

بررسی و شبیه سازی انتقال حرارت در میله سوخت داغ قلب راکتور هسته ای

فرزاد چوبدار رحیم

دانشجوی دکتری، دانشکده
مهندسی مکانیک، دانشگاه
صنعتی ارومیه، ارومیه

محمدباقر

محمدصادقی آزاد*

دانشیار، دانشکده مهندسی
مکانیک، دانشگاه شهید مدنی
آذربایجان، تبریز

مقاله علمی پژوهشی

دریافت: ۱۴۰۱/۰۷/۲۶

پذیرش: ۱۴۰۱/۰۸/۱۸

چکیده: در این مقاله به بررسی انتقال حرارت در میله سوخت داغ استوانه ای شکل قلب راکتور هسته ای تحت فشار مانند راکتور بوشهر پرداخته شده است. به طور کلی در آنالیز حرارتی یک میله سوخت، توجه ویژه به توزیع درجه حرارت در اجزاء تشکیل دهنده میله سوخت و همچنین تأثیر جریان سیال اطراف آن بر میزان برداشت حرارت معطوف می گردد. لذا در این مطالعه با استفاده از معادلات انتقال حرارت در سوخت و سیال مجاور آن، میزان شدت انتقال حرارت و تأثیر پارامترهای مختلف مورد بررسی قرار گرفته است. برای این شبیه سازی از دو نرم افزار انسیس فلونت (CFD) و کد هسته ای COBRA-EN استفاده شده است، در این مدل سازی از مدل EPRI کد COBRA-EN به دلیل محافظه کارانه بودن آن برای محاسبه شار حرارتی بحرانی و حداکثر و متوسط دمای سوخت، آنتالپی، دمای خنک کننده، دبی جرمی خنک کننده استفاده شده است و نتایج آن با نتایج CFD و نتایج مرجع مقایسه گردیده است. همچنین پارامترهای ترموهیدرولیکی گاز هلیوم تحت فشار محبوس در بین سوخت و غلاف میله سوخت نیز بررسی گردیده است.

واژه های راهنما: راکتورهای قدرت هسته ای، میله سوخت داغ، ترموهیدرولیک، انتقال حرارت، تک کانال، CFD و COBRA-EN

Farzad Choobdar Rahim
PhD Student,
Department of
Mechanical Engineering,
Urmia University of
Technology, Urmia

Mohammad Bagher Mohammad Sadeghi Azad*
Associate Professor,
Department of
Mechanical
Engineering, Azarbaijan
Shahid Madani
University,
Tabriz

Investigation of heat transfer in the hot fuel rod of the nuclear power reactor

Abstract: In this paper, the heat transfer in the hot fuel rod of a pressurized nuclear reactor such as the Bushehr reactor has been investigated. Generally, in the thermal analysis of a nuclear fuel rod, special attention is paid to the temperature distribution in the constituent parts of the fuel rod, as well as the effect of the coolant flow around it on the amount of heat removal. Therefore, in this study, using the equations of heat transfer in the fuel rod and its adjacent coolant, the intensity of heat transfer and the effect of different parameters have been investigated. For this simulation, Ansys-Fluent (CFD) software and the nuclear code COBRA-EN have been used, in this modeling the EPRI model of the COBRA-EN code is used because of its conservativeness to calculate the critical heat flux and the maximum and average fuel temperature, enthalpy, temperature Coolant, mass flow rate of coolant has been used and its results have been compared with CFD results and reference results. Also, the thermo-hydraulic parameters of helium gas under pressure trapped between the fuel and clad have also been investigated.

Keywords: Nuclear power reactors, Hot fuel rod, Thermo hydraulic, Heat transfer, Single channel, CFD, COBRA-EN.

۱- مقدمه

بررسی پدیده های انتقال حرارت، تجزیه و تحلیل شار حرارتی و میدان دما یکی از مهمترین موضوعات در مهندسی است که کاربردهای زیادی در دستگاه های مختلف مانند کلکتورهای خورشیدی، موتورهای احتراق داخلی و راکتورهای هسته ای دارد [۱-۵]. ارزیابی عملکرد نیروگاه های هسته ای (NPP) در شرایط حادثه موضوع اصلی تحقیقات در بخش هسته ای در ۴۰ سال گذشته بوده است [۶]. از زمان ساخت و بهره برداری اولین نسل های راکتورهای هسته ای تا کنون موضوع نحوه انتقال حرارت و برداشت حرارت از میله های سوخت موجود در قلب این راکتورها مورد توجه محققین بوده است. میله های سوخت نیروگاه های هسته ای علاوه بر اینکه هم منبع تولید حرارت از طریق شکافت هسته ای در بخش قرص سوخت اورانیوم و انتقال انرژی از طریق لایه هلیوم و غلاف به سیال خنک کننده در قلب راکتور می باشند، همچنین به عنوان اولین سپر برای محافظت ماده رادیواکتیو تولید شده در اثر شکافت هسته ای از سوخت اورانیوم برای جلوگیری از نشت مواد رادیواکتیو به محیط عمل می کنند. بنابراین در نیروگاه های هسته ای هر حادثه ای رخ بدهد تا زمانی که میله های سوخت ذوب نشوند آن حادثه قابل کنترل می باشد. تری مایل آیلند، چرنوبیل و فوکوشیما حوادث معروفی هستند که در آنها سناریوهای حادثه ذوب قلب راکتور اتفاق افتاد [۷-۱۰]. در اینگونه حوادث، ذوب شدن میله های سوخت، باعث نشت ماده رادیواکتیو در سیال خنک کننده می شود. همچنین ممکن است در اثر واکنش زیرکونیوم و آب انفجار هیدروژنی رخ بدهد. دلیل ذوب میله سوخت این است که حرارت تولید شده توسط قرص های سوخت به اندازه کافی توسط سیستم های خنک کننده راکتور برداشت نمی شوند در نتیجه دمای میله سوخت افزایش می یابد و از نقطه ذوب آن فراتر می رود و حادثه ذوب اتفاق می افتد [۱۱-۱۴]. در کل بررسی انتقال حرارت در میله های سوخت هسته ای از موضوعات مهم در طراحی نیروگاه های هسته ای می باشد.

در این زمینه نیز پژوهش های مختلفی انجام شده است، از جمله فقیهی و همکاران در سال ۲۰۱۶ [۱۵] آنالیز ترموهیدرولیکی مجتمع سوخت داغ قلب راکتور بوشهر را در حالت پایا با کد COBRA-EN بررسی کرده اند، و ماکزیمم و متوسط دمای سوخت، دمای سطح داخلی و خارجی غلاف و تغییرات دما، فشار و چگالی در کانال داغ را محاسبه کردند. صادقی آزاد و همکاران در سال ۲۰۲۱ [۱۶] آنالیز ترموهیدرولیکی مجتمع سوخت داغ راکتور نیروگاه بوشهر را به صورت زیرکانال در حالت گذرا زمانی

که یکی از پمپ های مدار اول از کار می افتد بررسی کرده اند و تغییرات دمای میله سوخت داغ برحسب زمان گزارش کرده اند. صفایی و همکاران در سال ۲۰۱۰ [۱۷] تجزیه و تحلیل ترموهیدرولیکی یک قلب راکتور VVER-1000 در حالت پایدار، با استفاده از کد اصلاح شده COBRA-EN ارائه دادند، توزیع توان مورد نیاز توسط کدهای WIMS-D4 و CITATION براساس محاسبات نوترونیک محاسبه شد. حداکثر و متوسط دمای سوخت، آنتالپی، دما و چگالی مایع خنک کننده، سرعت جریان جرمی خنک کننده و افت فشار با استفاده از مدل EPRI محاسبه کردند و نتایج بدست آمده را با رویکردهای تحلیلی و FSAR [۱۸] راکتور بوشهر مقایسه کردند. پاتریک زدلر و همکاران در سال ۲۰۲۱ [۱۹] شرایط ترموهیدرولیک در یک موکاپ مجتمع سوخت هسته ای را با در نظر گرفتن تأثیر جریان هوای افقی بالای مجتمع میله های سوخت مورد مطالعه قرار دادند. در سناریوی مورد مطالعه، مکانیسم های اصلی انتقال حرارت رسانش، همرفت و تابش باهم کوپل شدند. بررسی مدل به صورت تجربی و شبیه سازی CFD برای تجزیه و تحلیل فرآیندهای انتقال حرارت نتایج مطلوبی ارائه دادند. امی تاو تیکادار و همکاران در سال ۲۰۱۸ [۲۰] مطالعات عددی بر روی انتقال حرارت و افت فشار در یک میله سوخت هسته ای شبیه سازی شده با زبری سطح سه بعدی انجام دادند. شبیه سازی های عددی دو بعدی با استفاده از مدل آشفته SST برای ارزیابی انتقال حرارت و افت فشار بر روی بخش صاف و ناهموار میله داغ انجام شد. نتایج عددی با داده های تجربی به دست آمده برای یک المنت حرارتی که به عنوان یک میله سوخت اینکونل-نیکل در راکتور آب تحت فشار (PWR) شبیه سازی شده بود، مقایسه گردید.

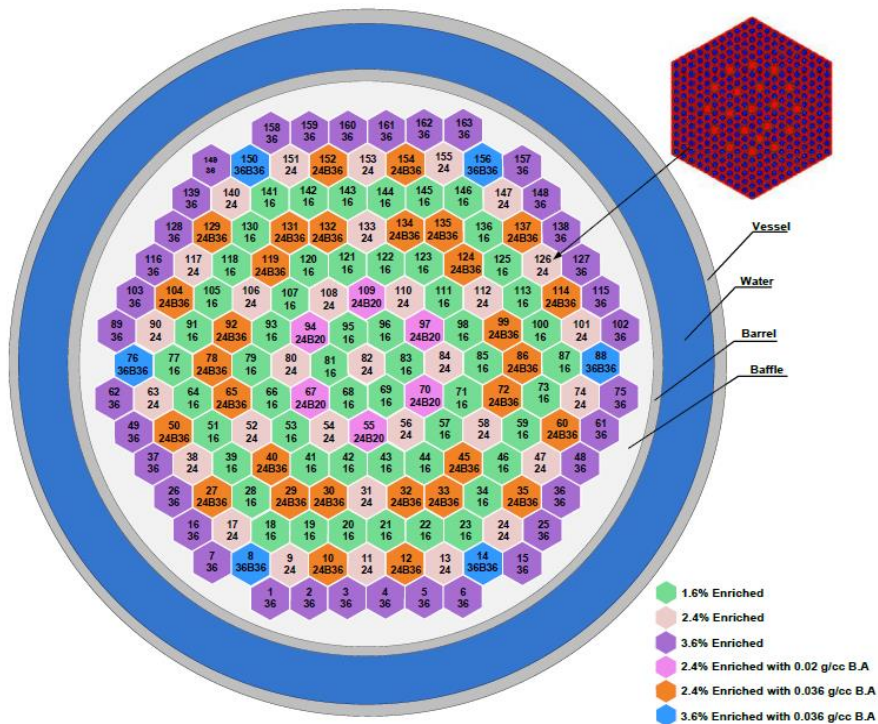
پیش بینی دقیق عملکرد ترموهیدرولیکی یک راکتور هسته ای در بحث طراحی آن از دو جنبه اقتصادی و ایمنی مورد توجه می باشد. حصول اطمینان از خنک سازی کافی میله سوخت جهت حفظ یکپارچگی قلب راکتور در طی عملکرد عادی و غیرعادی، گذارها و حوادث، لازم و ضروری است. تجزیه و تحلیل ترموهیدرولیکی به بررسی موضوع انتقال حرارت و ویژگی های هیدرودینامیکی قلب راکتور می پردازد. به دست آوردن شرایط عملکردی ترموهیدرولیکی راکتور هسته ای در حالت پایا، مقدمه ای برای بررسی و تحلیل حوادث است. لذا ابتدا بایستی رفتار راکتور در حالت پایا توسط کد بررسی و مدل سازی شود. کد COBRA-EN [۲۱] یکی از پرکاربردترین کدهای تحلیل ترموهیدرولیکی راکتورهای آب سبک می باشد. ارزیابی های بسیاری که در کاربرد این کد صورت گرفته است نشان می دهد که این کد قابلیت پیش بینی رفتار سیستم های هسته ای و

می‌رود. عدد ۱۰۰۰ که در انتهای نوع راکتور می‌آید، نماینده‌ی توان الکتریکی واحد نیروگاهی بر حسب مگاوات است. راکتور نیروگاه هسته‌ای بوشهر [۱۸] هم نوعی از راکتور VVER با قدرت ۳۰۰۰ مگاوات حرارتی می‌باشد. قلب VVER-1000 از مجتمع های سوخت به شکل شش ضلعی تشکیل شده که این مجتمع ها در یک آرایش شش ضلعی با گام ۲۳۶ میلی‌متر قرار گرفته‌اند. تعداد مجتمع‌های سوخت در داخل قلب به اندازه‌ی آن‌ها و توان اسمی راکتور بستگی دارد. بیشترین اندازه‌ی مجتمع سوخت توسط الزامات ایمنی هسته‌ای تعیین می‌شود، به نحوی که احتمال ایجاد یک جرم بحرانی از بین برود و کمترین اندازه‌ی مجتمع سوخت به راندمان اقتصادی محدود می‌شود. در شکل ۱ آرایش قلب راکتور بوشهر با درصد غناهای متفاوت آن و در شکل ۲ نمایی از میله سوخت نشان داده شده است.

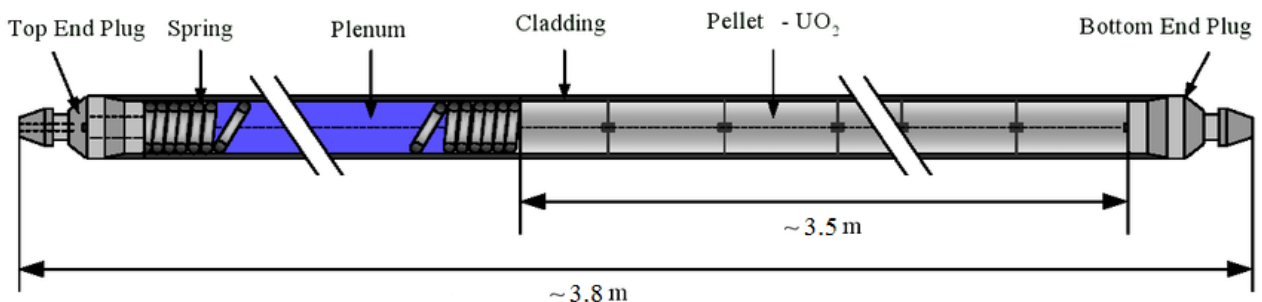
غیرهسته‌ای را با دقت بالایی دارد. یکی دیگر از نرم‌افزارهای قدرتمند در زمینه شبیه‌سازی انتقال حرارت نرم‌افزار ANSYS FLUENT می‌باشد. نرم‌افزار فلوئنت، یک نرم‌افزار مهندسی به کمک رایانه در زمینه دینامیک سیالات محاسباتی (CFD) برای مدل کردن جریان سیال و انتقال حرارت در هندسه‌های پیچیده می‌باشد. این نرم‌افزار امکان تغییر شبکه، به صورت کامل و تحلیل جریان با شبکه‌های غیرساخت‌یافته برای هندسه‌های پیچیده را فراهم می‌سازد.

۱-۱- آشنایی با راکتور VVER-1000 بوشهر

راکتور VVER نوعی راکتور هسته‌ای با محفظه تحت فشار است که آب در آن به عنوان خنک‌کننده و کندکننده به کار



شکل ۱ آرایش قلب راکتور بوشهر از نوع VVER-1000 [۱۵]



شکل ۲ نمایی از میله سوخت هسته‌ای

۷/۷۳	قطر داخلی غلاف (mm)
۹/۱	قطر خارجی غلاف (mm)
Uo2	ماده تشکیل دهنده سوخت
Alloy Zr + 1% Nb	ماده تشکیل دهنده غلاف
۱۲/۷۵	گام میله سوخت (mm)
۶۰۲۷	ضریب انتقال حرارت گپ (W/m ² .K)
لوله راهنما	
۲۰	تعداد در هر مجتمع سوخت
۱۳	قطر خارجی (mm)

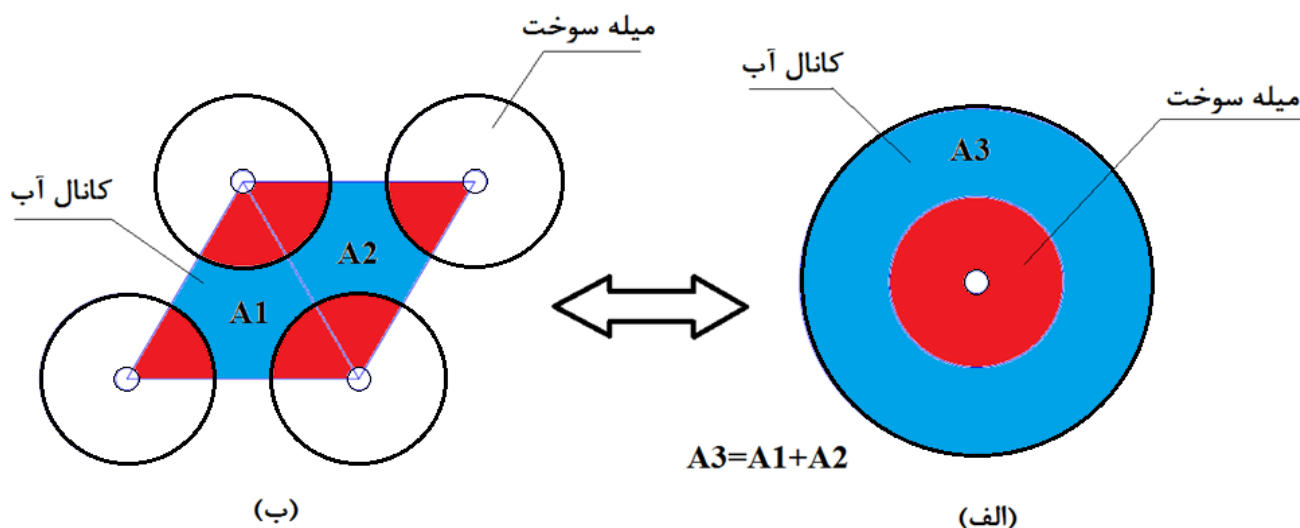
۲- هندسه و مدل سازی میله سوخت راکتور

با توجه به این که فرایند شکافت هسته‌ای و تولید مقدار قابل توجهی از انرژی گرمایی و هم‌چنین برداشت آن توسط سیال خنک‌کننده در قلب راکتور صورت می‌گیرد، مدل سازی این بخش از اهمیت ویژه‌ای برخوردار است. لذا در این قسمت به تشریح محاسبات مربوط به قلب راکتور و توزیع توان می‌پردازیم. در این مدل‌سازی، آرایش یک میله سوخت داغ به صورت شکل ۳ در نظر گرفته شده است.

در جدول مشخصات هندسی و پارامترهای ترموهیدرولیکی قلب راکتور بوشهر نشان داده شده است.

جدول ۱ مشخصات راکتور هسته‌ای نیروگاه بوشهر

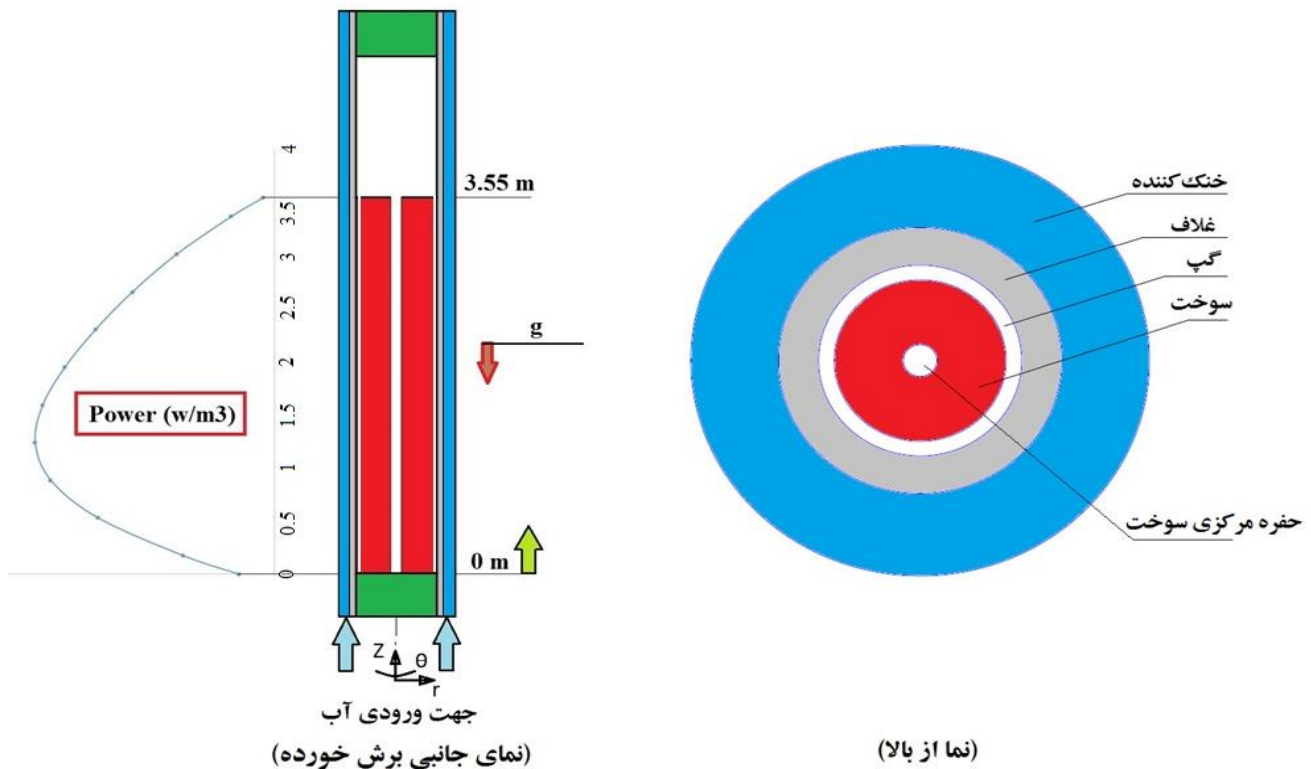
شرایط کارکرد قلب راکتور	
۱۵/۷	فشار کاری (MPa)
۳۱۲۰	قدرت حرارتی راکتور (MWt)
۸۴۸۰۰	دبی حجمی ورودی خنک‌کننده (m ³ /h)
۵۶۴/۱۵	دمای ورودی خنک‌کننده (K)
۵۱۵	دبی حجمی عبوری از هر مجتمع سوخت (m ³ /hr)
مجتمع سوخت	
شش وجهی	شکل هندسی مجتمع سوخت
۱۶۳	تعداد مجتمع سوخت
۲۳۶	گام بین مجتمع‌های سوخت (mm)
۳۱۱	تعداد سوخت‌های هر مجتمع سوخت
میله سوخت	
۱/۵	قطر داخلی قرص سوخت (mm)
۷/۵۷	قطر خارجی قرص سوخت (mm)
۱۱	ارتفاع قرص سوخت (mm)



شکل ۳ مدل‌سازی میله سوخت به صورت منفرد

گرفته‌اند. سوخت و غلاف در تماس با یکدیگر نبوده و فضای بین آنها در ابتدا از گاز هلیوم با فشار ۲۰ تا ۲۵ بار پر می‌شود. بالای میله سوخت نیز فضائی وجود دارد که ابتدا از گاز هلیوم انباشته می‌باشد و بعداً گازهای حاصل از شکافت در آن جمع می‌گردند.

در شکل ۴ هندسه میله سوختی که شبیه‌سازی بر اساس آن انجام می‌گیرد، نمایش داده شده است. میله سوخت شامل غلافی از جنس زیرکالوی می‌باشد که ستونی از قرص‌های دی اکسید اورانیوم (دارای کانالی در مرکز و یا فاقد آن) در آن جای

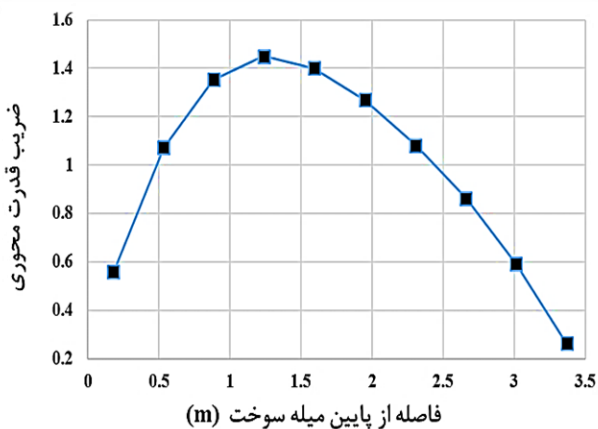


شکل ۴ هندسه میله سوختی شبیه‌سازی شده

= میزان توان خطی

$$q_1 = \left(\frac{3000 \times 10^3}{163 \times 311 \times 3.55} = 16.67 \text{ kw/m} \right) \quad (1)$$

صورت توان ماکزیمم محوری در میله سوخت (توان میله داغ) به F_a^N : فاکتور ضریب پیک محوری توان میله سوخت، که به توان متوسط در قلب راکتور تعریف می‌شود و مقدار آن در شکل ۵ نشان داده شده است.



شکل ۵ ضریب قدرت محوری در طول میله سوخت

میله سوخت در داخل خنک کننده آب، با فشار و دمای مشخص، قرار دارد و فرض می‌شود که فشار خنک کننده و دمای سطح خارجی غلاف در شرایط بهره‌برداری پایا و عادی راکتور ثابت می‌باشند (مقادیر ثابت طراحی). با توجه به این که دما در میله داغ (Hot Rod) نسبت به سایر میله‌های موجود در قلب راکتور بالاتر است و در شرایط از دست رفتن سیال خنک کننده احتمال آسیب دیدگی غلاف و سوخت در نقطه داغ (Hot Spot) بالاتر است، ابتدا به تشریح محاسبات مربوط به نقطه داغ و توزیع توان در میله داغ می‌پردازیم. در حقیقت یکی از معیارهای مهم در تحلیل حادثه^۱ LOCA، دمای نقطه داغ می‌باشد که به دلیل از دست رفتن سیال خنک کننده ممکن است از مقدار تعیین شده در بازه طراحی تجاوز کند. لذا در محاسبات توزیع توان برای نقطه داغ از میان حالت‌های مختلف توزیع توان در میله‌های سوخت، حالتی را برگزیدیم که مقدار ضریب توزیع توان در میله داغ نسبت به سایر حالت‌ها بزرگ‌تر باشد تا شرایط بدبینانه‌تری برای تحلیل حادثه در نظر گرفته شود. لذا جهت انجام محاسبات، ابتدا به معرفی پارامترهای مربوطه می‌پردازیم:

q_1 : توان متوسط خطی، که به صورت نسبت توان حرارتی نامی به مجموع طول میله‌های سوخت موجود در قلب تعریف می‌شود و مقدار آن برابر است با:

¹ Lose of Coolant Accident

T : درجه حرارت برحسب کلوین، \dot{q}''' : چگالی توان تولیدی در سوخت (w/m^3). K : ضریب هدایت حرارتی سوخت ($w/m.K$), ρ : چگالی سوخت (kg/m^3), C_p : ظرفیت حرارتی ویژه سوخت ($J/kg.K$).

همچنین برای محاسبه میزان شار گرمایی انتقالی از غلاف به سیال خنک کننده می‌توان از رابطه زیر استفاده نمود [۲۳].

$$q'' = h_{coolant} (T_{Clad} - T_{coolant}) \quad (۶)$$

که $h_{coolant}$ ضریب جابجایی خنک کننده می‌باشد و از رابطه دیتوس-بولتر برای مدل انتقال حرارت قابل محاسبه است [۲۴]:

$$(Nu_{c.t.}) = (0.023 Re^{0.8} Pr^{0.333})$$

$$Nu = \psi (Nu_{c.t.})$$

که برای آرایش کانال ۳ وجهی داریم:

$$\psi = 0.9217 + 0.1478 P/D - 0.1130 e^{-7\left(\frac{P}{D}-1\right)}$$

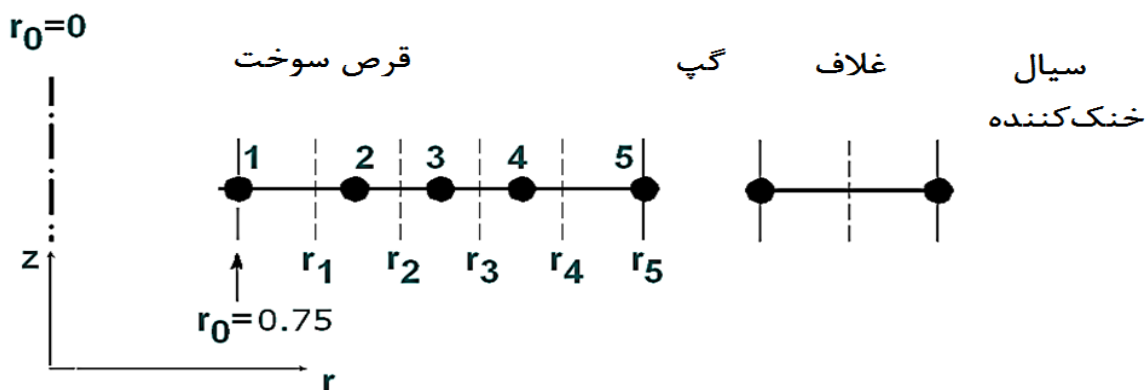
$$\psi = 1.122$$

$$Nu = 1.122 (0.0318 Re^{0.8} Pr^{0.333}) =$$

$$= 0.0258 Re^{0.8} Pr^{0.333}$$

۳-۱- مدل سازی با کد COBRA-EN

از آنجا که ضریب هدایت حرارتی سوخت تابعی از دما است و توزیع توان در سوخت نیز متفاوت است، حل دقیق بایستی بوسیله روش‌های عددی انجام شود. روش تفاضل محدود به عنوان یک روش سریع و مناسب برای اینگونه محاسبات به طور کامل شناخته شده است که در کد COBRA-EN برای محاسبات از همین روش استفاده شده است. نحوه شبکه‌بندی استفاده شده در این کد در شکل ۶ نشان داده شده است.



شکل ۶ نحوه در نظر گرفتن مش‌های شعاعی برای حل عددی مدل هدایت حرارتی سوخت

F_r^N : فاکتور ضریب پیک شعاعی توان میله سوخت، که به صورت توان ماکزیمم شعاعی در میله سوخت (توان میله داغ) به توان متوسط در قلب راکتور تعریف می‌شود و مقدار آن برابر است با ۱/۳۴.

K_n : ضریب محاسبه عدم قطعیت در اندازه‌گیری توان و مقدارش برابر با ۱/۰۴ است. [۱۸].

در نتیجه فاکتور ضریب کلی برابر است با:

$$F_q = F_a^N \times F_r^N \times K_n \quad (۲)$$

محاسبه ماکزیمم ضریب کلی در داغ ترین میله سوخت:

$$F_q = 1.45 \times 1.34 \times 1.04 = 2.02 \quad (۳)$$

در نتیجه ماکزیمم توان خطی در میله سوخت داغ برابر است با:

$$q_{max} = 2.02 \times 16.67 = 33.67 \text{ (kw/m)} \quad (۴)$$

۳- معادلات حاکم

همانطوری که گفته شد بر اثر پدیده شکافت هسته‌ای در سوخت مقدار زیادی انرژی تولید می‌شود که می‌باید به خارج از میله سوخت هدایت شود، برای محاسبات حرارتی میله سوخت بایستی معادله انتقال حرارت در دستگاه مختصات استوانه‌ای به کار گرفته شود. فرم کلی انتقال حرارت در دستگاه استوانه‌ای به صورت زیر است [۲۲].

$$\frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(Kr \frac{\partial T}{\partial r} \right) + \frac{1}{r^2} \frac{\partial}{\partial \theta} \left(K \frac{\partial T}{\partial \theta} \right) +$$

$$\frac{\partial}{\partial z} \left(\frac{\partial T}{\partial z} \right) + \dot{q}''' = \rho C_p \frac{\partial T}{\partial t}$$

که در رابطه فوق:

جدول ۲ مشخصات هیدرولیکی کانال دور میله سوخت داغ

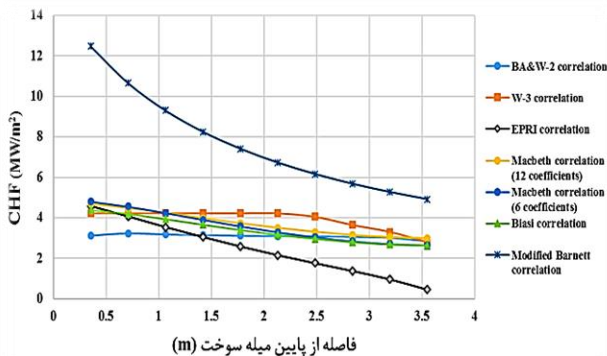
نوع کانال	محیط گرم شده (mm)	محیط تر شده (mm)	مساحت (mm ²)
دایره‌ای	۲۸/۵۸۸	۲۸/۵۸۸	۷۵/۷۴۴

در این مدل‌سازی طول میله سوخت به ۱۰ المان تقسیم شده است. در شکل نمایی از میله سوخت که در نود ۱۴ دارای ماکزیمم دما می‌باشد نشان داده شده است. همچنین در جدول مشخصات ترموهیدرولیکی کانال موجود در مدل‌سازی آورده شده است.

۳-۱-۱- محاسبه شار حرارتی بحرانی (CHF)

میزان تولید توان در راکتورهای هسته‌ای محدود به توانایی سیستم خنک کننده در برداشت حرارت از میله‌های سوخت می‌باشد. در راکتورهای PWR، قابلیت برداشت حرارت به میزان شار حرارت بحرانی محدود می‌گردد. وقوع شار حرارتی بحرانی باعث بالا رفتن ناگهانی دمای غلاف شده و موجب آسیب میله سوخت می‌شود. طراحی ترموهیدرولیک قلب راکتور نیازمند حاشیه ایمنی مناسب از وقوع شار حرارت بحرانی است.

در کد COBRA-EN هفت رابطه‌ی تجربی برای محاسبه‌ی شار حرارت بحرانی ارائه شده است که در شکل ۸ این ۷ رابطه باهم مقایسه گردیده است و همانطور که مشاهده می‌گردد رابطه EPRI محافظه کارانه ترین نتیجه یعنی کمترین مقدار را برای CHF در نتیجه مینیمم مقدار برای DNBR پیش بینی کرده و البته بهترین همخوانی را با [۱۸] FSAR در مدل راکتور بوشهر دارد [۱۵] و [۲۵].



شکل ۸ مقایسه تغییرات CHF در طول کانال داغ با ۷ رابطه موجود در کد COBRA-EN

معادلات بقای جرم، انرژی، ممنتوم محوری و عرضی در فرم تفاضل محدود استفاده شده در کد COBRA-EN به ترتیب به صورت روابط زیر می‌باشند:

$$A_i \frac{\Delta X_j}{\Delta t} (\rho_{ij} - \rho_{ij}^n) + m_{ij} - m_{ij-1} + \Delta X_j \sum_{k \in i} e_{ik} w_{kj} = 0 \quad (7)$$

$$\Delta \left[\rho_{ij}^n (h_{ij} - h_{ij}^n) + h_{ij} (\rho_{ij} - \rho_{ij}^n) \right] + \frac{1}{\Delta X_j} (m_{ij} h_{ij}^* - m_{ij-1} h_{ij-1}^*) + \sum_{k \in i} e_{ik} w_{kj} h_{kj}^* = \sum_{r \in i} P_r \Delta_{ir} q_{rj}^n - \sum_{k \in i} w_{kj}' (h_{ij} - h_{nj}) - \sum_{k \in i} C_k s_k (T_{ij} - T_{nj}) + \sum_{r \in i} r_Q \Delta_{ir} q_{rj}' \quad (8)$$

$$\frac{\Delta X_j}{\Delta t} (m_{ij} - m_{ij}^n) + m_{ij} U_{ij}' - m_{ij-1} U_{ij-1}' + \Delta X_j \sum_{k \in i} e_{ik} w_{kj} U_{kj}' = -A_i (P_{ij} - P_{ij-1}) - g A_i \Delta X_j \rho_{ij} \cos \theta \quad (9)$$

$$- \frac{1}{2} \left(\frac{\Delta X_j \phi^2}{D_h \rho_1} + K v^* \right) \left| m_{ij} \right| \frac{m_{ij}}{A_i} - f_r \Delta X_j \sum_{k \in i} w_{kj}' (U_{ij}' - U_{nj}') \quad (10)$$

$$\frac{\Delta X_j}{\Delta t} (w_{ij} - w_{kj}^n) + \bar{U}_{kj}' w_{kj}^* - \bar{U}_{kj-1}' w_{kj-1}^* = \frac{s_k}{l_k} \Delta X_j P_{kj-1} - \frac{1}{2} \left(K_G \frac{\Delta X_j v^*}{sl} \right)_{kj} \left| w_{kj} \right| w_{kj} \quad (10)$$

میله سوخت داغ



شکل ۷ ماکزیمم دمای سوخت در نود شماره ۱۴ در میله سوخت داغ

گیرد. مدل $SST K-\omega$ یک سطح آشفته‌گی بزرگی را در نواحی با تنش نرمال زیاد مانند نواحی سکون و یا نواحی با شتاب زیاد، تولید می‌کند. این توانایی $SST K-\omega$ یک مزیت و برتری را نسبت به مدل کا-اِپسیلون بیان می‌کند.

۴- نتایج

به منظور اطمینان از صحت مدل‌سازی، قسمتی از نتایج مربوط به دماهای سوخت، غلاف و سیال خنک‌کننده با نتایج حاصل از شبیه‌سازی مرجع [۱۵] مورد مقایسه قرار گرفته و در جدول ۳ به همراه درصد خطا ذکر گردیده است که نتایج حاصله حاکی از شبیه‌سازی دقیق مسئله توسط دو کد COBRA-EN (روش روش تفاضل محدود) و ANSYS-FLUENT (روش حجم محدود) را نشان می‌دهد. در شکل ۱۰ توزیع دمای محوری در بخش داغ میله سوخت در جهت شعاعی از حفره داخلی میله سوخت تا دمای سیال خنک‌کننده نشان داده شده است همانطور که از نمودار ملاحظه می‌گردد دما در نقطه داخلی ماکزیمم می‌باشد که در جهت شعاعی رفته رفته با توجه به ضریب هدایت پایین سوخت یک گرادیان دمایی نسبتاً شدیدی ایجاد می‌گردد همچنین با توجه به ضریب هدایت حرارتی پایین هلیوم که در بخش گپ سوخت تزریق شده است خود باعث تضعیف انتقال حرارت شده در نتیجه در بخش گپ کاهش دما دارای شیب تندی تا سطح داخلی غلاف می‌باشد و بعد از آن حرارت از سطح خارجی غلاف به سیال خنک‌کننده که در کانال جریان دارد انتقال می‌یابد.

$$\left(\frac{\partial(\rho\vec{V})}{\partial t} + \vec{V} \cdot \nabla(\rho\vec{V})\right) = \rho\vec{g} - \nabla p + \mu\nabla^2\vec{V} + \lambda\nabla(\nabla\cdot\vec{V}) \quad (13)$$

در کار حاضر با توجه به گرادیان‌های دمایی بالایی که مورد بررسی قرار می‌گیرد، برای همبستگی بین فشار، دما و چگالی هلیوم محصور بین سوخت و غلاف از فرض گاز ایده‌آل استفاده شده است.

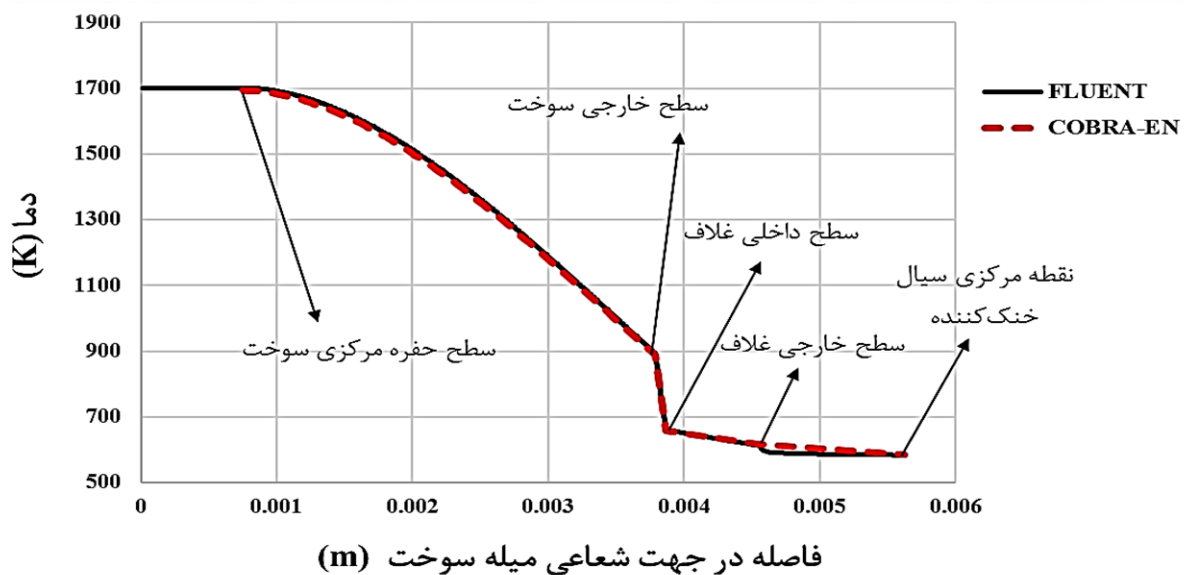
برای بررسی نوع جریان سیال خنک‌کننده در داخل کانال باید عدد رینولدز محاسبه و بررسی گردد، برای محاسبه عدد رینولدز از رابطه زیر داریم:

$$Re = \frac{\rho v D_h}{\mu} = \frac{\dot{m} D_h}{\mu A} = \frac{(mass\ flux) D_h}{\mu} \quad (14)$$

$$= \frac{(mass\ flux) 4A}{\mu P} = \frac{4056.4 \times 4 \times 7.5744 \times 10^{-5}}{92.095 \times 10^{-6} \times \pi \times D_{fuel}}$$

$$= 466790$$

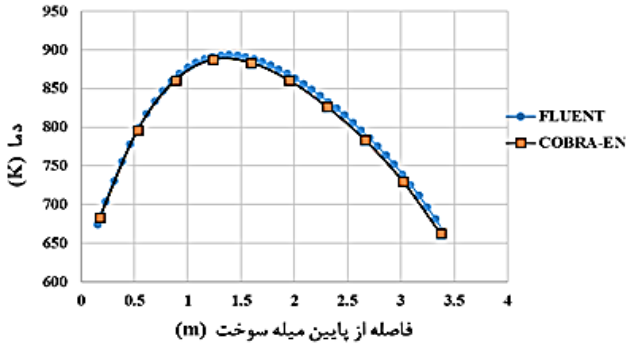
عدد رینولدز محاسبه شده حاکی از وجود جریان آشفته در داخل کانال خنک‌کننده می‌باشد. در این مدل‌سازی برای جریان آشفته از مدل $SST K-\omega$ استفاده گردیده است. مدل آشفته‌گی $SST K-\omega$ یک مدل دو معادله‌ای لزجت گردابی است که بسیار متداول و معمول می‌باشد. کاربرد روابط کا-امگا در بخش درونی لایه مرزی سبب می‌شود که این مدل در تمام ناحیه زیر لایه لزج نزدیک دیواره عملکرد بسیار مناسبی داشته باشد و بنابراین مدل $SST K-\omega$ می‌تواند به عنوان یک مدل آشفته‌گی بدون هیچ گونه تابع میرایی اضافی مورد استفاده قرار



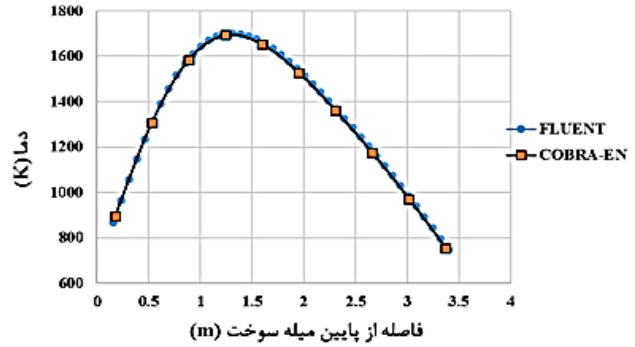
شکل ۱۰ توزیع دمای شعاعی در میله سوخت

می‌گردد دمای محوری سوخت رابطه مستقیمی با مقادیر ضرایب قدرت محوری دارد و در نقطه‌ای که مقدار ضریب قدرت محوری ماکزیمم باشد (نود ۴م) در نتیجه در آن المان دمای سوخت ماکزیمم مقدار می‌باشد.

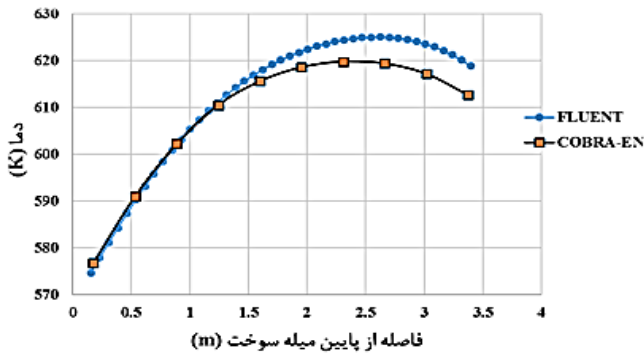
همچنین نمودار توزیع دمایی محوری در طول میله سوخت در شکل ۱۱ در ۴ بخش از میله سوخت، الف) سطح داخلی سوخت، ب) سطح خارجی سوخت، ج) سطح داخلی غلاف و د) سطح خارجی غلاف نشان داده شده است. همانطور که ملاحظه



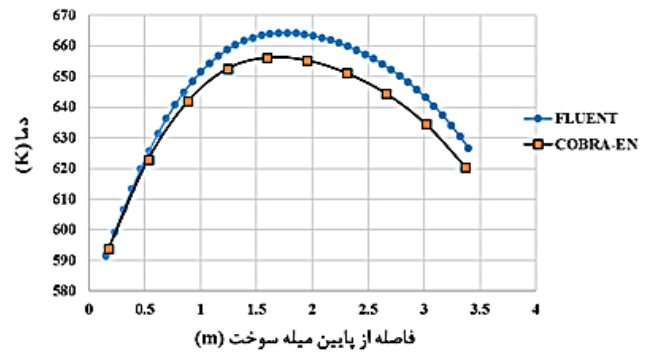
(ب)



(الف)



(د)



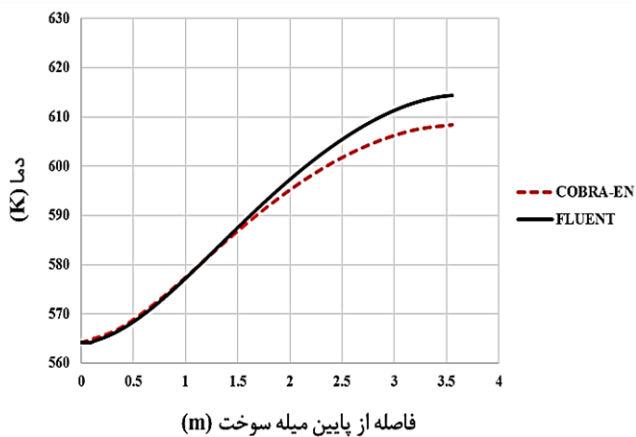
(ج)

شکل ۱۱ توزیع دمای محوری در بخش‌های مختلف میله سوخت: الف) سطح داخلی سوخت، ب) سطح خارجی سوخت، ج) سطح داخلی غلاف و د) سطح خارجی غلاف Z

جدول ۳ محاسبات ترموهیدرولیکی برای مجتمع سوخت انتخابی و میله سوخت داغ برای قلب راکتور بوشهر

نتایج گزارش شده در FSAR [۱۸]	$\Delta_2\%$ درصد خطا	$\Delta_1\%$ درصد خطا	COBRA-EN [۱۵]	COBRA-EN [۱۵]	انسپیس فلوئنت	COBRA-EN	پارامترهای ترموهیدرولیکی
			با جریان عرضی	بدون جریان عرضی		مدل‌سازی شده	
	(۲) با (۴)	(۱) با (۴)	(۴)	(۳)	(۲)	(۱)	
کوچکتر از ۲۱۵۶/۵	۰/۴	۰/۰۲	۱۶۹۳/۷	۱۶۹۲/۷	۱۷۰/۱	۱۶۹۳/۳	ماکزیمم دمای سطح داخلی سوخت (K)
---	۰/۴	۰/۰۲	۸۸۷/۸	۸۸۷/۲	۸۹۱/۴	۸۸۷/۶	ماکزیمم دمای سطح خارجی سوخت (K)
---	۱	۱/۷	۶۶۸/۱	۶۵۴/۷	۶۶۱/۳	۶۵۶/۲	ماکزیمم دمای سطح داخلی غلاف (K)
کوچکتر از ۶۲۵/۱۵	۰/۰۸	۰/۷	۶۲۰/۵	۶۱۷/۱	۶۲۰	۶۱۵/۶	ماکزیمم دمای سطح خارجی غلاف (K)
---	---	۰/۰۱	۱۲۸۷/۷	۱۲۸۶/۹	---	۱۲۸۷/۵	ماکزیمم دمای متوسط سوخت (K)
کوچکتر از ۰/۹۶۳	---	۰/۳	۰/۲۹۳	۰/۲۹۴	---	۰/۲۹۴	متوسط ماکزیمم آنتالپی شعاعی سوخت (MJ/kg)
---	۰/۷	۰/۱۷	۵۸۷/۹۲	۵۸۷/۸	۵۹۲/۲	۵۸۸/۹۴	متوسط دمای خنک کننده در کانال (K)

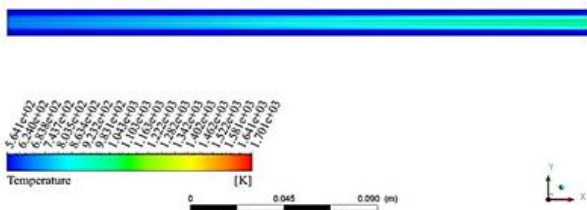
---	۱/۳	۰/۳۴	۶۰۶/۲۸	۶۰۶/۴۲	۶۱۴/۳	۶۰۸/۳۸	دمای خنک کننده در خروجی کانال (K)
---	---	۵	۰/۳۵۱	۰/۲۵۱	---	۰/۲۶۵	میزان افزایش آنتالپی خنک کننده در طول کانال (MJ/kg)
---	---	۰	۱/۱۷۷	۱/۱۷۷	---	۱/۱۷۷	ماکزیمم شار حرارتی (MW/m ²)
---	---	---	EPRI	EPRI	---	EPRI	مدل شار حرارتی بحرانی
بزرگتر از ۱/۷۵	---	۵/۸	۱/۸۶	۱/۹۳	---	۱/۹۷۶	مینیمم DNBR برای میله سوخت داغ
---	---	---	---	۵/۸۹	۵/۹۲	۵/۹۴	متوسط سرعت محوری سیال در طول کانال (m/s)



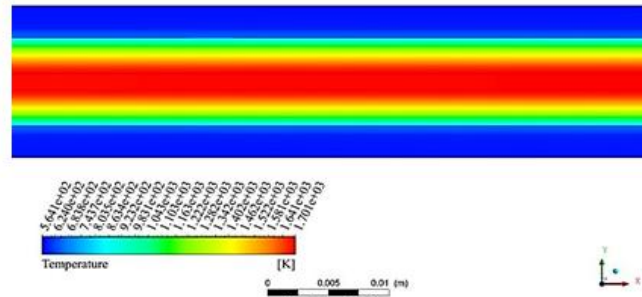
فاصله از پایین میله سوخت (m)

شکل ۱۲ تغییرات دمای سیال خنک کننده در طول کانال

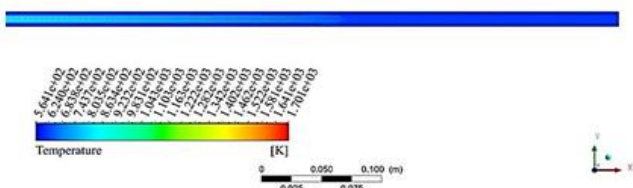
در شکل ۱۲ تغییرات دمای سیال خنک کننده در طول کانال نشان داده شده است، دمای سیال خنک کننده مطابق شکل در پایین میله سوخت و ورودی کانال ۵۶۴،۱۵ کلوین بوده و در طول میله سوخت با برداشت حرارت از سطح غلاف سوخت افزایش پیدا می کند. بیشینه دمای سیال خنک کننده در بالای میله سوخت ۶۰۸ کلوین توسط کد COBRA-EN و ۶۱۴ کلوین توسط نرم افزار فلوئنت محاسبه شده است. در شکل ۱۳ هم کانتورهای دمایی در بخش های حفره مرکزی، سوخت، گپ هلیوم، غلاف و سیال خنک کننده میله سوخت به صورت برش محوری در ۴ قسمت ابتدا، انتها، مقطع ماکزیمم دمایی و فصل مشترک سوخت و محفظه بالایی گاز هلیوم نشان داده شده است.



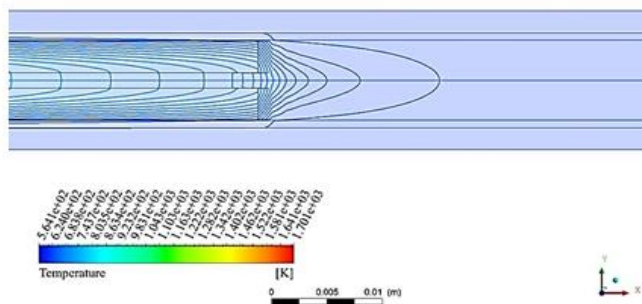
(ب)



(الف)



(د)

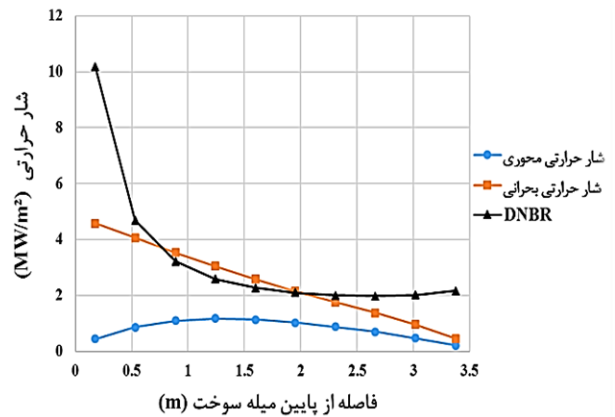


(ج)

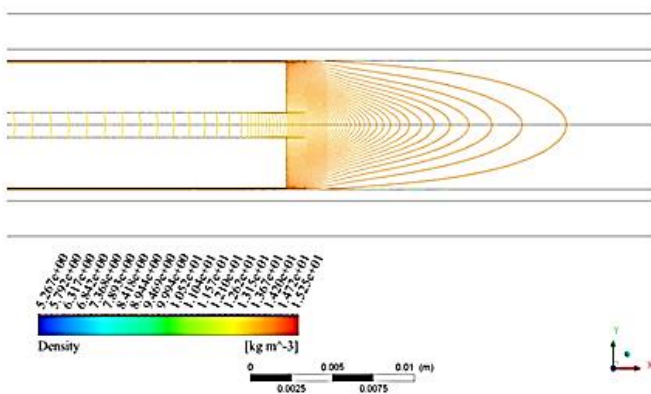
شکل ۱۳ کانتور تغییرات دمایی میله سوخت (الف) در بخش ماکزیمم دمایی سوخت، (ب) در ابتدای میله سوخت، (ج) در بخش محفظه گاز هلیوم بالای سوخت و (د) بخش انتهایی میله سوخت

در شکل ۱۵- (الف) نمودار تغییرات چگالی گاز هلیوم محبوس در میله سوخت در دو راستای خط محوری حفره مرکزی سوخت و خط محوری در فصل مشترک بین سوخت و غلاف نشان داده شده است همانطور که مشاهده می‌گردد چون تغییرات دمایی در حفره مرکزی نسبت به گپ بین سوخت و غلاف بیشتر است در نتیجه مقدار چگالی گاز در این ناحیه کمتر می‌باشد و در نهایت در محفظه بالایی سوخت چگالی، دما و فشار گاز هلیوم یکسان می‌گردد. همچنین در شکل ۱۵- (ب) تا (د) به ترتیب کانتور تغییرات چگالی، تغییرات فشار دینامیکی و تغییرات سرعت گاز هلیوم در فضای پایینی محفظه جمع‌آوری گاز هلیوم و نزدیک به بخش انتهایی سوخت نشان داده شده است. همانطور که مشاهده می‌گردد در ناحیه پایین محفظه گاز هلیوم (پلنوم) نزدیک به انتهای سوخت گردابه‌های سرعت و به تبع آن گردابه‌های فشار دینامیکی به دلیل ترکیب گاز هلیوم خروجی از دو بخش حفره مرکزی و گپ (حد فاصل بین سوخت و غلاف) ایجاد شده است که دلیل آن اختلاف سرعت و چگالی گاز هلیوم این دو بخش می‌باشد، که با فاصله گرفتن از این ناحیه (بخش بالایی پلنوم) و رسیدن به یک سرعت و چگالی یکسان این گردابه‌ها از بین می‌روند.

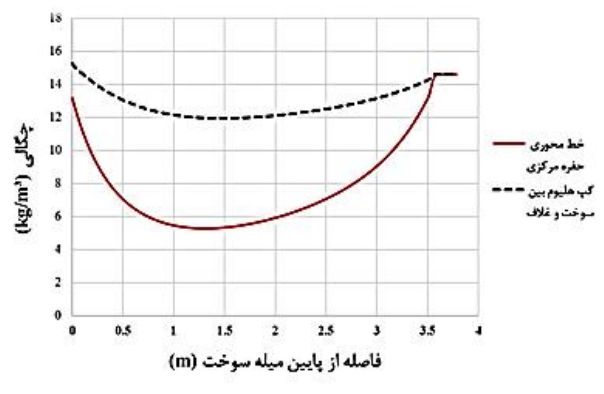
در شکل ۱۴ نمودار مربوط به CHF در طول کانال با افزایش دمای سیال روند کاهشی دارد. لازم به ذکر است تغییرات پارامتر DNBR متناسب با تغییرات شار حرارتی بحرانی و شار حرارتی واقعی میله سوخت در طول کانال می‌باشد که در طول کانال به یک مقدار مینیمم می‌رسد (معمولاً در ماکزیمم دمای غلاف) در تمامی حالات بررسی شده مقدار DNBR (به عنوان یک پارامتر ایمنی) از حاشیه ایمنی بالایی برای میله سوخت مورد نظر برخوردار است.



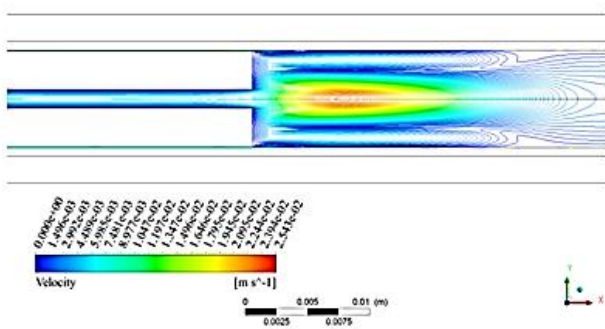
شکل ۱۴ تغییرات شار حرارتی بحرانی و DNBR در طول کانال



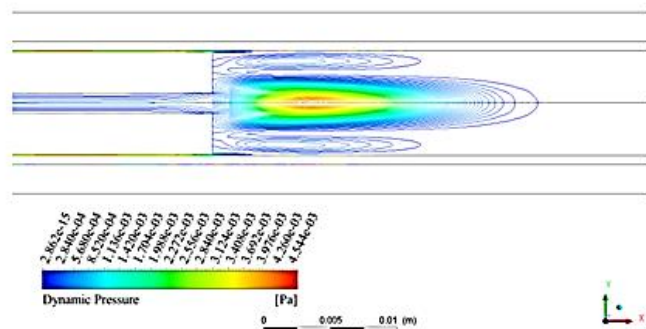
(ب)



(الف)



(د)



(ج)

شکل ۱۵ (الف) نمودار تغییرات چگالی گاز هلیوم در راستای محوری (ب) کانتور تغییرات چگالی گاز هلیوم (ج) تغییرات فشار دینامیکی گاز هلیوم و (د) تغییرات سرعت گاز هلیوم در میله سوخت

۵- نتیجه گیری

در این مقاله آنالیز ترموهیدرولیک به روش تک کانال برای میله سوخت داغ راکتور هسته‌ای بوشهر VVER-1000 در شرایط قدرت اسمی مدلسازی شده است. توزیع توان خطی (بر واحد طول میله) را از مرجع [۱۸] استخراج کرده و در کد COBRA-EN و نرم‌افزار ANSYS FLUENT وارد شده است. لازم به ذکر است که در این مدلسازی از کد COBRA-EN توسعه یافته جهت مدل‌سازی حفره مرکزی سوخت VVER بهره برده شده است. نتایج بدست آمده در حالت پایا با نتایج تحلیلی و گزارش آنالیز ایمنی راکتور بوشهر مقایسه شده است که مبین سازگاری خوب نتایج حاصله با نتایج مرجع می‌باشد. همچنین همانطور که ذکر گردید یکی از محدودیت‌ها در طراحی راکتورهای هسته ای^۱ MDNBR یا حداقل نسبت شار حرارت بحرانی به شار حرارت واقعی قلب است. وقوع پدیده‌ی CHF یا رسیدن به این شار حرارتی، منجر به افزایش ناگهانی دما شده و برای قلب راکتور آسیب زاست. لذا یکی از موارد مهم که در طراحی‌ها لحاظ می‌شود این است که شار حرارتی تا حالت بحرانی، آستانه ایمنی مناسبی داشته و یا به عبارتی مقدار MDNBR از حدی کمتر نشود (معمولاً ۱٫۳ [۱۸])، که در این شبیه‌سازی مقدار MDNBR از حاشیه ایمنی بالایی برخوردار است. همچنین در این مدل‌سازی پارامترهای مربوط به گاز هلیوم محبوس در حفره مرکزی سوخت و در فضای بین سوخت و غلاف از جمله تغییرات دما، فشار و چگالی آن بررسی گردید.

۶- فهرست علائم و اختصارات

علائم انگلیسی

T	دما، °C
P	فشار، Pa
X	کیفیت بخار در ورودی
h	آنتالپی تبخیر، J/kg
K	ضریب هدایت حرارتی سوخت، w/m.K
t	زمان، s
q	توان، W
Nu	عدد ناسلت
Re	عدد رینولدز
Pr	عدد پرانتل
Gr	عدد گرافش
C	ظرفیت حرارتی ویژه سوخت، J/kg.°C
G	شار جرمی سیال، kg/m ² .s

D قطر، m

A مساحت، m²

ṁ دبی جرمی، kg/s

علائم یونانی

ρ چگالی، kg/m³

v سرعت، m/s

ψ ضریب عدد ناسلت

μ ویسکوزیته، N.s/m

λ ضریب ویسکوزیته ثانویه

α ضریب خلاء

زیرنویس‌ها

in ورودی

j خروجی

g بخار

f آب

h هیدرولیکی

i ورودی

۷- مراجع

- [1] Marakis, J., Papapavlou, C., Kakaras, E., "A parametric study of radiative heat transfer in pulverised coal furnaces", *Int. J. Heat Mass Transf.*, Vol. 43, No. 16, pp. 2961–2971, (2000).
- [2] Spinnler, M., Winter, E.R., Viskanta, R., "Studies on high-temperature multilayer thermal insulations", *Int. J. Heat Mass Transf.*, Vol. 47, No. 7, pp. 1305–1312, (2004).
- [3] Mezrhab, A., Bouali, H., Amaoui, H., Bouzidi, M., "Computation of combined natural-convection and radiation heat-transfer in a cavity having a square body at its center", *Apply Energy*, Vol. 83, pp. 1004–1023, (2006).
- [4] Vivek, V., Sharma, A.K., Balaji, C., "Interaction effects between laminar natural convection and surface radiation in tilted square and shallow enclosures", *Int. J. Therm. Sci.*, Vol. 60, pp. 70–84, (2012).
- [5] Martyushev, S.G., Sheremet, M.A., "Conjugate natural convection combined with surface thermal radiation in a three-dimensional enclosure with a heat source", *International Journal of Heat and Mass Transfer*, Vol. 73, pp. 340–353, (2014).
- [6] Aghaie, M., Zolfaghari, A., and Minucmehr, A., "Coupled neutronic thermal-hydraulic transient

¹ Minimum Departure from Nucleate Boiling Ratio

- of Nuclear Energy Science and Technology*, Vol. 14, No. 3, pp. 264-279, (2021).
- [17] Arshi, S., Safaei, S., Mirvakili, M., and Faghihi, F., "Modified COBRA-EN code to investigate thermal-hydraulic analysis of the Iranian VVER-1000 core", *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 52, No. 6, pp. 589-595, (2010).
- [18] Russia Federal Agency on Nuclear Energy, Bushehr NPP final safety analysis report, Moscow, (2005).
- [19] Hanisch, T., Zedler, P., Hurtado, A., Rüdiger, F., Fröhlich, J., "Numerical and experimental analysis of flow and heat transfer in a fuel assembly mock-up with transverse flow above the rods", *International Journal of Heat and Fluid Flow*, Vol. 89, pp. 108-809, (2021).
- [20] Tikadar, A., Najeeb, U., Titan C., Paul, S.K., Azzam, O., Salman, S., Ahmed M., Abir, L.A., Carrilho, J.A., "Numerical investigation of heat transfer and pressure drop in nuclear fuel rod with three-dimensional surface roughness", *International Journal of Heat and Mass Transfer*, Vol. 126, Part B, pp. 493-507, (2018).
- [21] Basile, D., Beghi, M., Chierici, R., Salina, E., Brega, E., "COBRA-EN: an upgraded version of the COBRA-3C/MIT code for thermal hydraulic transient analysis of light water reactor fuel assemblies and cores", *ENELCRTN*, Milano, (1999).
- [22] Incropera, F. P., DeWitt, D.z P., Bergman, T. L., Lavine, A. S., Introduction to zHeat transfer, 5th eddition, pp. 42-68, (Translated by A.A. Rostami, M. Shirazi), *Isfahan University of Technology Publication Center*, (2013). (in Persian فارسی)
- [23] EL-WAKIL, M. M., "Nuclear Heat Transport", *The American Nuclear Society*, 3rd Edition, (1981).
- [24] Todreas, N. E., and Kazimi, M.S., "Nuclear Systems II Elements of Thermal Hydraulic Design", *Hemisphere publishing corporation*, New York, (1990).
- [25] Yu, J., Wang, S., Jia, B., "Development of sub-channel analysis code for CANDUSCWR. Prog", *Nucl. Energy*, Vol. 49, pp. 334-350, (2007).
- analysis of accidents in PWRs", *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 50, pp.158–166, (2012).
- [7] Wang, Q., Chen, X., Yi-chong, X., "Accident like the Fukushima unlikely in a country with effective nuclear regulation: literature review and proposed guidelines", *Renew. Sustain. Energy Rev.*, Vol. 17 pp. 126–146, (2013).
- [8] Mochizuki, H., "Analysis of the chernobyl accident from 1:19:00 to the first power excursion", *Nucl. Eng. Des.*, Vol. 237, pp. 300–307, (2007).
- [9] U.S. Nrc, Backgrounder on the three mile island accident, *United State Nucl. Regul.*, Comm., pp1-7, (1979).
- [10] IAEA, "Thermophysical properties database of materials for light water reactors and heavy water reactors", *Int. Atom. Energy Agency*, http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/37/118/37118326.pdf, (2006).
- [11] IAEA, Computational analysis of the behaviour of nuclear fuel under steady state, transient and accident conditions, *Int. Atom. Energy Agency*, <https://www.taodocs.com/p-50010983.html>, (2007).
- [12] Wilhelm, P., Jobst, M., Schäfer, F., Kliem, S., "Severe accident research activities at Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR)", *Kerntechnik*, Vol. 81, pp. 134–137, (2016).
- [13] Aounallah, Y., "Simulation of HALDEN IFA-650 loss-of-coolant accidents test with TRACE", *Kerntechnik*, Vol. 77, pp. 316–323, (2012).
- [14] Horhoianu, G., Serbanel, M., Diaconu, C., "Investigation of the Ru-43LV fuel behaviour under LOCA conditions in a CANDU reactor", *Kerntechnik*, Vol. 77, pp. 356–364, (2012).
- [15] Faghihi, F., Mirvakili, S.M., Safaei, S., and Bagheri, S., "Neutronics and sub-channel thermal-hydraulics analysis of the Iranian VVER-1000 fuel bundle", *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 87, No. 6, pp. 39-46, (2016).
- [16] Sadeghiazad, M.M., Choobdar, F., "Investigation of thermal-hydraulic transient analysis of hot fuel rod in the pump failure accident", *International Journal*