

آنالیز ترموهیدرولیکی استراتژی بهره‌برداری پس از خاموشی یک پمپ خنک‌کننده راکتور

در نیروگاه هسته‌ای بوشهر

INC29-1261

داود نقوی دیزجی، محسن غفاری*، ناصر وثوقی

گروه مهندسی هسته‌ای، دانشکده مهندسی انرژی، دانشگاه صنعتی شریف، صندوق پستی: ۱۱۱۴-۱۴۵۶۵، تهران-ایران.

چکیده:

در شرایط بهره‌برداری عادی نیروگاه‌های هسته‌ای، توزیع مایع خنک‌کننده در ورودی کانال‌های سوخت، تقریباً یکنواخت در نظر گرفته می‌شود. هنگامی که تعدادی از پمپ‌های مدار اول خاموش می‌شوند، این توزیع یکنواخت به هم می‌ریزد و برای هر کانال شرایط متفاوتی از نظر جریان خنک‌کننده در ورودی رخ می‌دهد. در این پژوهش بهره‌برداری نیروگاه هسته‌ای بوشهر با یک پمپ خاموش مورد بررسی ترموهیدرولیکی قرار گرفته است تا استراتژی بهره‌برداری پیشگیرانه پیشنهادی در گزارش آنالیز نهایی ایمنی راکتور بوشهر در مورد بهره‌برداری با یک پمپ خاموش صحت سنجی شود. برای این منظور، از کد PARCS برای تولید توزیع توان حرارتی سه‌بعدی در قلب استفاده شد و سپس توزیع توان خروجی به‌عنوان ورودی، به ماژول ترموهیدرولیکی توسعه‌یافته (S^4HC) ارسال شد. این ماژول به‌عنوان یکی از شرایط مرزی خود، سرعت در ورودی کانال‌ها را دریافت می‌کند. از آنجا که این نوع بهره‌برداری به دلیل خاموشی یکی از پمپ‌ها، از نوع بهره‌برداری در شرایط غیرعادی و نامتقارن است، برای محاسبه توزیع توان در ورودی قلب از نرم‌افزار ANSYS-CFX که بر پایه دینامیک سیالات محاسباتی است، استفاده شد. نتایج نشان داد که استراتژی بهره‌برداری پیشگیرانه در این مورد قابل اعتماد است و نیروگاه می‌تواند در این‌گونه موارد بدون دخالت اپراتور و با تکیه بر سیستم حفاظت اضطراری خود، به تولید توان خود ادامه دهد.

کلیدواژه‌ها: کد PARCS، S^4HC ، CFD، بهره‌برداری غیرعادی، استراتژی بهره‌برداری پیشگیرانه.

Thermal-Hydraulic Analysis of the Operation Strategy after the Trip of One Reactor Coolant Pump (RCP) in Bushehr Nuclear Power Plant

D. Naghavi dizaji, M. Ghaffari*, N. Vosoughi.

Department of Energy Engineering, Sharif University of Technology, P.O.BOX: 14565-1114, Tehran, Iran.

Abstract:

In the normal operating conditions of nuclear power plants, the coolant distribution at the inlet of the fuel channels is considered to be almost uniform. When a number of pumps in the primary loop are turned off, this uniform distribution is disturbed, and different conditions occur in terms of coolant flow at the inlet of each channel. In this research, the operation of BNPP with one tripped pump has been investigated thermally-hydraulically to verify the preventive operation strategy proposed in the FSAR of Bushehr reactor regarding the operation with one tripped pump. For this purpose, PARCS code was used to generate the 3D thermal power distribution in the core. Then, the output power distribution was sent as input to the developed thermal-hydraulic module (S^4HC). As one of its boundary conditions, this module receives the inlet velocities of the channels. Since this type of this operation is a type of operation in abnormal and asymmetric conditions due to the trip of one pump, CFD-based ANSYS-CFX software was used to calculate the power distribution at the inlet of the core. The results showed that the preventive operation strategy is reliable in this case, and the power plant can continue to produce power in such cases relying on its emergency protection system without the intervention of the operator.

Keywords: PARCS Code, S^4HC , CFD, Abnormal Operation, Preventive Operation Strategy.

۱. مقدمه

رویدادهای عملیاتی پیش‌بینی‌شده^۱ در نیروگاه‌های هسته‌ای، دارای فرکانس بالایی برای وقوع هستند و این رویدادها معمولاً در طول بهره‌برداری نیروگاه‌ها، مورد انتظار هستند [۱]. رویدادهای عملیاتی پیش‌بینی‌شده می‌توانند نیروگاه‌ها را با چالش‌های ایمنی جدی روبرو کنند چراکه علاوه بر فرکانس وقوع بالا در برخی مواد، بسیار پیچیده هستند. یکی از مهم‌ترین رویدادهای آغازگر^۲ شناخته‌شده در این مورد، خاموشی یک یا چند پمپ خنک‌کننده راکتور است که در طبقه‌بندی گذره‌های با کاهش جریان خنک‌کننده راکتور^۳ قرار دارد [۲] که تحت عنوان از دست رفتن جزئی جریان خنک‌کننده^۴، شناخته می‌شود. در این‌گونه رویدادهای سریع، یک راه مقابله‌ی مؤثر می‌تواند دخالت اپراتور در روند گذره باشد اما به دلیل فرکانس بالای وقوع خطای انسانی در تعامل بین انسان و ماشین، در طراحی نیروگاه‌ها تمهیداتی دیده‌شده است تا اپراتور در این‌گونه رویدادها به‌طور مستقیم وارد عمل نشود [۳، ۴]. بنابراین، برای بهره‌برداری ایمن از یک نیروگاه هسته‌ای و کاهش خطای انسانی در شرایط غیرعادی، ضوابطی تحت عنوان شرایط و محدودیت‌های بهره‌برداری^۵، توسعه یافت تا طراحان، این‌گونه گذره‌ها را در مرحله طراحی در نظر بگیرند و الگوریتم‌های مقابله با این شرایط را در سیستم‌های حفاظت اضطراری^۶ نیروگاه‌ها وارد کنند. حفاظت پیشگیرانه^۷، یکی از این شرایط است که در رویدادهای عملیاتی پیش‌بینی‌شده، بدون نیاز به خاموشی اضطراری راکتور^۸ استفاده می‌شود [۵، ۶]. محدودیت توان^۹ راکتور به‌عنوان یکی از تمهیدات حفاظت پیشگیرانه، در گزارش آنالیز نهایی ایمنی^{۱۰} راکتور بوشهر ذکر شده است [۷]. مطابق مرجع [۷]، اگر فرکانس تغذیه الکتریکی پمپ‌ها بالای ۴۹ هرتز باشد و یکی از پمپ‌ها در مدار نباشد، راکتور می‌تواند در ۶۹ درصد توان نامی، به کار خود ادامه دهد اما به دلیل اخذ رویکرد محتاطانه، توان هدف در این شرایط روی ۶۷ درصد توان نامی، در سیستم حفاظت راکتور تعریف شده است.

هدف و نوآوری اصلی این پژوهش، صحت سنجی الگوریتم ادامه کار راکتور در شرایط خاموشی یک پمپ است که در گزارش آنالیز نهایی ایمنی راکتور بوشهر، اشاره شده است. در شرایط بهره‌برداری عادی فرض می‌شود، جریان ورودی از پایین آورنده^{۱۱} راکتور، به‌صورت همگن بین کانال‌های حاوی مجتمع‌های سوخت توزیع می‌شوند اما در شرایط مورد بررسی این پژوهش که یکی از پمپ‌های خنک‌کننده راکتور خاموش است، جریان به‌صورت یکنواخت بین کانال‌ها پخش نمی‌شود و نمی‌توان از فرض توزیع همگن سرعت، در ورودی مجتمع‌های سوخت استفاده کرد. این عامل یکی از مشوق‌های اصلی توسعه کدهایی مانند RELAP5-3D و استفاده از کدهای مبتنی بر دینامیک سیالات محاسباتی، در آنالیزهای ایمنی راکتورهای قدرت است تا در قسمت‌هایی مانند پلنیوم پایین راکتور که اختلاط جریان در آن وجود دارد، بتوان به‌درستی، توزیع خنک‌کننده را در ورودی قلب محاسبه کرد [۸].

در این پژوهش از سه ابزار مختلف، برای صحت سنجی استراتژی بهره‌برداری پیشگیرانه راکتور بوشهر استفاده شده است. ابزار اول، نرم‌افزار ANSYS-CFX مبتنی بر CFD است که می‌تواند توزیع خنک‌کننده را در ناحیه ورودی قلب و در حالت خاموشی یک پمپ با دقت خوبی شبیه‌سازی کند. ابزار دوم، کد نوترونی PARCS است که می‌تواند به‌صورت سه‌بعدی، توزیع توان حرارتی ناشی از شکافت را محاسبه کند. ابزار سوم هم، ماژول S^4HC^{12} است که یک ماژول

¹ Anticipated Operational Occurrences (AOOs)

² Initiating Events (IEs)

³ Transients with a Decrease in Reactor Coolant System Flowrate

⁴ Partial Loss of Flow Accident (PLOFA)

⁵ Operational Limits and Conditions (OLCs)

⁶ Emergency Protection (EP)

⁷ Protective Protection

⁸ SCRAM

⁹ Power Limitation

¹⁰ Final Safety Analysis Report (FSAR)

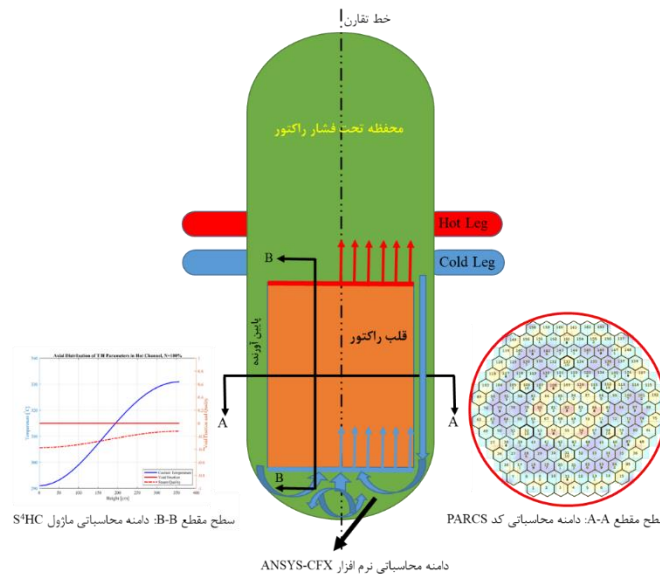
¹¹ Downcomer

¹² Sharif Steady-State Single Heated Channel

ترموهیدرولیکی دوفازی مبتنی بر روش تک کانال گرم شونده^۱ است و در دانشگاه صنعتی شریف توسعه یافته است و می‌تواند در کانال‌های مختلف، پارامترهای ترموهیدرولیکی مورد نیاز را محاسبه کند.

۲. روش کار

همان‌طور که در بخش قبل اشاره شد، پژوهش حاضر در دو دامنه مختلف فیزیکی و سه دامنه محاسباتی انجام شده است. اولین دامنه فیزیکی پژوهش، شامل پایه سرد راکتور تا ورودی قلب است که محاسبات آن توسط نرم‌افزار ANSYS-CFX و به روش CFD انجام می‌شود و دامنه فیزیکی دوم، شامل قلب راکتور است که توسط کد PARCS و ماژول S⁴HC در دو حوزه نوترونی و ترموهیدرولیکی انجام می‌شود. شکل ۱، دامنه‌های مختلف پژوهش و ابزارهای مورد استفاده در آن را نشان می‌دهد.



شکل ۱. دامنه‌های محاسباتی پژوهش و ابزارهای محاسباتی استفاده شده.

۲.۱. روند انجام محاسبات نوترونی و ترموهیدرولیکی

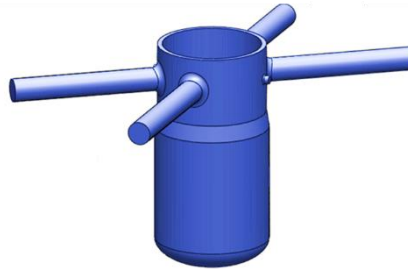
محاسبات نوترونی در این پژوهش، به منظور تولید توان حرارتی سه بعدی در کد PARCS و در شرایط ابتدای سیکل اول و اشباع زینان، انجام شده است. همچنین موقعیت میله‌های کنترل بانک‌های ۱ تا ۹، در بالای قلب و موقعیت میله‌های کنترل بانک ۱۰، در ۹۰ درصد بالایی قلب در نظر گرفته شد و توان هر مجتمع سوخت، در حالت توان نامی ۱۸,۴۰۴۹ مگاوات گرفته شد. لازم به ذکر است که، کتابخانه مورد استفاده در این کد برای سطح مقاطع، از نوع کتابخانه PMAX و تولید شده توسط نرم‌افزار ترنج مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای است [۹].

محاسبات ترموهیدرولیک توسط دو ابزار مختلف انجام شده است. ابتدا برای تعیین توزیع جریان سیال در ورودی قلب، از نرم‌افزار ANSYS-CFX استفاده شد. بدین منظور، هندسه محفظه تحت فشار به صورت شکل ۲ در نرم‌افزار ANSYS تهیه و گره‌زنی شد و سپس به حل گر CFX وارد شد. در حل گر CFX، با تعیین شرایط مرزی و اولیه جریان، توزیع سرعت سیال در ورودی قلب محاسبه شد. توزیع سرعت سیال در ورودی قلب (خروجی نرم‌افزار ANSYS-CFX)، به عنوان ورودی به ماژول ترموهیدرولیکی توسعه داده شده دانشگاه صنعتی شریف (S⁴HC)، داده می‌شود تا پارامترهای مختلف ترموهیدرولیکی را در طول کانال‌ها محاسبه کند. ماژول S⁴HC، مبتنی بر روش تک کانال گرم شونده و مدل تعادل همگن^۲ توسعه داده شده است. در روش همگن، فرض می‌شود که سرعت فاز مایع و فاز گاز باهم برابر هستند و جدایش بین فاز عملاً نادیده گرفته می‌شود. این فرض در حالت‌هایی که فشار جریان بالا باشد (مانند شرایط این پژوهش) فرض بسیار خوبی است [۱۰] و می‌توان از آن جهت ساده‌سازی مسائل استفاده کرد.

¹ Single Heated Channel

² Homogeneous Equilibrium Model (HEM)

در ادامه سه معادله اساسی بقای جرم، تکانه و انرژی که در توسعه این ماژول استفاده شده‌اند، به ترتیب در روابط ۱ تا ۳ آورده شده‌اند. با استفاده از انتگرال گیری حجمی^۱، قضیه دیورژانس^۲ و روش گسسته‌سازی حجم محدود^۳ [۱۰-۱۲] در روابط ۱ تا ۳ و مرتب‌سازی بر اساس سرعت، فشار و آنتالپی، روابط گسسته شده این معادلات به دست می‌آیند. همچنین دمای ساختارهای حرارتی نیز با استفاده از رابطه ۴ به دست می‌آیند [۱۰، ۱۲].



شکل ۲. هندسه تعریف شده برای تعیین توزیع جریان در ورودی قلب توسط نرم افزار ANSYS-CFX.

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

$$\frac{\partial G_m}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial z} \left(\frac{G_m^2}{\rho_m} \right) = -\frac{\partial P}{\partial z} - \frac{f_{TP} G_m^2}{2D_e \rho_m} - \rho_m g \quad (2)$$

$$\rho_m \frac{\partial h_m}{\partial t} + G_m \frac{\partial h_m}{\partial z} = \frac{q'' P_h}{A_z} + \frac{\partial P}{\partial t} + \frac{G_m}{\rho_m} \left(\frac{\partial P}{\partial z} + \frac{f_{TP} G_m^2}{2D_e \rho_m} \right) m \quad (3)$$

$$\rho C_p \frac{\partial T}{\partial t} = -\nabla \cdot q'' + q''' \quad (4)$$

۳. نتایج

برای شبیه‌سازی مسئله، از مقادیر پارامترها در جدول ۱ استفاده شد و به منظور اعتبار سنجی مدل PARCS توسعه داده شده، از مقادیر توان نامی موجود در گزارش آنالیز نهایی ایمنی راکتور بوشهر استفاده شد [۷]، که بیشینه خطای محاسبات نوترونی بر اساس توزیع توان نسبی مربوط به مجتمع سوخت مرکزی، با ۱۱/۲۱ درصد و خطای میانگین محاسبات ۴/۷۷ درصد بود. توان حرارتی مجتمع‌های سوخت، که نتیجه شبیه‌سازی نوترونی است در شکل ۳ (راست) قابل مشاهده است. لازم به ذکر است که در گزارش آنالیز نهایی ایمنی راکتور بوشهر، در مورد توزیع شار و توان در حالت ۶۷ درصد توان نامی صحبت نشده است که فرض شد در این حالت نیز تقارن شعاعی قلب بر هم نمی‌ریزد. همچنین نتایج حاصل از شبیه‌سازی CFD و توزیع سرعت خنک‌کننده در ورودی قلب در شکل ۳ (وسط و چپ) آورده شده‌اند. لازم به ذکر است که اعتبار سنجی ماژول ترموهیدرولیک، در دو مرجع [۱۳، ۱۴] در دسترس است که به دلیل محدودیت تعداد صفحات در این مقاله آورده نشده است.

جدول ۱. مشخصات ترموهیدرولیکی مورد استفاده در شبیه‌سازی برای راکتور بوشهر [۷].

مقدار	پارامتر	مقدار	پارامتر
۱۶۳	تعداد مجتمع‌های سوخت	۳۰۰۰	توان حرارتی راکتور (مگاوات)
۱،۲۷۵	گام بین میله‌های سوخت (سانتی‌متر)	۳۵۵	ارتفاع مجتمع‌های سوخت (سانتی‌متر)
۳۱۱	تعداد میله‌های سوخت موجود در هر مجتمع	۱،۲۷۵	گام بین میله‌های سوخت (سانتی‌متر)

¹ Volumetric Integral

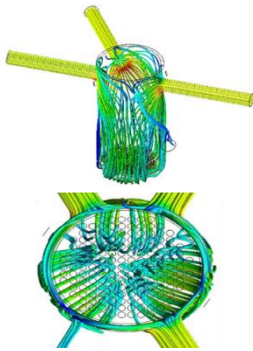
² Divergence Theorem

³ Finite Volume Discretization Method

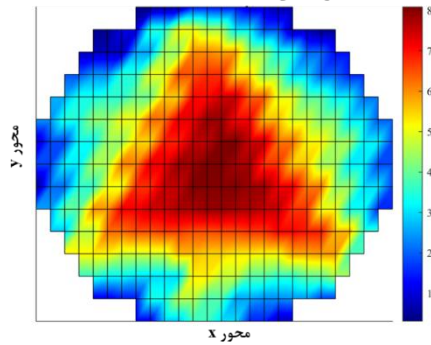
تعداد کانال‌های غیر سوخت در هر مجتمع	۲۰	دمای خنک‌کننده در ورودی قلب (درجه سلسیوس)	۲۹۱
فشار خنک‌کننده در ورودی قلب (بار)	۱۵۸٫۴	قطر خارجی غلاف سوخت (میلی‌متر)	۹٫۱
قطر داخلی غلاف سوخت (میلی‌متر)	۷٫۷۳	قطر خارجی قرص سوخت (میلی‌متر)	۷٫۵۷
قطر سوراخ مرکزی سوخت (میلی‌متر)	۱٫۵	زبری نسبی سطح	۰٫۰۰۰۰۴

توزیع پارامترهای ترموهیدرولیکی خنک‌کننده و ساختارهای حرارتی در قلب راکتور در حالت بهره‌برداری با توان ۶۷ درصد توان نامی و خاموشی یک پمپ خنک‌کننده راکتور در شکل ۴ قابل مشاهده است. در این شکل کاملاً مشخص است که کانال داغ، مربوط به مجتمع‌های سوخت کناری می‌شود که کمترین سهم جریان خنک‌کننده را دارند و در این کانال‌ها، خنک‌کننده به حالت بخار فوق اشباع رسیده است اما به دلیل کاهش توان، دمای غلاف و دمای سوخت در محدوده قابل قبول هستند. همچنین باید ذکر کرد که پارامترهای مربوط به خنک‌کننده، در خروجی قلب و پارامترهای مربوط به ساختارهای حرارتی، در ارتفاع ۵۶٫۱۷٪ قلب ثبت شدند. بیشینه دمای خنک‌کننده در کانال داغ، ۴۳۰ درجه سلسیوس و در نقطه خروجی قلب اتفاق می‌افتد و بیشینه دمای مرکز سوخت و غلاف در کانال داغ، به ترتیب ۱۰۰۶٫۳ و ۵۸۹٫۸۷ درجه سلسیوس و در ارتفاع ۵۶٫۱۷٪ قلب اتفاق می‌افتند. همچنین شروع جوشش اشباع، در کانال داغ و در ارتفاع ۲۹٫۲۰٪ قلب اتفاق می‌افتد.

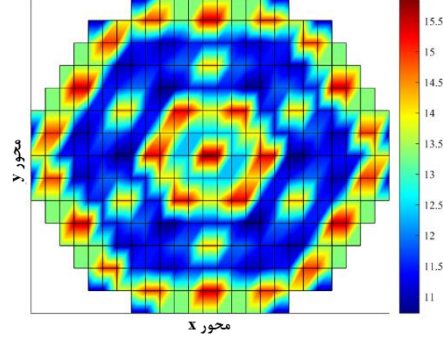
خطوط جریان از پایین آورنده تا ورودی قلب



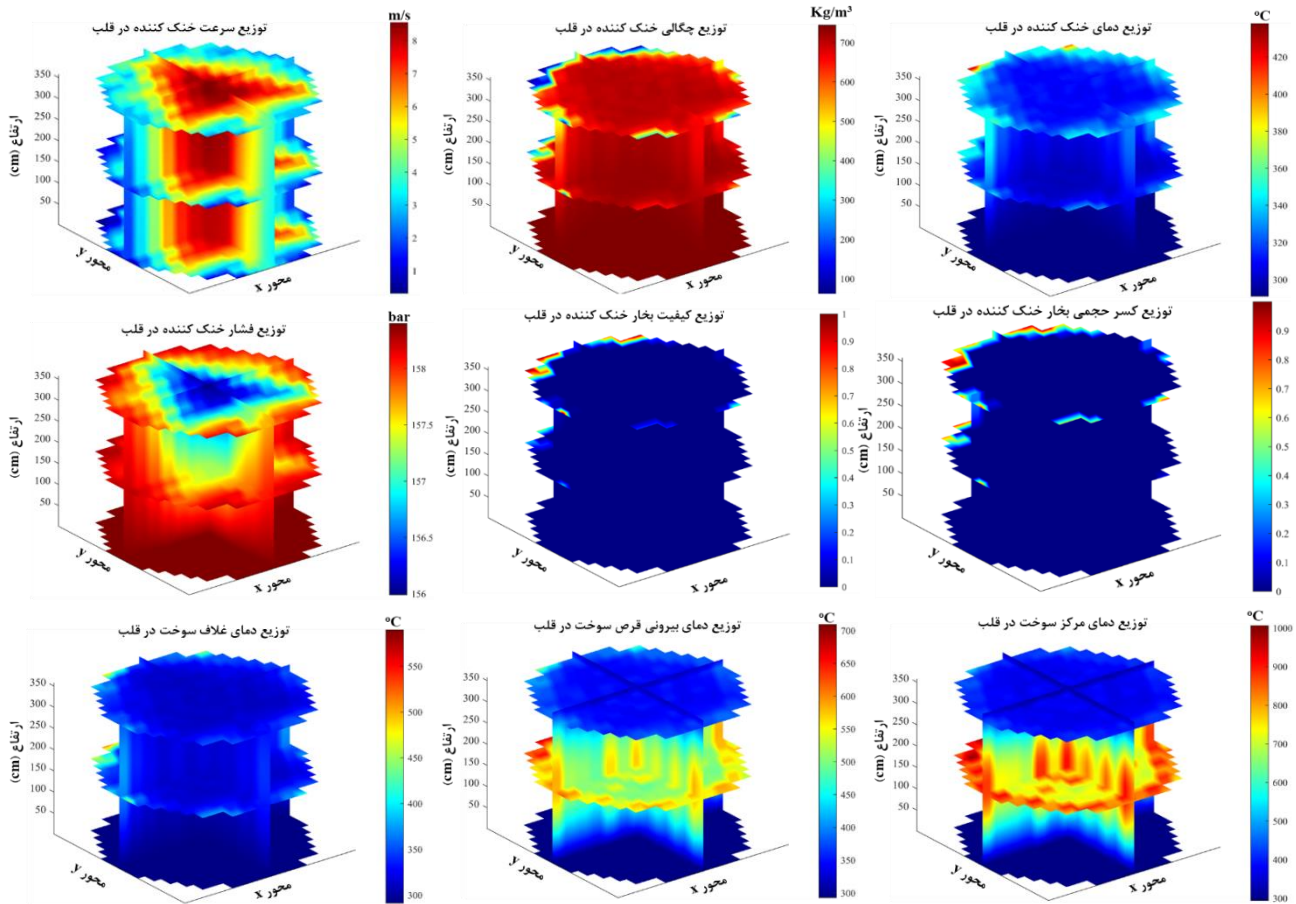
توزیع شعاعی سرعت خنک‌کننده در ورودی قلب



توزیع شعاعی توان تجمیعی مجتمع‌های سوخت قلب



شکل ۳. توزیع توان شعاعی مجتمع‌های سوخت (راست)، توزیع شعاعی سرعت خنک‌کننده در ورودی قلب (وسط) و خطوط جریان خنک‌کننده از پایین آورنده تا ورودی قلب (چپ).



شکل ۴. توزیع پارامترهای ترموهیدرولیکی خنک کننده و ساختارهای حرارتی در قلب راکتور در حالت بهره برداری با توان ۶۷ درصد توان نامی و خاموشی یک پمپ خنک کننده راکتور.

۴. نتیجه‌گیری

- با توجه به نتایج ارائه شده، مهم‌ترین نتیجه‌گیری‌های این پژوهش به شرح زیر هستند:
۱. برای تحلیل ترموهیدرولیکی در شرایطی مانند خاموشی یک یا چند پمپ خنک‌کننده راکتور، که توزیع جریان در ورودی قلب بر هم می‌ریزد حتماً باید از ابزارهای CFD برای تعیین توزیع جریان در ورودی قلب استفاده شود.
 ۲. در حالت بهره‌برداری با خاموشی یک پمپ، نباید کانال داغ را بر اساس بیشترین توان نسبی تعیین کرد و حتماً باید کانال داغ را بر اساس دو پارامتر توان نسبی و جریان خنک‌کننده، تعیین کرد. این مورد در این پژوهش به وضوح مشاهده شد و کانال داغ در این حالت بهره‌برداری، مربوط به کانالی می‌شد که کمترین جریان خنک‌کننده را داشت.
 ۳. برای تحلیل مسائل این‌چنینی، توصیه می‌شود تا از کدها یا ابزارهایی استفاده شود که علاوه بر سرعت بالای حل، توانایی تبادل جریان عرضی را هم داشته باشند. این مورد در پژوهش حاضر یکی از محدودیت‌های اصلی به شمار می‌رود.
 ۴. استراتژی بهره‌برداری پیشگیرانه آنالیز نهایی ایمنی راکتور بوشهر، دارای اعتبار و صحیح است و همان‌طور که مشاهده شد، پارامترهای ترموهیدرولیکی از مقادیر مجاز خود تجاوز نکرده بودند. هرچند که قضاوت دقیق، باید با استفاده از ابزارهایی انجام شود که توانایی تبادل جریان عرضی را داشته باشند.

۵. علائم، نشانه‌ها و ارقام

A_z	سطح مقطع کانال (m^2)	h_m	آنتالپی ویژه (J/Kg)
C_p	ظرفیت گرمایی ویژه در فشار ثابت ($J/Kg^{\circ}C$)	P	فشار (Pa)
D_e	قطر موثر (m)	P_h	محیط تر شده (m)
f_{TP}	ضریب افت فشار دوفازی	q	توان گرمایی (W)

T	دما ($^{\circ}C$)	g	شتاب گرانش (m/s^2)
ρ_m	چگالی (Kg/m^3)	G	سرعت جرمی ($Kg/m^2.s$)

۶. مراجع

1. IAEA, *Accident analysis for nuclear power plants*. 2002, International Atomic Energy Agency Vienna, Austria.
2. IAEA, *Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants*. IAEA TECDOC-1791, 2016.
3. Barati, R. and S. Setayeshi, *On the operator action analysis to reduce operational risk in research reactors*. Process Safety and Environmental Protection, 2014. **92**(6): p. 789-795.
4. Golestani, N., et al., *Human reliability assessment for complex physical operations in harsh operating conditions*. Process Safety and Environmental Protection, 2020. **140**: p. 1-13.
5. GUIDE, D.S., *Operational limits and conditions and operating procedures for nuclear power plants*. Structure, 2020. **2**: p. 2.
6. IAEA, *Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Nuclear Power Plants*. 2000: International Atomic Energy Agency Vienna, Austria.
7. AEOI, *Final Safety Analysis Report (FSAR) of BNPP-1, Revision 1*. 2007: Tehran, Iran.
8. Anderson, N., Y. Hassan, and R. Schultz, *Analysis of the hot gas flow in the outlet plenum of the very high temperature reactor using coupled RELAP5-3D system code and a CFD code*. Nuclear Engineering and Design, 2008. **238**(1): p. 274-279.
9. ANCC, *TORANJ 1.0 (A SOFTWARE TO CREATE NEUTRONIC AND KINETIC TREE DATA IN PMAXS FORMAT)*. 2022, ANCC: Tehran, Iran.
10. El-Wakil, M.M., *Nuclear Heat Transport*. 1971.
11. Nakamura, S., *Computational methods in engineering and science, with applications to fluid dynamics and nuclear systems*. 1977.
12. Todreas, N.E. and M.S. Kazimi, *Nuclear systems volume I&II*. 2001, New York, USA: Taylor & Francis.
13. Kolali, A., M. Ghafari, and N. Vosoughi, *Axial-offset analysis in iPWR by developing the neutronic/thermal-hydraulic core simulator based on coarse-mesh methods*. Annals of Nuclear Energy, 2023. **181**: p. 109566.
14. Naghavi dizaji, D. and N. Vosoughi, *Thermal-hydraulic Investigation of Bushehr Nuclear Reactor in Two-Phase mode by Single Heating Channel method*, in *25th Iranian nuclear conference*. 2019: Bushehr, Iran (In Persian).