - T_i}{\Delta r} + \dot{q}''' \times V_i = 0 \quad (6)$$

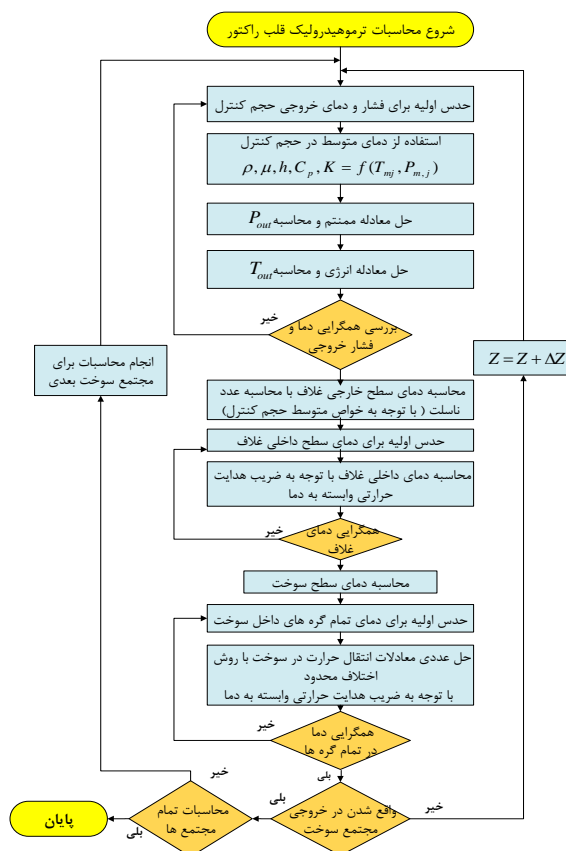
که در معادلات فوق Γ مختصات شعاعی، T درجه حرارت، K ضریب هدایت حرارتی در سطح مشترک دو المان، \dot{q}''' نرخ چگالی تولید توان، V_i حجم المان و \dot{E}_{in} و \dot{E}_g به ترتیب نرخ انرژی ورودی و نرخ انرژی تولیدی در المان است.

مدل سازی ترموهیدرولیکی قلب راکتور هسته ای بوشهر

در این مقاله قلب راکتور هسته ای بوشهر (VVER-۱۰۰۰) در شرایط اسمی قدرت و ابتدای سیکل اول کاری راکتور با استفاده از برنامه توسعه داده شده در این مقاله و کد اصلاح شده COBRA-EN [۸] مدل سازی شده است. با توجه به اینکه برنامه محاسباتی اثر جریانهای عرضی را در نظر نمی گیرد پس برای مقایسه بهتر، کد COBRA-EN در دو حالت وجود و عدم وجود جریانهای عرضی اجرا شده است. با توجه به تقارن موجود در نظر گرفتن تنها ۱۹ مجتمع سوخت کافی می باشد و جهت مدل سازی کافی است هر مجتمع سوخت به عنوان یک کانال جریان در نظر گرفته می شود. توان تولیدی راکتور شرط مرزی خروجی قلب راکتور فشار (Mpa) ۱۵/۷، و شرط مرزی ورودی به قلب راکتور دبی جرمی (m^۳/h) ۸۴۸۰۰ و درجه حرارت سیال (°C) ۲۹۱ است. توان تولیدی در قلب راکتور برابر (MW) ۳۰۰۰ و توزیع آن در قلب راکتور در جهت شعاعی و محوری متفاوت است که از مقادیر موجود در سند FSAR استفاده شده است [۶].



شکل ۳: نحوه تقسیم بندی شعاعی در قرص سوخت VVER-۱۰۰۰ و نمایش ترمهای انرژی روی دو نوع المان مختلف جهت محاسبات حرارتی

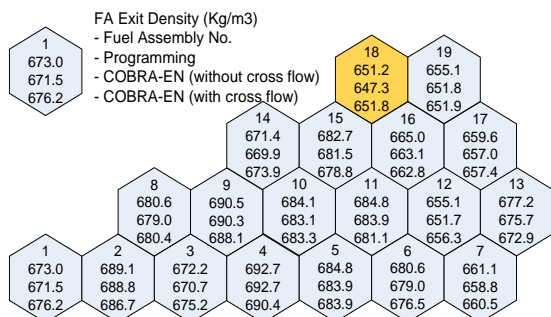


شکل ۲: فلوچارت برنامه محاسباتی تحلیل ترموهیدرولیکی قلب راکتور به روش تک کانال گرم شونده

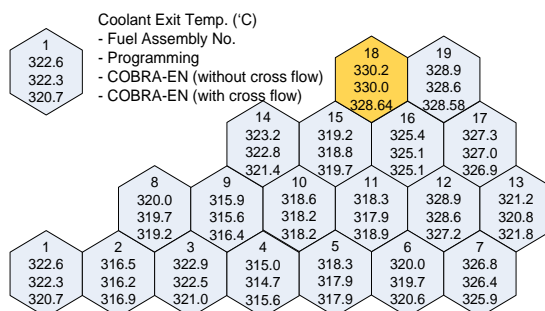
نتایج

مطابق شکل ۴ و ۵ دما و چگالی سیالی خروجی مجتمع های سوخت قلب راکتور هسته ای بوشهر آمده است. نتایج حاصل مربوط به برنامه محاسباتی، کد COBRA-EN با و بدون اثر جریانهای عرضی است. مشاهده می شود، نتایج برنامه به نتایج کد COBRA-EN بدون جریان عرضی نزدیک است و تطابق خوبی را نشان می دهد. حداکثر خطا در محاسبه دما و چگالی سیال خروجی به ترتیب برابر ۰/۱۱٪ و ۰/۶٪ است. مقدار این خطا در مقایسه با نتایج کد COBRA-EN با اثر جریان عرضی به ترتیب برابر ۰/۶٪ در دما و ۰/۶۳٪ در محاسبه چگالی سیال خروجی می باشد که نشان می دهد در حالت مدل سازی قلب راکتور اثر جریان های عرضی بین مجتمع های سوخت کم است و سبب کمی یکنواخت تر کردن پارامترهای ترموهیدرولیکی در مجتمع ها نسبت به یکدیگر می شود که این امر به خوبی در مجتمع های شماره ۴ و ۱۸ با کمترین و بیشترین ضریب قله توان به خوبی دیده می شود. در شکل ۶ توزیع شعاعی دما در میله سوخت واقع در مجتمع شماره ۱۸ و در مقطع محوری با بیشترین توان آمده است و حداکثر خطای نسبی مربوط به سطح حفره مرکزی سوخت با مقدار دمای (۱۴۱۹ °C) و برابر ۲/۴٪ است که عمده این خطا مربوط به نحوه گره بندی و روش در نظر گرفتن ضریب هدایت حرارتی در سطح مشترک المانها است. شکل ۷ نیز توزیع

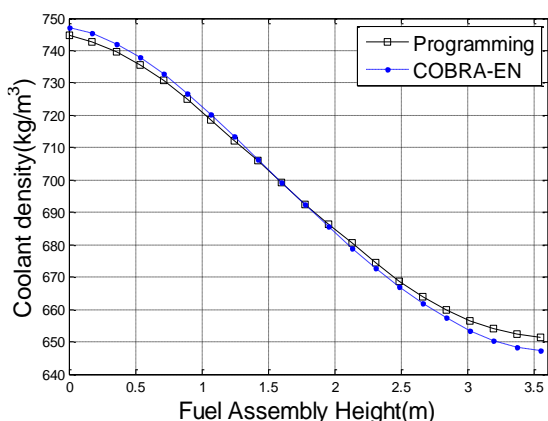
محوری چگالی سیال در همین مجتمع را نشان می دهد که انطباق نسبتا خوبی دارد و حداکثر خطای نسبی برابر ۰/۶٪ است. تفاوت موجود مربوط به کتابخانه خواص سیال به کار رفته در برنامه محاسباتی نسبت به کد COBRA-EN است. در جدول ۱ نیز برخی از پارامترهای مهم حرارتی در چندین مجتمع سوخت با یکدیگر مقایسه شده اند. در شکل ۸ و ۹ نیز توزیع شعاعی دما در میله سوخت و توزیع محوری دمای سیال برای چند مجتمع سوخت با ضرایب مختلف قله محوری توان با یکدیگر مقایسه شده اند.



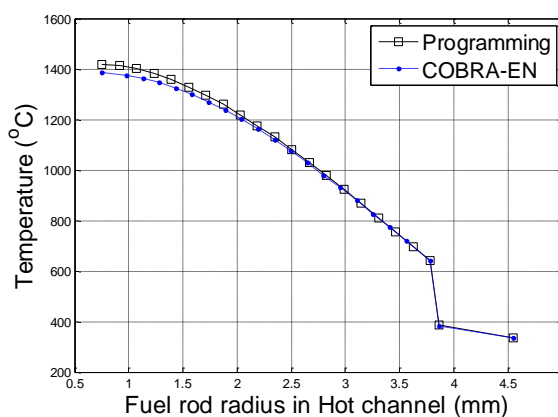
شکل ۵: چگالی سیال خروجی از هر مجتمع سوخت



شکل ۶: دمای سیال خروجی از هر مجتمع سوخت



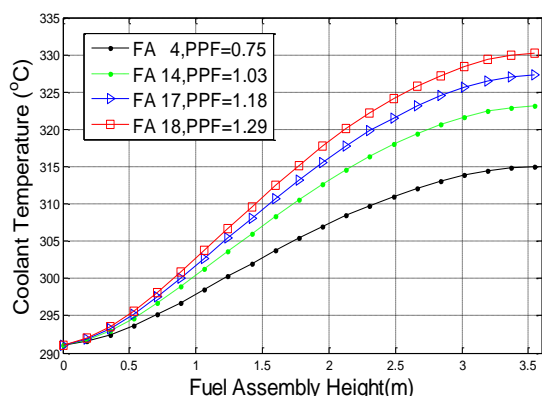
شکل ۷: مقایسه توزیع محوری چگالی سیال در مجتمع سوخت داغ



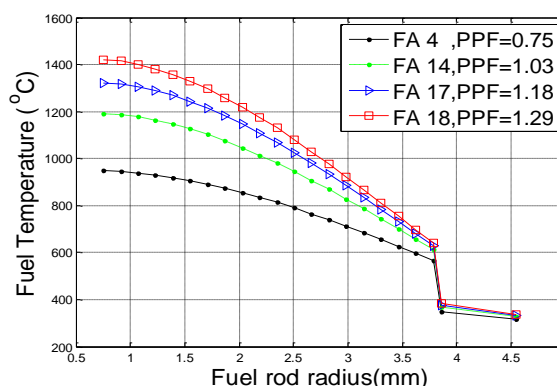
شکل ۸: توزیع شعاعی دما در میله سوخت در مجتمع سوخت داغ در مقطع دارای بیشترین توان تولیدی

جدول ۱. مقایسه پارامترهای مهم میله سوخت و سیال در چند مجتمع سوخت

ماکزیمم دمای سطح خارجی غلاف (□C)		ماکزیمم دمای سطح داخلی غلاف (□C)		ماکزیمم دمای سطح قرص سوخت (□C)		ماکزیمم دمای مرکز میله سوخت (□C)		ضریب قله توان	شماره مجتمع
COBRA	Program	COBRA	Program	COBRA	Program	COBRA	Program		
۳۲۰,۷	۳۲۲,۶	۳۴۷,۰	۳۴۷,۹	۵۶۷,۲	۵۶۴,۹	۹۳۴	۹۴۷	۰/۷۵	۴
۳۳۲,۶	۳۳۳,۶	۳۶۷,۱	۳۶۸,۳	۶۱۳,۸	۶۱۲,۵	۱۱۶۸	۱۱۹۱	۱/۰۳	۱۴
۳۳۵,۶	۳۳۶,۷	۳۷۲,۸	۳۷۴,۱	۶۲۳,۸	۶۲۲,۶	۱۲۳۵	۱۲۶۱	۱/۱۱	۱۶
۳۳۸,۳	۳۳۹,۴	۳۷۶,۹	۳۷۹,۱	۶۳۱,۶	۶۳۰,۵	۱۲۹۳	۱۳۲۳	۱/۱۸	۱۷
۳۴۲,۳	۳۴۳,۶	۳۸۵,۴	۳۸۶,۹	۶۴۲,۲	۶۴۱,۱	۱۳۸۵	۱۴۱۹	۱/۲۹	۱۸



شکل ۹. مقایسه توزیع محوری چگالی سیال در چند مجتمع سوخت با ضرایب قله توان متفاوت



شکل ۸. توزیع شعاعی دما در میله سوخت در چند مجتمع سوخت با ضرایب قله توان متفاوت

بحث و نتیجه گیری

در این مقاله برنامه‌ای محاسباتی مبتنی بر روش تک کانال گرم شونده جهت تحلیل ترموهیدرولیک قلب راکتورهای آب تحت فشار در شرایط پایا توسعه داده شد به نحوی که هر مجتمع سوخت به عنوان یک کانال گرم شونده در نظر گرفته می‌شود و معادلات بقای جرم، انرژی و ممتنم در سیال و معادله انتقال حرارت در میله سوخت به صورت عددی حل می‌شوند. محاسبات ترموهیدرولیکی قلب راکتور هسته ای بوشهر به کمک این برنامه و کد معتبر COBRA-EN انجام و نتایج حاصل از جمله دما و چگالی سیال خروجی از همه مجتمع‌های سوخت و توزیع محوری دما و چگالی سیال و توزیع شعاعی دما در سوخت و غلاف با یکدیگر مقایسه شدند. نتایج حاصل، انطباق خوبی با نتایج کد COBRA-EN دارد بنابراین برنامه محاسباتی مبتنی بر روش تک کانال گرم شونده توانسته است محاسبات را به خوبی و با دقت مناسبی انجام دهد و در نتیجه ابزار مناسبی برای محاسبات ترموهیدرولیک راکتورهای هسته ای آب تحت فشار می‌باشد.

مراجع

- [۱]- Basile, D., Beghi, M., Chierici, R., Salina, E., and Brega, E., COBRA-EN Manual, ۱۹۹۹
- [۲]- Toumi, I., Bergeron, A., Gallo, D., Royer, E., Caruge, D., FLICA-۴: a three-dimensional two-phase flow computer code, Nuclear Engineering and Design, ۲۰۰۰، ۱۳۹-۱۵۵، ۲۰۰۰
- [۳]- Todreas, N.E. and Kazimi, M.S., Nuclear Systems I, New York, Hemisphere publishing corporation, ۵۷۵-۶۱۴، ۱۹۹۰
- [۴]- Lee, J., Cho, N., AFEN method and its solutions of the hexagonal three-dimensional VVER-۱۰۰۰ benchmark problem, Progress in Nuclear Energy ۴۸، ۸۸۰-۸۹۰، ۲۰۰۶
- [۵]- DynCo : Dynamic Complex calculation software Manual, Appendix A, ۱۵-۱۷
- [۶]- FSAR(Final Safety Analysis Report) chapter ۴, Atomic Energy Organization of Iran NPP Bushehr Unit ۱, ۲۰۰۳
- [۷]- Incropera, D., Bergman, L., Fundamentals of Heat and Mass Transfer, John Wiley & Sons Inc., ۲۱۵، ۲۰۰۷

[۸]- صفاری، امیرحسین، جعفری، جلیل، محاسبات ترموهیدرولیک قلب راکتور هسته ای بوشهر در وضعیت انحراف از شرایط نامی به کمک کد COBRA-EN، هجدهمین کنفرانس هسته ای ایران، یزد، ۱۳۹۰