



بیست و یکمین کنفرانس هشتای ایران

۶ و ۷ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

بررسی ترموهیدرولیکی پدیده شار گرمای بحرانی در قلب راکتور VVER1000 در شرایط حادثه

علیرضا، عطف : عطاله، ربیعی

دانشگاه شیراز، دانشکده مهندسی مکانیک، بخش مهندسی هسته ای

چکیده

در این پژوهش اثرات ترموهیدرولیکی جریان جوشش اجباری سیال عامل آب در یک نمونه از راکتور آبی تحت فشار VVER1000 در شرایط حادثه مورد تحلیل قرار گرفته است. به علت رخداد یک حادثه فرضی¹ در راکتور، دبی جرمی خنک کننده به شدت افت پیدا کرده که در این شرایط، پدیده شار گرمای بحرانی رخ داده که منجر به بالا رفتن شدید دمای سطح میله های سوختی و نهایتاً سوختگی آن ها (Burn out) می گردد. جهت تحلیل این پدیده، از کد عددی در دسترس موجود با به کارگیری مدل های مناسب جهت شبیه سازی میدان جریان در شرایط حادثه، استفاده گردیده است. مشاهده گردید که بواسطه کاهش شدید میزان شار جرمی به میزان ۰.۱ شار اصلی، ضریب انتقال حرارت به شدت افت و دمای سطح میله های سوختی افزایش ناگهانی پیدا کرده است.

کلمات کلیدی: شار گرمای بحرانی، VVER1000، جریان جوششی، حادثه LOCA.

مقدمه:

امروزه وقوع پدیده جوشش مادون سرد در بسیاری از صنایع مختلف بویژه نیروگاه های هسته ای بواسطه افزایش ضریب انتقال حرارت و بالا بردن راندمان حرارتی، امری مطلوب به حساب می آید. اگرچه این پدیده توسط شار گرمای بحرانی محدود می شود. رخ دادن پدیده شار گرمای بحرانی به دلیل از دست رفتن میزان شار جرمی خنک کننده منجر به شکل گیری بخار در مجاورت میله های سوختی و متعاقباً بالا رفتن شدید دمای آنها در راکتور می گردد. به همین دلیل در این پژوهش سعی شده تا وقوع شار گرمای بحرانی به واسطه کاهش شدید شار جرمی در نیروگاه آبی تحت فشار VVER1000 شبیه سازی گردد. در ادامه به برخی فعالیت های صورت صورت پذیرفته در این زمینه اشاره می شود.

مون و همکارانش در سال ۲۰۰۵ [1] پدیده شار گرمای بحرانی مربوط به یک سری دسته لوله عمودی که تحت تاثیر شار گرمایی غیر یکنواخت قرار داشته در شرایطی که سیال عامل آب با شار جرمی پایین بر روی آن ها جریان دارد را به صورت آزمایشگاهی تحت شرایط فشار کاری مختلف مورد بررسی قرار دادند. مشاهده گردید که اثر شار جرمی و فشار، روی شار گرمایی بحرانی قابل توجه بوده به نحوی که با افزایش شار جرمی می توان آستانه شار



بیست و یکمین کنفرانس هفتای ایران

۶ و ۷ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

حرارتی بحرانی را افزایش داد. همچنین دیده شد که در گستره ی فشارهای پایین، بررسی میدان جریان با پیچیدگی های زیادی بواسطه ناپایداری های میدان جریان مواجه است. جایانتهی و همکاری در سال ۲۰۰۵ [2] به بررسی انتقال حرارتی پدیده خشک شدگی و بعد از آن تحت شرایط حادثه یک راکتور هسته ای با استفاده از مدلی برای یک دسته لوله پرداختند. نتایج حاصله با یک سری داده های آزمایشگاهی از جمله ORNL مقایسه گردید. ادعا شده است که روش به کار گرفته شده در این تحقیق برای پیش بینی پدیده خشک شدگی هم در نیروگاه های PWR و هم در BWR در بازه های فشار کاری ۳۰ تا ۱۳۵ بار و شار گرمی بین ۵۰ تا ۸۰۰ کیلوگرم بر متر مربع بر ثانیه، نتایج قابل قبولی را ارائه می نماید. هان و همکارانش در سال ۲۰۰۶ [3] به ارزیابی مدلی که برای پیش بینی شار گرمای بحرانی در یک دسته لوله که تحت شار گرمای محوری غیر یکنواخت می باشد، پرداختند. در این تحقیق اثر نگهدارنده در پیش بینی شار گرمای بحرانی مورد تحلیل قرار گرفته است. طالبی و همکارش نیز در همین راستا در سال ۲۰۱۲ [4] مدلی ریاضی را برای پیش بینی پدیده شار گرمای بحرانی در یک دسته لوله ارائه نمودند. رائو و همکارانش در سال ۲۰۱۴ [5] به ارزیابی کد ترموهیدرولیکی ASSERT-PV به منظور پیش بینی پدیده شار گرمای بحرانی در دسته لوله های یک راکتور کندو و مقایسه آن با داده های آزمایشگاهی موجود پرداختند. در این شبیه سازی عددی تاثیر فشار در آستانه شار حرارتی بحرانی مورد بررسی قرار گرفته است. پودیلوا و همکارش در فعالیتی که در دست چاپ می باشد [6] تلاشی را در جهت ارائه نمودن یک رابطه برای تحلیل انتقال حرارتی دسته لوله سوختی راکتور کانادایی SCWR انجام دادند. این پژوهش پدیده کاهش شدید انتقال حرارت در شرایط فوق بحرانی دسته لوله ها را با به کارگیری دینامیک سیالات محاسباتی مورد تحلیل قرار می دهد.

فعالیت های صورت گرفته و در عین حال در دسترس موجود نشان می دهد که مطالعات عددی نسبتا کمی در خصوص شبیه سازی جریان جوشش بحرانی بویژه در خصوص قلب نیروگاه VVER1000 انجام شده است. در این تحقیق تلاش شده است به کمک کد محاسباتی در دسترس موجود، پدیده ی شار حرارتی بحرانی در داخل یک مجتمع سوختی مورد بررسی قرار گیرد. در ادامه به روش انجام کار شبیه سازی عددی، شامل معادلات حاکم بر میدان جریان و نتایج اشاره می شود.

معادلات حاکم :

در این پژوهش، در راستای تحلیل ترموهیدرولیکی جریان جوششی که در نهایت، به علت از دست رفتن خنک کننده طی یک حادثه فرضی منجر به وقوع پدیده شار گرمای بحرانی می گردد، سعی شده است به کمک کد محاسباتی در دسترس موجود (فلوئنت) مورد تحلیل قرار گیرد. جهت تحلیل یک مجتمع سوخت قلب راکتور VVER1000، در نظر گرفته شده است. قطر خارجی و گام میله های سوخت به ترتیب برابر با ۹.۱ و ۱۲.۷۵ میلی متر و ارتفاع کانال برابر با ۳۵۵۰ میلیمتر است. لازم به ذکر است که در شرایط عادی کارکرد، آب با شار گرمی



بیست و یکمین کنفرانس هشتای ایران

۶ و ۷ اسفند ماه ۱۳۹۳، دانشگاه اصفهان

ورودی 3900 کیلوگرم بر متر مربع بر ثانیه و درجه مادون سرد ۵۳.۹۴ کلوین تحت شرایط فشار کاری ۱۲.۷۶ مگاپاسکال وارد قلب راکتور می گردد. شار گرمایی اعمالی به میله های سوختی ۵۰۰ کیلووات بر متر مربع است. در ادامه معادلات حاکم بر مساله شامل پیوستگی، مومنتوم و انرژی بترتیب در روابط ۱ و ۲ و ۳ آورده شده اند:

$$\frac{\partial(\alpha_q \rho_q)}{\partial t} + \nabla \cdot (\alpha_q \rho_q \vec{V}_q) = \sum_{r=1}^n (\dot{m}_{rq} - \dot{m}_{qr}) + S_q \quad (1)$$

$$\frac{\partial(\alpha_q \rho_q V_q)}{\partial t} + \nabla \cdot (\alpha_q \rho_q \vec{V}_q \vec{V}_q) = -\alpha_q \nabla p + \nabla \cdot (\bar{\tau}_q) + \alpha_q \rho_q \vec{B}_f + \sum_{r=1}^n (\vec{F}_{rq}^D + \vec{F}_{rq}^{TD} + \dot{m}_{rq} \vec{V}_{rq} - \dot{m}_{qr} \vec{V}_{qr}) + (\vec{F}_q + \vec{F}_q^L + \vec{F}_q^{vm}) \quad (2)$$

$$\frac{\partial(\alpha_q \rho_q H_q)}{\partial t} + \nabla \cdot (\alpha_q \rho_q \vec{V}_q H_q) = \bar{\tau}_q : \nabla \cdot \vec{V}_q + \alpha_q \frac{\partial p}{\partial t} - \nabla \cdot \dot{q} + S_{H,q} + \sum_{r=1}^n (\dot{q}_{rq} + \dot{m}_{rq} H_{rq} - \dot{m}_{qr} H_{qr}) \quad (3)$$

به منظور مدل کردن جوشش غیر تعادلی و شار گرمای بحرانی لازم است که دمای بخار با حل معادله انرژی حاکم بر فاز بخار در کنار سایر معادلات حاکم برای سهم بندی شار حرارتی اعمالی به دیواره بکمک رابطه ۴ محاسبه شود.

$$\dot{q}_W = (\dot{q}_C + \dot{q}_Q + \dot{q}_E + \dot{q}_F) f(\alpha_l) + (1 - f(\alpha_l)) \dot{q}_v + \dot{q}_G \quad (4)$$

که برای رابطه ی (۴) داریم:

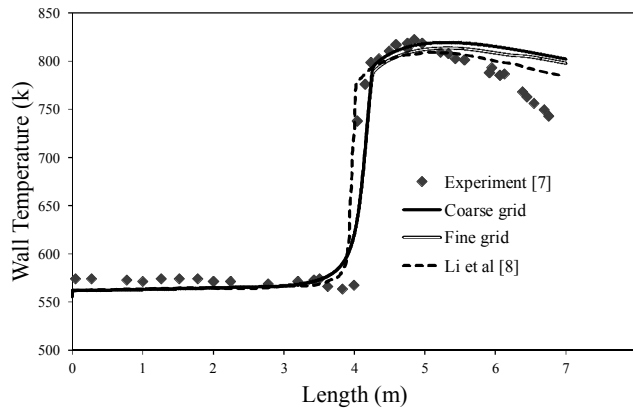
$$f(\alpha_v) = 1 - f(\alpha_l) = \max \left(0, \min \left\{ 1, \frac{\alpha_v - \alpha_{v,1}}{\alpha_{v,2} - \alpha_{v,1}} \right\} \right) \quad (5)$$

که $\alpha_{v,2} = 0.95$ و $\alpha_{v,1} = 0.9$ است.

در رابطه (۵)، q_G و q_V ، q_F ، به ترتیب شار گرمای جوششی فیلمی نازک، شار گرمایی در فاز بخار از نوع هدایت و شار گرمای منتقل شده به هرگونه از گازهای دیگر موجود مانند وجود گازهای غیر قابل میعان، می باشد.

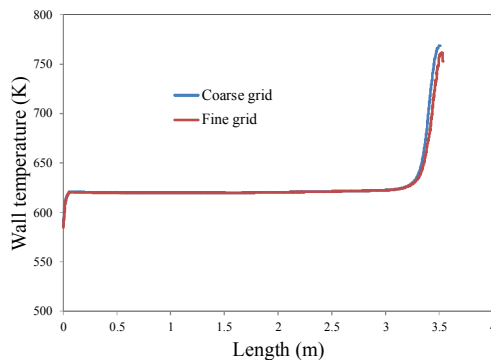
نتایج:

به منظور صحت سنجی مدل های استفاده شده، جریان آب در یک کانال عمودی ساده با قطر ۱۴ میلی متر، طول ۷ متر که تحت شار گرمایی 797000 W/m^2 و فشار کاری 7.01 MPa با شار گرمی $1495 \text{ kg/m}^2 \text{ s}$ می باشد، مورد تحلیل قرار گرفته است. شکل (۱) توصیفی از توزیع دمای دیواره در اثر شار حرارتی بحرانی اعمالی را نشان می دهد. دیده می شود که نتایج کار عددی حاضر، در کنار کار عددی لی و همکاران در مطابقت قابل قبولی با داده های آزمایشگاهی انجام شده توسط برتولمی و همکاران [۷] می باشد.

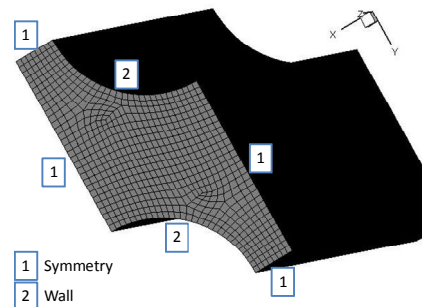


شکل (۱) - دمای دیواره در راستای کانال به منظور صحت سنجی

به منظور تحلیل عددی قلب راکتور VVER1000 مورد نظر، قسمتی از مجتمع سوختی با شرایط مرزی مناسب به منظور کاهش هزینه های محاسباتی مطابق با شکل (۲)، در نظر گرفته شده است. شکل (۳)، روند استقلال حل با تعداد شبکه های ۳۴۲۰۰ و ۱۴۳۰۰۰ سلول محاسباتی را نشان می دهد. دیده می شود که تطابق نسبتاً خوبی مابین نتایج با افزایش شبکه وجود دارد.



شکل (۳) - مقایسه دمای دیواره برای دو شبکه متفاوت و شار گرمی $390 \text{ kg/m}^2 \text{ s}$



شکل (۲) - شمایکی از ناحیه محاسباتی و شرایط مرزی مجتمع سوختی قلب راکتور VVER1000

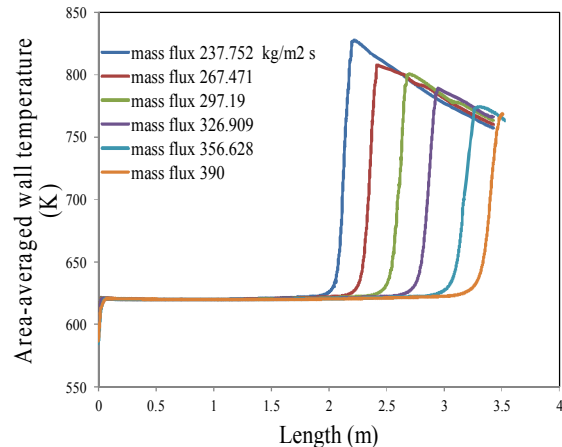
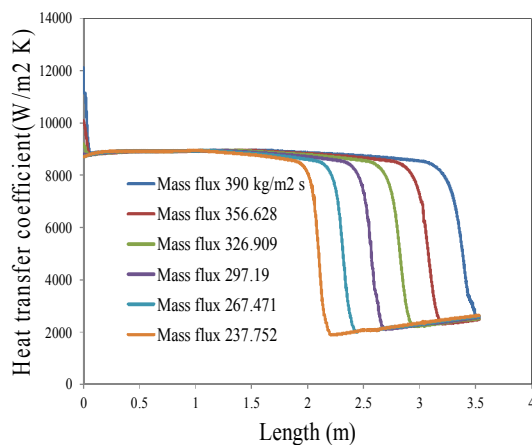
به منظور بررسی اثر شار گرمای بحرانی، مساله برای میزان شار گرمی های متفاوت بواسطه حادثه از دست رفتن خنک کننده مورد تحلیل قرار گرفته که نتایج دمای سطح میله های سوختی دیواره در امتداد کانال مجتمع سوختی در شکل ۴ آورده شده است. در حالت جریان با مقدار شار گرمی 237.72 kg/m^2 ، به واسطه ی رخ دادن پدیده ی انحراف از جوشش هسته ای، دمای دیواره تا مقدار بیشینه ی ۸۳۰ درجه ی کلوین بالا می رود. همانطور



بیست و یکمین کنفرانس هسته‌ای ایران

۶ و ۷ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

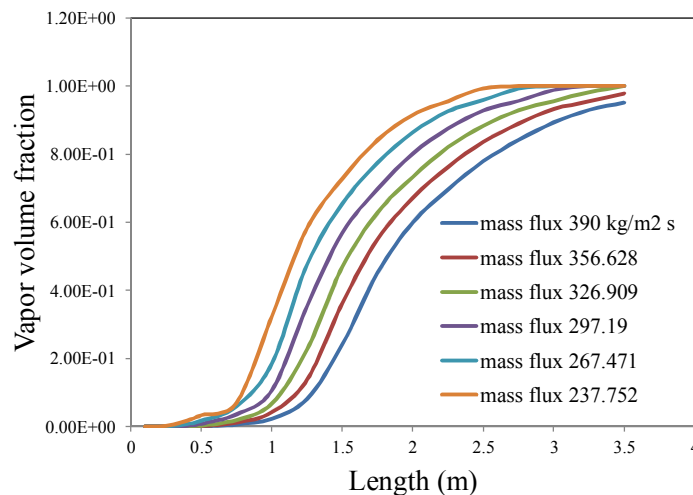
که از شکل پیداست، با افزایش شار گرمی اعمالی تاخیری در محل وقوع پدیده ی انحراف از جوشش هسته ای مشاهده می گردد. با افزایش هرچه بیشتر شار گرمی، دیگر پدیده ی انحراف از جوشش هسته ای رخ نخواهد داد. شکل (۵) بیانگر تغییرات ضریب انتقال حرارت سطح میله های سوختی در امتداد کانال با تغییرات شار گرمی آب ورودی به کانال سوخت است. مشاهده می شود که با کاهش شار گرمی ورودی، ضریب انتقال حرارت نیز کاهش یافته که این روند کاهش، در موقعیت رویداد پدیده شار گرمای بحرانی بسیار شدید است. تغییرات کسر حجمی بخار در راستای کانال با شارهای گرمی مختلف نیز در شکل (۶) نمایش داده شده است. دیده می شود که علی رغم تغییرات ناگهانی دما و ضریب انتقال حرارت، کسر حجمی بخار بصورت پیوسته افزایش یافته است.



شکل (۵)- تغییرات ضریب انتقال حرارت با تغییرات شار

شکل (۶)- دمای سطح میله های سوختی با شارهای گرمی مختلف

جرمی ورودی به مجتمع سوختی





بیست و یکمین کنفرانس هشتای ایران

۷ و ۸ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

شکل (۶) - تغییرات کسر حجمی بخار با تغییرات شار گرمایی ورودی به مجتمع سوختی.

نتیجه گیری و جمع بندی:

در این پژوهش، پدیده شار گرمایی بحرانی در یک کانال سوخت راکتور آبی تحت فشار VVER1000، به علت حادثه ای که در آن خنک کننده از دست می رود، توسط دینامیک سیالات محاسباتی مورد تحلیل قرار گرفته است. جهت مدل سازی میدان جریان از معادلات متوسط گیری شده ناویر استوکس در دیدگاه اویلرین برای هر فاز بصورت جداگانه در کنار روابط مورد نیاز جهت توصیف پدیده جوشش در شرایط غیر تعادلی استفاده شده است. در کنار صحت سنجی مدل سازی میدان جریان همراه با جوشش بویژه در شرایط جوشش فیلمی، مشاهده گردید که با کاهش هرچه بیشتر شار گرمایی ناشی از حادثه، بواسطه کاهش ناگهانی ضرایب انتقال حرارت بویژه در ناحیه جوشش فیلمی دمای میله های مجتمع سوختی شدت افزایش یافته و پدیده شار گرمایی بحرانی زودتر رخ می دهد.

مراجع:

- [1]. Moon S.K., Chun S.Y., Cho S., Baek .W.P., An experimental study on the critical heat flux for low flow of water in a non-uniformly heated vertical rod bundle over a wide range of pressure conditions, Nuclear Engineering and Design, 235:2295-2309, 2005.
- [2]. Jayanti S., Valette M., Calculation of dry out and post-dry out heat transfer in rod bundles using a three field model, International Journal of Heat and Mass Transfer, 48:1825-1839, 2005.
- [3]. Kyu-Hyun Han, Dae-Hyun Hwang, Soon Heung Chang., Assessment of a DNB-type theoretical critical heat flux model for rod bundles with non-uniform axial power shapes, Nuclear Engineering and Design, 236:223-231, 2006.
- [4]. Talebi S., Kazeminejad H., A mathematical approach to predict dryout in a rod bundle, Nuclear Engineering and Design, pp. 348-356, 2012.
- [5]. Rao Y.F., Cheng Z., Waddington G.M., Assessment of ASSERT-PV for prediction of critical heat flux in CANDU bundles, Nuclear Engineering and Design, 276:216-227, 2014.
- [6]. Podila K., Rao Y.F., CFD analysis of flow and heat transfer in Canadian supercritical water reactor bundle, Annals of Nuclear Energy, 75:1-10(In Press).
- [7]. Bartolemei G G and Chanturiya V M., Experimental study of true void fraction when boiling subcooled water in vertical tubes. Teploenergetika; 14(2):123-128, 1969.
- [8]. Li H., Vasquez S. A., Punekar H., Prediction of Boiling and Critical Heat Flux Using an Eulerian Multiphase Boiling Model, Proceedings of the ASME 2010, International Mechanical Engineering Congress & Exposition, Canada, 2010.