

## بررسی عملکرد فشارنده نیروگاه VVER-1000 بوشهر در طی حادثه از کار افتادگی

### یکی از پمپ‌های مدار اول

حمزه پور شرفند، نجمه<sup>(۱)</sup> - سپانلو، کامران<sup>(۲)</sup> - ظریفی، احسان<sup>(۲)</sup> - مستی، داریوش<sup>(۱)</sup>

دانشگاه آزاد اسلامی، واحد بوشهر، دانشکده فنی و مهندسی، گروه مهندسی هسته‌ای - رآکتور  
سازمان انرژی اتمی ایران، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده رآکتور و ایمنی هسته‌ای

#### چکیده:

یکی از سیستم‌های کمکی نیروگاه که نقش بسیار مهمی در کنترل فشار مدار اول ایفا می‌کند فشارنده (Pressurizer) می‌باشد. وظیفه اصلی فشارنده حفظ فشار مدار اول و تثبیت آن در سطوح مختلف قدرت رآکتور و نیز محدود کردن انحرافات و نوسانات فشار در مواقع اضطراری و گذرا می‌باشد. با توجه به اهمیت فشارنده در رآکتورهای آب تحت فشار، جهت اطمینان از حفظ فشار مدار اولیه خنک‌کننده، داشتن مدل محاسباتی مناسب جهت پیش‌بینی رفتار آن در شرایط عادی و گذرای نیروگاه بسیار ضروری است. در این مقاله به آنالیز و بررسی نتایج بهترین تخمین از محاسبات فشارنده در رآکتور VVER-1000 با بکارگیری نمدبندی مناسب از کد RELAP5 پرداخته شده است. همچنین نتایج مربوط به عملکرد آن در طی حادثه از کار افتادگی یکی از پمپ‌های مدار اول با استفاده از کد ماکور محاسبه و با گزارشات FSAR رآکتور بوشهر مقایسه شده است.

کلمات کلیدی: فشارنده، از کار افتادگی پمپ، رآکتور VVER-1000، کد RELAP5

#### مقدمه:

یکی از مسائل مهم در تمامی نیروگاه‌های هسته‌ای با رآکتور آب تحت فشار، بحث بر روی واحدهای کنترل کننده فشار خصوصاً فشارنده می‌باشد. فشارنده جهت کنترل و پایداری فشار سیستم در رآکتورهای آب تحت فشار مورد استفاده قرار می‌گیرد. این محفظه نقشی کلیدی را در رفتار دینامیکی و عملکرد ایمنی نیروگاه ایفا می‌نماید [۱]. در واقع کنترل کننده فشار یکی از مولفه‌های رآکتورهای آب تحت فشار بوده که باعث می‌گردد خنک‌کننده مدار اول در فشارهای کاری بالای رآکتور، در فاز مایع باقی مانده و به جوش نیاید. بنابراین با توجه به اهمیت این مولفه کلیدی در رآکتورهای آب تحت فشار، درک کاملی از رفتار دینامیکی گذرای آن برای حفظ ایمنی نیروگاه لازم و ضروری می‌باشد [۲]. با توجه به اهمیت و جایگاه فشارنده، تا کنون مقالات کمی بخصوص در زمینه نقش آن در حوادث مختلف نیروگاه به چاپ رسیده است. لی و همکارانش [۳] طی مقاله‌ای در سال ۲۰۱۴ در ژورنال Progress in Nuclear Energy با استفاده از کد MAAP5 رفتار دینامیکی فشارنده در طی حوادث شدید هسته‌ای مورد ارزیابی قرار دادند. بروان و گابیر [۴]

در سال ۲۰۱۴ طی مقاله ای در ژورنال Annals of Nuclear Energy با استفاده از منطق فازی به بررسی رفتار فشارنده در نیروگاههای هسته ای پرداختند. ژانگ و همکارانش [۵] طی مقاله ای در ژورنال Energy Procedia در سال ۲۰۱۲ به بررسی تغییرات سطح آب در فشارنده در نیروگاههای هسته ای پرداختند. خانی مغانکی و رهگشای [۶] طی مقاله ای در ژورنال Annals of Nuclear Energy در سال ۲۰۱۲ آنالیز عددی فشارنده را با استفاده مدل ۲ ناحیه ای مورد بررسی قرار دادند. چنگ و همکارانش [۷] در سال ۲۰۰۹ طی مقاله ای در ژورنال Nuclear Engineering and Design با استفاده از کد TRACE به بررسی رفتار فشارنده در نیروگاه هسته ای Maanshan پرداختند. در این مقاله، رفتار ترموهیدرولیکی فشارنده رآکتور VVER-1000 در طی حادثه LOFA مورد ارزیابی قرار گرفته است. حادثه از کار افتادگی پمپ های مدار اول (LOFA<sup>۱</sup>) یکی از حوادث مهم مبنای طرح در ایمنی نیروگاه های هسته ای می باشد که در طی آن جریان خنک کننده ورودی به قلب رآکتور کاهش می یابد [۸]. این حادثه می تواند در اثر چند عامل اتفاق افتد برخی از این عوامل عبارتند از: خرابی مکانیکی پمپ، نقص مدار های کنترلی یا از دست دادن منبع تغذیه الکتریکی پمپ. در طی این حادثه کاهش جریان خنک کننده منجر به افزایش ناگهانی دمای سوخت در قلب رآکتور می گردد. در این هنگام سیستم های ایمنی وارد خط می شوند که تا حد امکان از پیشرفت حوادث مبنای طرح به حوادث ماورای مبنای طرح جلوگیری نمایند. محاسبه تغییرات پارامترهای ترموهیدرولیکی در طی این حادثه از آن جهت حائز اهمیت است که در صورت عدم عملکرد دقیق سیستم های حفاظتی، می تواند عواقب جبران ناپذیری را ایجاد نماید و حادثه با ابعاد گسترده تر به حادثه ماورای مبنای طرح و سناریوی ذوب قلب رآکتور منجر گردد. اصول محاسبات و مدل سازی مورد استفاده در این تحقیق بر اساس اعمال حجم های کنترلی در مدار اولیه و ثانویه نیروگاه، محاسبه همزمان و وابسته به زمان معادلات بالانس جرم، ممتوم و انرژی با بکارگیری کد RELAP5 [۹] می باشد. در نهایت، نتایج حاصل از این مدل سازی با نتایج تجربی ارائه شده در گزارشات ایمنی (FSAR) نیروگاه اتمی بوشهر [۸]، مقایسه شده است.

## روش کار :

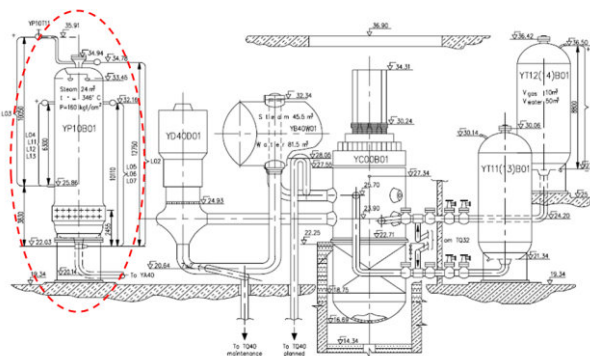
در نیروگاههای هسته ای VVER-1000، فشارنده یکی از اصل ترین تجهیزات کنترلی بوده که بر روی شاخه گرم مدار اول متصل می شود. شکل ۱ موقعیت فشارنده را در مدار این رآکتور نشان می دهد (مولفه خط چین شده در سمت چپ شکل). در جدول ۱ مشخصات و ویژگیهای فشارنده در رآکتور VVER-1000 ارائه شده است. مطابق گزارشات FSAR [۸]، فشارنده دارای ارتفاع کل ۱۰,۱۶۷۵۳ متر و قطر محفظه تقریباً ۳ متر می باشد. در حالت کارکرد عادی تقریباً بیش از دو سوم آن با آب و بقیه محفظه با بخار پر می شود به طوریکه ارتفاع سطح آب در حالت نرمال ۸,۷۷ متر می باشد. به منظور بررسی نقش فشارنده در طی حادثه

<sup>۱</sup> Loss Of Flow Accident

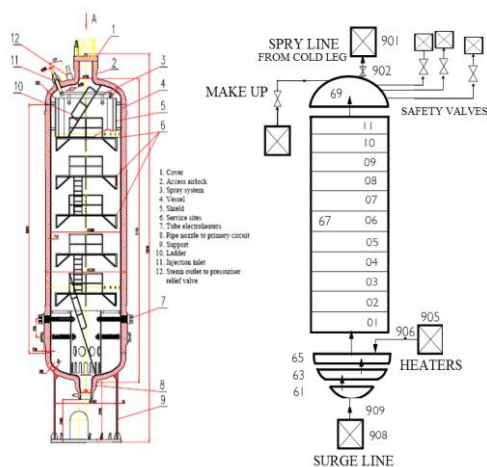
از کار افتادگی پمپ های مدار اول، با استفاده از کد RELAP5 [۹] مدل سازی قسمتهای مختلف مدار اولیه و ثانویه رآکتور و همچنین فشارنده با در نظر گرفتن مشخصات هندسی آن، پارامترهای هیدرودینامیکی و انتقال حرارت بین اجزاء و سیال خنک کننده انجام شد و شرایط حادثه مطابق گزارشات FSAR نیروگاه اتمی بوشهر [۸] به عنوان شرایط مرزی لحاظ گردید. در مدل سازی انجام شده مدار اولیه و ثانویه رآکتور با در نظر گرفتن حجم های کنترلی شامل: محفظه تحت فشار رآکتور، مولدهای بخار، پمپ ها، فشارنده و لوله های جریان خنک کننده شبیه سازی شد. شکل ۲ ندبندی به کار رفته در کد RELAP5 [۹] جهت مدل نمودن مدار اولیه و ثانویه رآکتور را نشان می دهد. در شکل ۳ نحوه مش بندی فشارنده نشان داده شده است.

جدول ۱- مشخصات فشارنده رآکتور [۸]

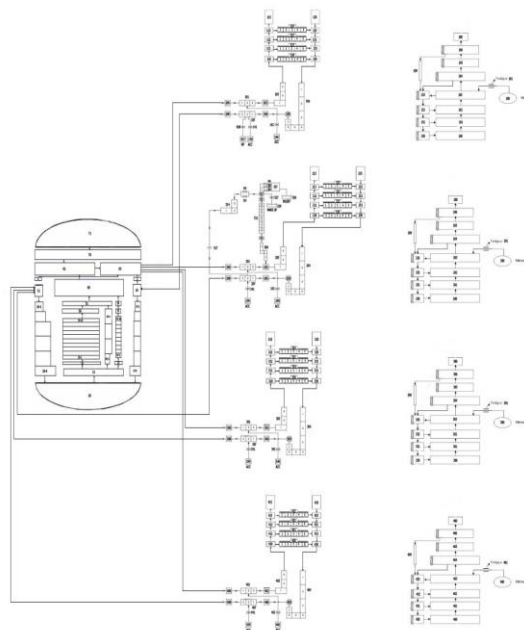
Parameter	Value
Pressure, MPa	15.7
Temperature, °C	345.7
Capacity (full volume), m <sup>3</sup>	79
Working medium	steam, water
Total power of electric heater units, kW	2520
Heaters voltage, V	380
PRZ spray flow rate, m <sup>3</sup> /h	
- from cold leg	720
- from make-up system	-
- one pump in operation	30
- two pump in operation	60
Power of electric heaters unit per groups, kW	
- I group	270
- II group	720
- III group	1260
- IV group	



شکل ۱- مدار اولیه و ثانویه رآکتور بوشهر [۸]



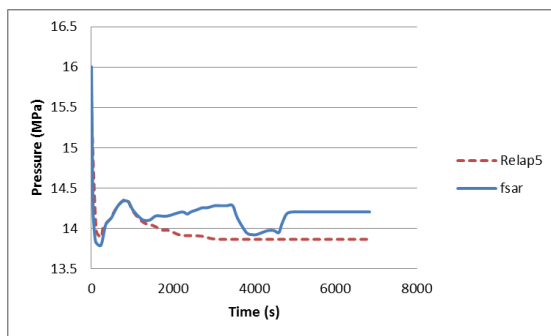
شکل ۳- فشارنده در رآکتور VVER-1000



شکل ۲- ندبندی مدار اولیه و ثانویه رآکتور بوشهر

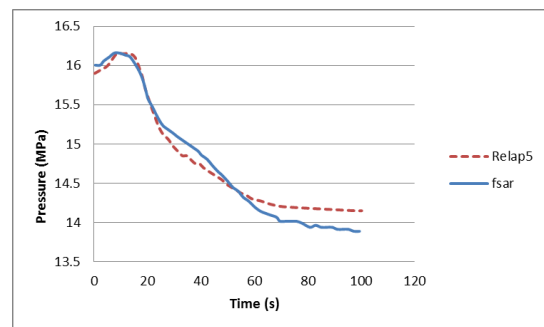
## نتایج

به منظور بررسی عملکرد فشارنده در طی حادثه LOFA، رفتار گذرای آن در سناریوی از کار افتادگی یکی از پمپ‌های مدار اول مورد ارزیابی قرار گرفته است. بر اساس گزارشات FSAR [۸] در این سناریوی فرض می‌شود پمپ خنک کننده شماره ۲ مربوط به مولد بخار شماره ۲، به دلایل فنی دچار نقص شده و از مدار خارج می‌گردد. همچنین فرض می‌شود شیر یکطرفه BRU-A در زمانی که فشار مولد بخار افزایش می‌یابد، باز می‌شود و بخار را به سمت بیرون هدایت می‌کند تا فشار آن را کاهش دهد. فرضیه دیگر در مدلسازی این سناریو آن است که شیر BRU-A مربوط به مولد بخار شماره ۳ از مدار خارج شده و کار نمی‌کند. همچنین فرض می‌شود پمپ آب تغذیه اضطراری نیز متعلق به مولدهای بخار شماره ۱ و ۴ نیز از مدار خارج شده و کار نمی‌کنند. در شکل‌های ۴ و ۵ به ترتیب فشار خروجی قلب رآکتور را در بازه زمانی کوتاه و طولانی مدت در حادثه از کار افتادگی یک پمپ مدار خنک کننده نشان می‌دهند.



شکل ۵- فشار خروجی قلب رآکتور در بازه زمانی

طولانی در حادثه از کار افتادگی یک پمپ

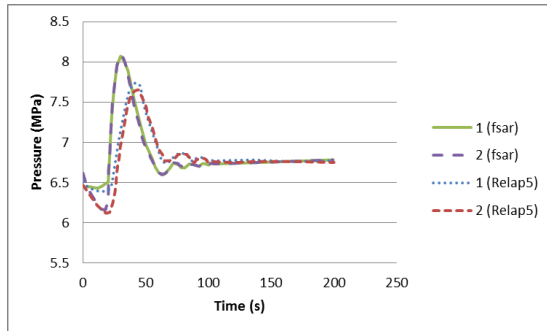


شکل ۴- فشار خروجی قلب رآکتور در بازه زمانی

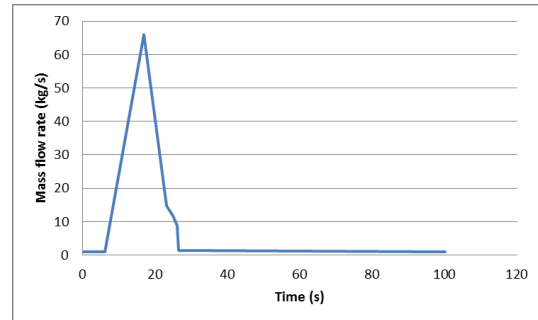
کوتاه در حادثه از کار افتادگی یک پمپ

ملاحظه می‌گردد با خاموش شدن پمپ خنک کننده متعلق به مولد بخار شماره ۲، به علت کاهش دبی خنک کننده دمای سیال در مدار اول بالا می‌رود و این افزایش دما باعث کاهش چگالی و افزایش حجم سیال می‌گردد. در اثر این فرآیند، سیال خنک کننده از طریق خط تزریق به داخل فشارنده وارد شود و باعث عکس‌العمل سیستم در تنظیم فشار می‌گردد. بنابراین تاثیر این سناریو در ثانیه‌های اول حادثه، باعث بالا رفتن فشار سیستم می‌گردد. در شکل ۶ تغییرات فشار سیال در مولدهای بخار شماره ۱ و ۲ در حادثه از کار افتادگی یک پمپ را نشان می‌دهد. پس از شروع حادثه، با عملکرد فشارنده و تخلیه آب از آن مطابق شکل ۷، فشار قلب رآکتور به تدریج کاهش می‌یابد. همچنین در این لحظه دوش‌های اضطراری آن روشن شده و مقداری از بخار آب، چگالیده می‌شود و به تبع آن، فشار بخار و آب پایین می‌آید. هنگامی که فشار در فشارنده کاهش می‌یابد، هیترها روشن می‌شوند، در نتیجه کم‌کم بخار تشکیل می‌شود و فشار را متعادل می‌کند.

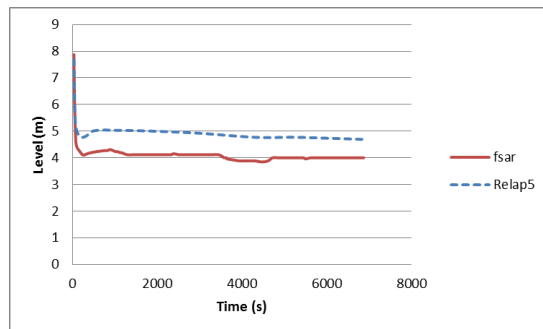
کنند. شکل ۸ فشار در فشارنده در هنگام حادثه از کار افتادگی یک پمپ را نشان می دهد. در شکل ۹ تغییرات سطح آب در فشارنده در طول حادثه از کار افتادگی یک پمپ نشان داده شده است.



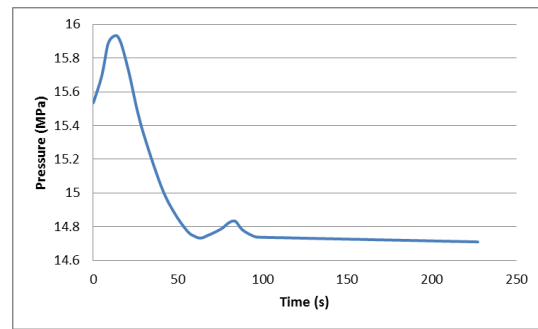
شکل ۷- فشار در مولدهای بخار شماره ۱ و ۲ در حادثه از کار افتادگی یک پمپ



شکل ۶- دبی خروجی از فشارنده در حادثه از کار افتادگی یک پمپ



شکل ۹- سطح خنک کننده در فشارنده در حادثه از کار افتادگی یک پمپ



شکل ۸- فشار در فشارنده در هنگام حادثه از کار افتادگی یک پمپ

## بحث و نتیجه گیری

هدف از این مقاله، ارزیابی ترموهیدرولیکی فشارنده رآکتور VVER-1000 بوشهر بوده که نتایج استخراج شده در خصوص پارامترهای ترموهیدرولیکی، جهت اطمینان از صحت مدلسازی با مقادیر مراجع موجود مقایسه و تحلیل جامعی از رفتار نیروگاه در طی حادثه LOFA ارائه شده است. همانطور که ملاحظه می گردد نتایج حاصل از مدلسازی با مقادیر FSAR تقریباً انطباق دارد و تفاوتها را می توان مربوط به خطاهای مدلسازی دانست. با توجه به نمودار ۵ ملاحظه می گردد که در طی زمان بروز حادثه به دلیل کاهش دبی ورودی به قلب رآکتور، فشار آن افزایش می یابد. همچنین افزایش فشار قلب، منجر به افزایش دمای قلب رآکتور نیز می گردد. اما با گذشت ۴ تا ۲۴ ثانیه از شروع حادثه، همزمان با تزریق آب به فشارنده و عملکرد آن، فشار رآکتور کاهش می یابد. بنابراین عملکرد مناسب فشارنده در شروع حادثه، منجر می گردد که رآکتور همچنان حاشیه ایمنی خود را حفظ نماید.

## مراجع

- 1- Todreas, N. E., Kazimi and M.S. (1982). Nuclear system I, Thermal Hydraulic Fundamentals. Taylor & Francis, USA.
- 2- Athani, V.V. and Vijarkumar, L. (1983). Digital Simulation of the Pressurizer in a Pressurized Water Nuclear Reactor. Nuclear Tech. Vol. 61. 547
- 3- Li, L. Zhang, Y. Tian, W. Su, G. and Qiu, S. (2014). MAAP5 simulation of the PWR severe accident induced by pressurizer safety valve stuck-open accident. Progress in Nuclear Energy. Vol. 77. 141-151.
- 4- Brown, C. and Gabbar H.A. (2014). Fuzzy logic control for improved pressurizer systems in nuclear power plants. Annals of Nuclear Energy. Vol. 72. 461-466.
- 5- Zhang, G. Yang, X. Ye, X. Xu, H. Lu, D. and Chen, W. (2012) Research on Pressurizer Water Level Control of Pressurized Water Reactor Nuclear Power Station. Energy Procedia. Vol. 16. 849-855.
- 6- Khani Moghanaki, S. and Rahgoshay, M. (2014). Simulation of two-region and four-region models for typical PWR pressurizer and benchmark obtained results using available results. Annals of Nuclear Energy. Vol. 63. 302-308.
- 7- Cheng, Y. Wang, J. Lin, H. and Shih, C. (2009). Benchmark calculations of pressurizer model for Maanshan nuclear power plant using TRACE code. Nuclear Engineering and Design. Vol. 239. 2343-2348.
- 8- FSAR of BNPP-1. (2003). Final Safety Analysis Report of Bushehr Nuclear Power Plant, Ministry of Russian Federation of Atomic Energy (Atomenergoproekt), Moscow.
- 9- Ransom et al, V.H. Wagner, R.J. Trapp, J.A. Johnsen, G.W. Miller, C.S. Kiser, D.M. and Riemke, R.A. (1990). RELAP5/MOD3: code manual: user guide and input requirements.