

نشریه تابش و فناوری هسته‌ای، دوره ۴، شماره ۴، زمستان ۱۳۹۶

تعیین محدوده مجاز تغییرات توان نسبی با فرض حادثه انسداد در راکتور VVER-1000

رحمان قراری^{۱*}، نعیم‌الدین متاجی کجوری^۲، امید صفرزاده^۳

^۱ دانشجوی دکتری، گروه راکتور، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی، تهران، ایران

^۲ استادیار، گروه ایمنی هسته‌ای و حفاظت اشعه، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی، تهران، ایران

^۳ دکتری، دانشکده‌ی فنی و مهندسی - دانشگاه شاهد، تهران، ایران

(تاریخ دریافت مقاله: ۱۳۹۶/۰۶/۱۱ - تاریخ پذیرش مقاله: ۱۳۹۶/۰۹/۱۸)

چکیده

همانطور که می‌دانیم، در مطالعه و ارزیابی عملکرد ایمن راکتورهای هسته‌ای، ارزیابی حوادث یکی از زمینه‌های بسیار حائز اهمیت است. پدید آمدن نقص در سیستم انتقال حرارت (نظیر ازدست رفتن خنک کننده LOCA و یا جریان خنک کننده LOFA) گروهی از حوادث ممکن در راکتورهای هسته‌ای را تشکیل می‌دهند. از جمله حالات گذرای ناشی از نقص در سیستم خنک کننده، حادثه انسداد موضعی مسیر جریان خنک کننده است که می‌تواند باعث کاهش میزان جریان خنک کننده در یک یا تعدادی از مجتمع‌های سوخت راکتور شود. حادثه انسداد می‌تواند به دلایل مختلفی رخ دهد. یکی از مهمترین این عوامل، شکست و فرو افتادن قطعاتی از اجزایی از مدار اول در مدار اول راکتور است. در این مطالعه حادثه انسداد موضعی مسیر جریان در ورودی یک مجتمع سوخت داغ در ضرایب مختلف توزیع توان نسبی مجتمع سوخت با استفاده از کد COBRA-EN و برنامه‌ای که با نرم افزار متلب برای بررسی انسداد یک مجتمع سوخت داغ تدوین شده است، بررسی شده است. ابتدا به منظور ارزیابی کد COBRA-EN و برنامه تدوین شده، کاربرد شرایط عادی قلب راکتور VVER-1000 مدل شده و نتایج با FSAR مقایسه شده است تا صحت مدل‌سازی توسط کد COBRA-EN و برنامه مذکور تایید گردد. در ادامه در ضرایب توزیع نسبی توان مختلف و مقدار انسدادهای مختلف مدل‌سازی انسداد مجتمع سوخت انجام شده است. نتایج نشان داده است که همراه با در نظر گرفتن سایر عوامل موثر در تولید و توزیع توان در قلب نظیر توزیع شار نوترونی و ضریب تکثیر (K_{eff})، مجتمع‌های سوخت داخل قلب راکتور باید طوری چیده شوند تا مقدار ضریب توزیع توان نسبی مجتمع سوخت داغ همواره بین دو مقدار ۰/۷۱ و ۱/۸۵ باشد. در اینصورت وقوع حادثه انسداد در مجتمع سوخت داغ اثر خاصی در عملکرد راکتور ندارد.

واژه‌های کلیدی: ایمنی، انسداد مسیر جریان، مجتمع سوخت داغ، کد COBRA-EN، محدوده مجاز ضریب توزیع نسبی توان

* تهران، تهران، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، گروه راکتور، کد پستی: ۸۳۶-۱۴۳۹۵.

پست الکترونیکی: Arya95@chmail.ir

۱. مقدمه

یکی از جنبه‌های مهم عملیاتی راکتورهای هسته‌ای، تحلیل ایمنی است. بررسی و مطالعه ایمنی راکتورهای هسته‌ای، از زمان ساخت اولین راکتور هسته‌ای (Fermi pile) در سال ۱۹۴۲ آغاز شد. پس از ساخت این راکتور، راکتورهای دیگری نیز با معیارهای ایمنی مطابق با درک علمی فنی روز ساخته و به کار گرفته شدند. امروزه به خاطر پیشرفت در فناوری‌های موثر از جمله توسعه ابزارهای محاسباتی پیشرفته، تحلیل ایمنی راکتورهای هسته‌ای با دقت بیشتری انجام می‌گیرد. همچنین نرم افزارها و بسته‌های نرم افزاری و شبیه‌سازهای راکتورهای هسته‌ای گسترش یافته است که توانایی مدل‌سازی انواع حوادث هسته‌ای به صورت نسبتاً دقیق را دارند [۱، ۲].

در تحلیل ایمنی اغلب به بررسی حوادث در دو گروه اصلی پرداخته می‌شود که عبارت‌اند از حوادث مربوطه به راکتیویته راه اندازی^۲ و حوادث مربوط به نقص در سیستم انتقال حرارت (کاهش جریان خنک کننده^۳ و از دست رفتن خنک کننده) [۳]. کاهش جریان خنک کننده می‌تواند از منابع مختلفی سرچشمه بگیرد: (۱) انسداد در قلب که موجب انسداد جریان در یک یا چند مجتمع سوخت داخل قلب می‌شود و (۲) انسداد در مسیر جریان خنک کننده در بیرون از قلب که موجب کاهش یکنواخت جریان در همه یا بخشی از قلب راکتور می‌شود. این حادثه نوعی حادثه کاهش جزئی جریان خنک کننده در اثر انسداد در قلب راکتور می‌باشد که عدم تعادل بین توان تولیدی و جریان خنک کننده ورودی به یک یا چند مجتمع مسدود شده ایجاد می‌شود. به طور کلی حوادثی که موجب انسداد موضعی مسیر جریان در راکتور می‌شود در دو گروه کلی تقسیم بندی

می‌شوند: ۱- انسداد موضعی مسیر جریان بر اثر ورودی اشیا خارجی نظیر پیچ و مهره و تسمه و نخاله‌های فلزی ۲- انسداد موضعی مسیر جریان بر اثر خمیدگی میله سوخت و تورم غلاف^۴ [۱، ۲، ۳، ۴]. حادثه کاهش موضعی جریان در قلب حادثه مرسوم نیست اما ممکن است اتفاق بیافتد. برای اولین بار در سال ۱۹۷۵، حادثه کاهش موضعی جریان در مرکز تحقیقات هسته‌ای بلژیک در راکتور تحقیقاتی BR2 گزارش شد. در این حادثه دو صفحه سوخت بر اثر انسداد در جریان خنک کننده ذوب شدند. این حادثه بر اثر قرار گرفتن یک شی خارجی در قلب در هنگام سوخت‌گذاری مجدد قلب اتفاق افتاد [۵]. همچنین با توجه به نشست‌های اخیر IAEA در زمینه بررسی این حوادث، اهمیت بررسی این حادثه به خوبی نمایان است [۶]. تحقیقات زیادی در زمینه کاهش موضعی جریان در قلب صورت گرفته است. کینگ و همکارانش به بررسی انسداد موضعی جریان در راکتور MTR پرداختند [۱]. صلاح‌الدین و همکارانش با جفت سازی دو کد نوترونیکی NK/TH و کد ترموهیدرولیکی RELAP5 به تحلیل حادثه کاهش موضعی جریان پرداختند [۷]. تیان و همکارانش در سال ۲۰۰۶ کاهش موضعی جریان در راکتور تحقیقاتی پیشرفته چین را بررسی کردند و در سال ۲۰۰۷، ونکسی و همکارانش پارامترهای ترموهیدرولیکی را در راکتور مزبور مطالعه کردند [۸، ۹، ۱۰].

در زمینه تحلیل ایمنی راکتورهای هسته‌ای کدهای فراوانی وجود دارند. از جمله این کدها می‌توان به کدهای RELAP5، THAC-PRR و کد COBRA-EN اشاره کرد. کد محاسباتی RELAP5 یک کد گسترش یافته آنالیز راکتور آب سبک بوده که در کتابخانه ملی ایالت آیداهو آمریکا ابداع شده و قدرت پیش بینی رفتار گذرا را در شرایط عادی و حادثه

⁴ Clad ballooning

² Reactivity insertion accident (RIA)

³ Loss of flow accident (LOFA)

بر ملاک‌های مربوط به طراحی حرارتی مهمترین فاکتورهای ترموهیدرولیکی در تحلیل حادثه تغییرات ماکزیمم دمای سوخت و غلاف، DNBR و تغییرات دمای سیال است [۱۴، ۱۳، ۱۰، ۱۱]. در بخش بعدی نحوه مدل‌سازی انسداد در یک مجتمع سوخت داغ نیروگاه اتمی بوشهر با استفاده از کد COBRA-EN و برنامه نوشته شده با زبان متلب تشریح شده و نتایج حاصل از مدل‌سازی نیز در بخش نتایج شرح داده شده است. در هر دو برنامه حادثه انسداد در مجتمع سوخت داغ با استفاده از تغییر در دبی ورودی خنک کننده مجتمع سوخت مدل شده است همچنین توزیع توان نسبی در مجتمع سوخت داغ تغییر داده شده است و حادثه انسداد با تغییر دبی ورودی خنک کننده مدل شده است.

۲-۱. مدل‌سازی با استفاده از کد COBRA-EN

معادلات اساسی که در کد COBRA-EN بکار رفته‌اند معادلات بقای جرم، بقای انرژی و بقای مومنتوم محوری و عرضی می‌باشد. مدل‌هایی که برای انتقال حرارت بکار رفته است شامل مدل هدایت حرارتی سوخت و مدل انتقال حرارت از سطح میله سوخت به سیال می‌باشد [۱۲]. تعداد گرهمها 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 پره در راستای شعاعی در نظر گرفته شده است. مدل‌سازی انجام شده در این حالت در شکل ۱ نشان داده شده است.

داراست [۱۱]. کد THAC-PRR برای تحلیل ترموهیدرولیکی سوخت‌های صفحه‌ای و راکتورهای تحقیقاتی استفاده می‌شود. یکی از کدهایی که در تحلیل ترموهیدرولیکی قلب راکتور هسته‌ای آب سبک به کار می‌رود، کد COBRA می‌باشد. ویرایش و تولید اولیه این کد به دهه هفتاد میلادی برمی‌گردد. این کد هم برای راکتورهای آب جوشان و راکتورهای آب تحت فشار در حالت پایا و گذرا استفاده می‌شود [۱۲]. در این مقاله به منظور تحلیل ایمنی قلب راکتور VVER-1000 بوشهر در حالت گذرای ناشی از انسداد موضعی مسیر جریان بر اثر ورود اشیا فلزی در ورودی، یک مجتمع سوخت داغ ابتدا با استفاده از کد COBRA-EN و سپس با استفاده از یک کد دیگر که با استفاده از نرم افزار متلب تدوین شده، بررسی و مقایسه شده است. به دلیل اینکه شار حرارتی در مجتمع سوخت داغ نسبت به دیگر مجتمع‌ها بالاتر است و در اثر ایجاد انسداد در این مجتمع سوخت تغییرات دمای سوخت، غلاف و دمای سیال خنک کننده بیشتر تحت تاثیر این حادثه قرار می‌گیرد لذا فرض شده است که انسداد در این مجتمع رخ داده است.

۲. مواد و روش‌ها

معیارهای مهم در طراحی و تحلیل حرارتی یک راکتور عبارت هستند از: ۱- بیشینه دمای سوخت و غلاف نباید از حد مجاز خود بر طبق FSAR^۵ نیروگاه اتمی بوشهر فراتر روند، ۲- متوسط دمای سیال نباید از دمای اشباع خود در فشار کاری راکتور بالاتر رود و ۳- شار حرارتی در دیواره غلاف از شار حرارتی بحرانی کمتر باشد. (نسبت انحراف از نقطه جوشش هسته‌ای^۶ بیشتر از مقدار کمینه مجاز باشد یعنی سیال خنک کننده به نقطه بحرانی جوشش هسته‌ای نرسیده باشد). بنابراین با تکیه

^۶ Departure from nucleate boiling ratio (DNBR)

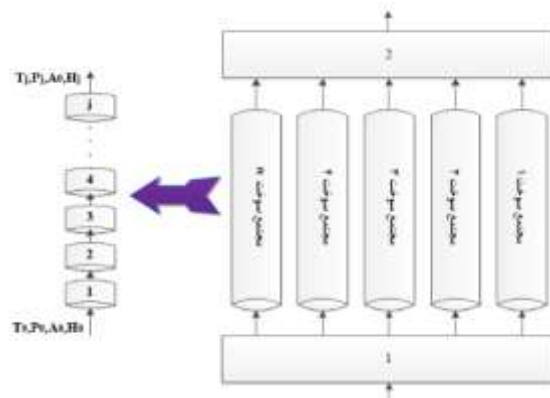
^۵ Final safety analysis report (FSAR)

کننده ورودی به قلب مطابق FSAR، $Q = 84800 \frac{m^3}{hr}$

سطح عبوری قلب راکتور $A = 4/14 m^2$ است [۱۵]. با جایگذاری این مقادیر در رابطه ۱ دبی ورودی خنک کننده به یک مجتمع سوخت $4058/38 kg/(m^2.s)$ به دست می‌آید. برای مدل‌سازی انسداد مثلاً ۲۰٪ درصد در ورودی یک مجتمع سوخت، فرض شده است جریان خنک کننده به آن مجتمع ۲۰٪ کم شده است و چون که دبی کل ورودی به قلب ثابت است. این مقدار دبی بر روی سایر مجتمع‌های کناری پخش شده است پس دبی ورودی به مجتمع سوخت داغ در انسداد $20\% = \gamma$ بصورت زیر محاسبه شده و در ورودی کد لحاظ می‌گردد:

$$g = G \times (1 - \gamma) \quad (2)$$

مقدار دبی ورودی خنک کننده به مجتمع سوخت در مقدار انسداد^۷ ۲۰٪ با توجه به رابطه ۲، $3246/704 kg/m^2.s$ به دست می‌آید. مقدار دبی کم شده، بر روی مجتمع‌های سوخت دیگر به صورت دستی در ورودی کد توزیع می‌شود چون که دبی کل ورودی به قلب ثابت می‌باشد. در جدول ۱ لیست تمامی نمادهای علمی بکار رفته در این مقاله آورده شده است. همچنین، پارامترهای استفاده شده در کد COBRA-EN در جدول ۲ آورده شده است. در قسمت بعدی نحوه مدل‌سازی یک مجتمع سوخت داغ با استفاده از برنامه‌ای که با نرم افزار متلب نوشته شده است شرح داده می‌شود. هدف از ارائه این برنامه ارزیابی جواب‌های حاصل از دو کد در به دست آوردن محدوده مجاز ضریب توزیع نسبی توان می‌باشد.



شکل ۱. گروه‌بندی مجتمع سوخت در راستای محوری

برای بررسی انسداد فقط در یک مجتمع سوخت تنها یک کانال به عنوان مجتمع سوخت داغ مدل‌سازی شده است. مقادیر مربوط به داده‌های ورودی توان مجتمع سوخت داغ از نتایج FSAR برداشته شده است [۱۵] و در ورودی کد در کارت مربوط به ورودی توان، قرار گرفته است [۱۵]. با استفاده از این مقادیر نتایج کارکرد شرایط عادی راکتور مدل‌سازی و با نتایج FSAR مقایسه شد تا صحت مدل‌سازی انجام شده با استفاده از کد COBRA-EN تایید شود. در ادامه به مدل‌سازی حالت انسداد در ورودی مجتمع سوخت داغ پرداخته می‌شود. با توجه به سند FSAR راکتور بوشهر و مجتمع سوخت داغ با بیشینه مقدار ضریب توزیع نسبی توان شعاعی برابر $1/57$ است لذا فرض شده است که انسداد در این مجتمع سوخت اتفاق افتاده است. سهم جریان‌های کنار گذر که با میله‌های سوخت در تماس نیستند و در برداشت حرارت از قلب اثر ندارند 4% از کل دبی ورودی به قلب راکتور است. می‌توان دبی ورودی به یک مجتمع سوخت (G) را با رابطه ۱ محاسبه کرد:

$$G = \frac{\rho \times Q}{A} \times 0.96 \quad (1)$$

در رابطه ۱ چگالی آب ورودی در دمای $564/15$ کلین و فشار $15/7$ مگاپاسکال برابر با $\rho = 743 \frac{kg}{m^3}$ ، حجم کل خنک

⁷ Blockage intensity

T	درجه حرارت
ρ	چگالی سوخت
C_p	ظرفیت گرمای ویژه سوخت
E_{in}	انرژی ورودی
E_{out}	انرژی خروجی
Q	میزان انرژی تولیدی در حجم کنترل
E_s	انرژی تجمع یافته
τ_w	تنش دیواره
h_{in}	آنتالپی ورودی
h_{out}	آنتالپی خروجی
f	ضریب اصطکاک
A	سطح مقطع
T_{ci}	دمای سطح داخلی غلاف
T_{Fo}	دمای سطح خارجی سوخت
S	نسبت لغزش
Φ^2	ضریب افت فشار اصطکاکی دو فاز
h_{gap}	ضریب هدایت حرارتی گپ
α	کسر حجمی بخار

۲-۲. محاسبات مجتمع سوخت داغ با استفاده از کد

تدوین شده با نرم افزار متلب

در بررسی یک مجتمع سوخت داغ از مدل تک کانال گرم شونده استفاده می‌شود [۱۶]. در این مدل یک مجتمع سوخت مشابه آنچه در شکل ۱ نشان داده شده در نظر گرفته و در جهت محوری به تعدادی حجم کنترل تقسیم بندی شد. سپس معادلات بقای جرم، مومنتوم و انرژی برای تک تک حجم کنترل‌ها به صورت عددی محاسبه می‌شود.

۲-۲-۱. موازنه جرم

با توجه به شکل ۱ معادله موازنه جرم برای یک حجم کنترل در حالت پایدار به صورت زیر می‌باشد:

$$(G_m \times A_z)_{input} = (G_m \times A_z)_{output} \quad (3)$$

فرض ثابت بودن سطح مقطع عبوری، مقدار سطح مقطع (A) از طرفین رابطه ۳ حذف شده و دبی (G) ورودی و خروجی برابر بوده و در طول کانال ثابت می‌ماند [۱۲].

جدول ۱. فهرست علائم

نام واحد	نماد
دمای دیواره	T_w
دمای اشباع سیال	T_{sat}
فشار	P
کیفیت بخار	x
حجم ویژه بخار اشباع	V_g
حجم ویژه مایع اشباع	V_f
فشار بحرانی	$P_C = 32.08 \text{ (Psia)}$
دبی خنک کننده	G
ضریب هدایت حرارتی سوخت	K
حجم کنترل	V_1
چگالی توان تولیدی در میله سوخت	Q'''

۲-۲-۲. معادله بقای مومنتوم

فرم گسسته معادله بقای مومنتوم برای یک مجتمع داغ به صورت رابطه ۴ است [۱۲]:

$$(4)$$

$$P_{out} = G_{in}^2 \left(\frac{1}{\rho_{m,out}} - \frac{1}{\rho_{m,in}} \right) + f \times \frac{G_m^2}{2 \times D_e \times \rho_m} \times \Delta z + g \times \rho_m \times \Delta z - P_{in}$$

بنابراین فشار سیال در خروجی حجم کنترل به دست می‌آید. در رابطه ۴ جمله سمت چپ افت فشار شتابی و جمله های دوم و سوم، افت فشار اصطکاکی و گرانشی می‌باشد [۱۲].

۲-۲-۳. معادله بقای انرژی

$$q = \frac{T_{ci} - T_{co}}{R} \Rightarrow T_{ci} = q \times R + T_{co} \quad (۷)$$

۲-۲-۵. معادلات برای دمای سطح خارجی سوخت

برای محاسبه دمای سطح خارجی میله سوخت نیاز به محاسبه مقدار ضریب انتقال حرارت گپ می‌باشد که می‌توان با توجه به منحنی موجود در سند مرجع نیروگاه بوشهر برحسب توان خطی میله سوخت محاسبه از آن در معادله ذیل برای محاسبه دمای سوخت استفاده نمود [۱۸، ۱۷].

$$q = h_{gap} \times A \times (T_{Fo} - T_{ci}) \rightarrow T_{Fo} = \frac{q}{h_{gap} \times A} + T_{ci} \quad (۸)$$

۲-۲-۶. معادلات توزیع دما در حالت پایا در میله سوخت

برای نوشتن رابطه انتقال حرارت در مختصات استوانه‌ای فرضیات زیر در نظر گرفته شده است: - از انتقال حرارت در جهت محوری صرف نظر می‌شود. - با فرض تقارن زاویه ای در جهت زاویه ای نیز انتقال حرارتی وجود ندارد. - شرایط در حالت پایا است و تغییرات زمانی دما صفر است. - ضریب هدایت حرارتی وابسته به درجه حرارت است. با توجه به فرضیات فوق معادله انتقال حرارت در مختصات استوانه‌ای به صورت زیر ساده می‌شود:

$$\frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} (K \times r \times \frac{\partial T}{\partial r}) + q''' = 0 \quad (۹)$$

می‌توان رابطه ۹ را با روش تفاضل محدود گسسته سازی کرد و حل نمود. بنابراین پس از گره‌بندی سوخت در جهت شعاعی و تعیین حجم‌های کنترل معادلات بقای انرژی برای هر حجم کنترل نوشته می‌شود. دو گره روی سطوح یعنی روی سطح خارجی قرص و سطح داخلی روی حفره مرکزی سوخت در نظر گرفته می‌شود و سایر گره‌ها نیز به فواصل مساوی از این گره‌ها قرار می‌گیرند. در شکل ۲ تقسیم‌بندی شعاعی در قرص

با نوشتن موازنه انرژی برای یک حجم کنترل به رابطه زیر می‌رسیم که می‌توان آنتالپی خروجی از هر حجم کنترل را به دست آورد [۱۲].

$$G_m \times (h_{out} - h_m) = q'' \times \frac{P_h}{A_c} \times \Delta z + \frac{G_m}{\rho_m} \times (p_{out} - p_m) + f \times \frac{G_m^3}{2 \times D_e \times \rho_m^2} \times \Delta z \rightarrow$$

$$h_{out} = \frac{q'' \times \frac{P_h}{A_c} \times \Delta z + \frac{G_m}{\rho_m} \times (p_{out} - p_m) + f \times \frac{G_m^3}{2 \times D_e \times \rho_m^2} \times \Delta z}{G_m} + h_m \quad (۵)$$

جدول ۲. پارامترهای استفاده شده در کد COBRA-EN

۱	تعداد مجتمع‌های سوخت
۱	تعداد انواع کانال
۲۰	تعداد گره‌های محوری
۶	تعداد گره‌های شعاعی
۵۶۴/۱۵	دمای خنک کننده ورودی (K)
۱۵/۷	فشار کاری راکتور (MPa)
۳۰۰۰	توان قلب (MW _{th})
۱/۵۷	ضریب نسبی توان شعاعی مجتمع داغ
چهار معادله‌ای	مدل ترموهیدرولیکی

۲-۲-۷. معادلات برای دمای سطح داخلی غلاف

با انجام تحلیل ترموهیدرولیکی کانال جریان، دمای توده سیال در هر حجم کنترل به دست می‌آید و شار حرارت عبوری از سطوح میله‌های سوخت با قانون سرمایش نیوتن بیان می‌شود:

$$q'' = h \times A \times (T_{co} - T_m) \quad (۶)$$

مقدار h (ضریب انتقال حرارت جابه‌جایی) با استفاده از رابطه ناسلت به دست می‌آید و در نهایت دمای خارجی غلاف محاسبه می‌شود. با در نظر گرفتن مقاومت معادل (R) برای غلاف به راحتی دمای سطح داخلی غلاف به دست می‌آید [۱۸، ۱۷].

رابطه ۱۱ را می‌توان با روش تکرار گوس سایدل و یا یک حلقه تکرار از گره ۱ تا گره n، مقادیر دمایی همه گره‌ها به مقادیر واقعی خود همگرا می‌شوند. مقادیر ضریب هدایت حرارتی غلاف از رابطه ۱۲ محاسبه می‌شود [۱۸، ۱۷]:

$$(12)$$

$$K_{clad} = 7.51 + 2.09 \times 10^{-2} \times T - 1.45 \times 10^{-5} \times T^2 + 7.67 \times 10^{-9} \times T^3$$

در این رابطه دما بر حسب کلوین است. برای محاسبه ضریب هدایت حرارتی سوخت برای گستره دمایی بین ۲۲۷ تا ۲۸۲۷ درجه سانتیگراد: از رابطه Matpro برگرفته از منبع کد COBRA استفاده شده است [۱۲].

$$w = \frac{40.4}{464 + T} \quad \text{if } (w < 0.0194) \Rightarrow w = 0.0194 \quad (13)$$

$$K_{fuel} = 100 \times (w + 1.216 \times 10^{-4} \times e^{(1.867 \times 10^{-3} \times T)})$$

۲-۷. محاسبات مجتمع سوخت داغ برای به دست آوردن محدوده مجاز ضریب توزیع نسبی توان در طراحی قلب

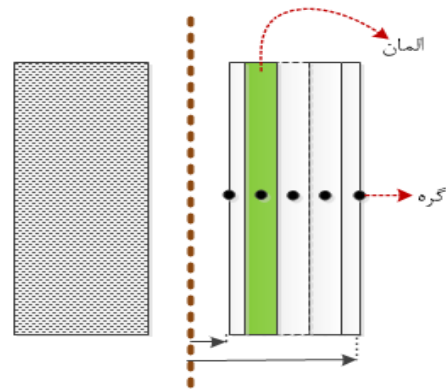
برای این منظور برنامه‌ای با زبان متلب تدوین شده است و در ابتدا محاسبات مربوط به حالت پایا و عادی قلب راکتور بوشهر برای یک مجتمع سوخت داغ انجام سپس با نتایج FSAR مقایسه شده است در ادامه حادثه انسداد موضعی مسیر جریان در مجتمع سوخت داغ در مقدار انسدادهای مختلف با استفاده از کد COBRA-EN بررسی شده سپس برای ارزیابی صحت نتایج حاصل شده با استفاده از کد COBRA-EN، حادثه انسداد موضعی با استفاده از برنامه نوشته شده با زبان متلب نیز مطالعه شده و نتایج دو برنامه با هم مقایسه شده است. طرحواره برنامه تدوین شده با زبان متلب در شکل ۴ نشان داده شده است.

سوخت نشان داده شده است. در شکل ۳، حجم کنترل واقع در سطح داخلی حفره مرکزی سوخت نمایش داده شده است. با توجه به بالانس انرژی برای این سیستم داریم:

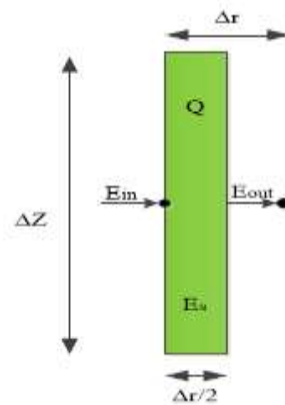
$$(10)$$

$$E_{in} - E_{out} + Q = E_s$$

با فرض عدم برداشت حرارت از سطح داخلی حفره مرکزی E_{in} برابر صفر است [۱۸، ۱۷].



شکل ۲. تقسیم‌بندی شعاعی در قرص سوخت



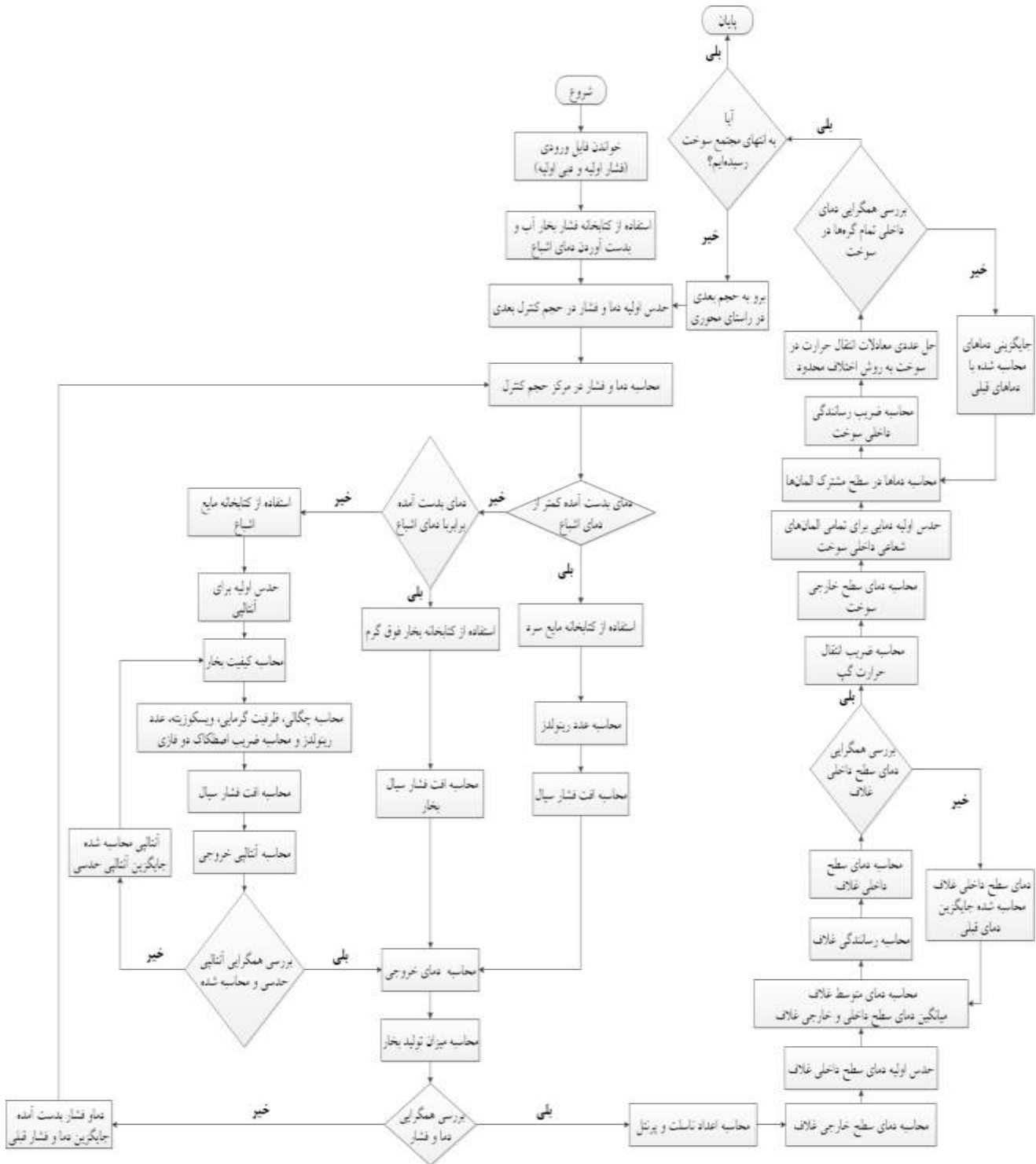
شکل ۳. موازنه انرژی در یک حجم کنترل

$$(11)$$

$$E_{out} = Q \rightarrow E_{out} = -K_1 \times A_1 \times \frac{dT}{dr} \Rightarrow K_1 \times A_1 \times \frac{T_1 - T_2}{\Delta r}$$

$$\rightarrow Q = K_1 \times A_1 \times \frac{T_1 - T_2}{\Delta r}, K_1 = F \left(\frac{T_1 + T_2}{2} \right), Q = \dot{Q}'' \times V_1$$

$$\rightarrow T_1 = \frac{Q'' \times V_1}{K_1 \times A_1} \times \Delta r + T_2$$



شکل ۴. طرح واره برنامه تدوین شده

محاسبات ضریب هدایت حرارتی غلاف و سوخت می‌باشد. در ابتدا شرایط ورودی سیال بررسی و با توجه به

این برنامه شامل یک سری زیر برنامه ها برای محاسبات خصوصیات ترمودینامیکی آب در حالت‌های مختلف و

فشار ورودی سیال دمای اشباع از کتابخانه اشباع محاسبه شده و با دمای خروجی مقایسه می‌شود و با توجه به شرایط سیال مادون سرد و یا اشباع یا بخار فوق داغ، مسیر حرکت خود را برای محاسبه ضرایب افت فشار اصطکاکی و تعیین آنتالپی و دمای سیال در گره‌های مختلف تعیین می‌نماید. این برنامه از شش حلقه تشکیل شده است که با هم پارامترهای مهم ترموهیدرولیکی قلب راکتور از جمله دمای سوخت، دمای غلاف، انحراف از جوشش هسته‌ای، میزان تولید بخار و دمای سیال را برای یک مجتمع سوخت محاسبه می‌کنند.

حلقه اول

این حلقه بیرونی ترین حلقه محاسباتی برنامه است که مربوط به حجم کنترل های محوری است که در واقع با هر گردش در این حلقه تمام محاسبات لازم برای هر حجم کنترل محوری انجام و سپس به حجم کنترل محوری بالاتر می‌رود. در هر حلقه ابتدا محاسبات جریان سیال انجام و معادلات بقای جرم، انرژی و مومنتم انجام و در حجم کنترل دما و فشار خروجی محاسبه می‌شود و پس از آن دمای غلاف و توزیع درجه حرارت سوخت محاسبه می‌شود.

حلقه دوم

این حلقه مربوط به محاسبه فشار و دمای خروجی حجم کنترل است که با استفاده از معادلات بقای جرم، انرژی و مومنتم به دست می‌آید و علت نیاز به حلقه تکرار محاسباتی این است که خواص ترموفیزیکی سیال که در معادلات مورد استفاده است خود وابسته به دما و فشار سیال است که آن‌ها نیز مجهول‌اند در هر بخش برای محاسبه ضرایب اصطکاکی با توجه به نوع جریان مایع سرد یا دوفازی و یا بخار آب فوق داغ که با توجه به فشار، دما یا آنتالپی سیال نوع جریان تعیین می‌شود، از معادلات مختلفی برای به دست آوردن ضرایب اصطکاک و افت

فشار در هر مرز استفاده می‌شود ضمناً برای بررسی حالت دوفازی از آنجا نیاز به تعیین کیفیت داریم و از روی ورودی‌های دما و فشار نمی‌توان کیفیت را تعیین نمود. لذا زیربرنامه دیگری نوشته شده که بر اساس دمای به دست آمده حدسی برای آنتالپی می‌زند و با توجه به آنتالپی حاصله و فشار وارد برنامه شده و کیفیت و سایر پارامترهای مورد نیاز را تعیین می‌نماید و در هر مرحله آنتالپی جدید را حساب می‌کند و در صورتی اختلاف فشار و آنتالپی حدسی با مقادیر حاصل شده برای هر دو کمتر از میزان خطای تعیین شده نباشد حلقه ادامه می‌یابد و کیفیت جدیدی محاسبه می‌گردد تا در نهایت این مقادیر همگرا شوند(اختلاف مقادیر حدسی و محاسبه شده کمتر از خطای تعیین شده توسط کاربر شود).

حلقه سوم

در این حلقه محاسباتی درجه حرارت دمای داخلی غلاف محاسبه می‌شود. ضریب هدایت حرارتی غلاف وابسته به درجه حرارت است که مجهول است لذا برای همگرایی به جوابهای نهایی یک دما برای سطح داخلی غلاف حدس زده می‌شود و در نهایت در یک حلقه تکرار محاسبات به مقادیر نهایی همگرا می‌شود.

حلقه چهارم

پس از محاسبه دمای داخلی غلاف و محاسبه دمای سطح سوخت با توجه به ضریب انتقال حرارت گپ به دست آمده از منحنی سند FSAR دمای سطح سوخت به دست می‌آید و سپس در یک حلقه محاسباتی توزیع درجه حرارت در سوخت به دست می‌آید. علت نیاز به حلقه تکرار محاسباتی به دلیل حل دستگاه معادلات هدایت حرارتی و وابستگی ضریب هدایت حرارتی سوخت به درجه حرارت است.

حلقه پنجم

در رابطه ۱۷، S لغزش را نشان داده و بدون بعد است. رابطه Thom در محاسبات جوشش زیر اشباع و هسته‌ای برای محاسبات شار حرارتی استفاده شده است:

$$q'' = H_{Thom} \times (T_w - T_{sat}) \quad (18)$$

شرایط و فرضیات حاکم بر مساله به این صورت است که راکتور در شرایط اسمی قدرت می باشد (۳۰۰۰ مگاوات حرارتی). مجتمع سوخت مورد نظر از کانالهای اطراف ایزوله می باشد و از جریانهای عرضی صرف نظر شده است. توزیع محوری توان مجتمع با استفاده از ضرایب توان‌های نسبی محوری مستخرج از منحنی موجود در سند FSAR نیروگاه بوشهر استفاده شده است [۱۵]. لازم به ذکر است که برای محاسبات مربوط به شار حرارت بحرانی از رابطه EPRI در هر دو کد و الگوریتم تدوین شده بهره گرفته شده است [۱۲]. در بخش بعدی ابتدا بررسی نتایج کارکرد در شرایط عادی و پایای قلب راکتور شرح داده شده و پس از صحت مدل‌سازی با استفاده از کد COBRA-EN و برنامه تدوین شده، در مقدار انسداد ۹۰ و ۹۵٪ و در ضرایب نسبی توزیع توان مختلف برای مجتمع سوخت داغ تغییرات ماکزیمم دمای سوخت و دمای غلاف و DNBR محاسبه شده است. این مقادیر انسداد به این منظور بررسی شده است تا بدترین حالت انسداد در مجتمع سوخت داغ در نظر گرفته شود و محدوده مجازی برای تغییرات توان نسبی مجتمع سوخت داغ چقدر باشد تا در صورت وقوع این مقدار انسداد در مجتمع سوخت داغ، سوخت یکپارچگی خود را از دست ندهد.

۳. نتایج و بحث

در شکل ۵ نمودار توزیع دمای سوخت بر حسب ارتفاع از انتهای پایین مجتمع سوخت داغ در حالت کارکرد عادی و پایای راکتور نشان داده شده است. در این نمودار نتایج حاصل از کد COBRA-EN و برنامه تدوین شده با زبان

به بررسی و محاسبه افت فشار و آنتالپی حالت دوفازی می‌پردازد. در این حالت برای محاسبه ضریب افت فشار اصطکاکی از رابطه VIPRE استفاده می‌شود که به صورت زیر است [۱۲]:

$$C_f = 0.357 \times x^{-0.175} \times (0.0036 \times G)^{-0.45} \times (1 + 10 \times \frac{p}{p_c}), p \leq 600 \text{ psia}$$

$$C_f = 0.357 \times x^{-0.175} \times (0.0036 \times G)^{-0.45}, p \geq 600 \text{ psia}$$

$$\Rightarrow \phi^2 = 1.0 + \left\{ \frac{V_g}{V_f} - 1 \right\} \times x \times C_f$$

حلقه ششم

در این حلقه نیز حالت بخار داغ بودن سیال خنک کننده بررسی شده و از رابطه دیتوس برای محاسبه ضریب انتقال حرارت جابه‌جایی و برای محاسبه میزان بخار از رابطه EPRI استفاده شده است [۱۲]. این حلقه برای حالتی است که دبی خنک کننده به قلب خیلی کمتر شده و در سیستم بخار تولید می‌شود و در اثر افزایش دمای بخار تولید شده به بخار فوق داغ تبدیل می‌شود.

همچنین برای جریان متلاطم در داخل لوله‌ها از رابطه دیتوس-بولتر برای محاسبه ضریب انتقال حرارت جابه‌جایی گرمایشی استفاده می‌گردد که این رابطه به صورت زیر است [۱۲]:

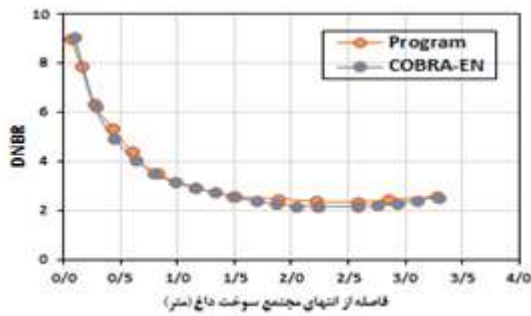
$$Nu = 0.0243 \times Re^{0.8} \times Pr^{0.4} \quad (15)$$

و برای محاسبه ضریب انتقال حرارت جریان دوفازی نیز از رابطه Thom استفاده شده است [۱۲، ۱۸]:

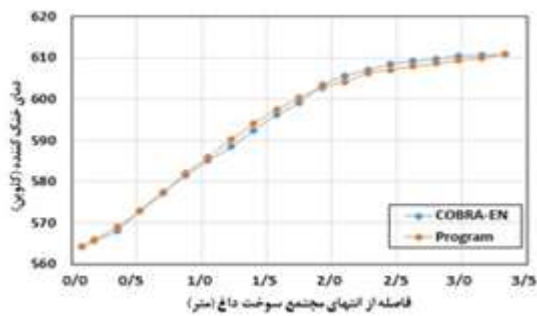
$$H_{Thom} = 0.0535 \times e^{\frac{p}{630}} \times (T_w - T_{sat}) \quad (16)$$

برای محاسبات میزان تولید بخار نیز (رابطه ۱۷) از رابطه Smith بهره گرفته شده است [۱۸، ۱۷]:

$$\alpha = \frac{x \times V_g}{(1-x) \times V_f \times S + x \times V_g}, S = 0.4 + 0.6 \times \left(\frac{[0.4 + x \times (\frac{V_g}{V_f} - 0.4)]}{[0.4 + 0.6 \times x]} \right)^{0.5} \quad (17)$$



شکل ۷. تغییرات DNBR بر حسب ارتفاع مجتمع سوخت



شکل ۸. تغییرات دمای خنک کننده بر حسب ارتفاع مجتمع

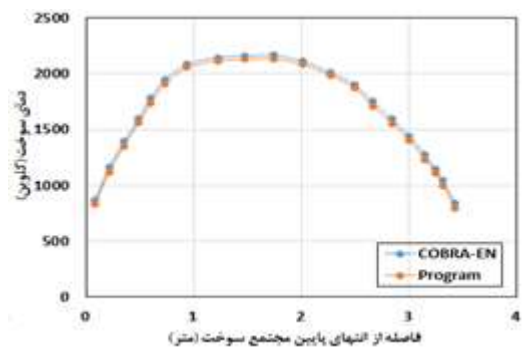
با توجه به جدول ۳، نتایج بیان می‌کند که کد COBRA-EN و برنامه تدوین شده، توانسته است شرایط کارکرد عادی و پایایی قلب راکتور بوشهر را به درستی مدل نماید. با تکیه بر این مدلسازی‌ها در ادامه نتایج حاصل برای یافتن محدوده مجاز ضریب توزیع نسبی توان برای مجتمع سوخت داغ در جدول ۴ آورده شده است.

جدول ۳. محاسبات مجتمع سوخت در حالت پایا و شرایط

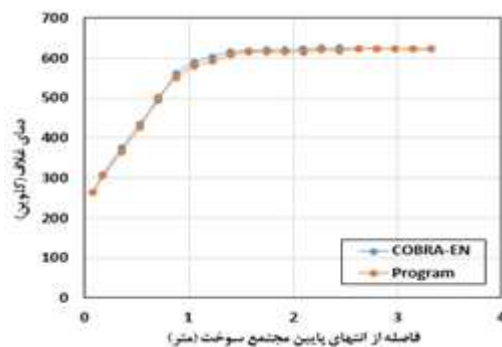
عادی قلب

FSAR	Program	COBRA-EN	پارامتر
۲۱۵۶/۱۵	۲۱۴۰/۴۵	۲۱۵۰/۲۰	ماکزیمم دمای سوخت
۶۲۵/۱۵	۶۲۳/۱۰	۶۲۴/۵۴	ماکزیمم دمای غلاف
۲/۳۰	۲/۳۶	۲/۳۴	کمینه DNBR

متلب آورده شده است که انطباق قابل قبولی با هم دارند. در شکل ۶ تغییرات دمای غلاف بر حسب ارتفاع از انتهای پایین مجتمع سوخت داغ نشان داده شده است. همانطور که مشاهده می‌شود با افزایش ارتفاع از انتهای پایین مجتمع سوخت دمای غلاف زیاد می‌شود. در این نمودار نیز انطباق قابل قبولی بین نتایج حاصل از دو روش مشاهده می‌شود. در ادامه در شکل‌های ۷ و ۸ نیز به ترتیب تغییرات DNBR و تغییرات دمای سیال بر حسب ارتفاع از انتهای پایین مجتمع سوخت داغ نشان داده شده است. نتایج نشان می‌دهد که با افزایش فاصله از انتهای پایین مجتمع سوخت داغ دمای سیال افزایش می‌یابد و مقدار DNBR کاهش می‌یابد. زیرا دمای سیال با افزایش فاصله از انتهای پایین مجتمع سوخت داغ افزایش یافته و رفته رفته در انتها به نقطه جوشش هسته‌ای نزدیکتر می‌شود و این یعنی اینکه میزان DNBR کمتر می‌شود.

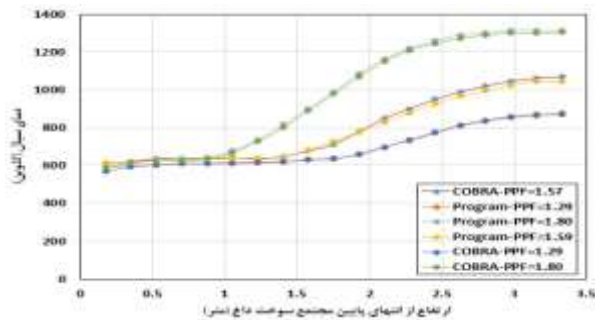


شکل ۵. تغییرات دمای سوخت بر حسب ارتفاع



شکل ۶. تغییرات دمای غلاف بر حسب ارتفاع

از مقدار مجاز خود مطابق FSAR که ۱۲۰۰ درجه سانتیگراد است فراتر می‌رود و غلاف ذوب می‌شود لذا طراحی و نحوه چیش سوخت در داخل راکتور باید طوری باشد که توان مسطح شده و ماکزیمم توان مجتمع سوخت داغ از این مقدار کمتر باشد تا مشکل اساسی در سیستم ایجاد نکند.



شکل ۹. تغییرات دمای سیال بر حسب ارتفاع از انتهای مجتمع سوخت در ضرایب نسبی توزیع توان مختلف در شدت انسداد ۹۰٪

در صورتی که ضریب توزیع نسبی توان مجتمع سوخت داغ برابر این مقدار باشد و انسداد ۹۰٪ در سیستم رخ دهد باید سریعاً راکتور را خاموش نمود. در حالت بعدی ضریب توزیع نسبی توان برای مجتمع سوخت داغ کمتر در نظر گرفته شده است و مشاهده شده است که در صورتی که مقدار ضریب توزیع نسبی توان به ۰/۷۱ برسد حتی در مقدار انسداد ۹۰٪ سیستم در شرایط ایمن به کار خود ادامه می‌دهد و ماکزیمم دمای سوخت و غلاف از مقادیر مجاز خود خیلی اختلاف دارند. به منظور بررسی و ارزیابی جواب‌های کد COBRA-EN و برنامه تدوین شده در این محدوده با هم مقایسه شده است هر دو روش جواب‌های تقریباً یکسانی ارائه داده است. برای بررسی بیشتر موضوع نتایج برای شدت انسداد ۹۵٪ نیز در جدول ۵ آورده شده است. در صورتی که ضریب توزیع نسبی توان مجتمع سوخت داغ برابر با یک باشد دمای غلاف به بیشینه حد مجاز خود مطابق FSAR (۱۲۰۰°C) می‌رسد. در این

در جدول ۴ در ضرایب توزیع نسبی توان مختلف مقادیر بیشینه دمای سوخت و دمای سطح خارجی غلاف آورده شده است. در ضرایب توزیع نسبی توان بالاتر از ۱/۲۹ سیال به صورت بخار فوق داغ در می‌آید. نتایج مربوط به این قسمت نشان دهنده بخار فوق داغ بودن سیال خنک کننده است.

جدول ۴. محاسبات مجتمع سوخت داغ در مقدار انسداد ۹۰٪

خطای نسبی	Program				COBRA-EN	
	ماکزیمم دمای	ماکزیمم دمای سوخت (کلوین)	ماکزیمم دمای غلاف (کلوین)	ماکزیمم دمای سوخت (کلوین)	ضریب	توان
برای دمای غلاف	برای دمای سوخت (کلوین)	برای دمای غلاف (کلوین)	برای دمای سوخت (کلوین)	برای دمای سوخت (کلوین)	ب	توزیع نسبی توان
٪	٪	۱۴۷/۰۰	۲۸۹/۱۲	۱۴۷/۷۰	۲۹۰/۲۰	۱/۸۵
۰/۵۴	۰/۳۴	۰	۰	۸	۰	۱/۷۵
٪	٪	۱۴۰/۲۵	۲۶۹/۱۰	۱۴۰/۱۰	۲۷۰/۵۰	۱/۷۵
۰/۳۰	۰/۲۰	۴	۵	۰	۰	۱/۵۷
٪	٪	۱۲۱/۱۶	۲۴۰/۴۹	۱۲۱/۰۰	۲۴۱/۸۰	۱/۵۷
۰/۳۲	۰/۱۰	۰	۹	۴	۱	۱/۲۹
٪	٪	۱۰۴/۵۵	۱۸۰/۵۶	۱۰۴/۲۰	۱۸۰/۰۰	۱/۲۹
۰/۰۶	۰/۰۳	۵	۰	۶	۰	۱/۱۱
٪	٪	۹۰۴/۳۰	۱۶۹/۹۰	۹۰۴/۶۰	۱۷۰/۴۰	۱/۱۱
۰/۰۳	۰/۰۳	۰	۹	۰	۰	۱/۰۳
٪	٪	۸۲۵/۱۴	۱۵۸/۱۲	۸۳۱/۷۰	۱۵۸/۲۵	۱/۰۳
۰/۷۹	۰/۲۶	۰	۵	۹	۹	۰/۷۱
٪	٪	۶۲۲/۲۰	۱۲۹۵/۱۰	۶۲۴/۱۰	۱۳۰۰/۲۰	۰/۳۱
۰/۳۱	۰/۳۹					

در شکل ۹ برای ضرایب توزیع نسبی توان مختلف در مقدار انسداد ۹۰٪ آورده شده است. همانطور که در شکل ۹ مشاهده می‌شود و با توجه به اینکه دمای اشباع سیال در فشار کاری راکتور (۱۵/۷ MPa) ۶۲۰ کلوین است بنابراین چون دمای سیال با توجه به شکل ۹، از دمای اشباع خود بالاتر رفته و به صورت بخار فوق داغ در آمده است. در جدول ۴ نتایج نشان داده است در صورتی که مقدار ضریب توزیع نسبی توان، ۱/۸۵ باشد در حالتی که انسداد ۹۰٪ در مجتمع سوخت داغ اتفاق بیافتد ماکزیمم دمای غلاف

در این بررسی سعی شده است تا محدوده‌ای برای ضریب توزیع توان نسبی برای کانال داغ تعریف شود تا در صورت نبود جریان عرضی بین کانال‌ها، بر اثر انسداد از بروز حوادث وخیم جلوگیری شود. برای این منظور از کد COBRA-EN و برنامه تدوین شده با نرم افزار متلب استفاده شد. بر طبق نتایج نحوه چینش مجتمع‌های سوخت در کنار هم باید طوری باشد تا بیشترین ضریب توزیع توان نسبی مجتمع سوخت داغ از محدوده $1/85$ تجاوز نکند. این امر را می‌توان جز ایمنی ذاتی راکتور فرض کرد. چون چینش مجتمع‌های سوخت طوری در نظر گرفته می‌شود تا بیشترین ضریب توزیع نسبی توان از این محدوده تجاوز نکرده و بر اثر حادثه انسداد (حتی در شرایط نبود جریان عرضی) مشکلی در سیستم رخ ندهد.

مراجع

- [1] L. Qing, S. Qiu, G.H. Su, Flow blockage analysis of a channel in a typical material test reactor core, Ann. Nucl. Eng., 239, 45–50, 2009.
- [2] International Atomic Energy Agency (IAEA), Safety of Nuclear Power Plants: Design Requirements, Vienna, 2000.
- [3] E.E. Lewis, Nuclear power reactor safety, A Wiley-Interscience publication, 1977.
- [4] H. Kazeminejad, Reactivity insertion limits in a typical pool-type research reactor cooled by natural circulation. Ann. Nucl. Eng., 33, 252–261, 2006.
- [5] A.A. Martina, Analysis of partial and total flow blockage of single fuel assembly of an MTR research reactor core, Ann. Nucl. Eng., 32, 1679-1692, 2005.
- [6] IAEA, Technical Meeting on Foreign Material Management to Improve the Performance of Nuclear power Plants, 2014.
- [7] U. D. Kh. Salah, U. D. Kh. Shahab, P. Minjun, Flow blockage accident or loss of flow accident by using comparative approach of NK/TH coupling codes and RELAP5 code, Ann. Nucl. Eng., 64, 311-319, 2014.
- [8] C.L. Tian, J. Hua, L. YUAN, Flow blockage accident analysis for china advanced research reactor, 2006.

حالت باید راکتور را سریعاً خاموش نمود در غیر اینصورت غلاف ذوب خواهد شد. جدول ۵ بیان می‌کند که با توجه به اینکه در FSAR نیروگاه اتمی بوشهر ضریب توزیع نسبی توان مجتمع سوخت داغ $1/57$ می‌باشد و در محاسبات ضریب توزیع نسبی توان مجتمع سوخت داغ مقدار یک به دست آمده است پس در صورتی که انسداد ۹۵ درصدی در ورودی مجتمع سوخت داغ اتفاق بیافتد (دبی سیال ورودی به مجتمع سوخت مسدود شده ۵ درصد دبی کل ورودی به مجتمع سوخت شود) راکتور باید سریعاً خاموش شود. حال آنکه اگر راکتور با ضریب توزیع نسبی توان $1/57$ کار کند و انسداد ۹۵ درصدی رخ دهد سوخت یکپارچگی خود را از دست داده و غلاف ذوب خواهد شد. مطابق جدول ۵ اگر ضریب توزیع نسبی توان برابر با $0/71$ باشد انسداد ۹۵٪ اثری بر سیستم نخواهد گذاشت. اصولاً چنین مقدار ضریب توزیع نسبی توان از نقطه نظر طراحی قابل قبول نیست چون توزیع توان در قلب مسطح نخواهد بود و مقدر ضریب توزیع نسبی توان را در طراحی سعی می‌کنند به یک نزدیک کنند.

جدول ۵. محاسبات مجتمع سوخت داغ در مقدار انسداد ۹۵٪

خطای نسبی	COBRA-EN				ضریب توزیع نسبی توان
	Program		COBRA-EN		
	ماکزیمم دمای	ماکزیمم دمای	ماکزیمم دمای	ماکزیمم دمای	
برای سوخت غلاف	برای سوخت غلاف	برای سوخت غلاف	برای سوخت غلاف	برای سوخت غلاف	
	(کلوین)	(کلوین)	(کلوین)	(کلوین)	
۰/۹۲٪	۰/۱۹٪	۱۵۰۷/۳۰	۲۳۰۷/۱۵	۱۵۲۱/۳۰	۲۳۱۱/۶۰
۰/۷۱	۰/۳۸٪	۱۰۹۲/۱۲	۱۵۵۸/۵۰	۱۰۹۸/۴۰	۱۵۶۴/۴۰
۰/۵۷					
۰/۳۶	۰/۷۸٪	۶۲۴/۰۰	۶۷۰/۴۰	۶۲۵/۴۰	۶۶۵/۱۵
۰/۲۲					

۴. نتیجه گیری

- [9] T. Wenxi, Thermohydraulic analysis and safety analysis on china advanced research reactor under station black out accident, *Ann. Nuc. Eng.*, 34, 288-296, 2007.
- [10] X.J. Liu, T. Yang, X. Cheng, Thermal-hydraulic analysis of flow blockage in a supercritical water-cooled fuel bundle with sub-channel code, *Ann. Nucl. Eng.*, 59, 194-203, 2013.
- [11] RELAP5/MOD3.2 CODE MANUAL, INEEL, 1995.
- [12] D. Basile, M. Beghi, R. Chierici, E. Salina, E. Brega, COBRA-EN Manual, 1999.
- [13] L. Yang, W.Z. Chen, Analysis of flow path blockage accident in cased assembly, *Ann. Nucl. Eng.*, 45, 8-13, 2012.
- [14] F. Pierro, Analysis of partial and total blockage of a single fuel assembly of an MTR research reactor by RELAP5/MOD3/3, 12th international conference on nuclear engineering, Virginia, USA, 2004.
- [15] FSAR (Final Safety Analysis Report), BNPP, chapter 4, 15, Atomic Energy Organization of Iran NPP Bushehr Unit 1, 2009.
- [16] N.E. Todreas, M.S. Kazimi, Nuclear Systems I, Hemisphere publishing corporation, New York, 1990.
- [17] M.M. El Wakil, Nuclear heat transport, The American nuclear society, 70-230010, 1978.
- [18] M.M. El-Wakil, Nuclear Energy conversion, The American nuclear society, 77-14437, 1971.

Determination of the allowable range of the relative power coefficient distribution in the VVER1000 for a blockage accident

R. GHARARI^{1,*}, N. MATAJI KOJOURI², O.SAFARZADEH³

1. *Ph.D. Student, department of the reactor, nuclear science and research institute, atomic energy organization, Tehran, Tehran, Iran*
2. *Assistant Professor, department of the nuclear safety and radiation protection, nuclear science and research institute, atomic energy organization, Tehran, Tehran, Iran*
3. *P.Hd., faculty of the engineering, University of Shahed, Tehran, Tehran, Iran*

* *Corresponding author's E-mail: Arya95@chmail.ir*

(Received: 02/09/2017 - Accepted: 09/12/2017)

ABSTRACT

As we know, accident analysis is one of the most important field in the study and assessment of the nuclear reactor safety performance. Failure occurrence in the heat transfer system (such as LOCA and LOFA) are formed the group of the possible accidents in nuclear reactors. Including these transient states due to failure of the heat transfer system is the flow path blockage accident which could be decreased the coolant flow in one or more fuel assemblies. Blockage accident could be occurred due to different reasons. One of these important reasons is the crashing and falling some external pieces (knots and so on) into first loop. In this study the flow path blockage accident at the entrance of a hot fuel assembly in the various relative power distribution coefficient using COBRA-EN and developed program with MATLAB software for the analysis of the blockage in a hot fuel assembly. Firstly, for evaluating COBRA-EN code and developed program, the VVER-1000 reactor core is modeled and the results are compared for evaluating the accuracy of the modelling using two methods. In the following, the blockage at the various intensities for different relative power distribution coefficients has been modeled. The results have been shown that with considering the other effective neutronic parameters such as PPF and multiplication factor, the fuel assemblies must be arranged until the relative power distribution coefficient are between 0.75 and 1.85. Therefore the blockage accident in a fuel assembly does not have certain effect on the performance of the reactor.

Keywords: *Safety, flow path blockage, hot fuel assembly, COBRA-EN code, allowable range of relative power distribution coefficient*