

## مدل سازی حادثه قطع کامل برق نیروگاه اتمی بوشهر با استفاده از کد RELAP5 و مقایسه نتایج آن با نتایج آنالیز ایمنی نیروگاه اتمی بوشهر

نرگس محمد بیگیان\*، محمد باقر غفرانی، مجید طالبی، مهدی ثقفی

دانشگاه صنعتی شریف، دانشکده مهندسی هسته‌ای، گروه مهندسی راکتور

### چکیده:

قطع تغذیه الکتریکی خارجی یکی از حوادث نیروگاه‌های هسته‌ای است که برای کنترل آن لازم است تا دیزل ژنراتورهای اضطراری، حداقل برای یکی از کانال‌های ایمنی راه‌اندازی گردند. در صورت عدم راه‌اندازی این واحدهای پشتیبان، حادثه پیشرفت نموده و به حادثه SBO مبدل می‌گردد و در پی آن امکان ذوب قلب راکتور وجود دارد. در این پژوهش حادثه SBO به کمک کد RELAP5 مدل‌سازی شده و نتایج آن با نتایج مندرج در گزارشات ایمنی مقایسه شده است. بررسی‌ها نشان می‌دهد؛ عملکرد اپراتور در خلال حادثه، برای کنترل شرایط، با باز کردن شیرهای ایمنی فشارنده و بازگرداندن منبع تغذیه برای یکی از کانال‌های سیستم تزریق فشار بالا و پایین، موثر واقع شده و در نهایت به حصارهای ایمنی آسیبی نمی‌رسد.

### کلید واژه:

قطع کامل برق نیروگاه اتمی، حادثه SBO (Station Black-Out)، نیروگاه اتمی بوشهر، کد RELAP5

### مقدمه:

نیروگاه بوشهر یک نیروگاه هسته‌ای آب سبک با دو مدار فشار بالا و فشار پایین با توان حرارتی ۳۰۰۰ مگاوات است. حرارت تولیدی در راکتور توسط چهار حلقه مدار اولیه که در حالت مادون سرد قرار دارند برداشت شده و در مولدهای بخار به مدار ثانویه منتقل شده و سیال ثانویه را بخار می‌کند. در این پژوهش حادثه قطع کامل برق نیروگاه اتمی بوشهر به وسیله کد RELAP5 شبیه‌سازی شده و نتایج آن با نتایج کد روسی KORSAR، که در مدارک نیروگاه بوشهر موجود می‌باشد، مقایسه شده است. کد RELAP5 یکی از پر کاربردترین کدهای تحلیل ترموهیدرولیکی راکتورهای آب سبک می‌باشد. ارزیابی‌های بسیاری که در ارتباط با این کد صورت گرفته نشان

دهنده قابلیت این کد برای مدل‌سازی رفتار سیستم‌های هسته‌ای و غیر هسته‌ای با دقت بالا است. بررسی حادثه SBO در نیروگاه بوشهر توسط کد RELAP5 موجب اطمینان از کارایی سیستم‌های ایمنی نیروگاه تحت شرایط این حادثه می‌شود.

## توصیف حادثه

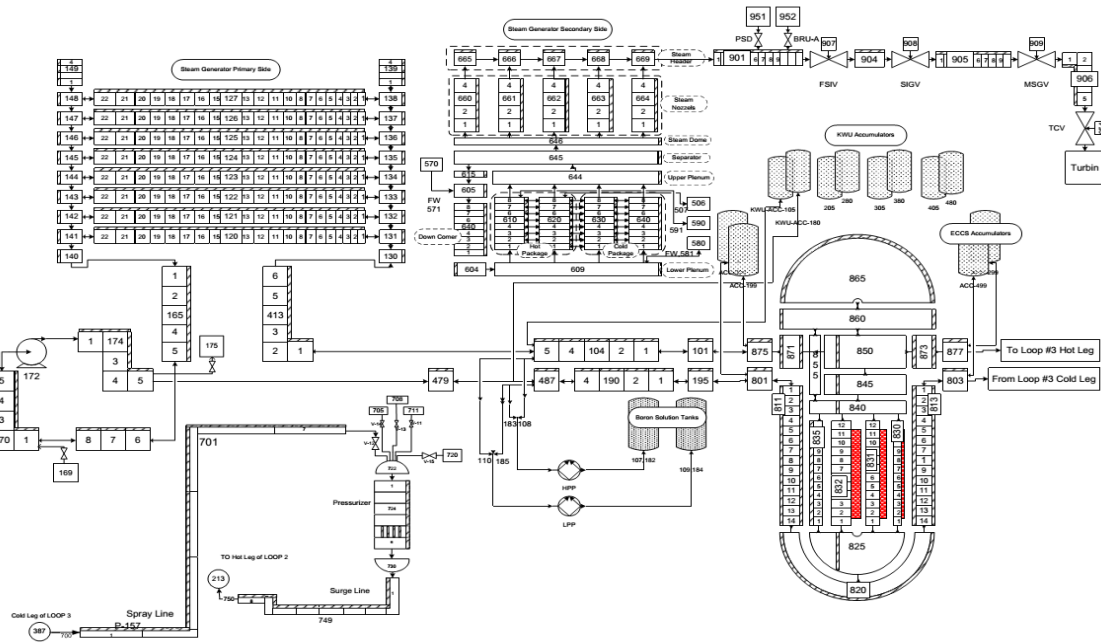
حادثه قطع کامل برق نیروگاه به صورت از دست رفتن تمامی منابع تغذیه الکتریکی AC، هم نرمال و هم اضطراری، تعریف می‌شود. به دنبال قطع منبع تغذیه الکتریکی AC، پمپ‌های گردش اصلی خنک‌کننده تریپ می‌کنند، تغذیه آب به مولدهای بخار در مدار دوم قطع می‌شود، سیستم‌های کنترل فشار در فشارنده از کار می‌افتند، شیرهای ایمنی توربین و شیرهای تخلیه بخار به کندانسور بسته می‌شوند. به علت تریپ پمپ‌های مدار اول سیگنال اسکرم راکتور صادر می‌شود و ۱/۷ ثانیه پس از شروع حادثه راکتور اسکرم می‌کند. تجزیه و تحلیل حادثه در دو حالت بدون عملکرد اپراتور و همراه با عملکرد اپراتور در نظر گرفته شده است. عملکرد اپراتور شامل بازکردن اجباری شیرهای ایمنی فشارنده و همچنین بازگرداندن منبع تغذیه توان برای یکی از کانال‌های مربوط به زیرسیستم تزریق اضطراری فشار بالا و زیرسیستم برداشت حرارت فشار پایین می‌باشد. هدف از این کار کاهش فشار مدار اولیه تا جایی است که پمپ‌های تزریق بوران اضطراری فشار بالا، انباره‌های خنک‌کننده اضطراری مرحله اول و دوم و همچنین پمپ‌های سیستم برداشت حرارت فشار پایین وارد عمل شوند. در فرآیند مدل‌سازی حالت دوم فرض شده است که برای جلوگیری از خرابی میله‌های سوخت، شیرهای ایمنی فشارنده ۱/۵ ساعت پس از شروع حادثه توسط اپراتور باز می‌شوند. این زمان با توجه به مدت زمان عملکرد باتری‌ها، که انرژی لازم برای عملکرد شیرهای BRU-A را فراهم می‌کنند، و همچنین زمان لازم برای بازگرداندن منبع توان برای پمپ‌های زیر سیستم تزریق بوران اضطراری فشار بالا و پمپ‌های زیر سیستم برداشت حرارت فشار پایین (برای یک حلقه از مدار اولیه) در نظر گرفته شده است. رفتار پارامترهای ترموهیدرولیکی سیستم خنک‌کننده راکتور در این حادثه تا قبل از زمانی که دمای غلاف سوخت به  $1200^{\circ}\text{C}$  برسد، بررسی خواهد شد.

روش کار:

## حجم بندی سیستم‌ها در کد RELAP5

کد محاسباتی RELAP5 یک کد توسعه یافته آنالیز گرمایی- هیدرولیکی راکتورهای آب سبک است که در کتابخانه ملی ایالت آیداهو آمریکا ابداع شده است. اولین مرحله در مدل‌سازی توسط این کد ایجاد یک

حجم‌بندی مناسب برای کلیه سیستم‌های نیروگاه است. در این مرحله سیستم‌های نیروگاه به صورت اجزای تعریف شده در کد شامل لوله‌ها، انشعاب‌ها، شیرها، اتصال‌ها، انباره‌ها، حجم و اتصالات وابسته به زمان در می‌آیند. مشخصات کامل هر یک از این اجزا از جمله حجم، طول، قطر، مساحت جریان و... در فایل ورودی کد وارد می‌شود. در شکل (۱) حجم‌بندی سیستم‌های نیروگاه بوشهر آورده شده است.



شکل (۱): حجم‌بندی سیستم‌های نیروگاه بوشهر

## مدلسازی حادثه قطع کامل برق

حادثه در شرایط کار عادی نیروگاه اتفاق می‌افتد. در مدل‌سازی حادثه در حالت اول به دلیل قطع منابع تغذیه توان در ثانیه‌ی ۴۰۰، پمپ‌های مدار اول تریپ می‌کنند. این پمپ‌ها توسط جزء هیدرودینامیکی پمپ در کد، شبیه‌سازی شده‌اند. همچنین در این حادثه پمپ‌های آب تغذیه مولد بخار از کار می‌افتند. در این مدل‌سازی، سیستم آب تغذیه به عنوان مرز ورود مدار دوم در نظر گرفته شده است و در شرایط پایدار از اتصال وابسته به زمان به عنوان تامین‌کننده آب تغذیه اصلی استفاده شده است. در لحظه شروع حادثه دبی آب تغذیه مولد بخار صفر خواهد شد. شیر توقف توربین نیز، توسط سیگنال‌های مربوط به حفاظت توربین، ۰/۶ ثانیه بعد از شروع

حادثه بسته خواهد شد. این شیرها توسط جزء هیدرودینامیکی شیر در کد مدل‌سازی شده‌اند. همچنین به دلیل تریپ پمپ‌های مدار اولیه، ۱/۷ ثانیه پس از شروع حادثه راکتور اسکرم خواهد کرد. وقوع اسکرم در کد به وسیله ورود راکتیویته کافی به قلب، شبیه‌سازی می‌شود.

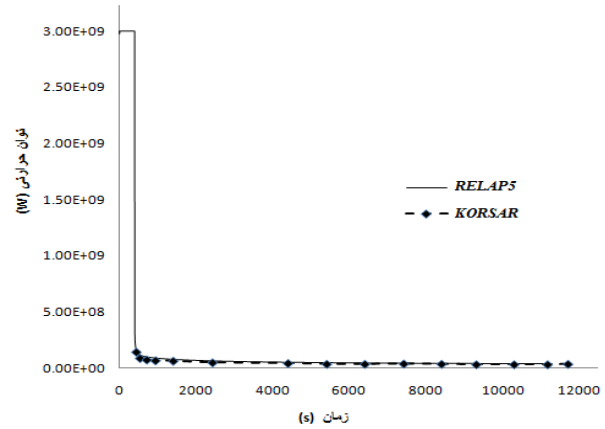
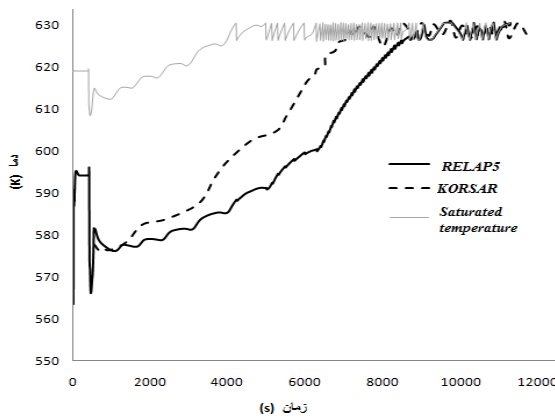
مدلسازی حادثه در حالت دوم مانند حالت اول است، با این تفاوت که در مدلسازی باید ۱/۵ ساعت پس از شروع حادثه دو تا از شیرهای ایمنی فشارنده را باز کرد. همچنین به دلیل این که توان لازم برای سیستم‌های تزریق فشار بالا و برداشت حرارت فشار پایین برای یکی از حلقه‌های مدار اول توسط اپراتور فراهم می‌شود، عملکرد این سیستم‌ها در نقاط کاری مدل‌سازی شده است. همچنین در این حالت به دلیل افت فشار مدار اول تا نقاط عملکردی انباره‌های خنک کننده اضطراری مرحله اول و مرحله دوم، عملکرد این انباره‌ها نیز در مدل‌سازی وارد می‌شود.

## نتایج:

**حالت اول:** حادثه آغازکننده قطع کامل برق نیروگاه می‌باشد. با از کار افتادن پمپ‌های مدار اول، ۱/۷ ثانیه پس از شروع حادثه راکتور اسکرم می‌کند و پس از آن توان حرارتی راکتور همانطور که در شکل (۲) نشان داده شده است، تا حد توان ناشی از حرارت واپاشی کاهش می‌یابد. پس از توقف کامل پمپ‌ها، گردش طبیعی سیال موجب برداشت حرارت از قلب راکتور می‌شود. در شکل (۳) دمای سیال خروجی از قلب نشان داده شده است. با بسته شدن شیر توقف توربین و اختلال در انتقال حرارت از مدار اول به مدار دوم، فشار و دمای مدار اول در ابتدا افزایش یافته و در ادامه در پی توقف اضطراری راکتور، فشار و دمای مدار اول افت می‌کند. پس از آن به دلیل افت دبی خنک‌کننده مدار اول و همچنین کاهش سطح آب در سمت ثانویه مولدبخار برداشت حرارت از مدار اول به خوبی انجام نمی‌شود و در نتیجه به تدریج دما و فشار افزایش یافته تا به حد فشار باز شدن شیرهای ایمنی فشارنده برسد. با باز و بسته شدن شیرهای ایمنی فشارنده، فشار مدار اول تقریباً ثابت نگه داشته می‌شود، در حالی که دمای سیال همچنان افزایش می‌یابد تا به دمای اشباع در فشار مربوطه می‌رسد. پس از آن با تبخیر آب، سطح آب درون راکتور کاهش می‌یابد و به زیر نازل خروجی راکتور می‌رسد. بنابراین گردش طبیعی سیال متوقف می‌شود. با ادامه تبخیر آب درون راکتور و در نتیجه، خشک شدن سطح غلاف، همانطور که در شکل (۴) نشان داده شده است دمای آن به شدت افزایش می‌یابد و در نهایت به دمای  $1200^{\circ}\text{C}$  می‌رسد.

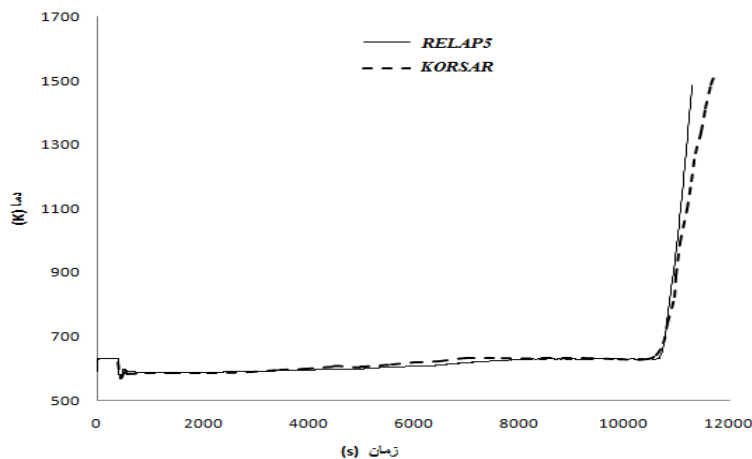
**حالت دوم:** اوایل مدل‌سازی در حالت دوم مانند حالت اول است. در شکل (۵) دمای خروجی قلب راکتور نشان

داده شده است. ۱/۵ ساعت پس از شروع حادثه دو تا از شیرهای ایمنی فشارنده توسط اپراتور باز می‌شود و بنابراین فشار و در پی آن دمای مدار اولیه کاهش می‌یابد. کاهش فشار و دما تا جایی ادامه می‌یابد که سیستم تزریق بوران فشار بالا، انباره‌های خنک‌کننده اضطراری مرحله اول و دوم و سیستم برداشت حرارت فشار پایین وارد عمل می‌شوند. در پی افت سریع فشار و دما در سیال خنک‌کننده، همانطور که در شکل (۶) نشان داده شده است، دمای سطح غلاف نیز کاهش می‌یابد و در نهایت پارامترهای مدار اولیه به حالت پایدار می‌رسند. در این زمان دمای سطح غلاف از مقدار اولیه خود تجاوز نکرده و در ۱۲۰۰۰ ثانیه دمای غلاف حدود ۱۷۶ درجه سانتیگراد است.

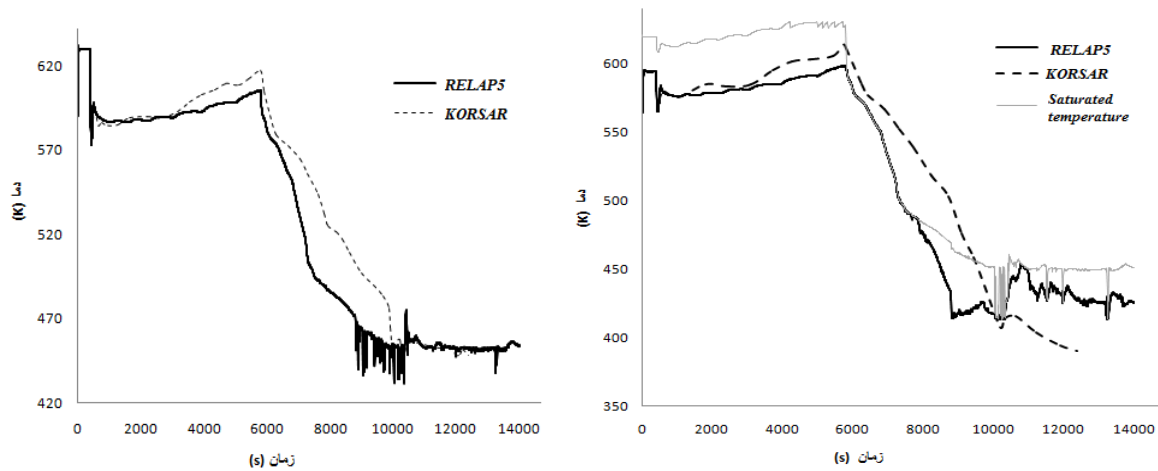


شکل (۳): دمای سیال در خروجی راکتور (حالت اول)

شکل (۲): توان حرارتی راکتور در طی حادثه (حالت اول)



شکل (۴): ماکزیمم دمای غلاف سوخت (حالت اول)



شکل (۵): دمای سیال در خروجی راکتور (حالت دوم)      شکل (۶): ماکزیمم دمای غلاف سوخت (حالت دوم)

## بحث و نتیجه گیری:

در این مطالعه هدف مدل‌سازی حادثه قطع برق نیروگاه اتمی بوشهر با کد RELAP5 و مقایسه نتایج آن با نتایج موجود در گزارشات ایمنی بوده است. از نتایج به دست آمده مشاهده می‌شود که در شرایط بدون عملکرد اپراتور سطح غلاف سوخت خشک می‌شود و در حدود ۱۲۰۰۰ ثانیه پس از شروع حادثه، دمای غلاف به ماکزیمم حد قابل قبول در معیارهای پذیرش می‌رسد. اما در حالت دوم، عملکرد اپراتور در خلال حادثه، برای کنترل شرایط و رسیدن به حالت نرمال، موثر واقع شده و دمای غلاف از مقدار اولیه خود تجاوز نمی‌کند و در نهایت به حصارهای ایمنی نیروگاه آسیبی نمی‌رسد. همچنین تطابق نسبتاً خوبی بین نتایج به دست آمده توسط کد RELAP5 و تحلیل انجام شده در گزارشات ایمنی نیروگاه بوشهر مشاهده می‌شود.

## مراجع:

[1] Atomic Energy Organization of Iran, Final Safety Analysis Report (FSAR), Chapter 1,4,5,10,15, 2008.



# بیست و سومین کنفرانس هسته‌ای ایران



۱۵ و ۴ اسفند ماه ۱۳۹۵ دانشگاه آزاد اسلامی واحد علوم و تحقیقات

[2]The RELAP5 Code Development Team,RELAP5/MOD3.2 Code Manual, Volumes I-V, Idaho, NUREG/CR-5535 (INEL-95/0174), Idaho National Engineering Laboratory, Idaho Falls, 1995.