

معرفی روشی جدید در بهینه سازی سیستم های ایمنی (بخش اول): آنالیز عدم قطعیت و حساسیت سیگنال ها و ست پوینت های تأثیرگذار در حادثه SB-LOCA در نیروگاه اتمی بوشهر

آل طه، سید محمود*^(۱) - منصوری، مسعود^(۱) - جهانفرنیا، غلامرضا^(۱)

^(۱) دانشگاه آزاد اسلامی، واحد علوم و تحقیقات، گروه مهندسی هسته ای، تهران، ایران

چکیده:

در این مقاله عدم قطعیت و حساسیت سیگنال ها و ست پوینت های سیستم های تأثیرگذار شامل سیستم های ایمنی اضطراری پسیو و اکتیو، ست پوینت های سیستم حفاظت راکتور و شیرهای ایمنی در زمان حادثه شکست کوچک مدار اولیه در نیروگاه اتمی بوشهر مورد مطالعه قرار گرفته اند. جهت گره بندی نیروگاه بوشهر و راکتور VVER-1000/V446 از کد RELAP5/Mod3.2 برای شبیه سازی استفاده شد. از روش GRS برای تعیین حداقل تعداد اجراهای کد RELAP5 به منظور ارزیابی سطح اعتماد و احتمال ۹۵ درصد بهره گرفته شد. نتایج بررسی ها نشان دهنده حساسیت بالا توسط ست پوینت فشار باز شدن انباره ها و ست پوینت های فشار برای باز بسته شدن شیرهای ایمنی مدار ثانویه به خصوص شیر BRU-A در طی حادثه بوده است.

کلمات کلیدی: حادثه شکست کوچک، کد انتگرالی RELAP5، روش GRS، ست پوینت ها، نیروگاه اتمی بوشهر

مقدمه :

حادثه شکست کوچک در مدار اولیه یکی از حوادثی است که بیشترین احتمال وقوع آن در نیروگاه های اتمی انتظار می رود [۱]. قطر محل شکست در حادثه شکست کوچک که منجر به از دست رفتن خنک کننده مدار اولیه می شود در مقایسه با حادثه شکست بزرگ کوچک است اما آب از دست رفته بوسیله سیستم های جبران ساز مدار اولیه فراهم نمی شود. بنابراین نیاز به فعال شدن سیستم های ایمنی اضطراری خواهد بود. در کنترل و مدیریت حادثه پارامترها و سیستم های زیادی دخیل هستند. از سیستم محافظت راکتور که سیگنال های خاموشی راکتور را تولید می کنند تا سیستم ها و تجهیزات ایمنی نیروگاه در مدارهای اولیه و ثانویه. در طی حادثه مذکور برخی سیستم ها از کار می افتند و برخی دیگر از سیگنال ها تأثیری در روند حادثه ندارند. برای بررسی تأثیر هر کدام از این سیستم ها می توان از روش های آنالیز عدم قطعیت و حساسیت بهره گرفت [۲]. در این مقاله ست پوینت های سیستم های ایمنی اضطراری مدارهای اولیه و ثانویه، سیستم های حفاظت راکتور و تجهیزات جانبی را به عنوان پارامتر عدم قطعیت در نظر گرفته و حساسیت هر یک از این سیستم ها بر دمای ماکزیمم غلاف بصورت جداگانه در محدوده کاری آنها بررسی می شوند. سپس با تغییر

دادن تمامی پارامترها به صورت تصادفی و همزمان، کمترین دمای ماکزیمم غلاف را بدست آورده و ست پوینت های بهینه مربوط به هر یک از این سیستم ها مشخص می شوند.

روش کار :

در این تحقیق برای مدل سازی و گره بندی نیروگاه اتمی بوشهر از کد RELAP5/Mod3.2 استفاده شده است [۳]. برای مدل سازی از داده های گزارشات نهائی ایمنی نیروگاه بوشهر [۴] بهره گرفته شد. مدل کامل و توسعه یافته ای از نیروگاه بوشهر با مدل سازی محفظه تحت فشار و قلب راکتور، خطوط اصلی لوله مدار اول، پمپ های اصلی مدار اولیه، محفظه کنترل فشار، مولدهای بخار و شیرهای ایمنی مدارهای اولیه و ثانویه بدست آمد. همچنین انباره ها، سیستم های ایمنی فشار بالا و پائین اضطراری مدار اولیه، سیستم های تغذیه آب اضطراری مدار ثانویه و برداشت آب از چاهک محفظه ایمنی مدل سازی شدند. جهت فعال شدن یا غیر فعال شدن سیستم ها و تجهیزات، ست پوینت ها و تریپ آنها بوسیله کارت های مربوطه در نظر گرفته شدند. به دلیل مقایسه نتایج حاصل از کد RELAP5 با نتایج سازنده نیروگاه بوشهر (کد TETCH-M-97) شرایط محافظه کارانه ای در شبیه سازی حادثه شکست کوچک در نظر گرفته شد؛ همزمان با حادثه شکست کوچک، حادثه از بین رفتن برق شبکه نیز رخ می دهد. بنابراین برق اضطراری توسط دیزل ژنراتورها با تاخیر ۴ ثانیه ای فراهم خواهد شد. پس سیستم های ECCS و EFWS پس از ۴۰ ثانیه و ۱۲۰ ثانیه در دسترس خواهند بود. همچنین با از بین رفتن برق شبکه سیستم های اصلی و کمکی تغذیه مدار ثانویه، سیستم های محفظه کنترل فشار از قبیل هیترها، اسپری ها و سیستم انبساط، شیرهای BRU-K و تمامی پمپ های اصلی مدار اولیه از دسترس خارج خواهند شد. در نتیجه سیستم هائی که با برق اضطراری کار می کنند می توانند در شبیه سازی در نظر گرفته شوند. اما بر اساس معیار خرابی یک سیستم ایمنی در هنگام وقوع حادثه، فرض می شود که یک انباره خراب می باشد. همچنین با فرض خرابی دو دیزل ژنراتور در هنگام وقوع حادثه دو کانال سیستم فشار بالا و پائین اضطراری و همچنین دو سیستم تغذیه اضطراری آب ثانویه برای لوپ های دو و سه فعال نمی شوند. همچنین سیگنال خاموشی راکتور با تاخیر ۱/۴ ثانیه ای تولید می شود و ۰/۳ ثانیه طول می کشد تا میله های کنترل رها شوند. افتادن میله های کنترل از بالاترین نقطه تا پائین ترین نقطه حدود ۴ ثانیه طول می کشد. با صادر شدن سیگنال خاموشی راکتور، ۵ ثانیه بعد سیگنال بسته شدن شیر ورودی بخار به توربین صادر شده و بخار ورودی به توربین قطع می شود. با فعال شدن سیگنال سیستم های ایمنی، آنها با دو ثانیه تاخیر روی خط می آیند (به علت باز شدن شیرهای مسیر و بسته شدن شیرهای سیرکوله).

نتایج آنالیز و مقایسه با FSAR نیروگاه بوشهر به منظور صحت سنجی مدل‌سازی در حالت پایدار و حادثه شکست ۲۵ و ۱۰۰ میلی متر در [۵] توضیح داده شده است.

برای بررسی حساسیت و عدم قطعیت ست پوینت‌ها از روش [۶] GRS استفاده می‌شود. در این روش تعداد اجرای کدهای کامپیوتری مستقل از تعداد پارامترهای عدم قطعیت می‌باشد و در هر اجرای کد می‌توان تمامی پارامترهای عدم قطعیت را همزمان تغییر داد. تعداد اجرای کد وابسته به احتمال درخواستی کاربر و درجه اطمینان و خطای مجاز آماری مورد نظر در محاسبات عدم قطعیت دارد. حداقل تعداد اجرای کد توسط فرمول ویلکس بدست می‌آید:

$$1 - a^n - n(1 - a)a^{n-1} \geq b \quad (1)$$

در معادله (۱)، $b \times 100(\%)$ درجه اطمینان، $a \times 100(\%)$ احتمال نتایج و n حداقل تعداد اجرای کد را نشان می‌دهد. به عنوان مثال با ۹۳ اجرای کد از دسته نمونه‌های تصادفی، نتایج آنالیز پارامترهای انتخابی می‌تواند با احتمال ۹۵ درصد و سطح اعتماد ۹۵ درصد ارزیابی شوند.

پس از اطمینان از صحت سنجی مدل‌سازی و گره بندی نیروگاه اتمی بوشهر، جهت بررسی و آنالیز عدم قطعیت و حساسیت ست پوینت‌های سیستم‌های ایمنی اضطراری، سیستم حفاظت راکتور (RPS)^۱ و تجهیزات جانبی از روش GRS استفاده شد. درجه اطمینان و احتمال هر کدام ۹۵ درصد انتخاب شدند. بنابراین تعداد نمونه‌های تصادفی برای یک پارامتر ۹۳ عدد بدست آمد. به منظور تولید اعداد تصادفی و اعمال آن به کد ابتدا بایستی محدوده کار سیستم‌های مورد نظر بدست آمده و سپس برای هر گروه از سیستم‌ها، حدود ۱۰۰ عدد تصادفی تولید شده و به کد RELAP5 اعمال گردد.

برای RPS که فرمان افتادن میله‌های کنترل را صادر می‌کند ۲۳ ست پوینت تعریف شده است [۴]. از این ست پوینت‌ها آنهایی انتخاب می‌شوند که در حادثه شکست کوچک تاثیر مستقیم داشته باشند. پس ست پوینت‌های مربوط به شار نوترون، پریود، زلزله، کمبود سطح آب در مولدهای بخار ثانویه، فرکانس، DNBR، و افزایش قدرت خطی حذف می‌شوند. در سیستم‌های ایمنی فشار بالا و پائین اضطراری مدار اولیه، دبی پمپ‌های سیستم فشار بالا در محدوده ۳۰ الی ۲۶۰ متر مکعب در ساعت بوده و محدوده کاری دبی پمپ‌های سیستم فشار پائین بین ۲۴۰ الی ۱۲۰۰ متر مکعب در ساعت می‌باشند [۴]. تزریق آب توسط انباره‌ها به محفظه تحت فشار راکتور در فشار 5.88MPa صورت می‌گیرد. این انباره‌ها در خروجی خود دارای شیرهای یکطرفه‌ای بوده که با رسیدن فشار محفظه تحت فشار به فشار فوق باعث جاری شدن آب به راکتور می‌گردند. با کاهش ارتفاع آب در انباره به ۱/۲ متر شیر کنترلی جلوی تزریق آب به محفظه تحت فشار راکتور را می‌گیرد. محدوده اندازه‌گیری سنسورهای مرتبط با فشار انباره‌ها بین صفر الی ۹/۸

^۱ Reactor Protection system

مگاپاسکال می باشند [۴]. به همین ترتیب سیستم تغذیه آب اضطراری مدار ثانویه در فشار 6.272MPa دبی معادل با 150m³/h، در فشار 6.86MPa دبی معادل با 125m³/h و در فشار 8.4MPa دبی معادل با 80m³/h را توسط لوله هائی به قطر ۱۵۰ میلی متر به مولدهای بخار تغذیه می کند. در این سیستم محدوده کاری پمپ ها با دبی ۴۰ الی ۲۳۰ متر مکعب در ثانیه می باشد [۴]. برای شیرهای مدار ثانویه که شامل شیرهای ایزوله کننده بخار^۱، BRU-A و PSD ها هستند، محدوده عملکرد آنها بین بازه های سنسورهای اندازه گیر فشار آنها در نظر گرفته شدند. سایر سیستم ها به دلیل همزمانی خاموشی شبکه و حادثه شکست کوچک از دسترس خارج می شوند. پس تعداد کل ست پوینت ها ۵۴ عدد خواهد بود.

جزئیات توزیع هر یک از سیستم ها در جدول ۱ نشان داده است. با برنامه نویسی در زبان فرترن اعداد تصادفی بصورت توزیع نرمال در بازه های مشخص تولید شده و به ورودی کد RELAP5 اعمال می شود. سپس کد اجرا شده و از نتایج بدست آمده دمای ماکزیمم غلاف ترسیم می شود. این فرایند برای سیستم ایمنی فشار بالا و پائین اضطراری، انباره ها، سیستم تغذیه آب اضطراری مولدهای بخار، شیرهای ایمنی ثانویه و ست پوینت های RPS بطور جداگانه انجام می شود. در مجموع ۱۲۵۰ اجرای کد RELAP5 در راستای بدست آوردن نتایج انجام شد. با توجه به شکل های بدست آمده بدلیل اینکه نمی توان حد بالا و پائین منحنی ها را در تمام زمانها مشخص نمود و در بعضی زمانها درهم تنیدگی وجود دارد از روش همبستگی رتبه ای اسپیرمن^۲ برای بررسی حساسیت روی دمای ماکزیمم غلاف استفاده شده است.

برای بررسی همزمان ست پوینت های سیستم های ایمنی و تاثیر همزمان آنها بر روی دمای ماکزیمم غلاف، تعداد صد عدد تصادفی برای هر یک از آنها تولید شده و صد اجرای کد RELAP5 جهت بدست آوردن دمای ماکزیمم غلاف انجام شد.

جدول ۱- بازه های توزیع نرمال ست پوینت های سیستم حفاظت راکتور و تجهیزات جانبی ثانویه

سیگنالهای سیستم حفاظت راکتور (RPS)					
شماره	پارامتر	مقدار نامی	محدوده بالا و پائین	انحراف معیار	میانگین
۱	اختلاف بین دمای اشباع سیال مدار اول با دمای خطوط داغ، °C:	۱۰	۰	۴۰	۱۰
۲	هم زمانی سیگنال های: ۱- کاهش فشار در بالای قلب راکتور به، MPa:	۱۳/۷۳	۰	۲۴/۵	۶/۱۲۵
۲	افزایش دمای سیال مدار اول در هر یک از خطوط داغ به، °C:	۲۶۰	۰	۳۵۰	۸۷/۵
۳	هم زمانی سیگنال های: ۱- کاهش فشار در خطوط بخار ثانویه به، MPa:	۴/۹	۰	۹/۸	۲/۴۵
۲	اختلاف بین دمای اشباع سیال مدار اولیه و ثانویه، °C:	۷۵	۵۰	۱۰۰	۱۲/۵
۴	افزایش فشار در خطوط فشار ثانویه به، MPa:	۷/۸۴	۰	۹/۸	۲/۴۵
۵	هم زمانی سیگنال های: ۱- کاهش فشار در بالای قلب راکتور به، MPa:	۱۴/۷	۰	۲۴/۵	۶/۱۲۵

^۱ Main steam Isolation valve (MSIV)
^۲ Spearman rank correlation coefficient

۸۰	۱۵	۱۲۰	۵۰	۷۵	۲- افزایش قدرت راکتور به، $P_{nom}/\%$:
۱۸/۳۷۵	۶/۱۲۵	۲۴/۵	۰	۱۷/۵	۶ افزایش فشار در بالای قلب به، MPa:
۱۰	۵	۲۰	۰	Tnom+8	۷ افزایش دمای سیال در هر یک از خطوط داغ اولیه به، °C:
۵	۲/۵	۱۰	۰	۴	۸ کاهش سطح آب در فشارنده به، m:
۲	۱	۴	۰		۹ هم زمانی سیگنال های: ۱- تریپ ۳ پمپ مدار اولیه و بیشتر
۸۰	۱۵	۱۲۰	۵۰	۷۵	۲- زمانی که قدرت راکتور بزرگتر از، $P_{nom}/\%$:
۲	۱	۴	۰		۱۰ هم زمانی سیگنال های: ۱- تریپ ۲ پمپ مدار اولیه و بیشتر
۸۰	۱۵	۱۲۰	۵۰	۷۵	۲- زمانی که قدرت راکتور بزرگتر از، $P_{nom}/\%$:
ست پوینت های تریپ توربین و شیرهای ایمنی ثانویه					
۴/۹	۲/۴۵	۹/۸	۰	۵/۱	۱۱ تریپ توربین: ۱- افزایش فشار ثانویه به، MPa
۱۰	۵	۲۰	۰		۲- ۵ الی ۱۰ ثانیه بعد از سیگنال Scarm
۷/۳۵	۲/۴۵	۹/۸	۰	۸/۲۴	۱۲ فشار باز شدن شیرهای Control PSD
۷/۳۵	۲/۴۵	۹/۸	۰	۶/۸۷	۱۳ فشار بسته شیرهای Control PSD
۷/۳۵	۲/۴۵	۹/۸	۰	۸/۴۴	۱۴ فشار باز شدن شیرهای Safety PSD
۷/۳۵	۲/۴۵	۹/۸	۰	۶/۸۷	۱۵ فشار بسته شدن شیرهای Safety PSD
۷/۳۵	۲/۴۵	۹/۸	۰	۷/۱۵۴	۱۶ فشار باز شدن شیرهای BRU-A
۷/۳۵	۲/۴۵	۹/۸	۰	۶/۲۷	۱۷ فشار بسته شدن شیرهای BRU-A

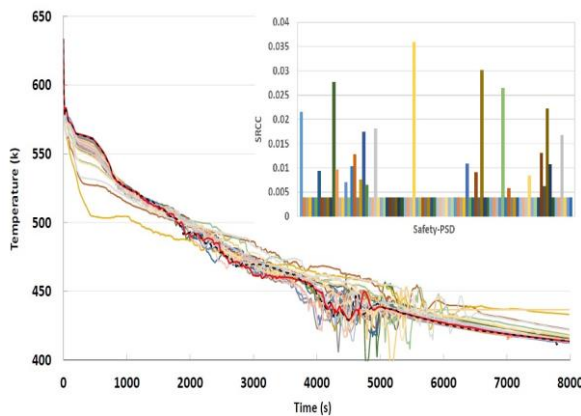
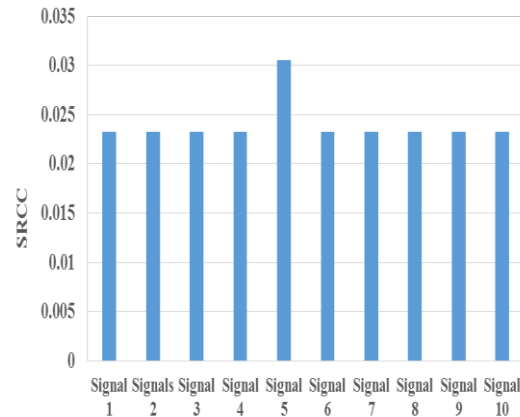
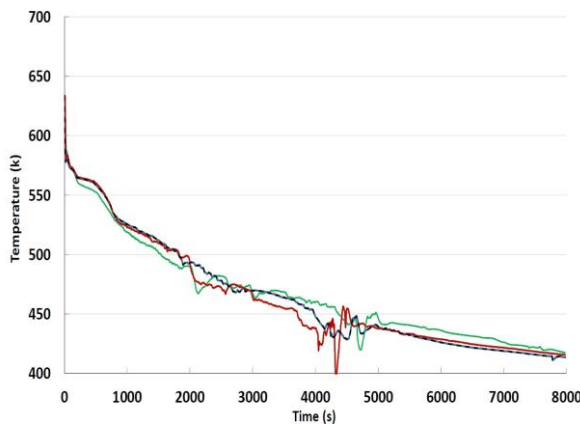
نتایج:

در شکل های ۱ الی ۶ نتایج دمای ماکزیمم غلاف در طی حادثه شکست ۱۰۰ میلی متر با تغییر دادن جداگانه ست پوینت های RPS، سیستم تریپ توربین و شیرهای ایمنی ثانویه نشان داده شده اند. در نتایج بدست آمده در شکل ها منحنی با خط چین سیاه نشان دهنده دمای ماکزیمم غلاف با در نظر گرفتن ست پوینت های پیش فرض نیروگاه می باشد. منحنی های متناسب با مقادیر ابتدائی و انتهائی هر مجموعه ست پوینت هم با منحنی پر رنگ نشان داده شده اند. تا مشخص شود که منحنی های دیگر که از تغییر در مقادیر ست پوینت ها بین مقادیر ابتدائی و انتهائی بوجود آمده اند چه مقدار متفاوت هستند. در هر یک از شکل های مربوط به ضریب اسپیرمن، هر یک از خط بارها نشاندهنده میزان انحراف دمای ماکزیمم غلاف بدست آمده از دمای ماکزیمم غلاف پیش فرض می باشد که به صورت رتبه ای مشخص می شود.

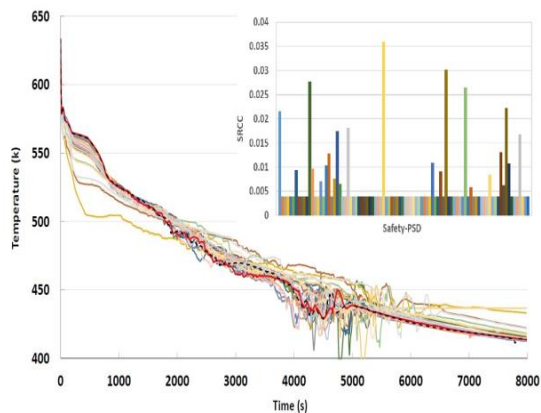
در شکل های ۱ و ۲ ضریب اسپیرمن و دمای ماکزیمم غلاف برای سیگنالهای RPS نشان داده شده اند. با تغییر در ست پوینت های هر یک از سیگنالهای Scram به غیر از سیگنال ۵، دمای ماکزیمم غلاف تنها روی دو منحنی پیش فرض و منحنی قرمز می افتند. برای سیگنال ۵ دمای ماکزیمم غلاف روی منحنی سبز و پیش فرض می افتد. این بدان معنا است با عبور ست پوینت ها از مقادیر پارامترهای نامی راکتور در حالت پایا،

سیگنال Scram زودتر صحیح می شود. زمان رخداد حادثه همزمان با قطع شدن برق شبکه سیگنال خاموشی راکتور در ۰/۰۵ ثانیه صحیح می شود اما با تاخیر ۱/۴ ثانیه ای میله های کنترل رها می شوند. با صحیح شدن زودتر یکی از سیگنالهای حفاظت راکتور سیگنال خاموشی در ۰/۰۳ ثانیه صحیح می شود و در واقع قبل از حس شدن سیگنال قطع برق شبکه سیگنال حفاظت راکتور فعال می شود. در این حالت خاموشی راکتور و افتادن میله های کنترل تسریع می شود و باعث حساسیت کم روی دمای ماکزیمم غلاف می شود. به عنوان

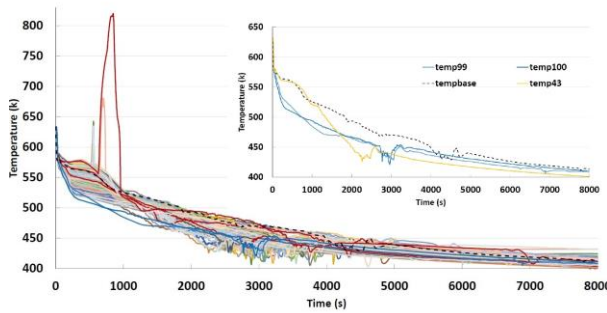
مثال در ست پوینت شماره ۲ با تنظیم آن به فشار بالاتر از فشار حالت پایای راکتور (15.7MPa) این سیگنال زودتر از سیگنال قطع برق در زمان حادثه صحیح می شود.



شکل ۱- ضریب اسپیرمن برای سیگنالهای سیستم RPS
شکل ۲- دمای ماکزیمم غلاف برای تغییرات نرمال سیگنالهای RPS

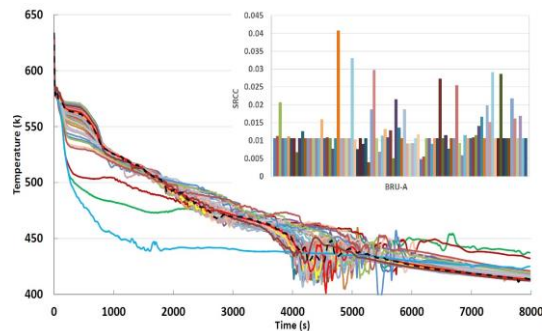


شکل ۳- دمای ماکزیمم غلاف برای تغییرات ست پوینت های باز و بسته شدن شیر S-PSD
شکل ۴- دمای ماکزیمم غلاف برای تغییرات ست پوینت های باز و بسته شدن شیر C-PSD



شکل ۶- دمای ماکزیمم غلاف برای تغییرات همزمان تمامی ست پوینت های تاثیر گذار (۵۴ ست پوینت)

ست پوینت تریپ توربین (شماره ۱۱) دارای ضریب اسپیرمن صفر می باشد. چرا که پس از ۰/۶ ثانیه از خاموشی برق شبکه و رخداد حادثه، سیستم تریپ توربین منتظر صحیح شدن ست پوینت ۱۱ نشده و توربین تریپ می کند. در نتیجه تغییر در ست پوینت های ۱۱ تغییری در روند حادثه ایجاد نمی کند.



شکل ۵- دمای ماکزیمم غلاف برای تغییرات ست پوینت باز و بسته شدن شیر BRU-A

با مقایسه ضرایب اسپیرمن بدست آمده در شکل های ۳ الی ۵ می توان بیان نمود که بیشترین تاثیر بر روی دمای ماکزیمم غلاف توسط تغییر در ست پوینت شیر BRU-A می باشد. با تغییری در ست پوینت های این شیرها فرایند کاهش فشار مدار ثانویه تغییری می کند و باعث تغییری یافتن فشار و دمای سیال مدار اولیه شده و در نتیجه باعث حساسیت در دمای غلاف می شوند. کمترین دمایی که در تغییرات شیر BRU-A نشان داده شده زمانی است که شیر در فشار نامی 7.154MPa باز شده و در فشار صفر بسته شود. در این حالت بخار مدار ثانویه بطور کامل به اتاق توربین تخلیه می شود. در نتیجه سرد شدن زود هنگام مدار ثانویه اتفاق افتاده و باعث برداشت بهتر حرارت مدار اول می شود. بنابراین دمای غلاف نسبت به حالت های قبل سریع تر پائین می آید. این فرایند برای شیرهای PSD هم بوجود می آید. ولی این شیرها بطور کلی برای حفاظت مدار ثانویه در برابر فشار اضافی طراحی شده اند. بنابراین در بررسی عدم قطعیت و حساسیت آنها شیر BRU-A وظیفه خود را انجام داده و مقداری از حساسیت آنها را کم می کند.

نتایج دمای ماکزیمم غلاف برای سیستم های ایمنی اضطراری در [V] ارائه شده اند. با توجه به نتایج ارائه شده بیشترین حساسیت در سیستم های ایمنی اضطراری به ترتیب توسط انباره ها، EFWS، HPIS و LPIS

ایجاد شده اند. در اثر تغییر در فشار و دبی کارکرد آنها فشار مدار اولیه و ثانویه تغییر یافته و در نتیجه برداشت حرارت از میله های سوخت تغییر پیدا می کند.

در شکل ۶ تغییرات دمای ماکزیمم غلاف ناشی از تغییرات همزمان ست پوینت های RPS، سیستم تریپ توربین، شیرهای ایمنی ثانویه و تمامی سیستم های ایمنی اضطراری در مدارهای اولیه و ثانویه نشان داده شده اند. با توجه به شکل می توان بیان نمود که در اکثر زمان های حادثه دماهای بدست آمده پائین تر از مقدار پیش فرض می باشد. ولی در منحنی ۹۸ بین زمانهای ۶۵۰ الی ۹۰۰ ثانیه دمای ماکزیمم غلاف افزایش زیادی را نشان می دهد. علت این افزایش در سلسله رویداد های زیر است: کاهش دبی پمپ ها در فشار 7.2MPa به میزان ۷۰ درصد، باز شدن انباره ها در 2.808MPa به جای فشار 5.88MPa، و افزایش باز شدن شیر BRU-A به 9.554MPa بجای 7.154MPa. در نتیجه برداشت حرارت کامل توسط سیستم های ایمنی اضطراری اولیه و ثانویه برقرار نبوده و دما افزایش پیدا کرده است.

اگر کاهش دما در نظر گرفته شود دو منحنی دمای ۱۰۰،۹۹ و ۴۳ که در شکل ۶ نشان داده شده اند باعث مینیمم شدن دمای ماکزیمم غلاف می شوند.

بحث و نتیجه گیری :

در این تحقیق عدم قطعیت و حساسیت سیستم های تاثیر گذار مدارهای اولیه و ثانویه مورد بررسی قرار گرفتند. از روش GRS در محاسبات عدم قطعیت و روش اسپیرمن برای اندازه گیری میزان حساسیت بهره گرفته شد. نتایج دمای ماکزیمم غلاف نشان دهنده حساسیت بالا توسط ست پوینت فشار انباره ها در سمت اولیه و فشار باز بسته شدن شیرهای ثانویه خصوصا BRU-A نسبت به سیستم های دیگر دارد. همچنین با در نظر گرفتن تغییرات کل ست پوینت ها به طور همزمان ست پوینت های جدیدی بدست آمدند که با اعمال این ست پوینت ها به کد محاسباتی دمای ماکزیمم غلاف تا ۵۰ درجه در برخی از زمانهای حادثه کاهش یافت.

مراجع :

- 1- Hauff Volker. *Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke: Eine Untersuchung zu dem durch Störfälle in Kernkraftwerken verursachten Risiko*. Bonn, Germany, 1980.
- 2- Andrej Prošek, Borut Mavko. *Review of Best Estimate plus Uncertainty Methods of Thermal-Hydraulic Safety Analysis*. International Conference of Nuclear Energy for Central Europe Portorož, Slovenia, 2003.
- 3- RELAP5 code development team. *RELAP/MOD3.2 code manual*. Idaho national engineering and environmental laboratory, vol. 1-6. Idaho 83415, 1995.
- 4- Atomic Energy Organization of Iran (AEOI). *Final safety analysis report (FSAR) for BUSHEHR VVER-1000 reactor*. Tehran, Iran, 2007.
- 5- Altaha S.M., Mansouri M., Jahanfarnia G. *Analysis of the small break loss of coolant accident in the VVER-1000/V446 reactor*. Kerntechnik 80, 6, pp.545-556, 2015.

6- Glaeser Horst. *GRS method for uncertainty and sensitivity evaluation of code results and applications*. Science and Technology of Nuclear Installations, doi:10.1155/2008/798901, 2008.

۷- سید محمود آل طه، مسعود منصوری، غلامرضا جهانفرنیا. آنالیز عدم قطعیت و حساسیت سیستم‌های خنک کننده اضطراری نیروگاه اتمی بوشهر طی حادثه شکست کوچک در مدار اولیه. مقاله تحت داوری در مجله علوم و فنون هسته‌ای.