هفتمین کنفرانس بین‌المللی
مهندسی قابلیت اطمینان و ایمنی

ارزیابی رفتار ترموهیدرولیکی راکتور ماژولار کوچک NuScale در طی حادثه از دست دادن کامل برق با استفاده از کد RELAP5

احسان ظریفی[۱]، سعید زارع گنجارودی[۲*]، حسن نوذری[۳]، علی شهابیان آلاشتی[۴]

۱- سازمان انرژی اتمی ایران، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای، تهران، ایران، zarifie@yahoo.com
۲- دانشکده فیزیک و انرژی، دانشگاه صنعتی امیرکبیر (پلی‌تکنیک تهران)، گروه مهندسی هسته‌ای، تهران، ایران، szareganjaroodi@aut.ac.ir
۳- دانشکده فنی و مهندسی، دانشگاه آزاد اسلامی واحد علوم و تحقیقات تهران، گروه مهندسی هسته‌ای، تهران، ایران szareganjaroodi@yahoo.com
۴- دانشکده مهندسی هسته‌ای، دانشگاه شهید بهشتی، گروه مهندسی هسته‌ای تهران، ایران، alishahabian110@yahoo.com

چکیده

یکی از مهمترین فرآیندهای گذرایی که عملکرد یک رآکتور هسته‌ای را تحت تاثیر قرار می‌دهد از دست دادن منبع الکتریکی ((Station Black Out (SBO) می‌باشد. این حادثه که یکی از حوادث مهم ماورای طرح می‌باشد می‌تواند در اثر قطع کامل تمامی منبع تغذیه الکتریکی خارجی و داخلی رخ دهد. هدف از ارائه این مقاله، تحلیل پارامترهای ترموهیدرولیکی راکتور ماژولار کوچک کشور آمریکا در زمان حادثه از دست دادن کامل برق با استفاده از کد RELAP5 می‌باشد. در این راستا، ابتدا، مطابق با گزارشات و مقالات شرایط حادثه بررسی گردید. سپس رآکتور ماژولار NuScale مدل و اجزای آن در کد RELAP5 ندبندی شد تا در نهایت بتوان با اعمال شرایط مرزی حادثه، تحلیل ترموهیدرولیکی رآکتور را انجام داد. نتایج نشان داد، با توجه به سیستم کنترل فشار اتوماتیک در این رآکتور، پس از حادثه نیز، فشار سیستم زیر حداکثر مقدار فشار طراحی خواهد بود. همچنین، در زمان حادثه، دبی سیال به علت خاموش شدن پمپ آب تغذیه کاهش و سپس به دلیل برداشت حرارت مدار اولیه دبی افزایش می‌یابد.

واژه‌های کلیدی: مبنای طرح، ترموهیدرولیکی، Relap5، NuScale.

مقدمه

با توجه به مزیت‌های متعدد راکتورهای ماژولار با اندازه‌های کوچک و متوسط اعم از اندازه، حمل‌ونقل آسان، ماژولار بودن، راندمان و ایمنی بالا، صرفه اقتصادی و دیگر موارد می‌تواند نقش مهمی در بسیاری از صنایع و سیستم‌ها نظیر آب شیرین‌کن‌های هسته‌ای، سیستم‌های تولید حرارت و هیدروژن، زیردریایی‌های هسته‌ای و دیگر موارد داشته باشند. راکتورهای ماژولار کوچک که در انواع مختلف طراحی و ساخته می‌شوند، جز راکتورهای پیشرفته و نسل جدید بوده که در بسیاری از کشورهای پیشرو در صنعت هسته‌ای در جهان مانند آمریکا، روسیه و ژاپن در حال طراحی و ساخت هستند[۱].

در برخی از نیروگاه‌های هسته‌ای، از بین رفتن جریان برق A.C خارج از سایت نیروگاه، منجر به از بین رفتن سینک حرارتی می‌گردد. زیرا، اگر همه پمپ‌ها الکتریکی باشند، همزمان با خاموشی توربین، اتفاقاتی همچون قطع جریان مواد اولیه، آب خوراک و جریان آب بازگشتی رخ خواهد داد. سیستم‌های حفاظتی و کنترل با جریان برق D.C ذخیره شده در باتری‌ها کار می‌کنند و خاموشی راکتور توسط نیروی جاذبه زمین و یا سایر انرژی‌های ذخیره شده صورت می‌گیرد. بنابراین لازم است ژنراتورهای دیزلی و یا سایر منابع قابل اطمینان که

با جریان برق در سایت کار می‌کنند، وجود داشته باشند. چنانچه گردش طبیعی جریان مدار اولیه برای برداشت گرمای واپاشی کافی باشد، سیستم تأمین کننده برق اضطراری برای به حرکت در آوردن پمپ‌های آب خوراک لازم می‌باشد. در راکتورهای با خنک‌کننده گازی، که جابه-جایی اجباری برای برداشت گرمای واپاشی لازم است، باید سیستم تأمین کننده برق اضطراری برای به حرکت درآوردن پمپ‌های خنک-کننده مدار اولیه وجود داشته باشد. برای کم کردن وابستگی سیستم انتقال گرمایی به برق A.C و افزایش اقتصاد نیروگاه، می‌توان مقداری از بخار حاصل را از طریق توربین‌های کوچک بخار برای به حرکت در آوردن پمپ‌های آب خوراک و سایر پمپ‌ها استفاده نمود[۲-۳].

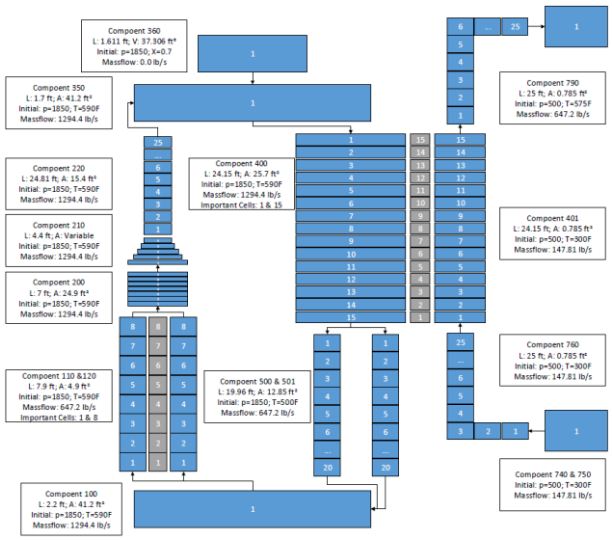
تاکنون مقالات متعددی در زمینه تحلیل حادثه SBO انجام شده است. دلنوو در سال ۲۰۱۲، تحلیل ایمنی حادثه قطع کامل برق در شبیه‌ساز راکتور ماژولار سایز کوچک MASLWR را مورد بررسی قرار داد [۴]. واتانابه و همکارانش در سال ۲۰۱۲، تحلیل حادثه قطع کامل برق طولانی مدت در راکتور BWR با استفاده از کد TRAC-BF1 را ارزیابی نمودند [۵]. ناتسان و همکارانش در سال ۲۰۱۳، ارزیابی ترموهیدرولیکی حادثه قطع کامل برق در FBTR را ارائه نمودند [۶]. تانگ و همکارانش در سال ۲۰۱۴، رفتار ترموهیدرولیکی حادثه قطع کامل برق در راکتور CANDU6 را بررسی کردند [۷].

روش کار

راکتور NuScale تشکیل شده از یک تا دوازده ماژول مستقل است که هر کدام بیش از ۴۵ مگاوات الکتریک تولید توان می‌کنند و در نتیجه خروجی مجموعه بیش از ۵۴۰ مگاوات (الکتریک) برای یک نیروگاه دوازده ماژول است. سوخت راکتور، اورانیوم اکسید با غنی‌سازی کمتر از ٪۴,۹۵ در مجتمع‌های سوخت ۱۷*۱۷ با ارتفاع فعال ۲۰ متر است. این راکتور دارای یک چرخه سوخت‌گیری ۲۵ ماه است که با محور الزامات بازرسی از کمیسیون نظارت هسته‌ای ایالات متحده آمریکا می‌باشد [۸].

کد RELAP (Reactor Excursion and Leak Analysis Program) یک کد تحلیل حالت گذرای راکتورهای آب سبک بوده که در آزمایشگاه ملی مهندسی آیداهو در آمریکا توسعه یافته است. در این کد مدل سیال بر اساس معادلات توازن جرم و انرژی در هر حجم کنترلی بوده، که به یکدیگر کوپل شده‌اند. مدل ترموهیدرولیکی سیال دو فازی شامل فرآیندهای ترانسپورت بین مرزی در معادلات جرم، ممنتوم و انرژی می‌باشد. تحلیل یک مسئله در کد RELAP5 شامل جمع‌آوری، سازمان‌دهی اطلاعات و درنظر گرفتن شرایط مرزی اعم از تعریف و نُدبندی مسئله، اطمینان از کیفیت مدل و در نهایت، اجرای کد و تحلیل نتایج می‌باشد [۹].

به منظور بررسی اثرات حادثه ازدست دادن منبع برق خارجی (SBO) بر روی پارامترهای ترموهیدرولیکی قلب راکتور، با استفاده از کد RELAP5 مدل‌سازی قسمت‌های مختلف راکتور NuScale با در نظرگرفتن مشخصات هندسی آن، پارامترهای هیدرودینامیکی و انتقال‌حرارت بین اجزا و سیال خنک‌کننده انجام شده و شرایط حادثه مطابق گزارشات ایمنی این راکتور لحاظ شده است. در این مدل، محفظه تحت فشار راکتور با در نظرگرفتن حجم‌های کنترل شامل ناحیه پایین محفظه اصلی راکتور، فضای بین محفظه اصلی و محفظه داخلی، قسمت ابتدایی سوخت، ناحیه فعال سوخت، قسمت انتهایی سوخت، ناحیه بالای محفظه اصلی راکتور و مولدهای بخار شبیه‌سازی شده است. شکل (۱) ندبندی به کار رفته در کد RELAP5 جهت مدل نمودن راکتور NuScale را نشان می‌دهد.



شکل ۱: ندبندی راکتور NuScale با استفاده از RELAP5.

نتایج

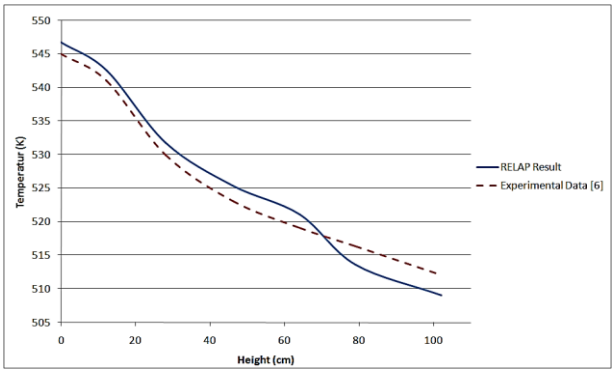
در جدول (۱) نتایج محاسبات انجام شده با کد RELAP5 و مقادیر تست MASLWR [۱۰] مقایسه شده است. همانطور که ملاحظه می‌گردد نتایج حاصل از مدلسازی با مقادیر محاسباتی همخوانی مناسبی دارد.

جدول ۱: مقایسه بین مقادیر تست و مقادیر محاسبه شده از کد RELAP5

پارامتر	مقادیر تست	مقدار محاسبه شده
ظرفیت بخار، (Kg/s)	۰/۱۳۵	۰/۱۳۷
دمای بخارخروجی، (K)	۵۴۵/۶۵	۵۴۶/۸۱
کیفیت بخار خروجی	۱	۱

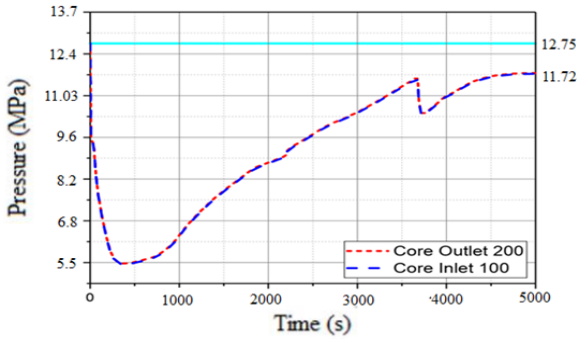
مطابق نتایج بدست آمده دمای سیال ورودی از ۵۴۶/۸۱ کلوین به ۵۰۹/۱۲ کلوین کاهش می‌یابد این در حالیست که مطابق نتایج

تجربی دمای سیال در طرف اولیه مولد بخار از ۵۴۵/۶۵ کلوین به حدود ۵۱۲ کلوین کاهش می‌یابد. شکل (۲) نشان می‌دهد که با مقایسه دو نمودار، رفتار کاهش دمای سیال مشابه نتایج تجربی بوده و مطابقت خوبی با آن دارد.



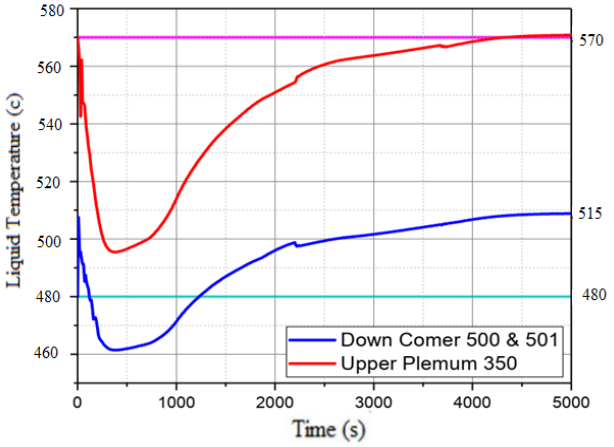
شکل ۲: تغییرات دمای سیال در طرف اولیه مولد بخار

مطابق با شکل (۳)، هنگامی که حادثه از دست دادن کامل برق رخ می‌دهد به دلیل سقوط میله‌های کنترل فرآیند شکافت قلب رآکتور ناگهان متوقف شده و میزان حرارت تولیدی رآکتور کاهش می‌یابد از سوی دیگر، از کار افتادن پمپ تغذیه مدار ثانویه، گردش سیال در آن مدار ناگهان کاهش و به دلیل مارپیچ بودن و سطح انتقال حرارت بیشتر لوله‌های بخار، آب تغذیه فرصت بیشتری برای برداشت حرارت از مدار اولیه پیدا می‌کند در نتیجه، در زمان‌های ابتدای حادثه گرمای بیشتری از مدار اولیه برداشت شده و با وجود کنترل‌کننده فشار خودکار، فشار سیستم از ۱۲/۷۵ (MPa) تا حدود ۵/۵ (Mpa) کاهش می‌یابد. سپس، به دلیل متوقف بودن جریان مدار ثانویه و تبدیل آب تغذیه به بخار و افزایش میزان بخار، برداشت حرارت از مدار اول با وجود تولید گرمای پس از واپاشی کاهش یافته و این امر منجر به افزایش فشار مدار اول می‌گردد و پس از گذشت ۵۰۰۰ ثانیه مقدار فشار به ۱۱/۷۲(MPa) می‌رسد.



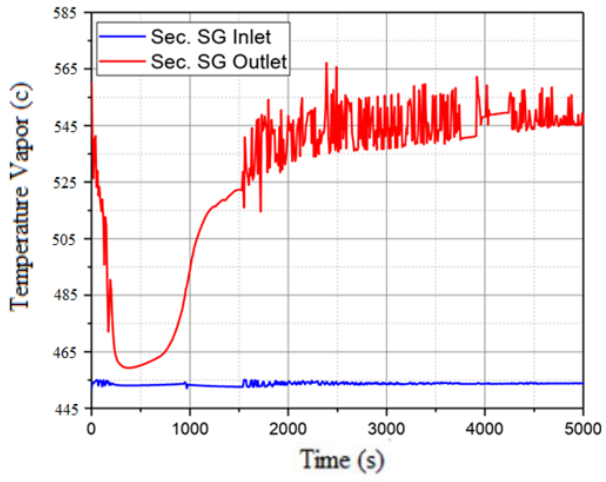
شکل۳: تغییرات فشار در ورودی و خروجی قلب

از سوی دیگر، مطابق با شکل (۴)، ابتدا دبی سیال به علت خاموش شدن پمپ آب تغذیه کاهش و سپس به دلیل برداشت حرارت مدار اولیه دبی افزایش می‌یابد. تغییرات دمای بخار در قسمت ثانویه مولد بخار در شکل زیر نشان داده شده است. همانطور که ملاحظه می‌شود، در زمان وقوع حادثه در ابتدا دمای بخار کاهش و سپس با افزایش برداشت حرارت از مدار اولیه دمای بخار ناگهان افزایش می یابد و در ۵۰۰۰ ثانیه در حدود ۵۴۵ درجه سانتی‌گراد قرار خواهد گرفت.

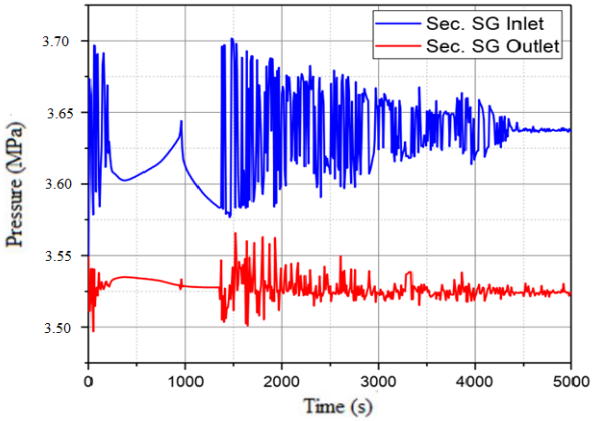


شکل ۴: تغییرات دمایی در ورودی و خروجی مولد بخار

ذکر این نکته ضروری است که، به دلیل رفتار پیچیده برداشت حرارت از مدار اولیه و تولید بخار بیشتر در مدار ثانویه به دلیل محدودیت‌های کد RELAP برای جریان‌های دوفازی تغییرات فشار در مدار ثانویه به صورت نوسانی خواهد بود. شکل (۵) و (۶)، تغییرات دمایی و فشار بخار در ورودی و خروجی قسمت ثانویه مولد بخار را نشان می‌دهد.



شکل ۵: تغییرات دمایی بخار در ورودی و خروجی قسمت ثانویه مولد بخار



شکل ۶: تغییرات فشار در ورودی و خروجی مولد بخار ثانویه

نتیجه‌گیری و جمع‌بندی

هدف از ارائه این مقاله، ارزیابی رفتار ترموهیدرولیکی راکتور ماژولار پیشرفته کوچک NuScale در طی حادثه از دست دادن کامل برق می‌باشد. رآکتور ماژولار کوچک NuScale از نوع آب تحت فشار یکپارچه بوده که تمامی تجهیزات مدار اول آن در داخل محفظه تحت فشار رآکتور قرار داده شده است. از این‌رو، با استفاده از کد RELAP5 مدل‌سازی راکتور با لحاظ مشخصات هندسی، پارامترهای هیدرودینامیکی و انتقال‌حرارت بین اجزا و سیال خنک‌کننده انجام شده و شرایط حادثه مطابق گزارشات ایمنی این رآکتور داده شده است. نتایج نشان داد که، در زمان وقوع حادثه SBO، ابتدا دمای بخار کاهش و سپس با افزایش برداشت حرارت از مدار اولیه دمای بخار ناگهان افزایش می‌یابد و در ۵۰۰۰ ثانیه تقریباً ۵۴۵ درجه سانتی‌گراد می‌باشد. از سوی دیگر، با توجه به عملکرد سیستم‌های پیش‌بینی شده و روش انتخاب شده برای مقابله با این حادثه منجر شده است که رآکتور همچنان حاشیه ایمنی خود را حفظ نماید. همچنین با توجه به سیستم کنترل فشار اتوماتیک در این رآکتور، پس از حادثه فشار سیستم در زیر حداکثر فشار طراحی حفظ شده است. لازم به ذکر است که، مقایسه نتایج این مطالعه با مقادیر گزارشات ایمنی این رآکتور نشان از همخوانی مناسب دارد.

مراجع

[1] IAEA Tecdoc, Advanced in Small Modular Reactors Technology Developments, A supplement to IAEA advanced reactors information system (ARIS), (2015).

[2] GIANNI PETRANGELI, Nuclear Safety, Elsevier Butterworth-Heinemann, Butterworth-Heinemann is an imprint of Elsevier Linacre House, London, (2006).

[3] S. Khatua, V. Mukherjee, Application of integrated microgrid for strengthening the station blackout power supply in nuclear power plant, Progress in Nuclear Energy, Volume 118, Article 103132, January 2020.

[4] Del Nevo, Deterministic safety analysis of Station Blackout accident on the basis of the SMR simulator MASLWR, ENEA, 2012.

[5] Tadashi Watanabe, Masahiro Ishigaki, Masashi Hirano, "Analysis of BWR long-term station blackout accident using TRAC-BF1" Annals of Nuclear Energy, Volume 49, Pages 223-226, November 2012.

[6] K. Natesan, K. Velusamy, P. Selvaraj, P. Chellapandi, S. Varatharajan, "Thermal hydraulic investigations of an extended station blackout event in FBTR" Nuclear Engineering and Design, Volume 265, December 2013, Pages 244-253.

[7] L.L. Tong, J.B. Chen, X.W. Cao, J. Deng, "Thermal hydraulic behavior under Station Blackout for CANDU6" Progress in Nuclear Energy, Volume 74, July 2014, Pages 176-183.

[8] IAEA Tecdoc, Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS), (2018), IAEA TECDOC.

[9] RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL, Office of Nuclear Regulatory Research U. S. Nuclear Regulatory Commission (2001). Volume 1, Information Systems Laboratories, Inc., Washington, DC.

[10] Bradyn, “Comparative Analysis of the Zukauskas Method and Data from the OSU MASLWR Test Facility Steam Generator”, A THESIS submitted to Oregon State University, June 2014.