بررسی عملکرد پوشش ایمنی نیروگاه VVER-1000 بوشهر در حادثه LB-LOCA

احمدی،هدیه [۱]– سپانلو،کامران[۲] –ظریفی، احسان [۲] – مستی،داریوش[۱]

دانشگاه آزاد اسلامی، واحد بوشهر ، دانشکده فنی و مهندسی، گروه مهندسی هسته ای-رآکتور

سازمان انرژی اتمی ایران، پژوهشگاه علوم و فنون هسته ای، پژوهشکده رآکتور و ایمنی هسته ای

چکیده:

حادثه از دست دادن خنک کننده در اثر شکستگی کامل یکی از لوله های خنک کننده مدار اول رآکتور (LB-LOCA) یکی از مهم ترین حوادث مبنای طراحی (DBA) در تحلیل ایمنی نیروگاه هسته ای می باشد. در طی این حادثه انتشار انرژی حاصل از تخلیه آب پر فشار خنک‌کننده مدار اول به داخل فضای پوشش ایمنی نیروگاه، در صورتی که پوشش ایمنی توان تحمل این افزایش ناگهانی فشار را نداشته باشد می‌تواند همراه با شکستگی آن با خروج مواد رادیواکتیو به محیط‌زیست، خسارات جبران‌ناپذیری ایجاد نماید. بنابراین محاسبه پیک فشار در طی این حادثه یکی از مهمترین موارد محاسبات ایمنی در نیروگاه می‌باشد. در این مقاله رفتار گذرای ترموهیدرولیکی راکتور VVER-1000 بوشهر در طی حادثه LB-LOCA با استفاده از کد RELAP5 مورد بررسی قرار گرفته است. نتایج به دست آمده از تحلیل حادثه با استفاده از کد RELAP5 نشان داد که یک توافق منطقی با نتایج ارائه شده در گزارشات تحلیل ایمنی (FSAR) نیروگاه اتمی بوشهر وجود دارد. همچنین نتایج نشان دادند که با عملکرد موثر سیستم های حفاظتی در آغاز حادثه، راکتور همچنان حاشیه ایمنی خود را حفظ می نماید.

***کلمات کلیدی**: : رآکتور VVER-1000، حادثه LB-LOCA، پوشش ایمنی رآکتور، کد RELAP5*

مقدمه :

پوشش ایمنی بر اساس حادثه از دست دادن خنک کننده (LOCA[۱]) توأم با وقوع زلزله که از حوادث مبنای طرح می باشد، طراحی می گردد.

حادثه از دست دادن خنک کننده در اثر یک شکستگی بزرگ (LB-LOCA[۲]) یکی از مهمترین حوادث مبنای طرح می باشد که در اثر شکستگی کامل (قطع گیوتینی) یکی از لوله های خنک کننده مدار اول اتفاق می افتد. در طی حادثه، خنک کننده در مدت زمان بسیار کوتاه از محل شکستگی خارج می گردد و به دلیل فشار بسیار بالای مدار اول نسبت به پوشش ایمنی نیروگاه، فشار داخل گنبد نیروگاه سریعا افزایش می یابد. در هنگام وقوع حادثه، سیستمهای ایمنی پیش بینی شده وارد خط می شوند که تا حد امکان از پیشرفت حوادث مبنای طرح به حوادث ماورای مبنای طرح جلوگیری می نمایند. محاسبه پیک فشار در طی این حادثه از آن

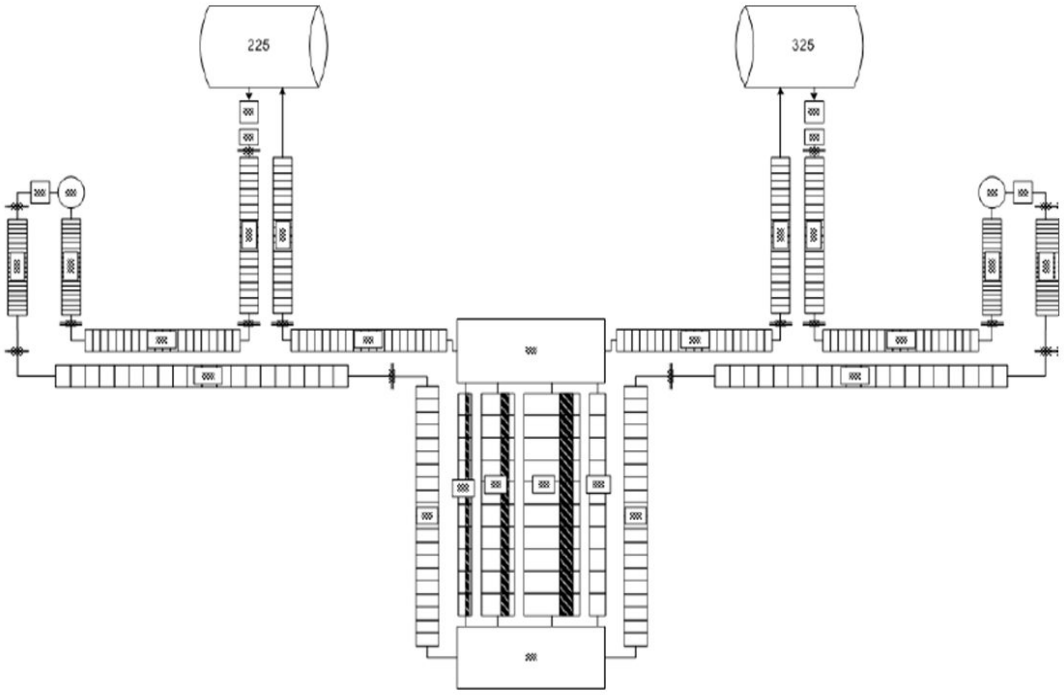
[۱] Loss Of Coolant Accident
[۲] Large Break Loss Of Coolant Accident

جهت حائز اهمیت است که در صورت عدم عملکرد دقیق سنسورهای حساس به فشار، این حادثه می تواند عواقب جبران ناپذیری را وارد نماید و به علت تحت فشار قرار گرفتن تجهیزات و محفظه فولادی، حادثه با ابعاد گسترده تر به حادثه ماورای مبنای طرح مبدل شود. لذا محاسبه این پیک فشار جهت تحمل بارهای وارده به سیستم و پیش بینی نتایج، بسیارضروری است[۱]. دکتر رهگشای و همکارش [۲] طی مقاله ای در ژورنال Progress in Nuclear Energy با استفاده از کدهای CONTAIN و MELCOR توزیع فشار در فضای پوشش ایمنی رآکتور VVER-1000 را در ثانیه های اول حادثه LB-LOCA مورد بررسی و مقایسه قرار دادند. شوشتری و همکارانش [۳] طی مقاله ای در ژورنال Annals of Nuclear Energy نقش و ترکیب انباره ها را در رآکتور بوشهر در طی حادثه LB-LOCA تجزیه و تحلیل نمودند. نوری کلخوران و همکارانش [٤] [٥] طی دو مقاله در ژورنالهای Progress in Nuclear Energy و Annals of Nuclear Energy با استفاده از کد CONTAIN به بررسی رفتار ترموهیدرولیکی پوشش ایمنی رآکتور WWER-1000 پرداختند. یوآن و همکارانش [٦] طی مقاله ای در ژورنال Progress in Nuclear Energy رفتار کاهش فشار پوشش ایمنی یک رآکتور ۱۰۰۰ مگاواتی چینی در طی حوادث شدید هسته‌ای مورد بررسی قرار دادند. چوبدار رحیم و همکارانش [۷] طی مقاله ای در ژورنال Progress in Nuclear Energy حادثه LB-LOCA در رآکتور AP-1000 مورد بررسی قرار دارند. وارپاسو [۸] طی مقاله ای در ژورنال Nuclear Engineering and Design به بررسی پایداری ساختمان پوشش ایمنی نیروگاه VVER-1000 در طی ارتعاشات ناشی از زلزله پرداخت. در این تحقیق، برآوردی از ماکزیمم تاثیرات سوء ناشی از حادثه LB-LOCA بر روی مقاومت و پایداری پوشش ایمنی نیروگاه، انجام شده است. اصول محاسبات و مدلسازی مورد استفاده بر اساس اعمال حجم های کنترلی در مدار اولیه و فضای داخلی و خارجی پوشش ایمنی نیروگاه، محاسبه همزمان و وابسته به زمان معادلات بالانس جرم، ممنتوم و انرژی با بکارگیری کد RELAP5 [۹] بوده است. در نهایت نتایج حاصل از این مدلسازی با نتایج تجربی ارائه شده در گزارشات ایمنی (FSAR) نیروگاه اتمی بوشهر [۱۰]، مقایسه شده است.

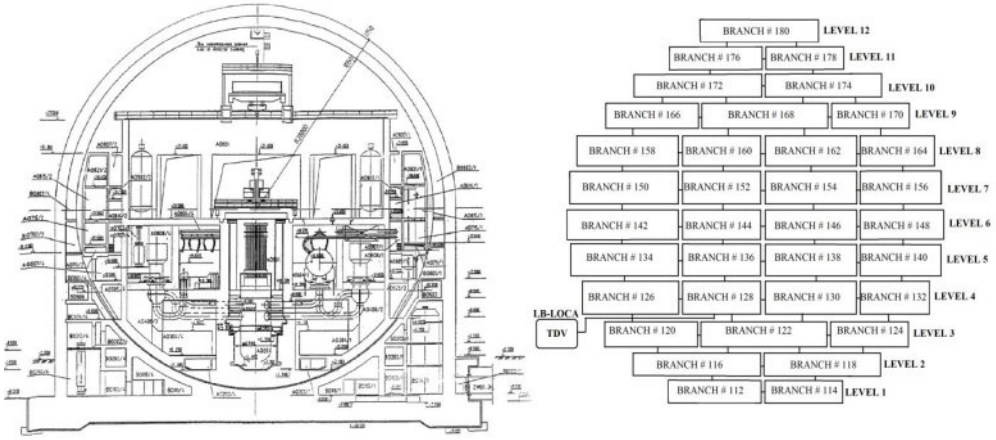
روش کار :

به منظور بررسی اثرات حادثه LB-LOCA بر روی رفتار ترموهیدرولیکی پوشش ایمنی نیروگاه، با استفاده از کد RELAP5 [۹]، مدلسازی قسمتهای مختلف مدار اولیه وثانویه رآکتور و پوشش ایمنی نیروگاه با در نظرگرفتن 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 [۱۰] به عنوان شرایط مرزی لحاظ گردید. در اولین مرحله از محاسبات، باید حجم مفید درون محفظه فولادی محاسبه می گردید. با توجه به کروی بودن شکل محفظه فولادی، حجم کل آن محاسبه و با کسر حجم تجهیزات نصب شده، حجم کل

محفظه فولادی و فضای مفید باقیمانده محاسبه گردید. پس از انجام این مراحل، حجم مفید محفظه ایمنی نیروگاه هسته ای بوشهر در حدود m^3 ۷۱۰۰۰ بدست آمد. در مدلسازی انجام شده مدار اولیه و ثانویه رآکتور بوشهر با در نظرگرفتن حجم های کنترلی شامل: محفظه تحت فشار رآکتور، مولدهای بخار، پمپ ها، محفظه کنترل کننده فشار و لوله های جریان خنک کننده شبیه سازی شد. شکل ۱ ندبندی به کار رفته در کد RELAP5 جهت مدل نمودن مدار اولیه و ثانویه رآکتور را نشان می دهد. در ادامه جهت انجام محاسبات ترموهیدرولیکی در پوشش ایمنی نیروگاه، با اعمال حجم های کنترلی برای مدار اولیه رآکتور و همچنین فضای داخلی پوشش ایمنی انجام شد. جهت انجام محاسبات فشار اولیه و رطوبت نسبی در پوشش ایمنی رآکتور به ترتیب MPa ۱/۰۱ و ٪۸۰ به عنوان شرایط اولیه در ورودی کد لحاظ گردید. شکل ۲ نحوه مش بندی پوشش ایمنی نیروگاه در کد RELAP5 را نشان می دهد. همانطور که در شکل نشان داده شده است کل پوشش ایمنی بر حسب مکان قرارگیری تجهیزات رآکتور در داخل آن و تغییرات سطوح حجمی، در ۱۲ سطح ارتفاعی با بکارگیری المانهایی از نوع BRANCH در کد RELAP مدلسازی شده است و بر این اساس، در کل با انتخاب ۳۵ المان حجمی که توسط ۳۸ اتصال عمودی و ۲۳ اتصال عرضی که به یکدیگر مرتبط شده اند پوشش ایمنی نیروگاه مدلسازی شده است. همچنین شرایط حادثه LB-LOCA و محل شکستگی لوله مدار اول خنک کننده به عنوان شرط مرزی با انتخاب یک المان حجمی وابسته به زمان (Time Dependent Volume) در سطح چهارم ارتفاعی در نظر گرفته شده است.



شکل ۱- ندبندی مدار اولیه و ثانویه رآکتور VVER-1000 بوشهر



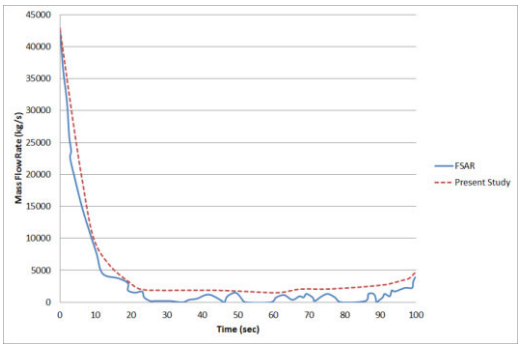
شکل ۲- نمایی از مش بندی پوشش ایمنی نیروگاه در کد RELAP5 جهت تحلیل حادثه LB-LOCA

نتایج

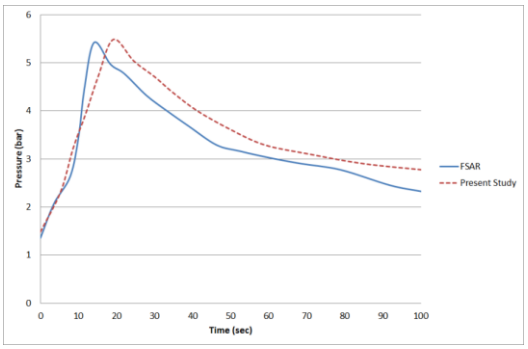
زمانی که بنا به دلایل گوناگون حادثه شکست به صورت LB-LOCA درلوله سرد مدار اول اتفاق می‌افتد، آب با فشاری در حدود ۱۵,۷ Mpa و دمایی در حدود ۲۹۰ ^{o}C با دبی حدود ٤۰۰۰ kg/s وارد محیطی با فشار نزدیک به اتمسفر با دمایی در حدود ۳۰-۲۵ ^{o}C می‌شود. این اختلاف فشار ناگهانی منجر به تبدیل بخش عمده ای از آب به بخار در داخل پوشش ایمنی نیروگاه و بالا رفتن فشار و دمای آن می گردد. مطابق گزارشات ایمنی نیروگاه پس از حدود ۱۷,۵ ثانیه، سیستم‌های خنک کننده اضطراری (ECCS[۱]) روی کار آمده و وارد خط می‌شوند، که در نتیجه منجر به کاهش دمای قلب و به تبع آن کاهش فشار در پوشش ایمنی نیروگاه می گردند. اما این حجم آب نیز به حجم آب موجود و بخار قبلی در پوشش ایمنی نیروگاه اضافه می‌شود. در بخش هایی که سایر سیستم‌های ایمنی نتوانند این حادثه را کنترل نمایند فشار در پوشش ایمنی نیروگاه پس از مدتی شروع به بالا رفتن می‌کند. در حین این افزایش فشار، اسپری‌های آب درون پوشش ایمنی نیروگاه منجر به خنک کردن بخار و چگالش آن می‌شوند و نیز منجر به تبدیل بخار روی دیواره پوشش ایمنی به آب می‌شوند. فن‌های موجود درون پوشش ایمنی نیروگاه نیز در اثر کاهش فشار وارد خط می شوند. در صورت نقص هرکدام از این سیستم‌ها و یا افزایش شدید و ناگهانی فشار و دما و یا رسیدن گاز هیدروژن تولید شده (در واکنش مواد مذاب با آب) به میزان آستانه انفجار، میزان فشار از سطح تحمل پوشش ایمنی نیروگاه که در حدود ۵۰ psi می باشد خارج شده و پوشش ایمنی نیروگاه ترک برخواهد داشت و مواد رادیو اکتیو وارد محیط سایت و محیط زیست می‌گردد. مقایسه میزان تغییرات دبی خنک کننده خروجی از شکستگی به قطر ۸۵۰ mm در مدار اولیه، با داده های تجربی گزارش FSAR در شکل ۳ نشان داده شده

[۱] Emergency Core Cooling System

است. در ۱۰ ثانیه اول، آب با دبی تقریبا ٤۰۰۰ kg/s وارد پوشش ایمنی نیروگاه می شود. آب به یکباره با فشار زیاد وارد فضای پوشش ایمنی با فشار کمتر می گردد که اختلاف فشار بالایی بین مدار اول و پوشش ایمنی نیروگاه وجود دارد. از حدود ۹ تا ۱۰ ثانیه بعد چون تقریبا فشار مدار اول با فشار پوشش ایمنی نیروگاه برابر می شود با توجه به شکل ٤، بتدریج یک روند آرام روی نمودار مشاهده می گردد تا تقریبا به حالت ثبات نزدیک گردد.

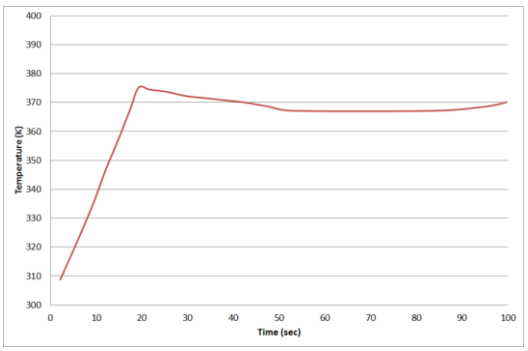


شکل ۳- تغییرات دبی خروجی از محل شکست

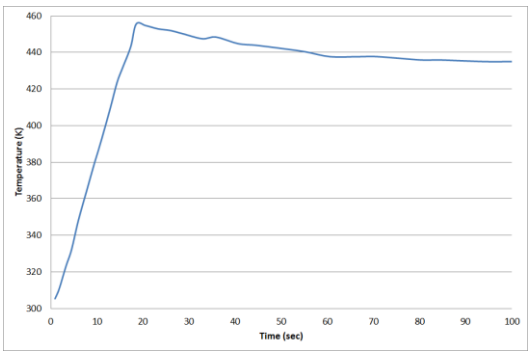


شکل ٤- تغییرات فشار داخل پوشش ایمنی نیروگاه پس از رخ داد شکست

در شکل ٤ مشاهده می گردد هنگامیکه حادثه اتفاق می افتد با شروع حادثه و ورود آب و بخار به داخل پوشش ایمنی نیروگاه، فشار داخل پوشش ایمنی ناگهان افزایش می یابد و تقریبا در مدت زمان بین ۱۷,۵ تا ۲۰ ثانیه به ماکزیمم خود می رسد که در این لحظه مقدار آن در حدود ٦ بار می باشد و با وارد خط شدن سیستم های خنک کننده اضطراری فشار بتدریج کاهش یافته و با نزدیک شدن به زمان ۱۰۰ ثانیه تقریبا ثابت می گردد. بین ۱۵ تا ۲۰ ثانیه اول حادثه، ناگهان دمای داخل پوشش ایمنی نیروگاه نیز بالا می رود. با توجه به (شکل ۵)، ورود آب مدار اول با دبی حدود ٤۰۰۰ kg/s و دمای در حدود ۲۹۰ ^{o}C به پوشش ایمنی نیروگاه، دمای آن ناگهان افزایش می یابد.دمای آب داخل پوشش ایمنی نیروگاه تا حدود ۸۰ تا ۹۰ درجه بالا می رود و در مدت زمان ۲۰ ثانیه به ماکزیمم مقدار خود که حدود ۳۷۰تا ۳۸۰درجه کلوین است می رسد. اما با روی خط امدن سیستم های ایمنی ECCS شروع به افت نموده و پس از ۵۰ ثانیه به دمای تعادلی می رسد.



شکل ۵- تغییرات دمای سیال در داخل پوشش



شکل ٦- تغییرات دمای بخار در داخل پوشش ایمنی

بحث و نتیجه گیری

هدف از این مقاله، ارائه مدل ترموهیدرولیکی پوشش ایمنی نیروگاه بوشهر در طی حادثه LB-LOCA بوده است. در این تحقیق تغییرات دما، فشار و دبی خروجی آب درون پوشش ایمنی نیروگاه در طی حادثه LB-LOCA با استفاده از کد RELAP5 مورد بررسی قرار گرفته است. محاسبات نشان دادند که فشار داخل پوشش ایمنی در طی حادثه در حالت پیک فشار، حدوداً ٦ بار است که این فشار از فشار طراحی شده برای آن که ۸ بار می باشد کمتر است. بنابراین می توان نتیجه گرفت که در سخت ترین لحظه حادثه که ۲۰ ثانیه اول آن است پوشش ایمنی توانایی تحمل فشار وارده را دارد. همچنین عملکرد سیستم های ایمنی پیش بینی شده در شروع حادثه به حفظ حاشیه ایمنی راکتور کمک می کنند.

مراجع

1- Todreas, N. E., Kazimi and M.S. (1982). Nuclear system I, Thermal Hydraulic Fundamentals. Taylor & Francis, USA.

2- Rahgoshay, M. and Hashemi-Tilehnoee, M. (2016). Pressure distribution in the containment of VVER-1000 during the first seconds of large break LOCA. Progress in Nuclear Energy. Vol. 88. 211-217.

3- Shoushtari, M.M. Jafari, J. Aghaie, M. Vosoughi, N. and Nemati. M. (2016). Analysis of accumulators configuration in LB-LOCA for Bushehr. Annals of Nuclear Energy. Vol. 92. 96-106.

4- Noori-Kalkhoran, Omid. Minuchehr, Abdolhamid. Rahgoshay, Mohammad. and Shirani, Amir Saied. (2014a). Short-term and long-term analysis of WWER-1000 containment parameters in a large break LOCA. Progress in Nuclear Energy. Vol. 74. 201-212.

5- Noori-Kalkhoran, Omid. Minuchehr, Abdolhamid. Rahgoshay, Mohammad. and Shirani, Amir Saied. (2014b). Analysis of thermal–hydraulic parameters of WWER-1000 containment in a large break LOCA. Annals of Nuclear Energy. Vol. 68. 101-111.

6- Yuan, K. Qie, W.Q. Tong, L.L. Cao, X.W. (2013). Analysis on containment depressurization under severe accidents for a Chinese 1000 MWe NPP. Progress in Nuclear Energy. Vol. 65. 8-14.

7- Choobdar Rahim, F., Rahgoshay, M., Mousavian, S. K. (2012). A study of large break LOCA in the AP1000 reactor containment. Progress in Nuclear Energy Vol. 54. 132-137.

8- Varpasuo, P. (1996). The seismic reliability of VVER-1000 NPP prestressed containment building, Nuclear Engineering and Design. Vol. 160. 387-398.

9- Ransom, 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.

10- FSAR of BNPP-1. (2003). Final Safety Analysis Report of Bushehr Nuclear Power Plant, Ministry of Russian Federation of Atomic Energy (Atomenergoproekt), Moscow.