

انحراف از جوشش هسته‌ای (DNBR) در شرایط کاهش جریان

"خنک کننده قلب راکتور VVER1000"

قاسم سوری^۱، مسعود عبداله زاده^۲، محسن شایسته^{۳*}، اردشیر باقری^۴
 ۱- دانشجوی دکتری، ۲ و ۳- دانشیار، ۴- استادیار دانشگاه جامع امام حسین (ع)

(دریافت: ۱۳۹۸/۰۲/۰۹، پذیرش: ۱۴۰۰/۰۳/۰۷)

چکیده

در یک حادثه فرضی در راکتور که ناشی از نقص در سیستم پمپ مدار اول می‌باشد، دبی جرمی خنک‌کننده به تدریج افت پیدا کرده که در این شرایط پدیده انحراف از جوشش هسته‌ای باعث کاهش حرارت و افزایش شار حرارتی بر روی غلاف سوخت می‌شود. در این مقاله ابتدا به روش بررسی قلب تحلیل گذرای مؤلفه‌های ترموهیدرولیکی قلب راکتور VVER-1000 در شرایط کاهش جریان خنک‌کننده با استفاده از کد COBRA-EN انجام گردید. در ادامه بر اساس کاهش تغییرات زمانی توان قلب راکتور و دبی ورودی خنک‌کننده با استفاده از ترکیب بندی قلب راکتور با کد RELAP5 در حالت گذرای کاهش جریان خنک‌کننده به میزان ۳۰٪ تغییرات زمانی DNBR و تعدادی از مؤلفه‌های ترموهیدرولیکی خنک‌کننده قلب راکتور در مدت زمان ۱۲۰ s بررسی گردید و نتایج با کد COBRA-EN مقایسه گردید. سپس بر اساس نتایج خروجی کد COBRA-EN در شرایط کاهش جریان خنک‌کننده قلب راکتور، برای داغ‌ترین کانال قلب راکتور بر اساس مقادیر FSAR راکتور، مؤلفه انحراف از جوشش هسته‌ای (DNBR) ارزیابی و تحلیل ایمنی قلب راکتور انجام گردید. جهت دقت بیشتر در محاسبات، تغییرات مؤلفه‌های طراحی و ایمنی برای سه حالت کاهش جریان در کانال داغ (۳۰٪، ۶۰٪ و ۹۰٪) بررسی شده است. نتایج نشان می‌دهند با افزایش زمان جریان دوفازی می‌شود و محدودیت‌های DNBR ایجاد می‌شود ولی دمای سطح غلاف و میله سوخت از حد مجاز بیشتر نشده و قلب راکتور در محدوده ایمنی قرار دارد.

کلیدواژه‌ها: انحراف از جوشش هسته‌ای، تحلیل قلب، داغ‌ترین کانال سوخت، کد COBRA-EN

Deviation from Nucleate Boiling Ratio (DNBR) in Flow Decreasing Conditions in the "Cooling Part of VVER1000 Reactor Core"

Gh. Soori, M. Abdollahzadeh, M. Shayesteh*, I. Bagheri

Imam Hossein University

(Received: 04/05/2018; Accepted: 28/05/2021)

Abstract

In a hypothetical accident in a reactor, the coolant mass flow decreases gradually. In such a condition, the deviation from nucleate boiling ratio decreases the heat transfer from the fuel and increases the heat flux. In this paper, firstly, by means of a transient analysis, core analysis thermohydraulic parameters of the VVER-1000 reactor core were determined by COBRA-EN code in the conditions of reduced coolant current. Then the time-based DNBR variations and a number of thermohydraulic parameters of reactor cooling heart in a 120 seconds time span were evaluated, based on the reduction of temporal changes of reactor heart power and the cooling inlet flow, using the RELAP5 code to model the reactor heart in the "30% cooling flow reduction" transient mode, and the results were compared with COBRA-EN code. Then, based on the outputs of COBRA-EN code under conditions of reactor core coolant reduction, for the hottest reactor core channel based on the reactor FSAR values, the departure of nucleate boiling (DNBR) parameter was evaluated and the safety analysis of the reactor core was performed. To analyze the sensitivity of the changes, we investigated three modes of flow reduction in the hot channel (30%, 60%, and 90%). The results showed that as the time goes on, the flow becomes biphasic and DNBR limitations are established, but the surface temperature of the clad and the fuel rod do not exceed the safety limit and the reactor is within the safety range.

Keywords: COBRA-EN Code, Deviation from Nucleate Boiling Ratio, Core Analysis, Hottest Fuel Channel

۱- مقدمه

بخار نیز به معادلات افزوده می‌شود و امکان محاسبه مستقیم کسر حجمی بخار^۲ را فراهم می‌سازد. در روش سوم معادلات بقای جرم و بخار به صورت همزمان حل می‌شود. در کنار حل معادله جریان، مدل حرارتی سوخت نیز به صورت عددی حل می‌گردد. روش تحلیل کانال جریان^۳ مسیر سیال در مجتمع‌های سوخت را به تعدادی کانال موازی که بین میله‌های سوخت قرار دارد تقسیم می‌کند و برای محاسبه آنتالپی و فشار و دبی جرمی کانال‌ها معادلات بقای جرم، انرژی و ممنتوم را حل می‌کند. مدل‌سازی تبادل عرضی جرم، ممنتوم و انرژی عبوری از سطح مشترک فرضی بین کانال‌ها مشخصه منحصر به فرد روش کانال جریان است.

۳- مدل‌سازی ترموهیدرولیکی قلب راکتور

برخی از مشخصات و مؤلفه‌های قلب راکتور VVER-1000/V446 در شرایط عملکردی که در این مقاله مورد نیاز است، در جدول (۱) آورده شده است. این راکتور دارای ۱۶۳ مجتمع سوخت با سه غنای متفاوت ۱/۶، ۲/۴ و ۳/۶ درصد است که هر مجتمع سوخت آن دارای ۳۱۱ میله سوخت است. (شکل ۱) [۶].

جدول ۱. مؤلفه‌ها و مشخصات خاص از راکتور [۶].

شرایط کاری قلب راکتور	
فشار مرجع	۱۵/۷(MPa)
توان حرارتی راکتور	۳۱۲۰ (MWt)
آهنگ شارش داخلی خنک‌کننده	۸۴۸۰۰ (m ³ /h)
آنتالپی ورودی خنک‌کننده	۱۲۹۰ (KJ/kg)
دمای ورودی خنک‌کننده	۲۹۱/۹ (°C)
مجتمع سوخت	
هگزگونال	ساختار مجتمع سوخت
۱۶۳	تعداد مجتمع سوخت در قلب
۲۳/۶	گام بین مجتمع‌های سوخت
۳۱۱	تعداد میله‌های سوخت در هر مجتمع
میله سوخت	
۱/۵ mm	قطر داخلی میله سوخت
۷/۵۷ mm	قطر خارجی میله سوخت
۹/۱ mm	قطر بیرونی غلاف
UO ₂	ماده میله‌های سوخت
Alloy Zr+1% Nb	ماده غلاف
۱۲/۷۵ mm	گام میله سوخت

برای مدل‌سازی ترموهیدرولیکی قلب راکتور VVER-1000 بوشهر مطابق شکل (۱) برای توزیع توان، تقارن یک ششم به ۱۶۳ مجتمع سوخت گسترش می‌یابد. هر مجتمع سوخت به ۲۰ حجم کنترل تقسیم شده است. تعداد کل حجم‌های کنترل در کد

طراحی راکتورهای هسته‌ای آب تحت فشار براساس کارکرد راکتور در رژیم انتقال حرارت جابجایی اجباری مایع تک‌فاز و جوشش هسته‌ای زیر اشباع می‌باشد. بنابراین انحراف از جوشش هسته‌ای و وارد شدن به ناحیه جوشش‌گذار و فیلمی نامطلوب است و موجب آسیب میله سوخت می‌شود. بر این اساس حداقل نسبت انحراف از جوشش و یا حداقل نسبت شار حرارتی بحرانی نشان‌دهنده میزان حاشیه ایمنی راکتور است [۱].

یکی از مهم‌ترین اهداف طراحی قلب راکتور PWR تعیین کانال داغ در قلب و ارزیابی مؤلفه‌های ایمنی آن است [۲]. محدودیت‌های اجباری به وسیله فاکتور نسبت انحراف از جوشش هسته‌ای نیازمند تحلیل ترموهیدرولیکی قلب بر پایه محاسبات توزیع جریان و آنتالپی به کمک طرح فیزیکی دقیق استوار است [۳]. ضریب MDNBR^۱ مؤلفه ایمنی بسیار مهمی برای قلب راکتورهای قدرت بوده و بایستی به‌طور پیوسته و در شرایط زمان واقعی به‌وسیله سیستم حفاظت راکتور مانیتور شود [۴-۵]. در این مقاله ابتداء کل قلب راکتور مدل‌سازی شده و کانال‌های داغ شناسایی شده‌اند. مشاهده رفتار داغ‌ترین کانال قلب می‌تواند به تحلیل مناسبی از سیستم، در حالت گذرا منجر شود. سپس در یک حادثه فرض شده است که کانال داغ با کاهش جریان روبرو شده است. به ازای ۳ حالت کاهش جریان (۳۰٪ و ۶۰٪ و ۹۰٪) نتایج در حد بیشینه سوخت، غلاف، کسرخلأ و DNBR بر اساس تغییر دبی ورودی در شرایط پایا محاسبه گردید. در ادامه فرض می‌شود نقصی در سیستم پمپ و یا نشستی در مدار سیال اتفاق افتاده است که باعث کاهش جریان خنک‌کننده به ازای تغییرات دبی، فشار و توان در کل قلب می‌شود. سپس نتایج مؤلفه‌های حالت پایا را در سه حالت ذکر شده در حالت‌گذاری ۱۰۰ s برای کانال داغ محاسبه و معیارهای مهم ایمنی از قبیل دمای سوخت، غلاف، DNBR، CHF در محدوده طراحی صورت می‌گیرد.

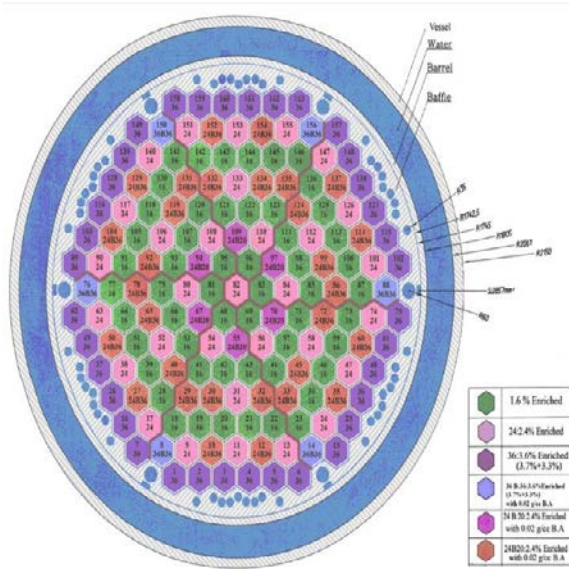
۲- معرفی کد COBRA-EN (کد تحلیل کانال)

کد COBRA-EN ویرایش جدید کد COBRA3C/MIT بوده و مبتنی بر روش کانال جریان است که معادلات بقای جرم، انرژی، ممنتوم را همراه با معادلات کمکی به سه روش حل می‌کند. روش سه معادله که معادلات جرم، انرژی و ممنتوم را برای مدل همگن جریان دوفازی به‌طور همزمان حل می‌کند. روش چهار معادله که مشابه روش سه معادله است با این تفاوت که معادله بقای جرم

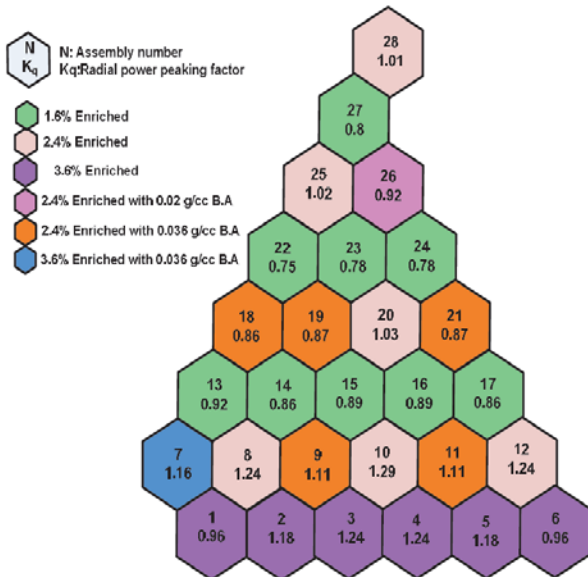
^۲ Void Fraction

^۳ Subchannel Analysis Method

^۱ Minimum Departure from Nucleate Boiling Ratio



شکل ۱. نمای از قلب راکتور بوشهر [۶].



شکل ۲. فاکتورهای پیک توان مجتمع‌های سوخت قلب راکتور با تقارن ۶۰° [۶].

۳-۱- مدل‌سازی با استفاده از کد COBRA-EN

معادلات اساسی که در کد COBRA - EN به کار رفته‌اند معادلات بقای جرم، بقای انرژی و بقای ممنتوم محوری و عرضی می‌باشد. مدل‌های که برای انتقال حرارت به کار رفته است شامل مدل هدایت حرارتی سوخت و مدل انتقال حرارت از سطح میله سوخت به سیال می‌باشد. تعداد گره‌ها با توجه به شار نوترون در قلب و تغییرات دمای سیال در نقاط مختلف مجتمع سوخت داغ در حالت بهینه ۲۰ گره در راستای محوری و شش گره در راستای شعاعی در نظر گرفته شده است.

COBRA-EN برابر ۲۰ × ۱۶۳ عدد می‌باشد. شرط مرزی خروجی قلب راکتور، فشار ۱۵/۷ MPa و شرط مرزی ورودی به قلب راکتور شار گرمی و درجه حرارت سیال ورودی ۲۹۱ °C می‌باشد. مؤلفه‌های مهم ترموهیدرولیکی در روش تحلیل قلب، از قبیل محیط تر شده^۱، محیط گرم شده^۲ و سطح عبوری سیال در جدول (۲) آمده است. سهم جریان‌های کنار گذر که با میله‌های سوخت در تماس نیستند و در برداشت حرارت از قلب اثر ندارد ۰.۴٪ از کل دبی ورودی به قلب راکتور است. می‌توان شار گرمی ورودی به یک مجتمع سوخت (G) را با رابطه (۱) محاسبه کرد [۶].

$$G = \frac{\rho \times Q}{A} \times 0/96 \tag{1}$$

در رابطه (۱) شار گرمی ورودی، ρ چگالی آب ورودی در دمای ۵۶۴/۱۵ کلوین و فشار ۱۵/۷ MPa برابر با ۷۴۳ kg/m^۳ عبوری قلب راکتور ۴/۱۴ m^۲ است [۶]. در حالت کاهش دبی به مجتمع سوخت باید درصد کاهش دبی (γ) در رابطه (۱) اعمال شود تا دبی ورودی به مجتمع سوخت محاسبه گردد و در ورودی کد لحاظ گردد رابطه (۲).

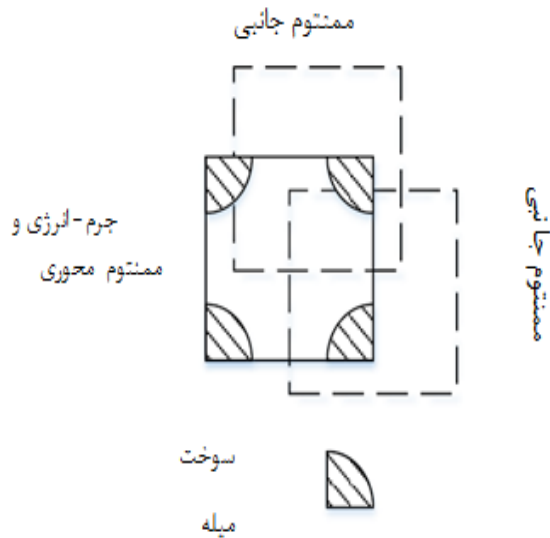
$$g = G \times (1 - \gamma) \tag{2}$$

در ورودی کد در همه کانال‌ها مقدار دبی ۰.۹۷٪ می‌باشند که این ۰.۳٪ کاهش دبی مربوط به جریان‌های کنار گذر است.

جدول ۲. مؤلفه‌های مهم ترموهیدرولیکی در روش تحلیل قلب [۶].

۰/۰۲۵۴۸	سطح عبوری سیال (m ²)
۹/۷۰۷۸	محیط گرم شده (m)
۸/۸۹۱	محیط تر شده (m)
۴۴۸	بیشینه نرخ گرمایی خطی (w/cm)
۱۶۶/۷	میانگین نرخ گرمایی خطی (w/cm)
۵۱۵	آهنگ جریان خنک‌کننده در طول عملکرد راکتور در چهار RPC (m ³ /hr)
۵۱۴۴	مساحت کل انتقال گرما در داخل قلب (در حالت داغ) (m ²)
۱۵/۷	فشار خنک‌کننده در قسمت بیرونی قلب (MPa)
۸۰۰۰۰	میانگین مقدار طراحی شده آهنگ شارش جریان در داخل راکتور (m ³ /hr)
۱/۷۵	مقدار DNBR در حالت اسمی
۱/۳	مقدار کمینه DNBR در حالت انحراف از مقدار اسمی

¹ Wetted Perimeter
² Heated Perimeter



شکل ۴. حجم کنترل شده انتخاب شده برای معادلات بقا [۷].

با توجه به مدل دو فازی همگن در نظر گرفته شده برای محاسبات ترموهیدرولیکی سیال، معادلات بقای اصلی جرم، انرژی و ممنتوم محوری به همراه معادله بقای ممنتوم جانبی در مختصات یک بعدی و حالت پایا به صورت زیر خواهد بود [۷].

معادله بقای جرم:

$$\frac{\partial}{\partial z} \dot{m} + \sum_{k \in I} e_{ik} W = 0 \quad (3)$$

معادله بقای انرژی:

$$\frac{\partial}{\partial z} \dot{m} + \sum_{k \in I} e_{ik} W = \sum_{m \in I} \phi_{im} P_h q_w'' + \sum_{m \in I} \phi_{im} r_q q' - \sum_{k \in I} C_k S_k (\Delta T) - \sum_{k \in I} W' (\Delta h) \quad (4)$$

معادله بقای ممنتوم محوری:

$$\frac{\partial}{\partial z} \frac{\dot{m}^2 v'}{A} + \sum_{k \in I} (e_{ik} W \frac{\dot{m} v'}{A} - f_i w' \Delta u) = -A \frac{\partial P}{\partial z} - \frac{1}{2} \frac{f_w \Phi^2}{D_h \rho_1} + k' V' \frac{\dot{m}^2}{A} - g A \rho \cos \theta \quad (5)$$

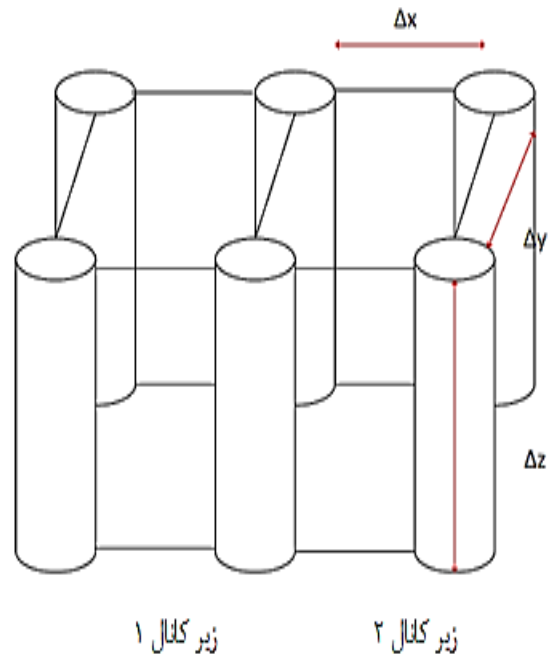
۳-۲- تعیین کانال داغ

برای تعیین کانال داغ باید به ضریب قله توان شعاعی که در FSAR وجود دارد توجه کرد، هر مجتمع سوختی که ضریب پیک توان^۱ (PPF) بزرگتری داشته باشد چون در توان ضرب می‌شود بیشترین توان برای آن مجتمع حاصل می‌شود و به عنوان کانال داغ انتخاب می‌شود. با توجه به FSAR راکتور، بیشترین مقدار ضریب توزیع نسبی توان شعاعی برابر با ۱/۵۷ است. [۶]. در شکل (۷) تغییرات محوری فاکتور توان شعاعی در طول کانال قلب راکتور نشان داده شده است.

جدول ۳. مؤلفه‌های استفاده شده در مدل‌سازی با کد COBRA-EN [۶].

۱	تعداد مجتمع‌های سوخت
۱	تعداد انواع کانال
۲۰	تعداد گره‌های محوری
۶	تعداد گره‌های شعاعی
۵۶۴/۱۵	دمای ورودی خنک‌کننده (k)
۱۵/۷	فشار کاری راکتور (MPa)
۳۰۰۰	توان قلب (MW _{th})
۱/۵۷	ضریب نسبی توان شعاعی مجتمع
سه معادله	مدل ترموهیدرولیکی

در این روش مسیر عبور سیال از میان کانال‌هایی تعریف می‌شود که با میله‌های سوخت در ارتباط هستند. این کانال‌ها به تعدادی حجم کنترل محوری تقسیم شده و مؤلفه‌های سیال مانند دما و چگالی به صورت مقادیر متوسط در هر حجم تعیین می‌گردد. نمونه‌ای از مش‌بندی حجم کنترل شده بر اساس روش زیرکانال که سیال در مرکز آن قرار دارد در شکل (۳) نمایش داده شده است [۹-۷].



شکل ۳. نمونه‌های مش‌بندی کانال‌های سیال در روش زیرکانال [۷].

بر خلاف مدل کانال‌های مجزا، در این محاسبات، انتقال جرم، انرژی و ممنتوم از طریق ارتباط میان کانال‌های مجاور با یکدیگر بررسی می‌شود. در شکل (۴) حجم کنترل شده که معادلات بقا بر اساس آن گسسته‌سازی می‌شود نشان داده شده است.

^۱ Power Peaking Factor

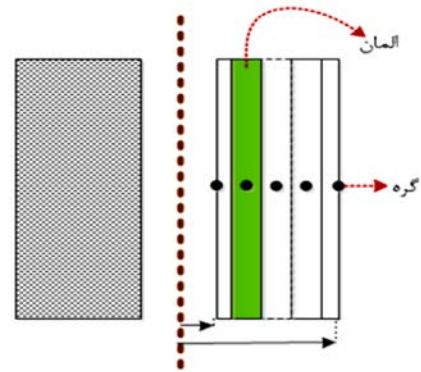
بررسی نحوه انتقال حرارت میله‌های سوخت از اهمیت بالایی برخوردار است. این انتقال انرژی از دو مکانیزیم اصلی انتقال حرارت رسانش در سوخت و انتقال حرارت جابجایی از سطح میله سوخت به خنک‌کننده اتفاق می‌افتد. محاسبه دقیق توزیع درجه حرارت سوخت با توجه به وابستگی ضریب هدایت حرارتی به دما، به روش تحلیلی امکان‌پذیر نبوده و بایستی معادله انتقال حرارت را به کمک روش اختلاف محدود گسسته‌سازی نمود. لذا مطابق شکل (۶) راه حل ساده‌تر استفاده از روش بالانس انرژی برای انواع المان نوع ۱ و ۲ در رابطه (۶ و ۷)، و با فرض تقریب خطی گردانیدن دما می‌باشد که منتج به همان شکل گسسته معادله با روش اختلاف محدود می‌گردد [۱۰ - ۱۲].

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

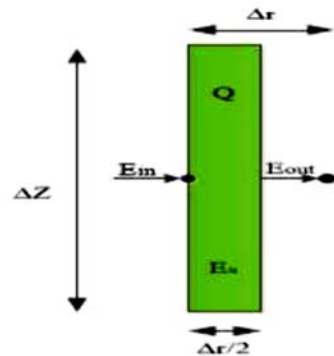
$$\dot{E}_{in} + \dot{E}_g = 0 \Rightarrow K_i A_i \frac{T_i - T_{i-1}}{\Delta r} = \dot{q}''' \times V_i \quad (7 \text{ و } 6)$$

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

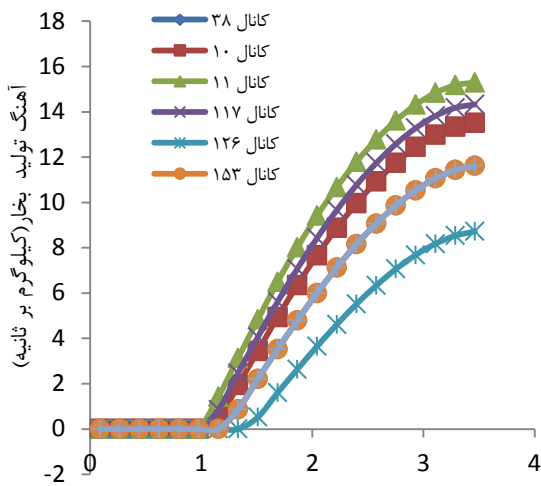
در معادلات (۶ و ۷) مختصات شعاعی، T درجه حرارت، K ضریب هدایت حرارتی در سطح مشترک دو المان، \dot{q}''' نرخ چگالی تولید توان، V_i حجم المان و \dot{E}_{in} و \dot{E}_g به ترتیب نرخ انرژی ورودی و نرخ انرژی تولیدی در المان است.



شکل ۵. تقسیم بندی شعاعی در قرص سوخت [۱۰].



شکل ۶. موازنه انرژی در یک حجم کنترل [۱۰].

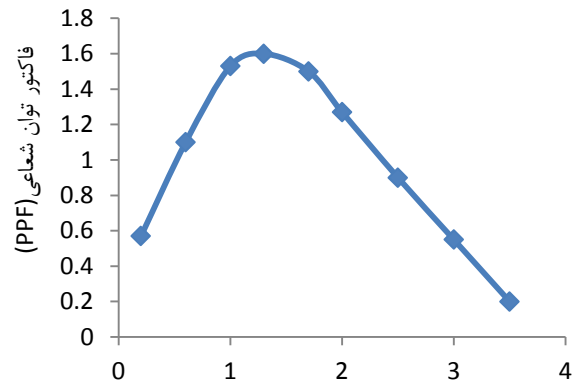


فاصله از انتهای پایین کانال سوخت (متر)

شکل ۸. مقایسه آهنگ تولید بخار در کانال داغ با سایر کانال‌ها.

۳-۴- نتایج حالت پایا

برای صحت‌سنجی مدل‌سازی قلب راکتور با کد COBRA-EN نتایج حالت پایا را مطابق جدول (۴) با مقادیر FSAR مقایسه گردید [۱۳]. نتایج نشان می‌دهد که مدل‌سازی قلب راکتور با کد رفتار سیستم را به‌خوبی پیش‌بینی کرده است. در شکل (۹) شار حرارتی واقعی و بحرانی داغترین میله سوخت برحسب ارتفاع آن نشان داده شده است.



فاصله از انتهای پایین قلب راکتور (متر)

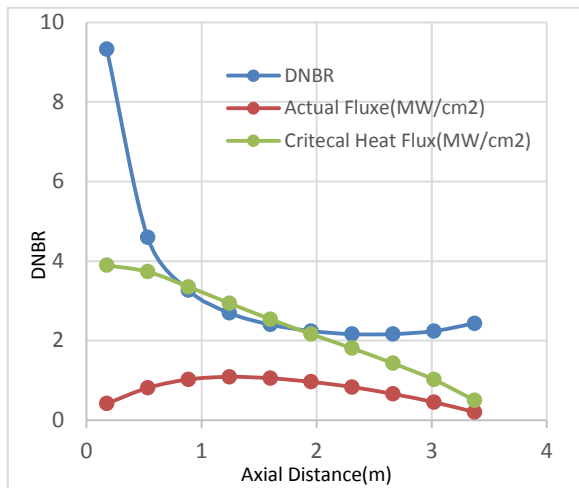
شکل ۷. تغییرات محوری فاکتور توان شعاعی [۶].

البته در مدل‌سازی راکتور در حالت پایا، هر کدام از مجتمع‌های سوخت که آنتالپی بیشتری دارد به عنوان کانال داغ تعیین می‌شود.

کانال‌های ۱۱، ۳۸، ۴۷، ۱۱۷، ۱۲۶ و ۱۵۳ بیشترین آنتالپی و دما را دارند که کانال ۱۱ مطابق شکل (۸) دارای نرخ تولید بخار بیشترین است که به عنوان کانال داغ معرفی می‌گردد.

۳-۳- مدل‌سازی انتقال حرارت در میله سوخت

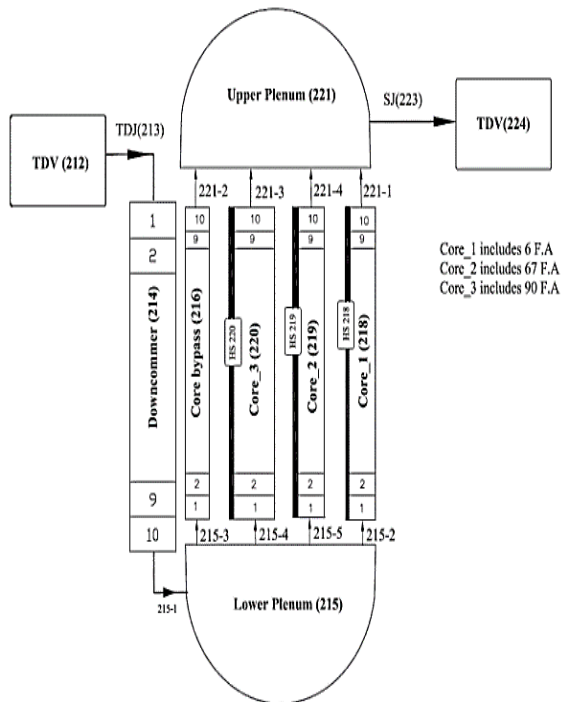
حرارت در قلب راکتور در میله‌های سوخت تولید شده و سپس از طریق سیال خنک‌کننده به خارج از قلب منتقل می‌شود. از این رو



شکل ۹. شار حرارتی واقعی و بحرانی و کمینه انحراف از جوشش هسته‌ای کانال داغ در حالت پایا

۴- تحلیل گذرای حادثه

بمنظور بررسی اثرات حادثه کاهش جریان خنک‌کننده بر روی مؤلفه‌های ترموهیدرولیکی قلب راکتور VVER-1000 در شرایط گذرا با استفاده از کد RELAP مطابق شکل (۱۰) قسمت‌های مختلف راکتور پرفشار با در نظر گرفتن مؤلفه‌های هندسی آن، مؤلفه‌های هیدرودینامیکی و انتقال حرارت بین اجزاء و سیال خنک‌کننده صورت گرفت [۱۶].



شکل ۱۰. نودبندی محفظه پرفشار راکتور VVER-1000 [۱۶ و ۱۷].

مقدار کمینه انحراف از جوشش هسته‌ای که به‌عنوان معیار ایمنی در حالت پایدار و گذرای راکتور می‌باشد، به‌صورت کمینه شار حرارتی بحرانی به شار حرارتی کارکرد عادی تعریف می‌شود. نسبت $\frac{q''_{DNB(z)}}{q''(z)}$ برای راکتورها تحت هر شرایطی نباید از مقدار MDNBR^۱ کمتر شود. یا به عبارتی شار گرمایی عبوری از سطح غلاف باید زیر حد DNB باشد [۱۴-۱۵].

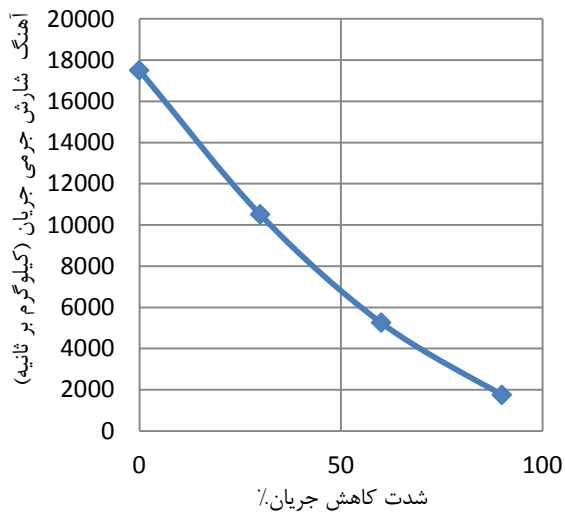
$$q''(r) < q''_{DNB} \left[\sim \frac{3MW}{m^2} \text{ in LWR} \right] \quad (۳)$$

مطابق شکل (۹) کمینه انحراف از جوشش هسته‌ای (DNBR) مقدار ۲/۱۶ است که نشان‌دهنده حاشیه ایمنی خوبی در طراحی ترموهیدرولیکی راکتور می‌باشد.

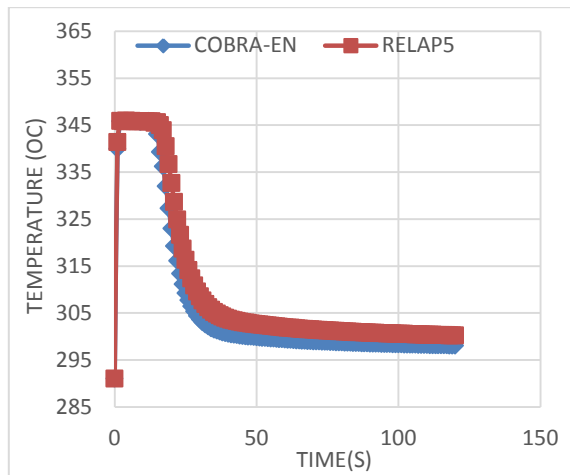
جدول ۴. مؤلفه‌های ترموهیدرولیکی حالت پایا [۱۳].

مؤلفه	FSAR	COBRA-EN
متوسط دمای خنک‌کننده (K)	۵۷۹	۵۸۳/۰۴
متوسط دمای خنک‌کننده در خروجی قلب (K)	۵۹۴	۵۹۵/۲۳
میانگین چگالی خنک‌کننده در خروجی قلب (kg/m ^۳)	۶۷۵	۶۸۱/۷۲
میانگین چگالی خنک‌کننده (kg/m ^۳)	۷۰۹	۷۰۳/۳۲
میانگین افت فشار در قلب (pa)	N.A	۱۱۴/۵۴
چگالی خنک‌کننده در خروجی مجتمع سوخت داغ (kg/m ^۳)	N.A	۶۵۱/۸۷
بیشینه آنتالپی سوخت (J/kg)	N.A	۲۸۵۵۱۶
بیشینه درجه حرارت سوخت (k)	۲۲۱۵/۵	۱۶۸۲/۷
بیشینه درجه حرارت سطح خارجی سوخت (k)	N.A	۸۶۷/۹
بیشینه درجه حرارت سطح داخلی غلاف (k)	N.A	۶۵۹/۱
بیشینه درجه حرارت سطح خارجی غلاف (k)	۶۲۵/۱۶ >	۶۱۵/۸
بیشینه شار حرارتی بحرانی در امتداد کانال داغ (MW/m ^۲)	N.A	۰/۴۹۸
DNBR	۱/۷۵ <	۲/۱۶۴

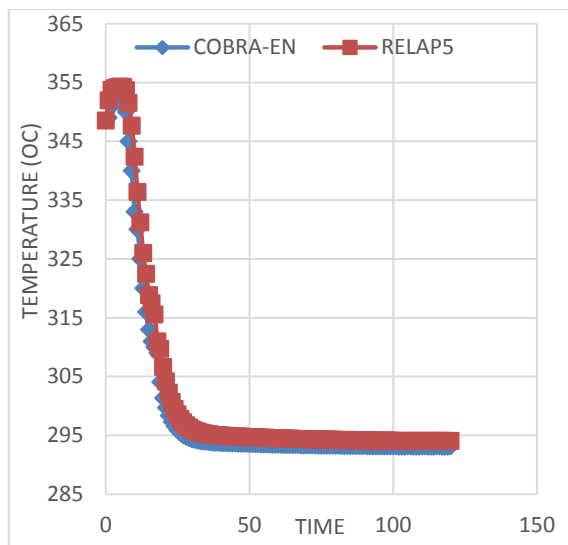
^۱ Minimum Departure from Nucleate Boiling Ratio



شکل ۱۲. مقادیر آهنگ شارش جرمی خنک‌کننده بر حسب شدت کاهش جریان.



شکل ۱۳. تغییرات دمای خروجی خنک‌کننده قلب راکتور در حالت ۳۰٪ کاهش جریان خنک‌کننده

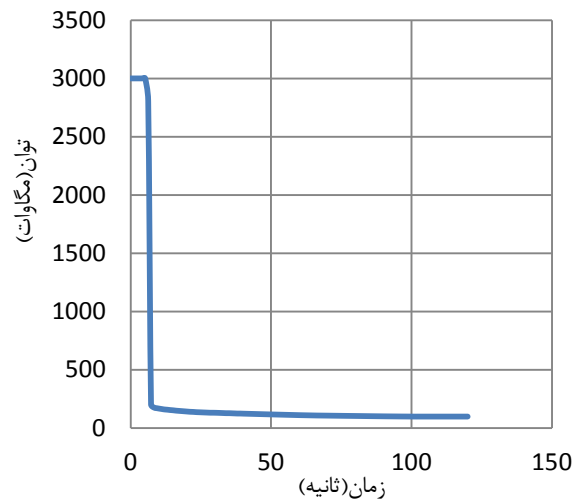


شکل ۱۴. تغییرات دمای سطح غلاف سوخت در حالت ۳۰٪ کاهش جریان خنک‌کننده

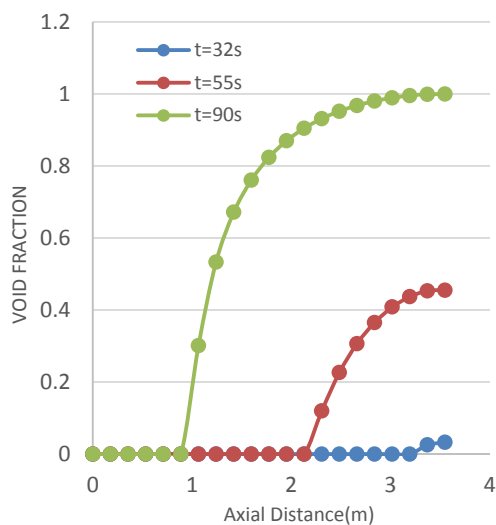
شرایط اولیه که به‌عنوان ورودی به کد داده شد طبق جدول (۵) می‌باشد. مقادیر دما و فشار ثابت می‌باشد. دبی جریان در حالت ۳۰٪ کاهش آهنگ شارش جرمی به ورودی کد داده می‌شود. در شکل (۱۱) تغییرات زمانی توان قلب راکتور به‌عنوان شرط مرزی نشان داده شده است. در شکل (۱۲) مقادیر آهنگ شارش جرمی جریان خنک‌کننده بر حسب میزان شدت کاهش جریان نشان داده شده است. شکل‌های (۱۶-۱۳) نتایج خروجی کد RELAP5 برای کانال داغ شامل مؤلفه‌های دمای خروجی خنک‌کننده، دمای مرکز سوخت، دمای سطح غلاف و DNBR در حالت ۳۰٪ کاهش آهنگ جرمی جریان خنک‌کننده با نتایج خروجی کد COBRA-EN مقایسه گردید، که تطبیق و همگرایی خوبی با یکدیگر دارند. در شکل (۱۳) دمای سطح غلاف از مقدار مجاز تعیین شده توسط FSAR کمتر است و آسیبی به سوخت وارد نمی‌شود. برای سایر شدت‌های ۶۰٪ و ۹۰٪ کاهش جریان نتایج دو کد به‌دلیل تفاوت در حل معادلات جریان و خواص مواد در کدها و نحوه میان‌یابی در کتابخانه ضرایب انتقال حرارت مؤلفه‌های ترموهیدرولیکی اختلاف قابل توجهی دارند و نمودارها رسم نشده‌اند.

جدول ۵. داده‌های ورودی مورد نیاز برای مدل‌سازی حادثه با RELAP

مؤلفه	مقدار
فشار	۱۵/۷ MPa
دما	۲۹۱ °C
آهنگ شارش جرمی	۱۷۵۰۰ kg/s
۳۰٪ کاهش آهنگ شارش جرمی	۱۰۵۰۰ kg/s



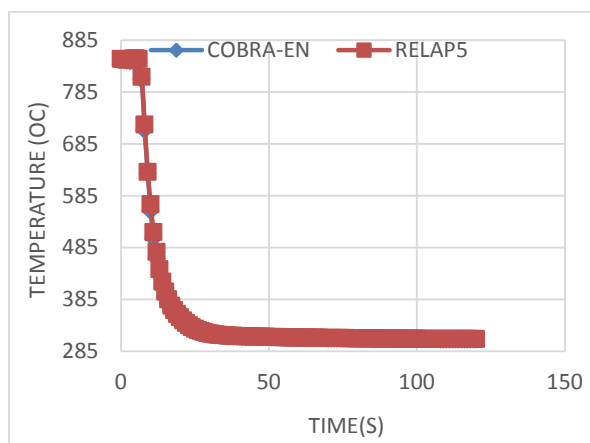
شکل ۱۱. تغییرات زمانی توان قلب راکتور



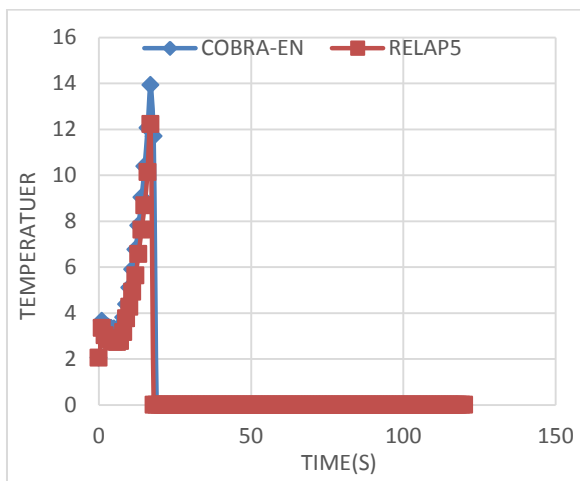
شکل ۱۷. تغییرات کسر بخار در طول کانال داغ در زمان‌های مختلف

پس از بررسی نتایج حالت پایا و اطمینان از دقت مدل‌سازی، نتایج مربوط به بررسی حادثه کاهش دبی خنک‌کننده در ورودی قلب راکتور بررسی می‌گردد.

در شکل (۱۸) تغییرات DNBR برای کانال داغ در زمان ۱۰۰ s در طول میله سوخت ابتدا یک حالت نزولی و پس از تقعر صعودی می‌باشد. همان‌طور که در شکل نشان داده شده است از فاصله ۰/۶۲۱ m از انتهای مجتمع سوخت مقدار DNBR زیر محدودیت‌های ایمنی است ولی دمای سطح غلاف و میله سوخت در حد مجاز حرارتی قرار دارد و آسیبی به سوخت نمی‌رساند. مهمترین معیار ایمنی سوخت دمای سطح غلاف است که در خروجی کد دمای بیش از ۳۵۲ نشان داده نمی‌شود و نزدیک شدن به این مقدار یک اعلام هشدار است که در مقادیر دمایی دو گره آخر که مربوط به دمای سطح داخلی و خارجی غلاف می‌باشد مهم است. مضافاً دمای غلاف سوخت نباید بیش از ۱۲۰۰ °C باشد که در این حالت وارد فاز ذوب سوخت می‌گردد و باید از کدهای دیگری مانند MELCOR استفاده کرد. قرص سوخت نیز در دمای ۲۰۰۰-۱۸۰۰ °C وارد فاز ذوب شدن می‌شود که این مقادیر بر اساس متوسط‌گیری روی تمام میله‌های سوخت است. در شکل (۱۹) مقایسه توزیع محوری اجزاء میله سوخت در حالت کاهش جریان به میزان ۹۰ در زمان $t = 100$ s و حالت پایا نشان داده شده است. مقادیر دمای سوخت و سطح خارجی غلاف از مقادیر مجاز عبور نکرده و زیر محدودیت‌های ایمنی قرار دارد.



شکل ۱۵. تغییرات دمای مرکز میله سوخت در حالت ۳۰٪ کاهش جریان خنک‌کننده.



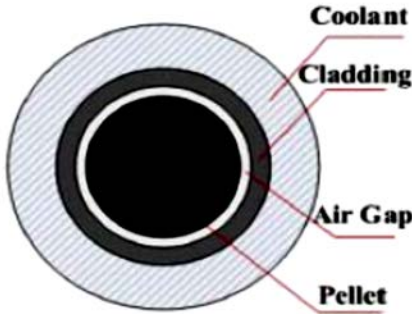
شکل ۱۶. تغییرات DNBR برای حالت ۳۰ درصد کاهش جریان خنک‌کننده.

۵- نتایج و بحث

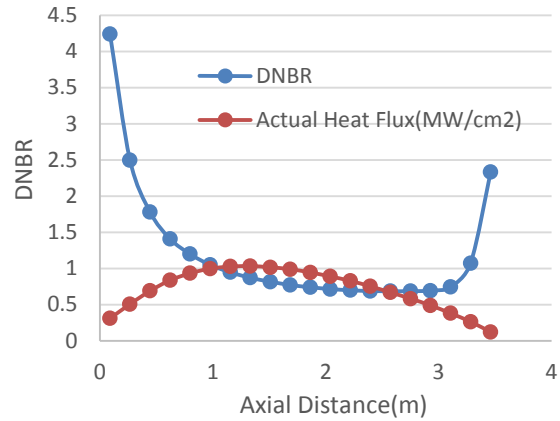
در شکل (۱۷) تغییرات کسر بخار در راستای محوری در زمان‌های مختلف را نشان می‌دهد. از زمان ۳۲ s به بعد، از انتهای مجتمع سوخت فاز بخار شروع می‌شود و جریان دو فازی می‌شود. البته در کیفیت پایین بخار اگر انتقال حرارت با کاهش روبرو شود (حباب تشکیل شود) با DNBR روبرو هستیم و در کیفیت‌های بالا با پدیده Dry out مواجه هستیم که این دو مقوله مفهوم یکسانی ندارند و نمی‌توان معنای واحد به آن‌ها در سراسر جریان دو فازی داد.

با افزایش زمان مقدار تولید بخار زیاد می‌شود در زمان ۱۰۰ s این مقدار در انتهای مجتمع سوخت به حداکثر مقدار خود می‌رسد و بیشترین مقدار بخار تولید می‌شود.

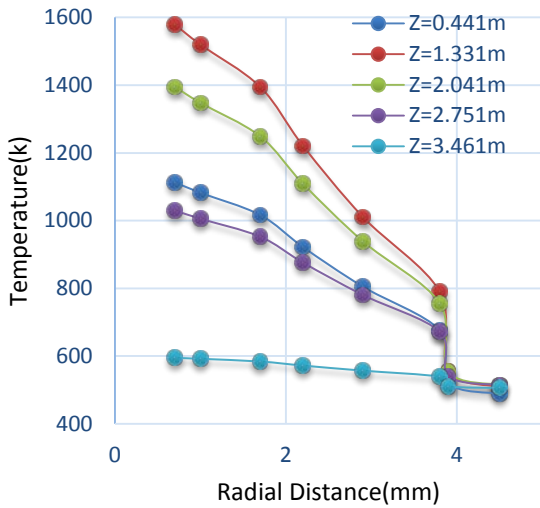
در FSAR یعنی 448 W/cm کمتر شود. این تغییرات در طراحی قلب راکتور بسیار حائز اهمیت می‌باشد.



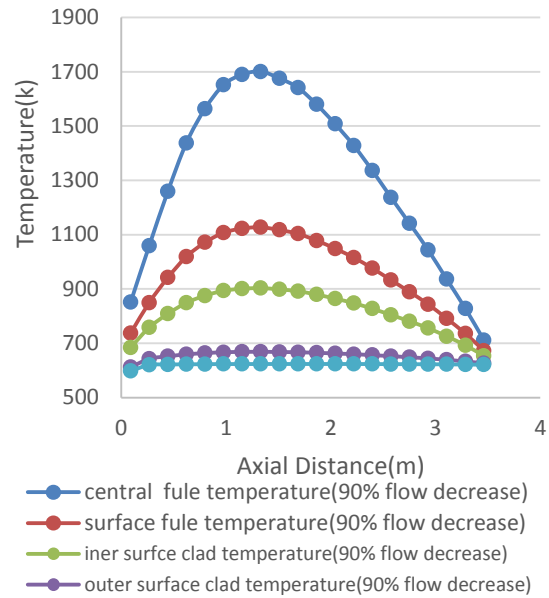
شکل ۲۰. نمایی از قسمت‌های مختلف قرص سوخت به صورت شعاعی. [۱۷-۱۸].



شکل ۱۸. شار حرارتی واقعی و کمینه انحراف از جوشش هسته‌ای در طول کانال داغ راکتور در اثر حادثه کاهش جریان خنک‌کننده



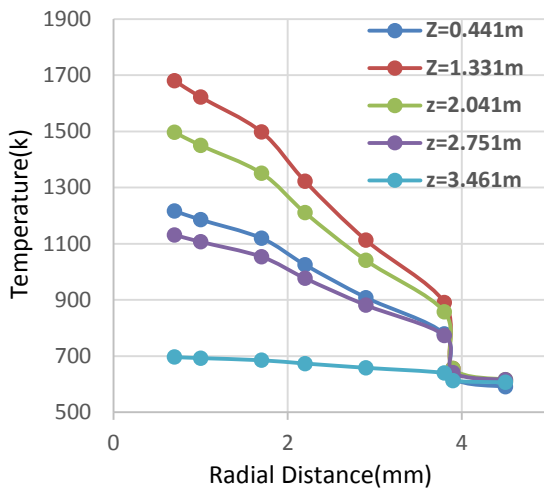
شکل ۲۱. تغییرات شعاعی دمای سوخت در فاصله‌های مختلف محوری در حالت پایا ($t = 0 \text{ s}$).



شکل ۱۹. مقایسه تغییرات محوری اجزاء مختلف میله سوخت داغ در شرایط ۹۰٪ کاهش جریان خنک‌کننده و حالت پایا

در شکل (۲۰) نمایی از سطوح داخلی و خارجی غلاف و سایر نقاط سوخت به صورت شعاعی نشان داده شده است [۱۷-۱۸].

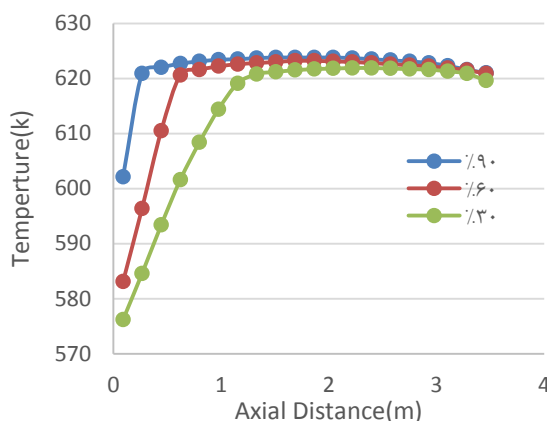
در شکل‌های (۲۱-۲۴) توزیع شعاعی دمای داغ‌ترین میله سوخت در مقادیر کاهش جریان (۳۰٪ و ۶۰٪ و ۹۰٪) و حالت پایا ($t = 0$) در فاصله‌های محوری مختلف از انتهای پایین میله سوخت را نشان می‌دهد. نمودارها نشان می‌دهند هر چه قدر میزان کاهش جریان در داغ‌ترین میله سوخت بیشتر باشد شیب توزیع شعاعی دمای اجزاء سوخت در فاصله‌های بیشتر از انتهای میله داغ‌کننده و اختلاف دما بین اجزاء میله سوخت کمتر می‌شود. با توجه به اینکه اختلاف دمایی بین اجزاء سوخت به قدرت خطی المان سوخت وابسته است. این تغییرات محدودیت‌هایی برای چگالی قدرت خطی سوخت ایجاد می‌کند و باید از مقدار مجاز ذکر شده



شکل ۲۲. تغییرات شعاعی دمای سوخت در فاصله‌های مختلف محوری در حالت ۳۰٪ کاهش جریان در زمان $t = 100 \text{ s}$.

جدول ۵. مقایسه مقادیر MDNBR برای حالت پایا و سه حالت کاهش جریان خنک کننده با کمینه مقدار مجاز DNBR

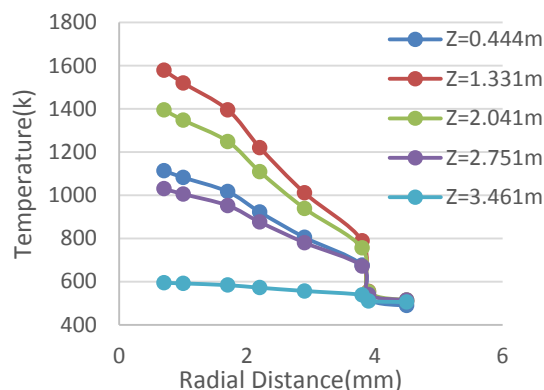
مقدار کمینه مجاز DNBR	مقدار MDNBR	شرایط جریان در کانال داغ
۱/۷۵	۱/۷۸	٪۳۰ کاهش جریان
۱/۷۵	۱/۱۸	٪۶۰ کاهش جریان
۱/۷۵	۰/۶۸۶	٪۹۰ کاهش جریان
۱/۷۵	۲/۶۵	حالت پایا



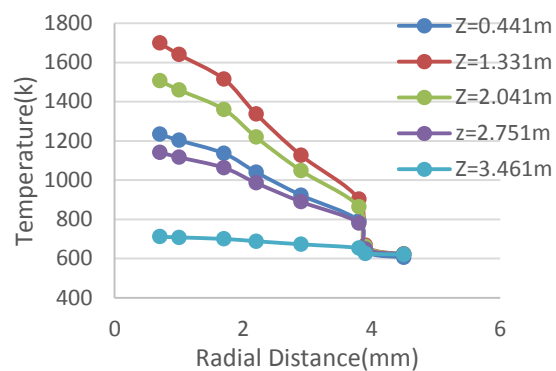
شکل ۲۶. تغییرات دمای سطح غلاف در طول کانال داغ در مقادیر ٪۳۰ و ٪۶۰ و ٪۹۰ کاهش جریان خنک کننده.

۶- نتیجه گیری

نتایج مدل سازی حالت گذرای حادثه کاهش جریان خنک کننده در قلب راکتور نشان می دهد که اساساً مؤلفه های ترموهیدرولیکی خنک کننده قلب راکتور از جمله چگالی سیال به دلیل کاهش فشار در ابتدای حادثه (حدوداً ۱۰۰ s اول) کاهش می یابند و به دلیل کاهش انتقال حرارت و تغییر فاز به ناحیه جوشش گذار پدیده انحراف از جوشش هسته ای رخ می دهد. ولی این پدیده اساساً منجر به پارگی غلاف سوخت و دگرگونی در میله سوخت نمی شود و ایمنی قلب راکتور محفوظ می ماند. نتایج مدل سازی کانال داغ در حالت پایا نشان می دهد مؤلفه های CHF, DNBR در محدوده ایمنی قرار دارند. در حالت گذار برای کانال داغ مؤلفه DNBR برای کاهش ٪۹۰ در طول زمان ۱۰۰ s در طول کانال محدودیت های ایمنی را رد کرده و کسر خلأ به حداکثر مقدار خود می رسد و اساساً یک حالت تک فازی (بخار) در انتهای کانال داریم. برای اطمینان از نتایج حادثه و دقت محاسبات برای مقادیر مختلف کاهش جریان خنک کننده در کانال داغ محاسبات انجام گردید که نتایج مؤلفه های ایمنی راکتور را تأیید می کنند.

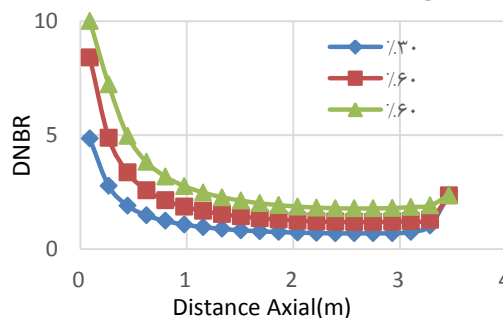


شکل ۲۳. تغییرات شعاعی دمای سوخت در فاصله های مختلف محوری در حالت ٪۶۰ کاهش جریان در زمان $t = 100$ s.



شکل ۲۴. تغییرات شعاعی دمای سوخت در فاصله های مختلف محوری در حالت ٪۹۰ کاهش جریان در زمان $t = 100$ s.

برای بررسی دقت و حساسیت محاسبات در شرایط کاهش جریان خنک کننده در کانال داغ، مؤلفه های ایمنی DNBR و دمای سطح غلاف را در سه حالت (٪۳۰ و ٪۶۰ و ٪۹۰) کاهش جریان در کانال داغ محاسبه گردید، نتایج در شکل های (۲۵-۲۶) نشان داده شده است در جدول (۵) مقایسه ای بین مقدار MDNBR در سه حالت کاهش جریان خنک کننده در زمان $t = 100$ s و حالت پایا با مقدار مجاز MDNBR در راستای محور کانال داغ (کانال ۱۱) انجام شده است. همچنین در شکل (۲۶) ملاحظه می شود دمای سطح غلاف در سه حالت کاهش جریان خنک کننده در محدوده حرارتی قرار دارد، و به میله سوخت آسیبی وارد نمی شود.



شکل ۲۵. تغییرات DNBR در طول کانال داغ در مقادیر ٪۳۰ و ٪۶۰ و ٪۹۰ کاهش جریان خنک کننده.

۷- مرجع‌ها

- [9] Qing, L.; Qiu, S.; Su, G. H. "Flow Blockage Analysis of Achannel in a Typical Material Test Reactor Core"; *Annals of Nuclear and Engineering* 2009, 239, 5-45.
- [10] Gharari, R.; Mataji Kojouri, N.; Safarzaheh, O. "Determination of the allowable range of the relative power coefficient distribution in the VVER1000 for a blockage accident"; *Journal of Radiation and Nuclear Technology* 2018, 04, 1-15
- [11] Chelemer, H.; Weisman, J.; Tong, L. S. "Sub-channel Thermal Analysis of Rod Bundle Cores"; *Nuclear and Engineering Des.* 1972, 21, 35-45.
- [12] Tian, C. L.; Hua, J.; Yuan, L. "Flow Blockage Accident Analysis for China Advanced Research Reactor"; *Annals of Nuclear Energy* 2006.
- [13] Safaei Arshi, S.; Mirvakili, S.M.; Faghihi, F. "Modified COBRA-EN code to investigate Thermal Hydraulics Analysis of the Iranian"; VVER-1000 core. *Progress in Nuclear Energy* 2010, 52, 589-595.
- [14] El-Wakil, M. M. "Nuclear Heat Transport"; The American Nuclear Societ, La Grange Park, USA, 1993
- [15] Incropera, D.; Bergman, L. "Fundamentals of Heat and Mass Transfer"; John Wiley&Sons Inc., 2007.
- [16] Atomic Energy Organization of Iran (AEOI), 2005. Bushehr NPP Final Safety Analysis Report. Russia Federal Agency on Nuclear Energy, Moscow.
- [17] Qing, L.; Qiu, S.; Su, G. H. "Flow Blockage Analysis of Achannel in a Typical Material Test Reactor Core"; *Annals of Nuclear and Engineering* 2009, 239, 5-45.
- [18] Lewis, E. E. "Nuclear Power Reactor Safety"; A Wiley-Interscience Publication, 1997.
- [1] Basel, D.; Beghi, D.; Chierici M.; Salina, R.; 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.
- [2] Toumi, I.; Bergeron, A.; Gallo Caruge, D. "FLICA-4: A Three-Dimensional Two-Phase Flow Computer Code with Advanced Numerical Methods for Nuclear Applications, Nuclear Applications"; *Nuclear Engineering and Design* 2000, 200, 139-155.
- [3] Yoo, J.; Oka, Y.; Ishiwatari, Y.; Yang, J.; Liu, J. "Subchannel Analysis of Supercritical Light Water-Cooled Fast Reactor Assembly"; *Nuclear Engineering and Design* 2007, 237, 1096-1105.
- [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* 2003, 30, 405-412.
- [5] Ammirabile, L. "Studies on Supercritical Water Reactor Fuel Assemblies Using the Sub-Channel Code COBRA-EN"; *Nuclear Engineering and Design* 2010, 240, 3087-3094.
- [6] "FSAR (Final Safety Analysis Report) Chapter 4"; Atomic Energy Organization of Iran NPP Bushehr Unit 1.
- [7] Liu, X. J.; Yang, T.; Cheng, X. "Thermal-Hydraulic Analysis of Flow Blockage in a Supercritical Water-Cooled Fuel Bundle with Sub-Channel Code"; *Annals of Nuclear and Engineering* 2013, 59, 194-203
- [8] Tong, L. S.; Tang, Y. S. "Boiling Heat Transfer and Two-Phase Flow"; *Engineering & Technology, Mathematics & Statistics.* 1997, 328-336.