



مدل‌سازی عددی کانال‌های خنک‌کننده راکتور VVER-1000 در حالت گذرای دبی ورودی به قلب

غنچه باغبان^{۱*}، محسن شایسته^۲، مجید باهنر^۳

۱. دانشجوی دکتری، سازمان انرژی اتمی، تهران، ایران

۲. دانشیار، دانشگاه امام حسین (ع)، تهران، ایران

۳. استادیار، دانشگاه آزاد اسلامی واحد علوم و تحقیقات تهران، تهران، ایران

(تاریخ دریافت: ۹۳/۷/۱۵ - تاریخ پذیرش: ۹۳/۱۰/۲۶)

چکیده

با توجه به اهمیت ایمنی راکتورهای هسته‌ای، در این مقاله مدل‌سازی عددی جریان خنک‌کننده عبوری از قلب راکتور VVER-1000 در حالت گذرای کاهش دبی ورودی بررسی شده است. بدین منظور، پس از تقسیم قلب راکتور VVER-1000 بوشهر به چهار کانال، پارامترهای ترموهیدرولیکی هر کانال از جمله، توزیع دمایی خنک‌کننده و سوخت و افت فشار دو سر کانال محاسبه شده است. برای این مدل‌سازی، برنامه‌ای به زبان Fortran90 نوشته شده است. در انتها نتایج بدست آمده از برنامه با نتایج بدست آمده از کد RELAP5 مقایسه شده است. تطبیق نتایج به دست آمده و نتایج حاصل از کد RELAP5 مبین صحیح بودن روند مدل‌سازی است.

واژه‌های کلیدی: حالت گذرا، راکتور VVER-1000، کد RELAP5، خنک‌کننده

۱. مقدمه

مورد بررسی دقیق قرار گیرند. در حقیقت سیال خنک‌کننده در مدار اول یک نیروگاه هسته‌ای وظیفه برداشت حرارت تولید شده در قلب راکتور را بر عهده دارد. بنابراین کاهش دبی این سیال منجر به کاهش برداشت حرارت از قلب و بالا رفتن دمای میله‌های سوخت می‌گردد. کاهش دبی

ایمنی از مهم‌ترین مباحث طراحی و ساخت نیروگاه‌های هسته‌ای می‌باشد. بنابراین، لازم است که پارامترهای ترموهیدرولیکی جریان سیال در بخش‌های مختلف یک نیروگاه هسته‌ای در شرایط نرمال کاری و حوادث احتمالی

* مؤلف مسئول: تهران، سازمان انرژی اتمی، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، کد پستی ۱۴۳۹۵-۸۳۶

پست الکترونیکی: gonchebaghban@yahoo.com

افتادن پمپ اتفاق می‌افتد. بر این اساس در این مقاله نتایج حاصل از مدل‌سازی عددی حالت گذرای کاهش دبی در اثر از کار افتادن پمپ‌های مدار اصلی نشان داده می‌شود. برای انجام محاسبه‌ها در برنامه نوشته شده برای مدل‌سازی، از روش Drift-Flux استفاده شده است. در این مدل، مخلوط به عنوان یک فاز کلی در نظر گرفته شده و حرکت نسبی بین فازها به وسیله روابط کمکی توصیف می‌شود [۲]. بنابراین بر اساس فرض‌های به کار رفته در این مدل، برخی از مشخصات مخلوط دو فازی از دست می‌رود. با این وجود ذکر این نکته ضروری است که در بیشتر مسائل دینامیک، رفتار کل مخلوط و نه رفتار هر یک از اجزاء مورد نیاز می‌باشد [۳].

۲. مدل محاسباتی

روش در نظر گرفته شده برای محاسبه پارامترهای ترموهیدرولیکی سیال در کانال‌های جریان، روش Drift-flux چهار معادله‌ای است که در آن معادله‌ها بقا در حالت گذرا و تک بعدی به شکل زیر نوشته می‌شوند [۴]:

$$\frac{\partial \rho_m}{\partial t} + \frac{\partial (v_m \rho_m)}{\partial z} = 0 \quad (1)$$

$$\frac{\partial (v_m \rho_m)}{\partial t} + \frac{\partial (\rho_m v_m^2)}{\partial z} = -\frac{\partial p}{\partial z} - \frac{f_{TP} G_m^2}{2 D_e \rho_m} - \rho_m g - \frac{\partial}{\partial z} \left[\frac{\alpha \rho_g \rho_l}{(1-\alpha) \rho_m} \bar{V}_{gj}^2 \right] \quad (2)$$

$$\rho_m \frac{\partial h_m}{\partial t} + G_m \frac{\partial h_m}{\partial z} = \frac{q'' P_h}{A_z} - \frac{\partial}{\partial z} \left[\frac{\alpha \rho_g \rho_l}{\rho_m} (h_g - h_l) \bar{V}_{gj} \right] - \frac{\partial}{\partial z} \left[\frac{\alpha \rho_g \rho_l}{\rho_m} (h_g - h_l) \bar{V}_{gj} \right] + \frac{\partial p}{\partial t} + \left[v_m + \frac{\alpha (\rho_l - \rho_g)}{\rho_m} \bar{V}_{gj} \right] \frac{\partial p}{\partial z} \quad (3)$$

• معادله بقای جرم فاز گاز برای تخمین کسر حجمی بخار:

$$\frac{\partial (\rho_g \alpha)}{\partial t} + \frac{\partial (\rho_g \alpha v_m)}{\partial z} = \Gamma - \frac{\partial}{\partial z} \left[\frac{\alpha \rho_g \rho_l}{\rho_m} \bar{V}_{gj} \right] \quad (4)$$

خنک‌کننده ورودی به قلب به دلیل از کار افتادن پمپ‌های اصلی مدار اول نیروگاه اتفاق می‌افتد. از این رو در این مقاله نتایج حاصل از مدل‌سازی عددی حالت گذرای دبی در کانال‌های عمودی راکتور بوشهر مورد بررسی قرار می‌گیرد. راکتور بوشهر از نوع راکتورهای آب سبک تحت فشار VVER-1000 مدل روسی بوده که توان حرارتی معادل ۳۰۰۰ مگاوات تولید می‌کند. چهار حلقه در مدار اول این نیروگاه وجود دارد که در هر حلقه یک پمپ اصلی وظیفه گردش سیال خنک‌کننده را بر عهده دارد. در قلب این راکتور ۱۶۳ مجتمع سوخت شش ضلعی قرار دارد که در هر یک از این مجتمع‌های سوخت ۳۱۶ میله سوخت جا می‌گیرد [۱].

یکی از حوادث در نظر گرفته شده برای بررسی ایمنی راکتور بوشهر، حادثه کاهش جریان خنک‌کننده است. در صورت از کار افتادن هم‌زمان چهار پمپ اصلی مدار اول، دبی عبوری از قلب کاهش می‌یابد. هرچند با از کار افتادن پمپ‌ها و فرستادن سیگنال اسکرم، توان تولیدی راکتور به وسیله میله‌های کنترل کاهش می‌یابد. با این وجود به خاطر تأخیر در فرایند ارسال سیگنال، اسکرم ۱/۷ ثانیه پس از لحظه از کار

• معادله بقای جرم مخلوط

• معادله بقای مومنتوم مخلوط

• معادله بقای انرژی مخلوط

$$\overline{V_{gj}} = \frac{\rho_m (V_{gj} + (C_0 - 1)v_m)}{\rho_m - (C_0 - 1)\alpha(\rho_l - \rho_g)} \quad (6)$$

در این رابطه V_{gj} سرعت Diff و C_0 پارامتر توزیع است [۷]. این دو مقدار به ترتیب نشان دهنده حرکت نسبی دو فاز و اثرات کسر حجمی بخار در مخلوط می‌باشند.

۲.۱.۲. مدل‌سازی انتقال جرم در اثر انتقال حرارت

برای محاسبه میزان جرم منتقل شده در اثر انتقال حرارت از سوخت به خنک‌کننده از مفهوم Pumping Factor استفاده می‌شود. بر این اساس شار حرارتی در دیواره برابر خواهد بود با:

$$Q = Q_{CONVECTION} + Q_{EVAPORATION} + Q_{PUMPING} \quad (7)$$

در این رابطه، $Q_{EVAPORATION}$ بخشی از شار حرارتی جوشش است که منجر به تولید بخار می‌گردد در حالیکه $Q_{PUMPING}$ منجر به افزایش تلاطم، رشد و جدایش حباب‌ها می‌شود. همچنین $Q_{CONVECTION}$ بخشی از شار حرارتی است که صرف گرم نمودن توده سیال می‌گردد. بر اساس این تعاریف، نسبت این دو بخش شار حرارتی تحت عنوان Pumping Factor شناخته می‌شود:

$$\varepsilon = \frac{Q_{PUMPING}}{Q_{EVAPORATION}} = \frac{\rho_l (h_{sat} - \min(h_l, h_{sat})) - h_{cr}}{\rho_g (h_{g,sat} - h_{l,sat})} \quad (8)$$

بر اساس موارد توضیح داده شده نقطه جدایش حباب برابر خواهد بود با [۸]:

$$h_{CR} = \begin{cases} h_{l,s} - \frac{StPe^{0.124} C_{pl}}{0.0287}, & Pe \geq 52000 \\ h_{l,s} - \frac{StPe^{0.08} C_{pl}}{918.525}, & Pe < 52000 \end{cases} \quad (9)$$

$$Pe = Re Pr, St = \frac{Nu}{Re Pr}$$

در این رابطه St , Pe , Nu , Pr و Re به ترتیب اعداد بدون بعد استانتون، پکلت، ناسلت، پرتدل و رینولدز و $h_{l,s}$ و h_{cr} آنتالپی بحرانی و آنتالپی مایع اشباع است. بر این اساس کسر

در معادلات فوق ρ_m چگالی مخلوط، V_m سرعت مخلوط، g شتاب جاذبه، f_{TP} ضریب اصطکاک دو فاز، G_m سرعت جرمی سیال مخلوط، D_e قطر هیدرولیکی کانال، p فشار سیال، α کسر حجمی بخار، $\overline{V_{gj}}$ سرعت Drift متوسط فاز گاز، h_m آنتالپی مخلوط، q'' شار حرارتی، A_p سطح مقطع و P_h محیط گرم‌شونده، ρ_g چگالی فاز گاز و Γ نرخ خالص تولید بخار است. همچنین با توجه به در نظر گرفتن سطح غلاف میله سوخت در قلب راکتور به عنوان دیواره‌های کانال‌ها در این مقاله و شکل استوانه‌ای میله‌های سوخت راکتور بوشهر، معادله انتقال حرارت رسانش در حالت تک بعدی و در مختصات استوانه‌ای به شکل زیر خواهد بود [۵]:

$$\frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} (rk \frac{\partial T}{\partial r}) + q''' = \rho C_p \frac{\partial T}{\partial t} \quad (5)$$

در این معادله q''' و T به ترتیب چشمه حجمی تولید حرارت و دما را نشان می‌دهند. خواص سوخت مانند ضریب رسانش حرارتی و ظرفیت گرمایی با استفاده از توابع کتابخانه مرجع [۶] به صورت تابعی از دما در نظر گرفته می‌شود.

۲.۱.۱. روابط کمکی

با توجه به معادلات بقا می‌توان دریافت که برای حل این معادلات لازم است از روابط کمکی برای مدل‌سازی کامل جریان استفاده نمود. این روابط به شرح زیر می‌باشند.

۲.۱.۱.۱. معادله کمکی سینماتیکی

برای استفاده از روش Drift-Flux با توجه به استفاده از معادله بقای مومنتوم برای مخلوط، لازم است رابطه‌ای برای تخمین سرعت نسبی بین دو فاز استفاده گردد. معادله‌ای که برای تخمین این سرعت استفاده می‌شود عبارتست از:

تبخیر برابر خواهد بود با:

$$\chi = \frac{\min(h_l, h_{sat}) - h_{cr}}{(h_{l,sat} - h_{cr})(1 + \varepsilon)} \quad (10)$$

در جریان تک فازی با توجه به این نکته که تمام حرارت صرف گرم نمودن سیال می‌شود، کسر تبخیر برابر صفر خواهد شد.

۳. روش تحقیق

پس از توسعه معادلات کمکی و گسسته‌سازی معادلات بقا با استفاده از تخمین تفاضل محدود و ضمنی برای جملات مشتق مکانی و زمانی، با توجه به غیر خطی بودن معادلات بدست آمده بر حسب مجهولات، از روش تکرار برای محاسبه مقادیر مجهول استفاده شده است. روند حدس و خطا در هر بازه زمانی با استفاده از مقادیر بدست آمده از مرحله قبل شروع می‌گردد تا از خارج شدن مقادیر از شعاع هم‌گرایی جلوگیری شود. روند حدس و خطای به کار رفته در برنامه نوشته شده، نیاز به خطی سازی معادلات و تقریب‌های ناشی از آن را که در برخی از کدها مانند [۹] RELAP5 استفاده می‌شود از بین می‌برد. همچنین در الگوریتم توسعه یافته در این مقاله معادلات سیال و سوخت از طریق ضریب انتقال حرارت جابه‌جایی همبسته شده‌اند. برای حل معادلات در حالت گذرا، از مقادیر بدست آمده در حالت پایا استفاده می‌شود. علاوه بر این، برای حل سیستم معادلات بقا، فشار در خروجی کانال‌ها و دبی (سرعت) سیال و دما در ورودی کانال‌ها به عنوان شرایط مرزی در نظر گرفته شده است. همچنین شرایط مرزی اعمال شده بر معادله انتقال حرارت رسانش، انتقال حرارت جابه‌جایی در سطح خارجی غلاف و شرط عایق بودن سطح داخلی میله سوخت می‌باشد.

۴. نتایج

همان‌گونه که اشاره شد، برای این مقاله قلب راکتور به چهار کانال (سه کانال با تولید حرارت و یک کانال کنار گذر) تقسیم‌بندی شده است. مشخصات هندسی این کانال‌ها از کنار هم قرار دادن مجتمع‌های سوخت راکتور بدست آمده است. بدین منظور مجتمع‌های سوخت بر حسب ضریب توزیع توان نسبی به سه گروه تقسیم شده‌اند. این ضریب توزیع در حقیقت نسبت توان تولیدی مجتمع سوخت به توان متوسط قلب را نشان می‌دهد. با در نظر گرفتن سایر ضرایب توزیع توان مانند ضریب توزیع مهندسی، ضرایب توزیع محوری و ... توزیع توان نهایی در هر کانال محاسبه شده است. بر اساس این تقسیم‌بندی، طول و سطح مقطع معادل کانال‌ها نیز تعیین می‌گردد. هر کانال در جهت محوری به ده قسمت مساوی و میله سوخت متناظر با هر کانال در جهت شعاعی به ۱۳ قسمت تقسیم شده‌اند. ویژگی‌های کانال‌ها در جدول شماره ۱ آورده شده است.

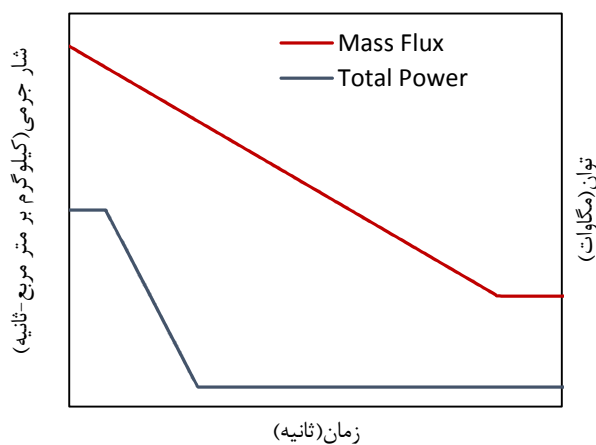
همچنین فرض می‌شود در حالت پایا جریانی با دبی جرمی 17611 kg/sec و با دمای $564/25 \text{ K}$ در فشار سیستم $15/7 \text{ MPa}$ وارد قلب گردد. توان تولیدی کل برابر 3000 MW در نظر گرفته شده است. برای تعیین پارامترهای سیستم در حالت گذرا نیز، فرض می‌شود دبی ورودی به قلب از لحظه ابتدایی حالت گذرا کاهش یابد. این در حالی است که توان کل تولیدی با $1/7$ ثانیه تأخیر نسبت به دبی ورودی کاهش می‌یابد. دبی ورودی پس از گذشت حدود ۲۰ ثانیه و توان پس از حدود ۶ ثانیه از لحظه صفر تقریباً ثابت باقی خواهد ماند. نمودار تغییرات زمانی این دو پارامتر در شکل ۱ نشان داده شده است.

جدول ۱. مشخصات کانال‌های تعریف شده برای قلب راکتور بوشهر

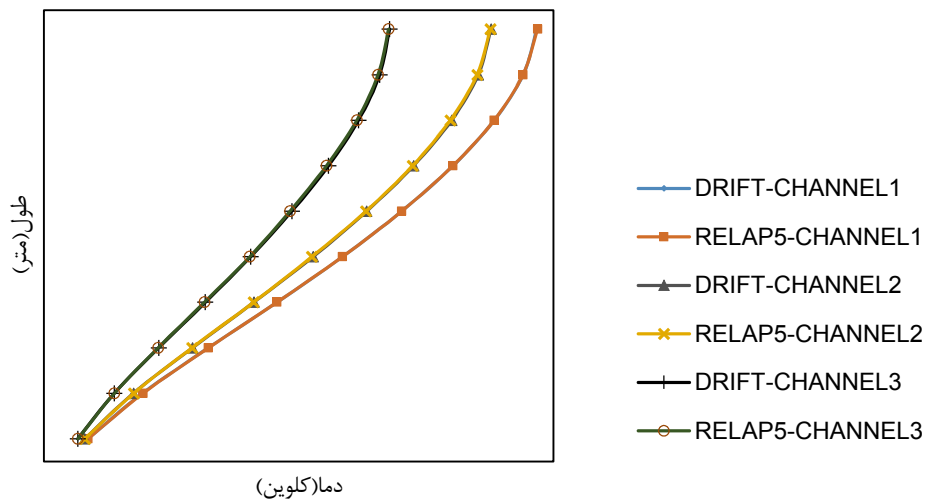
شماره کانال	میانگین ضریب توزیع توان	طول معادل شده برای محاسبات ساختار حرارتی (m)	سطح مقطع کانال (m ²)	قطر معادل (m)
۱	۱/۲۹	۶۵۸۶/۹	۰/۱۵۲	۰/۰۱۱۳۶
۲	۱/۱۵۶	۷۳۵۵۴/۶	۱/۷۰۴	۰/۰۱۱۴۱
۳	۰/۸۶۴	۹۸۸۰۴/۷	۲/۲۸۶	۰/۰۱۱۳۹
۴	-	۳/۵۳	۰/۱۲۵۳	۰/۰۳۹۹

پارامترهای ترموهیدرولیکی سیال و توزیع دمایی سوخت به دست آمده از مدل‌سازی در ادامه نشان داده شده است. همچنین به منظور اعتبارسنجی برنامه نوشته شده، نتایج حاصل از مدل‌سازی مشابهی که با کد RELAP5 [۷] انجام

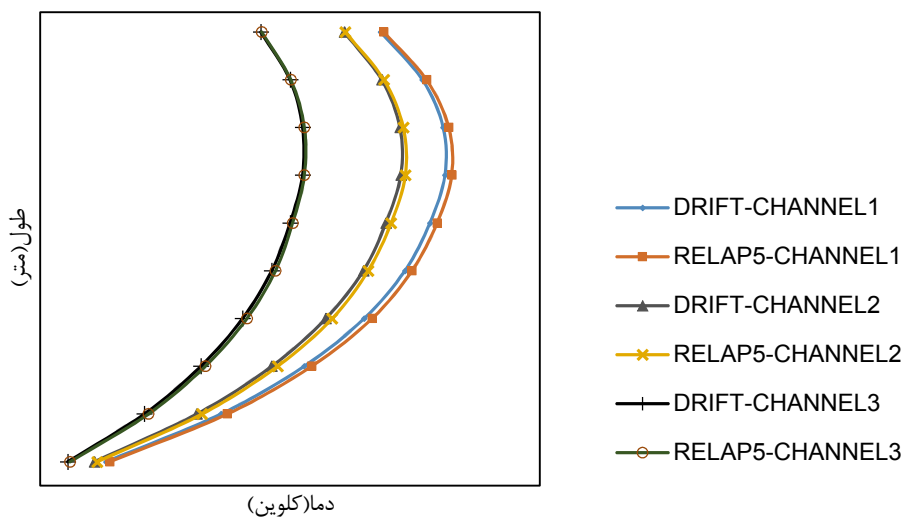
شده است نیز برای مقایسه نشان داده شده است. تغییرات دمایی سیال خنک‌کننده، دمایی سطح غلاف و دمایی مرکز سوخت در طول کانال‌های در نظر گرفته شده در حالت پایا در شکل‌های ۲ تا ۴ نمایش داده شده است.



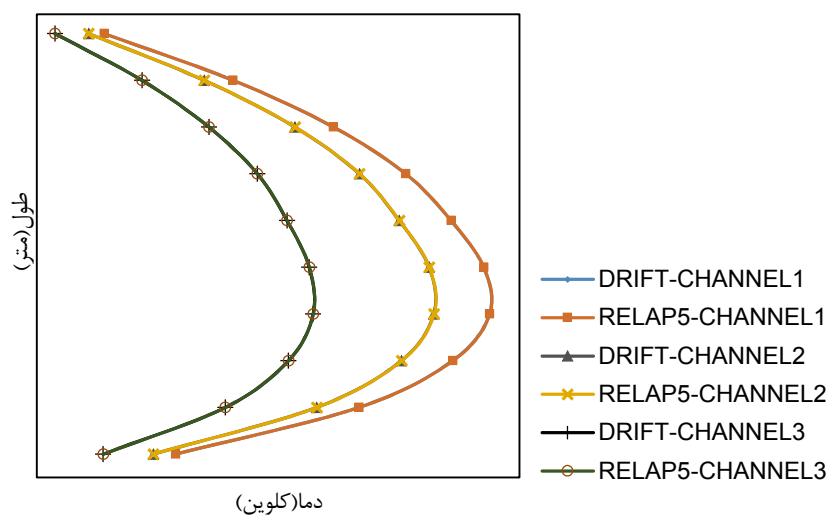
شکل ۱. تغییرات شار جرمی و توان تولیدی بر حسب زمان



شکل ۲. تغییرات دما در طول هر کانال در حالت پایا



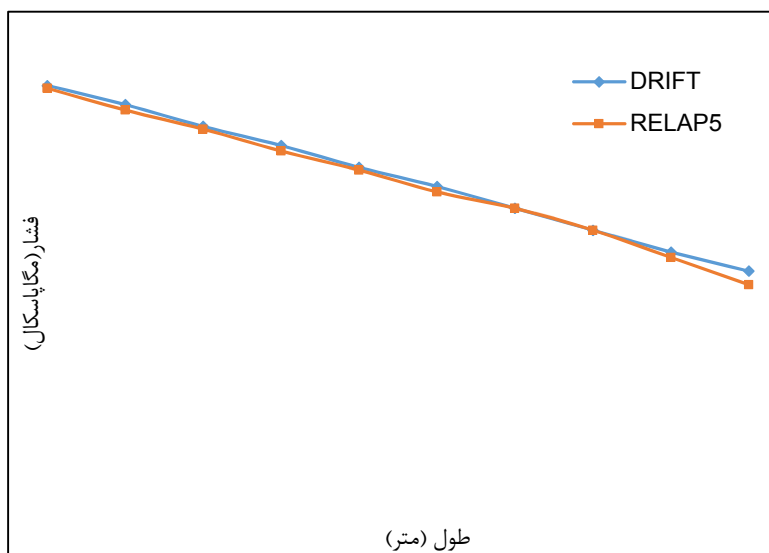
شکل ۳. تغییر دمای سطح غلاف هر کانال در حالت پایا



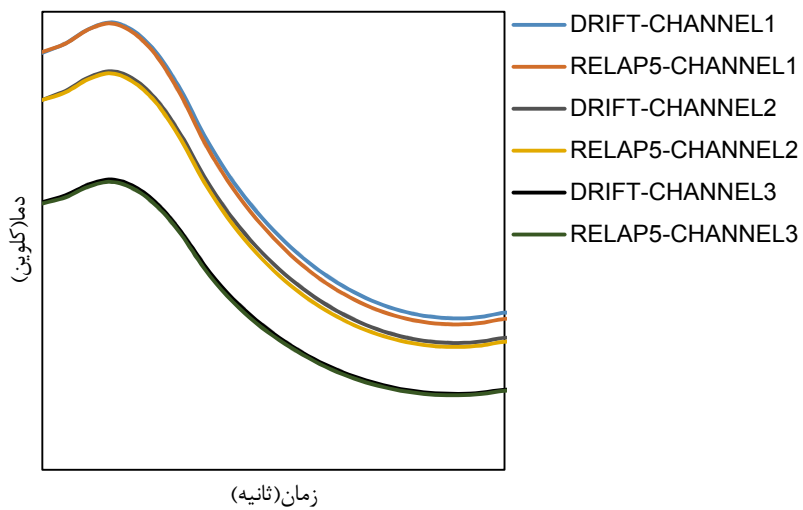
شکل ۴. تغییر دمای مرکز سوخت در حالت پایا

نتایج در حالت گذرای کاهش دبی ورودی در شکل‌های ۶ تا ۹ آورده شده است.

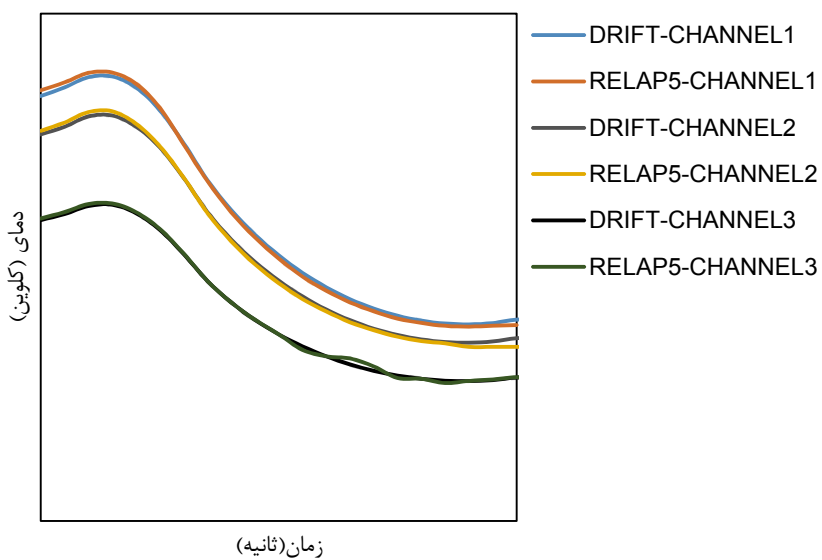
پس از نمایش توزیع دمایی خنک‌کننده و سوخت در حالت پایا، تغییرات افت فشار دو سر کانال‌ها در شکل ۵ نشان داده شده است. پس از بررسی و مقایسه نتایج بدست آمده در حالت پایا،



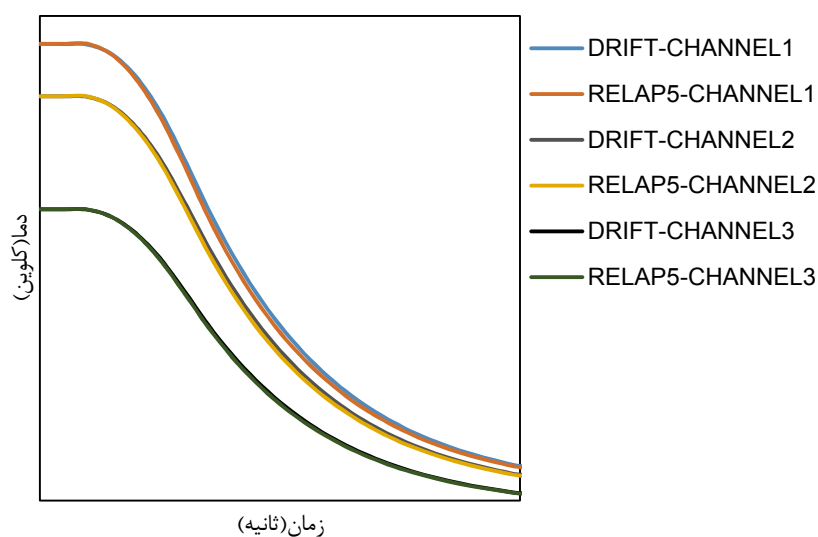
شکل ۵. تغییرات فشار در طول کانال‌ها در حالت پایا



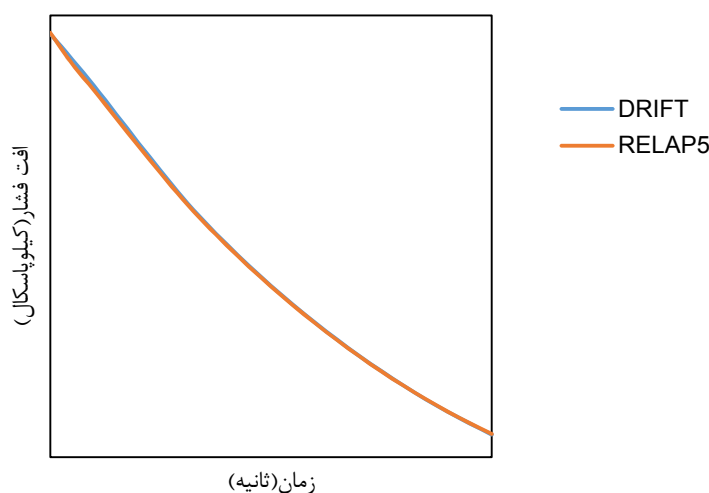
شکل ۶. تغییرات دمای سیال در خروجی کانال‌ها بر حسب زمان



شکل ۷. تغییرات بیشینه دمای سطح غلاف کانال‌ها بر حسب زمان



شکل ۸. تغییرات بیشینه دمای مرکز سوخت کانال‌ها بر حسب زمان



شکل ۹. تغییرات افت فشار دو سر کانال‌ها بر حسب زمان

۴. بحث و نتیجه‌گیری

با در نظر گرفتن اهمیت ایمنی راکتورهای هسته‌ای، در این مقاله مدل‌سازی عددی جریان تک بعدی در حالت گذرا در کانال‌های قلب راکتور بوشهر VVER-1000، در نظر گرفته شده است. با توجه به شکل‌های ۲ تا ۵ می‌توان دریافت که در حالت پایا نتایج بدست آمده از مدل برنامه نوشته شده و مدل کد

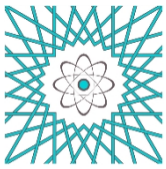
RELAP5 در تطابق خوبی با یکدیگر قرار دارند. همچنین با توجه به نتایج بدست آمده در شکل‌های ۶ تا ۹ می‌توان دریافت که با کاهش دبی ورودی با زمان، ابتدا دمای سیال و سطح غلاف افزایش می‌یابد و پس از رسیدن به یک مقدار بیشینه و با توجه به کاهش توان تولیدی در اثر اسکرم، شروع به کم شدن می‌کند. این در حالی است که دمای مرکز سوخت در ابتدا تقریباً

- [4] M. Ishii, T. Hibiki, Thermo-fluid Dynamic Theory of Two-phase Flow, 1st Edition, Paris, 1975.
- [5] N. E. Todreas, M. S. Kazimi, Nuclear Systems I, 1st Edition, Taylor & Francis, USA, 1989.
- [6] D.L. Hagrman, G.A. Reymann, R.E. Mason, MATPRO-Version II: a Handbook of Materials Properties for Use in the Analysis of Light Water Reactor Fuel Rod Behavior, Idaho National Engineering Laboratories, NURBG/CR-0497 and TREE-1280, Revision 2, 1980.
- [7] T. Hibiki, M. Ishii, Distribution parameter and drift velocity of drift-flux model in bubbly flow, *Int J Heat Mass Transfer*, 45, 707–721, 2002.
- [8] L.S. Tong, Boiling Heat Transfer and Two-phase Flow, 1st Edition, John Wiley and Sons, New York, 1965.
- [9] The RELAP5 Code Development Team, RELAP5/MOD3 Code Manual Volume IV: Models and Correlations, Idaho National Engineering Laboratory, 1st Edition, 1995.

ثابت بوده و سپس با کاهش توان تولیدی کم می‌شود. بیشترین دمای خنک کننده، سطح غلاف و مرکز سوخت با توجه به این شکل‌ها برای کانال داغ به ترتیب برابر با ۶۰۷، ۶۲۲ و ۲۱۱۴ کلوین است.

مراجع

- [1] Atomic Energy Organization of Iran, Final Safety Analysis Report of Bushehr Nuclear Power Plant, Chapter 4, 2003.
- [2] T. Hibiki, M. Ishii, One-dimensional drift-flux model for two-phase flow in a large diameter pipe, *Int. J Heat Mass Transfer*, 46, 1773–1790, 2003.
- [3] M. Ishii, One-dimensional drift-flux model and constitutive equations for relative motion between phases in various two-phase flow regimes, ANL-77, 47, USA, 1977.



Numerical Modeling of VVER-1000 Coolant Channels in Transient Core Inlet Flow rate Condition

GH. Baghban^{1*}, M. Shayesteh², M. Bahonar³

1. *Ph.D. Student, Nuclear Science and Technology Research Institute, AEOI, Tehran, Tehran, Iran*

2. *Associated Professor, Department of Physics, Imam Hussein University, Tehran, Tehran, Iran*

3. *Assistant Professor, Department of Nuclear Engineering, Islamic Azad University of Tehran, Tehran, Tehran, Iran*

** Corresponding author's E-mail: gonchebaghban@yahoo.com*

(Received: 7/10/2014 - Accepted: 16/1/201511)

ABSTRACT

Due to importance of nuclear reactors safety, numerical modeling of VVER-1000 coolant channels in transient core inlet flow rate is discussed. To do this, core of the Bushehr VVER-1000 reactor is divided into four channels. Then, thermohydraulic parameters of each channel including coolant and fuel temperature distributions and pressure drop of channels is calculated. For these calculations, a program is developed by Fortran90 programming language. The obtained results from both program and RELAP5 code are compared. Good consistency of compared results verified the developed program.

Keywords: *Transient condition, VVER-1000 reactor, RELAP5 code, Coolant*