بررسی و آنالیز اثر بکارگیری تجهیزات استرس تست در نیروگاه اتمی بوشهر در مواجهه با حادثه LUHS بوسیله کد ترموهیدرولیکی RELAP 5/MOD3.2

تبادار،زهرا* (۱و۲)– انصاری فر، غلامرضا(۲)–پیروزمند،احمد(۳)

(۱)شرکت مهندسین مشاور افق هسته‌ای

(۲)دانشگاه اصفهان، دانشکده علوم و فناوری های نوین، گروه مهندسی هسته ای

(۳)دانشگاه شیراز، دانشکده مهندسی مکانیک

چکیده:

یکی از حوادث مهم نیروگاه های هسته ای که NRC و IAEA به منظور بررسی نمودن سیستم های ایمنی پس از حادثه فوکوشیما در قالب اجرای برنامه استرس تست توصیه نموده اند حادثه از دست رفتن سیستم برداشت حرارت نهایی(LUHS) می باشد. در این راستا نیز تعدادی تجهیزات سیار باید برای مقابله با حادثه LUHS شامل دیزل پمپ ها تهیه گردد.در نیروگاه بوشهر نیز در جهت اجرایی نمودن برنامه استرس تست بر اساس توصیه WANO تعدادی دیزل پمپ سیار تهیه گردیده است.در این مقاله ابتدا سناریوهای مقابله با حادثه LUHS در نیروگاه بوشهر با در نظر گرفتن تجهیزات سیار تدوین می گردد. سپس با استفاده از کد Relap آنالیز ترموهیدرولیکی مرتبط با سناریوهای مذکور شبیه سازی می گردد. پارامترهای ترموهیدرولیکی حاصل از کد Relap نشان می دهد که در صورت به کارگیری تجهیزات سیار در طول حادثه LUHS از پیشروی حادثه به سمت حوادث شدید می توان جلوگیری نمود و reliability نیروگاه بوشهر را می توان با اجرای دستورالعمل های تدوین شده با در نظر گرفتن تجهیزات سیار تا حد قابل ملاحظه ای افزایش داد.

کلمات کلیدی : استرس تست ، LUHS ، Relap ، نیروگاه بوشهر و آنالیز ترموهیدرولیکی

Review and analysis of stress test equipment application in BNPP-1 to cope with LUHS accident by using the thermal hydraulic codeRELAP5/MOD3.2

Z.Tabadar*(1,2), G.H.Ansarifar(2), A.Pirouzmand(3)

[1]Iran Atomic Agency ,Ofogh Consultant Company

[2] Department of Nuclear Engineering, Faculty of Advanced Sciences & Technology, University of Isfahan, 81746-73441 Isfahan, Iran

[3] Department of Nuclear Engineering, School of Mechanical Engineering, Shiraz University, Shiraz, Iran

Abstract:

Deterministic safety analysis of the nuclear power plant, is an important tool to confirm the adequacy and efficiency of the provisions in the defense in depth concept to cope

with challenges of the plant safety. An analysis has been performed of the robustness of the WWER-1000, V-446 reactor design against severe accidents causing long term of total loss of heat sink. The loss of essential functions was modeled deterministically, without taking into account its probability of occurrence. In this study, WWER-1000 as a case study reactor model has been evaluated using Relap5/MOD3.2 thermal hydraulic code during loss of ultimate heat sink accident. LUHS simulation is done for two situations which additionally includes analysis along with safety modification. The modification is related to the use of the portable equipment that would keep the primary circuit cooling.

Keywords: LUHS, stress test, RELAP5, WWER-1000

اختصارات:

RS: emergency feed-water system

UD: demineralized water system

RR: auxiliary feed-water system

RL: main feed-water system

BRU-A: steam dump valve to atmosphere

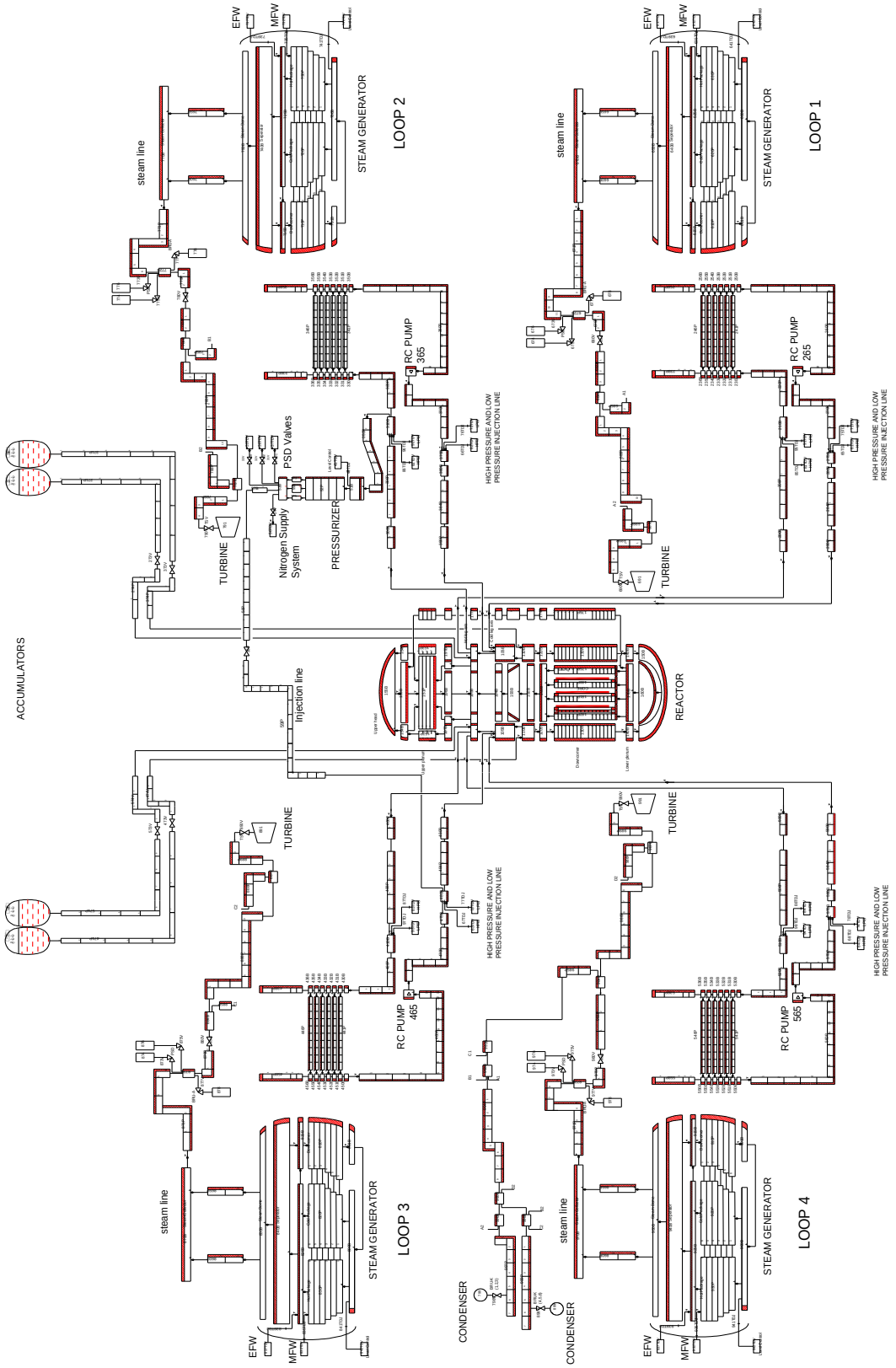
ECCS: emergency core cooling system

مقدمه :

وقوع حوادث وخیم در نیروگاه‌های هسته‌ای مانند تری‌مایل آیلند، چرنوبیل و فوکوشیما که منجر به ذوب قلب راکتور و در نهایت نشت مواد رادیواکتیو به محیط شدند، نقش کلیدی در شکل‌گیری و بلوغ مفهوم ایمنی هسته‌ای داشته‌اند. به عنوان آخرین نمونه از این حوادث، حادثه فوکوشیما منجر به این مسئله شد که میزان آمادگی نیروگاه برای مدیریت حوادث وخیم در چهارچوب برنامه استرس‌تست (Stress test)، که هدف از آن بررسی حاشیه‌های ایمنی یک نیروگاه هسته‌ای در شرایط حوادث وخیم می‌باشد، مورد بررسی و ارزیابی قرار گیرد [۱]. پس از وقوع حادثه فوکوشیما در سال ۲۰۱۱ اتحادیه اروپا از تمامی کشورهای عضو درخواست کرد که تا ضمن بررسی مجدد ایمنی نیروگاه‌های اتمی در حال بهره‌بردرای، از وجود حاشیه‌های ایمنی کافی جهت مواجهه با شرایط طبیعی حدی از قبیل زلزله و سونامی اطمینان حاصل کند. به همین جهت بررسی کلی سیستم‌های ایمنی موجود در نیروگاه، شامل بررسی کفایت سیستمهای ایمنی و توانایی برآورده‌سازی الزامات ایمنی حین شرایط طبیعی حدی نظیر زلزله، سونامی، شرایط آب و هوایی غیر عادی،

قطع برق و از دست رفتن منبع برداشت حرارت نهایی می‌باشند. در نتیجه این امر، نقاط ضعف و قوت نیروگاه در مواجهه با شرایط مشابه با حوادث فوکوشیما شناسایی شده و براساس آن تجهیزات مورد نیاز و اقدامات لازم جهت ارتقاء ایمنی بکار گرفته می‌شود. لذا در این مقاله حاشیه‌های ایمنی راکتور مرجع V/446 تحت حادثه از دست رفتن سیستم برداشت حرارت نهایی (Loss of ultimate heat sink) به روش محاسباتی یقینی مورد بررسی قرارگرفته و لیستی از تجهیزات و بررسی عملکرد آنها جهت کنترل پیامدهای حوادث طبیعی ارائه شده است.

روش کار :به منظور بررسی اثر بکار گیری تجهیزات سیار، حادثه از دست رفتن سیستم برداشت حرارت نهایی بوسیله کد RELAP5 شبیه سازی شده است. اطلاعات مربوط به فایل ورودی کد با استفاده از داده های استخراج شده از مدارک طراحی و بهره برداری واحد ۱ نیروگاه اتمی بوشهر می باشد. شکل شماره ۱ نود بندی مربوط به مدل جامع تهیه شده برای نیروگاه بوشهر را نمایش میدهد.



شکل ۱: نود بندی مربوط به مدل جامع ترموهیدرولیک نیروگاه اتمی بوشهر

۱-از دست رفتن منبع برداشت حرارت نهایی

منبع برداشت حرارت نهایی،حجمی از آب، آب‌های زیرزمینی یا اتمسفر است که تحت شرایط نرمال و یا در شرایط مفروض عملیاتی یا حادثه، تمام یا بخشی از گرمای باقیمانده به آن محیط منتقل می‌شود. منبع برداشت حرارت می‌تواند همان محیطی (دریا یا رودخانه) باشد که گرمای کندانسور توربین به آن تخلیه می‌شود [۲].

از دست رفتن منبع برداشت حرارت می‌تواند ناشی از تجمع گل و لای و گرفتگی و آسیب به کانال‌های ورودی آب را نیز شامل شود. همچنین در تحلیل از دست رفتن منبع برداشت حرارت در صورتی که چندین منبع برداشت حرارت در طراحی نیروگاه لحاظ شده باشد، بایستی خرابی مرحله به مرحله آنها برای مدت طولانی و نیز اقداماتی جهت تامین آب مخازن سیستم‌های برداشت حرارت در طول زمان معین مورد بررسی قرار گیرد. از جمله موارد قابل بررسی، فاصله بین شروع حادثه از دست رفتن منبع برداشت حرارت تا آغاز آسیب به سوخت در صورت عدم استفاده از منابع جایگزین برداشت حرارت می‌باشد. در نتیجه این تحلیل، زمان در دسترس، جهت استفاده از منابع جایگزین برداشت حرارت مشخص می‌شود. البته در نظر گرفتن مواردی نظیر در دسترس بودن تجهیزات تحت شرایط حدی، زمان مورد نیاز جهت انتقال برخی تجهیزات به سایت، زمان مورد نیاز جهت شروع به کار آنها و در دسترس بودن پرسنل جهت انجام عملیات فوق، ضروری است.

۲- معرفی تجهیزات پشتیبان جهت ارتقاء ایمنی نیروگاه در برنامه استرس‌تست

همانطور که از در جدول شماره ۱ ارائه شده است جهت مقابله با پیامدهای حوادث ماوراء طراحی نظیر شرایط طبیعی حدی، سیستمی از تجهیزات پشتیبان جهت رساندن واحد به وضعیت خاموشی ایمن (حفظ زیر بحرانیت قلب، برداشت حرارت پایدار در بلند مدت و حفظ یکپارچگی محفظه ایمنی راکتور) استفاده شده است.

آبرسانی به مخازن سیستم RS با حجم معادل ۱۴۴۰ مترمکعب با استفاده از دیزل پمپ سیار در برنامه استرس تست در شرایط عادی از طریق یک لوله با قطر ۸۰ میلیمتر توسط سیستم UD تامین می‌گردد. از آنجا که در شرایط اضطراری سیستم UD قادر به عملکرد نمی‌باشد و از آنجایی که در طراحی استفاده از پمپ‌های سیار، مخازن RS به عنوان مخزن واسطه برداشت آب درنظر گرفته شده، لازم است جهت تامین آب مخازن سیستم RS از یک راهکار ثانویه بهره گرفت. درخصوص تامین آب پمپ‌های سیار، اولویت با استفاده از منابع آب موجود در سایت می‌باشد. همچنین پس از اتمام موجودی منابع آب سایت، مشخصات (هد) پمپ‌های سیار مذکور امکان اتصال مستقیم آنها به آب دریا فراهم نمی‌کند. بنابراین لازم است آب مورد نیاز پمپ‌های سیار توسط یک دیزل پمپ سیار دیگر به مخازن سیستم RS انتقال یابد. به این منظور یک

دیزل پمپ سیار با دبی نامی ۵۰۰ متر مکعب بر ساعت و هد ۵۰ متر برای این هدف اختصاص داده شده است. با توجه به اینکه پمپ‌های برداشت حرارت از استخر سوخت، مولد بخار و قلب بایستی آب مورد نیاز خود را از مخازن سیستم RS تامین نماید، لذا دبی این پمپ با حاشیه اطمینان قابل قبولی امکان تامین آب بلند مدت پمپ‌های سیار را فراهم می‌آورد.

جدول ۱- فهرست تجهیزات استرس تست (FLEX) نیروگاه بوشهر

ردیف	شرح تجهیز	کارکرد در زمان حادثه
۱	پمپ سیار جهت تأمین آب بوردار برای مدار اول (Q=150 m^3/h, H=120 m)	برداشت حرارت قلب از طریق مدار اول
۲	دیزل پمپ سیار جهت آب رسانی به مولد بخار (Q=150 m^3/h, H=900 m)	برداشت حرارت قلب از طریق تأمین آب تغذیه اضطراری مولد بخار
۳	پمپ سیار جهت تأمین آب مخازن سیستمRS (Q=500 m^3/h, H=50 m)	تأمین آب تغذیه مولد بخار در بلندمدت
۴	پمپ سیار جهت برداشت حرارت از استخر سوخت (Q=40 m^3/h, H=50 m)	برداشت حرارت از استخر سوخت و جلوگیری ازذوب شدن مجتمع های سوخت مصرف شده

۳- استفاده از تجهیزات سیار پشتیبان

جهت جلوگیری از پیشرفت حادثه از دست رفتن منبع برداشت حرارت نهایی، جلوگیری از تبدیل شدن آن به حادثه وخیم و ذوب سوخت، دیزل‌پمپ‌های سیار جهت تامین آب مورد نیاز برای برداشت حرارت در نظرگرفته شده است:

- حاشیه ایمنی در نظرگرفته شده در طراحی نیروگاه موجب پایداری ساختمان‌ها، سیستم‌ها و تجهیزات کلاس I در برابر زلزله و آب گرفتگی می‌شود.
- حادثه تنها به از دست رفتن منبع برداشت حرارت نهایی محدود بوده و برق‌رسانی به سیستم‌های مورد نیاز در بلندمدت امکان‌پذیر خواهد بود.
- تجهیزات سیار پشتیبان مورد نیاز، در مکانی مشخص در نیروگاه نگهداری می‌شود. تجهیزات در شرایط حادثه طبق دستورالعمل و از مسیر مشخص به نواحی پیش‌بینی شده منتقل شده و به سیستم‌های مورد نظر متصل می‌گردد.

در این حالت حادثه با استفاده از دیزل‌پمپ‌های سیار به صورت زیر کنترل می‌شود:

۱- اتصال دیزل‌پمپ پشتیبان و آغاز برداشت حرارت از استخر سوخت (تامین آب مورد نیاز بوسیله مخازن RS)

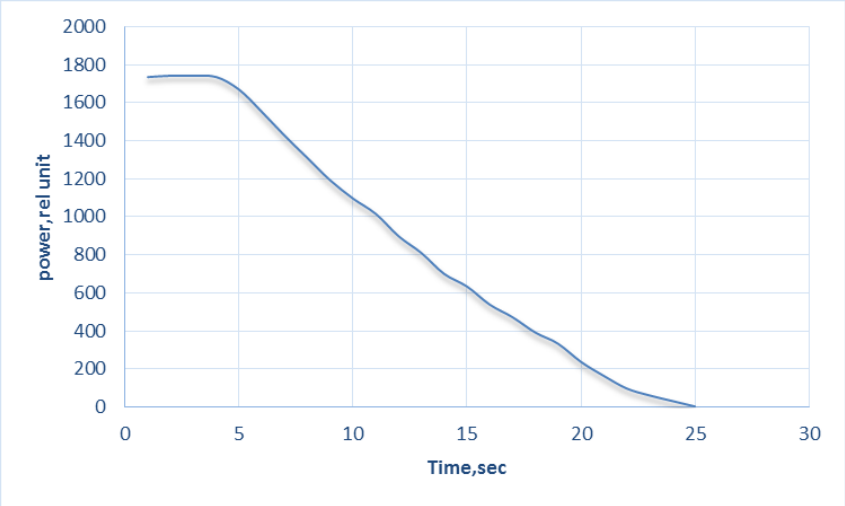
۲- در صورت عدم امکان راه‌اندازی پمپ‌های سیستم RR و RL، پمپ سیستم RS فعال شده و برداشت حرارت از مدار اول به کمک تخلیه بخار تولید،در مولد بخار توسط شیرهای BRU-A به اتمسفر انجام می‌باشد.

۳- با اتمام آب مخازن سیستم RS با استفاده از پمپ پشتیبان از آب تصفیه شده(demineralized) موجود در سایت و نهایتاً آب دریا استفاده می‌گردد.

نتایج :

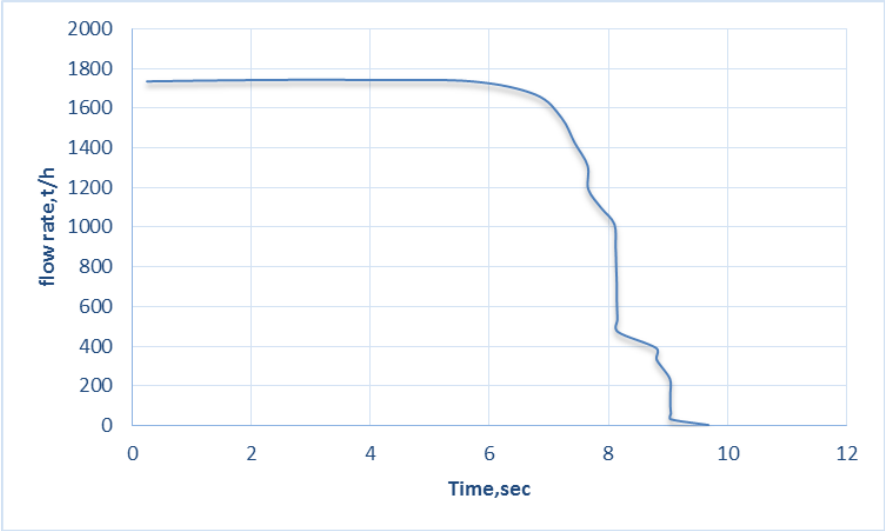
آنالیز انجام شده براساس نرم‌افزار RELAP می‌باشد که با توجه به شبیه‌سازی حادثه از دست رفتن سیستم برداشت حرارت نهایی بر روی مدل جامع ترموهیدرولیک مربوط به راکتورWWER-1000، نتایج آن حاصل شده است. جهت بررسی تاثیر حادثه بر روی پارامترهای مهم نیروگاه، نمودارهای رسم شده شامل توان حرارتی، فشار مدار اول و دوم، تغییر سطح سیال مولد بخار و قلب راکتورمی باشد.

نمودار شماره ۲ تغییرات توان پس از حادثه را نشان می‌دهد. با از دست رفتن سیستم برداشت حرارت نهایی، پمپ‌های خنک‌کاری اصلی مدار اول خاموش می‌شوند و با خاموش شدن ۴ پمپ اصلی سیال Scram فعال می‌گردد. با فعال شدن سیگنال Scram ظرفت مدت ۴ ثانیه تمامی میله‌های کنترل وارد قلب راکتور شده و راکتور خاموش می‌گردد لذا همانطور که نمودار نشان می‌دهد توان راکتور در همان ثانیه‌های اولیه از توان نامی به مقادیر حرارت پسماند که معادل ۱٪ توان نامی است کاهش می‌یابد.



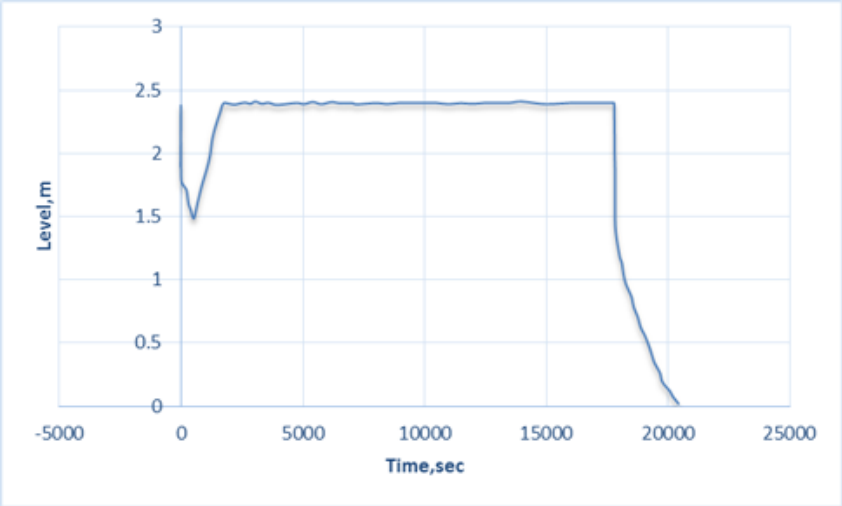
شکل شماره ۲: تغییرات توان نسبی راکتور پس از حادثه LUHS

نمودار ۳ نشان دهنده دبی بخار ورودی بر روی توربین می‌باشد. از آنجایی که با فعال شدن سیستم حفاظت اضطراری راکتور، شیر توربین بسته می‌شود، لذا با خاموش شدن راکتور شیر اطمینان بسته شده و دبی بخار ورودی به توربین از مقدار نامی به صفر می‌رسد. بدین ترتیب نمودار نشان میدهد که عملکرد شیر کنترلی توربین به صورت صحیح عمل نموده است.



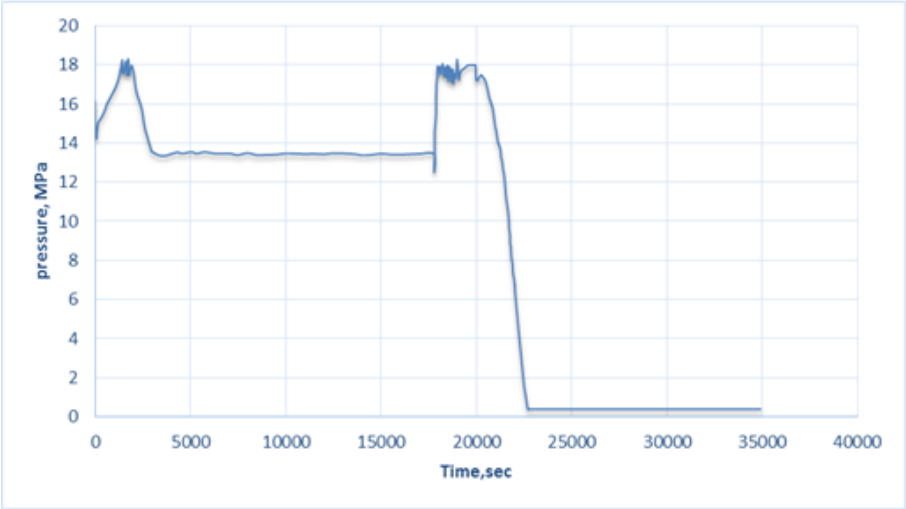
شکل شماره ۳: تغییرات دبی بخار ورودی به توربین پس از حادثه LUHS

نمودار۴ تغییر سطح سیال کاری درون مولد بخار را نشان می‌دهد. با خاموش شدن پمپ‌های اصلی مدار اول و کاهش هد پمپ به زیر ۰,۴ مگاپاسکال شیر کنترلی خط تغذیه مولد بخار مجاز بسته می‌شود (با تاخیر ۱۵ ثانیه)، بدین ترتیب با بسته شدن شیر تغذیه سطح سیال درون مولد بخار کاهش می‌یابد. با کاهش سطح سیال مولد بخار به زیر ۹۰۰ میلی‌متر و دمای بالای ۱۵۰ درجه‌ای خط گرم مدار اول، پمپ تغذیه اضطراری مولد بخار فعال شده که به منظور اعمال شرایط محافظه‌کارانه فرض شده است که یکی از کانال‌های سیستم اضطراری تغذیه مولد بخار قادر به عملکرد است. با توجه به اینکه در زمان فعال شدن پمپ تغذیه اضطراری مولد بخار، فشار مولد بخار در حدود ۶ مگاپاسکال است، لذا دبی پمپ تغذیه اضطراری مولد بخار ۱۵۰متر مکعب بر ساعت است. بنابراین سیستم RS تا حدود ۱۷۸۰۰ ثانیه می‌تواند سیال مورد نیاز جهت برداشت حرارت در مدار دوم را تامین نماید. پس از اتمام منبع تغذیه اضطراری (۱۴۴۰مترمکعب)، و عدم در دسترس بودن تجهیزات پرتابل، مولد بخار طی مدت ۲۸۰۰ ثانیه خشک می‌شود که در نمودار نشان داده شده است.



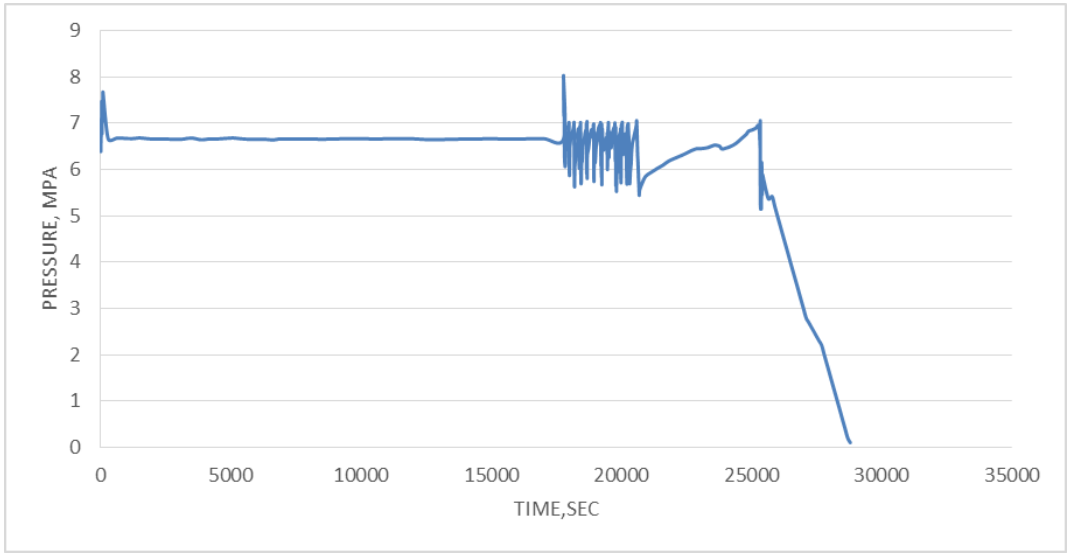
شکل شماره ۴: تغییرات سطح سیال در مولد بخار پس از حادثه LUHS

نمودار۵ فشار مدار اول را نمایش می‌دهد. در لحظات اولیه از شروع حادثه به علت خاموشی ناگهانی قلب راکتور فشار مدار اول کاهش یافته اما به علت از دست رفتن سیستم‌های خنک‌کاری اصلی مدار اول با تولید حرارت پسماند فشار مدار اول نیز افزایش می‌یابد و به مقدار ۱۸,۰ مگاپاسکال می‌رسد. به علت باز و بسته شدن شیرهای ایمنی فشارنده (PRZPSD) در فشار کاری ۱۸ مگاپاسکال، فشار مدار اول در این بازه نگهداشته می‌شود. با فعال شدن پمپ سیستم RS برداشت حرارت از مدار اول به صورت چرخش طبیعی صورت گرفته و فشار تا حدود ۱۳ مگاپاسکال کاهش می‌یابد. در فاصله عملکرد سیستم RS فشار مدار اول در حدود ۱۳ مگاپاسکال ثابت باقی می‌ماند و با اتمام منابع تغذیه سیستم RS و آغاز فرآیند بی‌آب شدن مولد بخار، فشار در مدار اول افزایش می‌یابد. در این شرایط طبق دستورالعمل بهره‌برداری نیروگاه، اپراتور به منظور استفاده از تانک‌های مرحله اول و دوم سیستم اضطراری خنک‌کاری مدار اول (ECCS Tanks)، فشار مدار اول را به وسیله باز کردن شیرهای PRZPSD کاهش داده تا به فشار کاری آکومولاتورها رسیده و سطح سوخت بی‌آب نگردد. لذا همانطور که از نمودار مشخص است فشار مدار اول تا حدود ۰,۴ مگاپاسکال کاهش می‌یابد و آکومولاتورهای مرحله دوم تا مدت زمان طولانی به مدار اول تزریق می‌گردد.



شکل شماره ۵: تغییرات فشار مدار اول پس از حادثه LUHS

نمودارشماره ۶ تغییرات فشار در مدار دوم را نمایش می‌دهد. همانطور که از نمودار مشخص است، در لحظات اولیه خاموشی پمپ های مدار اول و بدنبال آن با فعال شدن سیگنال scram شیر توربین بر روی خط بخار بسته شده و فشار در مدار دوم بصورت ناگهانی افزایش میابد. با باز شدن شیرهای ایمنی BRU-A فشار کاهش یافته و بر روی ۶ مگاپاسکال ثابت میشود. فشار در مدار دوم تا زمانی که منابع سیستم تغذیه اضطراری مولد بخار به اتمام نرسیده باشد ادامه می‌یابد. با پایان یافتن منابع تغذیه سیستم اضطراری و عدم بکارگیری تجهیزات پرتابل مولد بخار ظرف ۲۸۰۰ ثانیه خشک شده و حادثه در فازheat-up ادامه پیدا خواهد کرد.



شکل شماره ۶: تغییرات فشار مدار دوم پس از حادثه LUHS

بحث و نتیجه گیری

آنالیز شبیه سازی حادثه از دست رفتن سیستم برداشت نهایی در مدل نیروگاه اتمی بوشهر بوسیله کد ترموهیدرولیکی RELAP انجام پذیرفت. با توجه به نتایج آنالیز حادثه و بررسی بکارگیری تجهیزات پرتابل می‌توان نتیجه گرفت که در صورت سونامی و زلزله که منجر به از دست رفتن سیستم برداشت حرارت نهایی می شود، سیستم های ایمنی لحاظ شده در این مدل از نیروگاه کافی نبوده و نهایتا حادثه منجر به خرابی سوخت و قلب می گردد. لذا با بکارگیری تجهیزات پرتابل می توان با استفاده از منابع نامحدود سیال خنک کننده، برداشت حرارت را تا زمان امکان بازیابی سیستم های ایمنی ادامه داد.

مراجع :

[1] http://www.world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/safety-of-nuclear-power-reactors.aspx.
[2] Design of the reactor coolant system and associated systems in nuclear power plants, IAEA safety guide NS-G-1.9, September 2004.
[3] Report on safety analysis of BNPP at extreme external impacts, 2011.