



## آنالیز عدم قطعیت و حساسیت سیستم‌های خنک‌کننده‌ی اضطراری نیروگاه اتمی بوشهر طی حادثه‌ی شکست کوچک در مدار اولیه

سید محمود آل‌طه، مسعود منصوری\*، غلامرضا جهانفرو

گروه مهندسی هسته‌ای، واحد علوم و تحقیقات، دانشگاه آزاد اسلامی، صندوق پستی: ۷۷۵-۱۴۵۱۵، تهران - ایران

**چکیده:** در این مقاله عدم قطعیت و حساسیت سیستم‌های خنک‌کننده‌ی اضطراری مدارهای اولیه و ثانویه، در زمان حادثه‌ی شکست کوچک مدار اولیه در نیروگاه اتمی بوشهر مطالعه شده است. این سیستم‌ها شامل انباره‌ها و سیستم‌های خنک‌کننده‌ی اضطراری فشار بالا و پایین برای مدار اولیه، و سیستم تغذیه‌ی آب اضطراری مدار ثانویه‌اند. به منظور گره‌بندی نیروگاه بوشهر و راکتور VVER-1000/V446، از کد RELAP5/Mod3.2 در شبیه‌سازی استفاده شد. از روش GRS برای تعیین حداقل تعداد اجزای کد RELAP5 به منظور ارزیابی سطح اعتماد و احتمال ۹۵٪ بهره گرفته شد. در مدل‌سازی حادثه، محدودیت‌های محافظه‌کارانه‌ای از جمله از دست دادن برق شبکه هنگام رخداد حادثه، و خرابی دو سیستم دیزل ژنراتور در نظر گرفته شدند. در نتیجه‌ی این محدودیت‌ها، دو کانال از چهار کانال سیستم‌های اضطراری از کار می‌افتند. هم‌چنین، یکی از انباره‌ها در زمان حادثه خراب در نظر گرفته شد. نتایج بررسی‌ها نشان‌دهنده‌ی ایجاد حساسیت بالای انباره‌ها در طی حادثه بوده است. هم‌چنین پمپ‌های سیستم اضطراری فشار بالا تأثیر نسبتاً کمی روی حادثه‌ی شکست کوچک می‌گذارند. چنان‌چه نقاط تنظیم سیستم‌های تحت بررسی، هم‌زمان و با توزیع نرمال تغییر کنند، در یک مجموعه‌ی خاصی از نقاط تنظیم، دمای بیشینه‌ی غلاف از مقدار مشابه آن با نقاط تنظیم پیش-فرض کاهش پیدا می‌کند و باعث ایمنی بیش‌تر غلاف سوخت می‌شود.

**کلیدواژه‌ها:** حادثه‌ی شکست کوچک، سیستم‌های ایمنی اضطراری، کد انتگرالی RELAP5، نیروگاه اتمی بوشهر

## Uncertainty and Sensitivity Analyses of Emergency Cooling Systems in BNPP During the Small Break-LOCA in the Primary Circuit

S.M. Altaha, M. Mansouri\*, Gh.R. Jahanfarnia

Department of Nuclear Engineering, Science and Research Branch, Islamic Azad University, P.O.Box: 14515-775, Tehran-Iran

**Abstract:** In this paper, uncertainty and sensitivity of emergency cooling systems of the primary and secondary circuits are investigated in the VVER1000/V446 nuclear reactor during the small break (SB)-LOCA. The emergency systems include accumulators, high pressure and low pressure injection systems and emergency feed-water system. The analysis is performed using the RELAP5/Mod 3.2 Code for nodalization and simulation of the nuclear power plant. The GRS method is used for the calculation of the minimum number of the code to achieve 95% of the tolerance limit and confidence level. For a conservative analysis of the accident, the loss of power to the NPP and the failure of the two diesel generators are considered when SB-LOCA occurs. These limitations cause the malfunctioning of the two channels of the emergency cooling systems. Also, by considering the single failure criteria, one accumulator is failed throughout the accident process. The results show that the accumulators develop the most sensitivity of the maximum clad temperature. Also, the HPIS pumps have relatively little influence on the SB-LOCA. When all emergency cooling setpoints are altered, a new set is achieved, which causes to lower the maximum clad temperature, in comparison with a default setpoint of the emergency cooling systems.

**Keywords:** Uncertainty and Sensitivity Analysis, SB-LOCA, VVER-1000 Reactor, GRS Method, Emergency Cooling Systems

**۱. مقدمه**

فشار، مولدهای بخار و شیرهای ایمنی مدارهای اولیه و ثانویه به دست آمد. هم‌چنین انباره‌ها<sup>(۱)</sup>، سیستم‌های ایمنی فشار بالا و پایین اضطراری مدار اولیه، سیستم‌های تغذیه‌ی آب اضطراری مدار ثانویه، و برداشت آب از چاهک محفظه‌ی ایمنی، مدل‌سازی شدند. به منظور فعال شدن یا غیرفعال شدن سیستم‌ها و تجهیزات، نقاط تنظیم و سیگنال ایست<sup>(۲)</sup> آن‌ها با کارت‌های مرتبط در نظر گرفته شدند. از آن‌جا که در این پژوهش، بررسی سیستم‌های ایمنی اضطراری برای ما اهمیت دارد، نیازی به مدل کردن کامل مدار ثانویه، یعنی قسمت‌های توربین و چگالنده نیست و به عنوان شروط مرزی در مدل‌سازی ارائه شده‌اند.

به دلیل مقایسه‌ی نتایج حاصل از کد RELAP با نتایج سازنده‌ی نیروگاه بوشهر (کد TETCH-M-97)، شرایط محافظه کارانه‌ای در شبیه‌سازی حادثه‌ی شکست کوچک در نظر گرفته شد که در آن هم‌زمان با حادثه‌ی شکست کوچک، حادثه‌ی از بین رفتن برق شبکه<sup>(۳)</sup> نیز رخ می‌دهد. بنابراین برق اضطراری دیزل ژنراتورها با تأخیر ۴۰ ثانیه‌ای فراهم خواهد شد و سیستم‌های ECCS<sup>(۴)</sup> و EFWS<sup>(۵)</sup> پس از ۴۰ و ۱۲۰ s در دسترس خواهند بود. هم‌چنین با از بین رفتن برق شبکه‌ی سیستم‌های اصلی و کمکی تغذیه‌ی مدار ثانویه، سیستم‌های محفظه‌ی کنترل فشار از قبیل گرم‌کننده‌ها، اسپری‌ها و سیستم انبساط، شیر BRU-K و تمامی پمپ‌های اصلی مدار اولیه، از دسترس خارج خواهند شد. در نتیجه، سیستم‌هایی که با برق اضطراری کار می‌کنند، می‌توانند در شبیه‌سازی در نظر گرفته شوند. اما براساس معیار خرابی یک سیستم ایمنی<sup>(۶)</sup> در هنگام وقوع حادثه، فرض می‌شود که یک انباره خراب است. هم‌چنین به دلیل خرابی دو دیزل ژنراتور در هنگام وقوع حادثه، دو کانال سیستم فشار بالا و پایین اضطراری و هم‌چنین دو سیستم تغذیه‌ی اضطراری آب ثانویه برای لوپ‌های ۲ و ۳ فعال نمی‌شوند. بنابراین سیستم‌های ایمنی زیر در حادثه‌ی فوق در نظر گرفته می‌شوند:

۱. سه انباره که به محفظه‌ی تحت فشار راکتور وصل می‌شوند.
۲. دو LPIS<sup>(۷)</sup> و HPIS<sup>(۸)</sup> که به خطوط سرد و داغ لوپ‌های ۱ و ۴ می‌توانند آب تغذیه کنند.
۳. دو سیستم EFW<sup>(۹)</sup> که به مولدهای بخار ۱ و ۴ در مدار ثانویه، می‌توانند آب تغذیه کنند.

حادثه‌ی شکست کوچک در مدار اولیه، یکی از حوادثی است که بیش‌ترین احتمال وقوع آن در نیروگاه‌های اتمی انتظار می‌رود [۱]. قطر محل شکست در حادثه‌ی شکست کوچک که منجر به از دست رفتن خنک‌کننده‌ی مدار اول می‌شود، در مقایسه با حادثه‌ی شکست بزرگ کوچک است، اما آب از دست رفته به وسیله‌ی سیستم‌های جبران‌ساز مدار اولیه فراهم نمی‌شود. بنابراین نیاز به فعال شدن سیستم‌های ایمنی اضطراری خواهد بود. این حادثه را می‌توان از اُفت فشار آهسته‌ی سیستم خنک‌کننده‌ی راکتور و نرخ پایین جریان جرمی خارج شده از محل شکست در مقایسه با شکست بزرگ توصیف کرد. به علت اُفت فشار آهسته، فازهای مایع و بخار در سیستم خنک‌کننده می‌توانند از یک‌دیگر جدا شوند.

سیستم‌های ایمنی اضطراری نقش مهمی در هدایت حوادث در نیروگاه‌های هسته‌ای دارند و عدم کارکرد یا نقص کارکرد آن‌ها به عنوان معیارهای ایمنی در ارزیابی‌های حوادث بررسی می‌شوند. در برخی کارهایی که انجام شده است، نقص در فعال شدن سیستم‌های ایمنی به هنگام حادثه‌ی شکست کوچک بررسی شده است [۲، ۳]. هم‌چنین در یک بررسی، سیستم‌های ایمنی اضطراری در یک راکتور APR1400، با روش Axiomatic Design طراحی و بهینه‌سازی شده است [۴].

در این مقاله، سیستم‌های ایمنی اضطراری مدارهای اولیه و ثانویه به عنوان پارامتر عدم قطعیت در نظر گرفته، و حساسیت هر یک از این سیستم‌ها به صورت جداگانه در محدوده‌ی کاری آن‌ها بررسی می‌شوند. سپس با تغییر دادن تمامی پارامترها به صورت تصادفی و هم‌زمان، کم‌ترین دمای بیشینه‌ی غلاف به دست می‌آید و نقاط تنظیم بهینه مربوط به هر یک از این سیستم‌ها مشخص می‌شوند.

**۲. روش کار**

در این پژوهش، برای مدل‌سازی و گره‌بندی نیروگاه اتمی بوشهر از کد RELAP5/Mod 3.2 استفاده شده است [۵]. در این مدل‌سازی، از داده‌های گزارش‌های نهایی ایمنی نیروگاه بوشهر بهره گرفته شد [۶]. مدل کامل و توسعه‌یافته‌ای از نیروگاه بوشهر با مدل‌سازی محفظه‌ی تحت فشار و قلب راکتور، خطوط اصلی لوله‌ی مدار اول، پمپ‌های اصلی مدار اولیه، محفظه‌ی کنترل



هم‌چنین سیگنال خاموشی راکتور با تأخیر ۱/۴ ثانیه‌ای تولید می‌شود و ۰/۳s طول می‌کشد تا میله‌های کنترل رها شوند. افتادن میله‌های کنترل از بالاترین نقطه تا پایین‌ترین نقطه حدود ۴s طول می‌کشد. ۵s بعد از صادر شدن سیگنال خاموشی راکتور، سیگنال بسته شدن شیر ورودی بخار به توربین صادر، و بخار ورودی به توربین قطع می‌شود. با فعال شدن سیگنال سیستم‌های ایمنی، آن‌ها با ۲s تأخیر روی خط می‌آیند (به علت باز شدن شیرهای مسیر و بسته شدن شیرهای سیرکوله).

نتایج آنالیز و مقایسه با FSAR<sup>(۱۰)</sup> نیروگاه بوشهر به منظور صحت‌سنجی مدل‌سازی در حالت پایدار و حادثه‌ی شکست ۲۵ و ۱۰۰mm در مرجع [۷] توضیح داده شده‌اند.

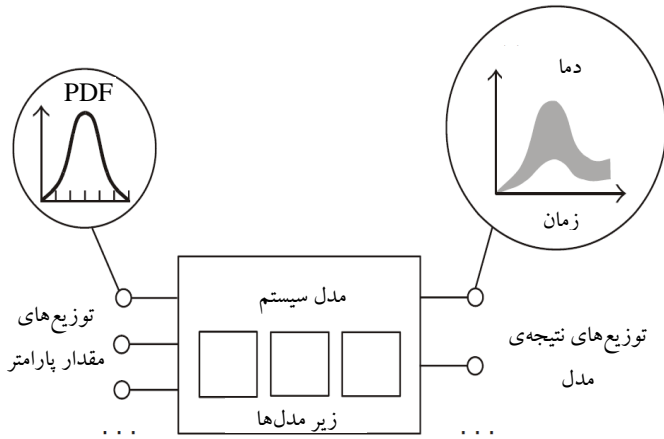
## ۱.۲ روش GRS برای محاسبه‌ی عدم قطعیت و حساسیت

مؤسسه‌ی Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit در سال ۱۹۹۴ در کشور آلمان، روش GRS را ابداع کرد [۸]. طبق اعلام NRC [۸] در ۱۹۸۹ تمامی محاسبات ارزیابی نیروگاه‌های اتمی باید با یک کد محاسباتی و با بهترین تخمین به همراه محاسبات عدم قطعیت انجام شوند. به این منظور، پارامترهای مهم در عدم قطعیت شناسایی، و همراه با توزیع مربوط به کد محاسباتی به کار گرفته می‌شود. با محاسبات کد، توزیع خروجی متغیرهای مهم (معمولاً دمای بیشینه‌ی غلاف) به دست می‌آید. به این ترتیب می‌توان اهمیت هر یک از پارامترها را در دمای بیشینه‌ی غلاف بررسی کرد. در شکل ۱، طرح‌واره‌ی این روش نشان داده شده است.

برای بررسی حساسیت و عدم قطعیت نقاط تنظیم سیستم‌های ایمنی، از روش GRS استفاده شده است. در این روش تعداد اجرای کدهای کامپیوتری، مستقل از تعداد پارامترهای عدم قطعیت است و در هر اجرای کد می‌توان تمامی پارامترهای عدم قطعیت را هم‌زمان تغییر داد. تعداد اجرای کد به احتمال درخواستی کاربر و درجه‌ی اطمینان<sup>(۱۱)</sup> و خطای مجاز آماری<sup>(۱۲)</sup> مورد نظر در محاسبات عدم قطعیت بستگی دارد. حداقل تعداد اجرای کد با فرمول ویلکس به دست می‌آید [۹]:

(۱)

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



شکل ۱. طرح‌واره‌ی روش GRS در محاسبات عدم قطعیت [۸].

که در آن،  $b \times 100 (\%)$ ، درجه‌ی اطمینان،  $a \times 100 (\%)$ ، احتمال نتایج، و  $n$  حداقل تعداد اجرای کد را نشان می‌دهد. پارامتر  $\alpha$  نشان‌دهنده‌ی محتوای احتمال نتایج خروجی با تابع توزیع آماری مشخص است. به عنوان مثال اگر  $\alpha$  معادل ۹۵٪ باشد، به معنی آن است که دمای بیشینه‌ی غلاف پایین‌تر از محدوده‌ی مجاز آماری با احتمال درستی ۹۵٪ است. جدول ۱، حداقل تعداد اجرای کد را با توجه به درجه‌ی اطمینان و احتمال نشان می‌دهد. به عنوان مثال با ۹۳ اجرای کد از دسته نمونه‌های تصادفی، نتایج آنالیز پارامترهای انتخابی می‌تواند با احتمال ۹۵٪ و سطح اعتماد ۹۵٪ ارزیابی شوند. برای اهداف قانونی صنعت هسته‌ای، مقادیر  $a$  و  $b$  معادل ۹۵٪ به عنوان استاندارد پذیرفتنی است [۱۰].

پس از اطمینان از صحت‌سنجی مدل‌سازی و گره‌بندی نیروگاه اتمی بوشهر، به منظور بررسی و آنالیز عدم قطعیت و حساسیت نقاط تنظیم سیستم‌های ایمنی اضطراری، از روش GRS استفاده شد. درجه‌ی اطمینان و احتمال هر کدام ۹۵٪ انتخاب شدند. بنابراین تعداد نمونه‌های تصادفی برای یک پارامتر ۹۳ عدد به دست آمد. به منظور تولید اعداد تصادفی و به کارگیری آن در کد، ابتدا باید محدوده‌ی کار سیستم‌های مورد نظر به دست آید و سپس برای هر گروه از سیستم‌ها، ۹۳ عدد تصادفی تولید، و در کد RELAP5 به کار گرفته شود. این نکته قابل بیان است که اگر تعداد اجرای کد بیش‌تر شود، به آن معناست که درجه‌ی قابلیت اطمینان به داده‌ها افزایش یافته است.



در نتیجه اعداد تصادفی از نزدیکی‌های ابتدا و انتهای بازه‌ها بیش-تر تولید می‌شود و منحنی‌های دما، اختلاف بیش‌تری با دمای

جدول ۱. حداقل تعداد اجرای کد در روش GRS

احتمال نتایج			درجه اطمینان
۰/۹۹	۰/۹۵	۰/۹	
۳۸۸	۷۷	۳۸	۰/۹
۴۷۳	۹۳	۴۶	۰/۹۵
۶۶۲	۱۳۰	۶۴	۰/۹۹

پیش‌فرض خواهند داشت. اما این نکته هم باید در نظر گرفته شود که به دلیل زمان‌بر بودن اجرای کد RELAP5 در شبیه‌سازی ۸۰۰۰۰س از حادثه، افزایش اجراهای کد بیش از این تعداد امکان‌پذیر نیست.

نحوه‌ی تزریق آب سیستم‌های ایمنی فشار بالا و پایین اضطراری به مدار اولیه، طبق جدول ۲ است. دبی پمپ‌های سیستم فشار بالا در محدوده‌ی ۳۰ الی ۲۶۰ m<sup>۳</sup>/h، و محدوده‌ی کاری دبی پمپ‌های سیستم فشار پایین بین ۲۴۰ الی ۱۲۰۰ m<sup>۳</sup>/h است [۶].

انباره‌ها آب را به محفظه‌ی تحت فشار راکتور در فشار ۵/۸۸ MPa تزریق می‌کنند. این انباره‌ها در خروجی خود دارای شیرهای یک‌طرفه‌ای هستند که با رسیدن فشار محفظه‌ی تحت فشار به فشار فوق، باعث جاری شدن آب به راکتور می‌شوند. با کاهش ارتفاع آب در انباره به ۱/۲m، شیر کنترلی، مانع تزریق آب به محفظه‌ی تحت فشار راکتور می‌شود. محدوده‌ی اندازه‌گیری حس‌گرهای مرتبط با فشار انباره‌ها بین صفر تا ۹/۸ MPa است [۶]. در این پژوهش، نقطه‌ی تنظیم بسته شدن شیر کنترلی که در ارتفاع ۱/۲m است تغییر داده نمی‌شود.

به همین ترتیب، سیستم تغذیه‌ی آب اضطراری مدار ثانویه در فشار ۶/۲۷۲ MPa، دبی معادل با ۱۵۰ m<sup>۳</sup>/h، در فشار ۶/۸۶ MPa، دبی معادل با ۱۲۵ m<sup>۳</sup>/h و در فشار ۸/۴ MPa، دبی معادل با ۸۰ m<sup>۳</sup>/h را با لوله‌هایی به قطر ۱۵۰ mm به مولدهای بخار تغذیه می‌کند. در این سیستم، محدوده‌ی کاری پمپ‌ها با دبی ۴۰ الی ۲۳۰ m<sup>۳</sup>/s است [۶].

برای سیستم‌های ایمنی فشار بالا و پایین اضطراری، فشار و دبی در هر مرحله به صورت توزیع نرمال در بازه‌ی کاری‌شان در

نظر گرفته شدند. محدوده‌ی بالای نقطه‌ی تنظیم سیستم‌های<sup>۱۳</sup> HPI (۷/۸ MPa) و<sup>۱۴</sup> LPI (۱/۰۲ MPa) دست‌نخورده باقی ماندند، زیرا نقاط تنظیم عدم تزریق آب بودند. اما برای نقاط تنظیم بعدی طوری در نظر گرفته شدند که میانگین توزیع نرمال نزدیک به مقادیر نامی یا پیش‌فرض باشند. چرا که هدف، به دست آوردن نقاط تنظیم بهینه بوده است. نکته مهم این است که در سیستم‌های تزریق آب باید نقاط تنظیم به طور ترتیبی، کاهش یا افزایش یابند. نمی‌توان بازه‌ها را به صورتی در نظر گرفت که ترتیب به هم خورد. این عامل باعث عدم اجرای کد RELAP5 می‌شود. برای انباره‌ها، توزیع فشار به منظور باز شدن نرمال و در بازه‌ی اندازه‌گیری حس‌گرهای آن‌ها انتخاب شدند. برای سیستم‌های تغذیه‌ی آب اضطراری مدار ثانویه، فشار و دبی آن‌ها در هر مرحله به صورت توزیع نرمال در بازه‌ی کاری آن‌ها در نظر گرفته شدند (مشابه سیستم‌های LPI و HPI). جزئیات بازه‌های توزیع نرمال هر یک از سیستم‌ها در جدول ۳ نشان داده شده است. با برنامه‌نویسی در زبان فرترن، دو عدد تصادفی یکنواخت (V<sub>۱</sub> و V<sub>۲</sub>) در خود برنامه با دستور Rand یا Random تولید می‌شود. سپس با استفاده از رابطه‌ی Box-muller، متغیر گوسی (نرمال) استاندارد (با  $\mu=0$  و  $\sigma=1$ ) تولید می‌شود [۱۱].

جدول ۲. تغییرات دبی جرمی با فشار خط در سیستم فشار پایین و بالای اضطراری

مراحل تغذیه‌ی آب به مدار اولیه با HPIS بر اساس فشار خطوط سرد و داغ			مراحل تغذیه‌ی آب به مدار اولیه با LPIS بر اساس فشار خطوط سرد و داغ		
شماره	فشار خط (MPa)	دبی (m <sup>۳</sup> /h)	شماره	فشار خط (MPa)	دبی (m <sup>۳</sup> /h)
۱	۷/۸	۰	۱	۱/۰۲	۰
۲	۷/۲	۲۸	۲	۰/۹۹	۱۰۰
۳	۶/۵	۶۲	۳	۰/۹۵	۲۰۰
۴	۵/۵	۱۰۲	۴	۰/۸۹	۳۰۰
۵	۴/۴	۱۳۵	۵	۰/۷۸	۴۰۰
۶	۲/۶	۱۸۳	۶	۰/۶۶	۵۰۰
۷	۰	۲۴۰	۷	۰/۴۸	۶۰۰
			۸	۰/۲۵	۷۰۰
			۹	۰	۷۰۰

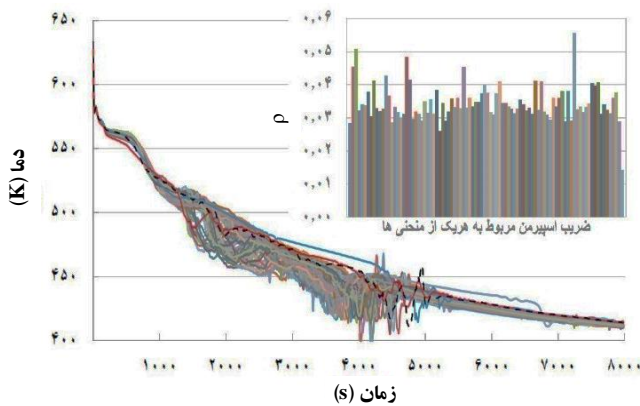


**جدول ۳.** بازه‌های توزیع نرمال هر یک از نقاط تنظیم

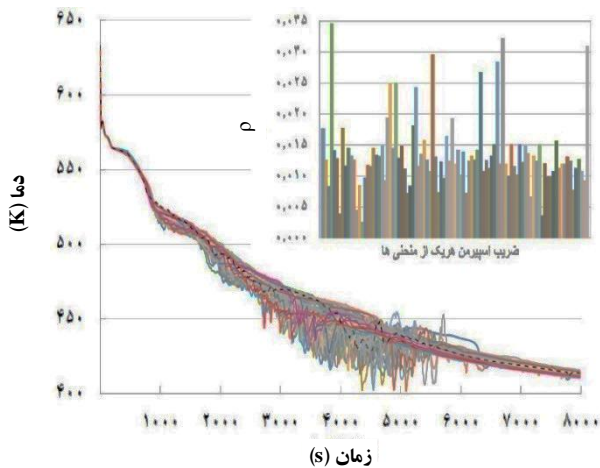
شماره	پارامتر	مقدار نامی	محدوده‌ی بالا و پایین	انحراف معیار	میانگین
<b>نقاط تنظیم سیستم HPI</b>					
۱	فشار خطوط سرد و داغ بر حسب (MPa)	۷٫۲	۷٫۸	۰٫۲	۷٫۲
۲	فشار خطوط سرد و داغ بر حسب (MPa)	۶٫۵	۷	۰٫۲۵	۶٫۵
۳	فشار خطوط سرد و داغ بر حسب (MPa)	۵٫۵	۶	۰٫۲۵	۵٫۵
۴	فشار خطوط سرد و داغ بر حسب (MPa)	۴٫۴	۵	۰٫۲۵	۴٫۵
۵	فشار خطوط سرد و داغ بر حسب (MPa)	۲٫۶	۴	۱	۲
۶	دبی تزریق شده با HPIS بر حسب (m <sup>۳</sup> /h)	۲۸	۵۰	۱۲٫۵	۲۵
۷	دبی تزریق شده با HPIS بر حسب (m <sup>۳</sup> /h)	۶۲	۸۰	۷٫۵	۶۵
۸	دبی تزریق شده با HPIS بر حسب (m <sup>۳</sup> /h)	۱۰۲	۱۲۰	۱۰	۱۰۰
۹	دبی تزریق شده با HPIS بر حسب (m <sup>۳</sup> /h)	۱۳۵	۱۵۰	۷٫۵	۱۳۵
۱۰	دبی تزریق شده با HPIS بر حسب (m <sup>۳</sup> /h)	۱۸۳	۲۲۰	۱۷٫۵	۱۸۵
۱۱	دبی تزریق شده با HPIS بر حسب (m <sup>۳</sup> /h)	۲۴۰	۲۶۰	۱۰	۲۴۰
<b>نقاط تنظیم سیستم LPI</b>					
۱۲	فشار خطوط سرد و داغ بر حسب (MPa)	۰٫۹۹	۱٫۰۲	۰٫۰۱۲۵	۰٫۹۹۵
۱۳	فشار خطوط سرد و داغ بر حسب (MPa)	۰٫۹۵	۰٫۹۷	۰٫۰۱۵	۰٫۹۵۵
۱۴	فشار خطوط سرد و داغ بر حسب (MPa)	۰٫۸۹	۰٫۹۱	۰٫۰۲۷۵	۰٫۸۵۵
۱۵	فشار خطوط سرد و داغ بر حسب (MPa)	۰٫۷۸	۰٫۸	۰٫۰۲۵	۰٫۷۵
۱۶	فشار خطوط سرد و داغ بر حسب (MPa)	۰٫۶۶	۰٫۷	۰٫۰۳۷۵	۰٫۶۶۲۵
۱۷	فشار خطوط سرد و داغ بر حسب (MPa)	۰٫۴۸	۰٫۵۵	۰٫۰۵	۰٫۴۵
۱۸	فشار خطوط سرد و داغ بر حسب (MPa)	۰٫۲۵	۰٫۳۵	۰٫۰۸۷۵	۰٫۲۶۲۵
۱۹	دبی تزریق شده با LPIS بر حسب (m <sup>۳</sup> /h)	۱۰۰	۱۵۰	۳۷٫۵	۱۱۲٫۵
۲۰	دبی تزریق شده با LPIS بر حسب (m <sup>۳</sup> /h)	۲۰۰	۲۵۰	۲۵	۲۰۰
۲۱	دبی تزریق شده با LPIS بر حسب (m <sup>۳</sup> /h)	۳۰۰	۳۵۰	۲۵	۳۰۰
۲۲	دبی تزریق شده با LPIS بر حسب (m <sup>۳</sup> /h)	۴۰۰	۴۵۰	۲۵	۴۰۰
۲۳	دبی تزریق شده با LPIS بر حسب (m <sup>۳</sup> /h)	۵۰۰	۵۵۰	۲۵	۵۰۰
۲۴	دبی تزریق شده با LPIS بر حسب (m <sup>۳</sup> /h)	۶۰۰	۶۵۰	۲۵	۶۰۰
۲۵	دبی تزریق شده با LPIS بر حسب (m <sup>۳</sup> /h)	۷۰۰	۷۵۰	۲۵	۷۰۰
۲۶	دبی تزریق شده با LPIS بر حسب (m <sup>۳</sup> /h)	۷۰۰	۱۲۰۰	۱۱۲٫۵	۹۷۵
<b>نقاط تنظیم سیستم EFW</b>					
۲۷	فشار خطوط بخار بر حسب (MPa)	۶٫۲۷۲	۶٫۵	۱٫۶۲۵	۶
۲۸	فشار خطوط بخار بر حسب (MPa)	۶٫۸۶	۷٫۶	۰٫۲۷۵	۷
۲۹	فشار خطوط بخار بر حسب (MPa)	۸٫۴	۹٫۵	۰٫۴۷۵	۸٫۵۵
۳۰	دبی تزریق شده با EFWS بر حسب (m <sup>۳</sup> /h)	۱۵۰	۲۳۰	۲۳٫۳	۱۸۳٫۷
۳۱	دبی تزریق شده با EFWS بر حسب (m <sup>۳</sup> /h)	۱۲۵	۱۳۷	۸٫۷۵	۱۲۰
۳۲	دبی تزریق شده با EFWS بر حسب (m <sup>۳</sup> /h)	۸۰	۱۰۲٫۵	۱۵٫۶	۷۱٫۳
<b>نقطه‌ی تنظیم فشار باز شدن انباره‌ها</b>					
۳۳	فشار باز شدن و تزریق آب (MPa)	۵٫۸۸	۹٫۸۵	۲٫۴۶	۴٫۹۲



در شکل‌های ۲ تا ۵، نتایج دمای بیشینه‌ی غلاف در طی حادثه‌ی شکست ۱۰۰ mm با تغییر دادن هم‌زمان فشار و دبی هر یک از نقاط تنظیم سیستم‌های خنک‌کننده‌ی اضطراری به طور جداگانه، نشان داده شده‌اند. در نتایج به دست آمده در شکل‌ها منحنی با خط چین سیاه، نشان‌دهنده‌ی دمای بیشینه‌ی غلاف با در نظر گرفتن نقاط تنظیم پیش فرض نیروگاه است. منحنی‌های متناسب با مقادیر ابتدایی و انتهایی هر مجموعه نقطه‌ی تنظیم هم با منحنی پررنگ نشان داده شده‌اند تا مشخص شود که منحنی‌های دیگری که از تغییر در مقادیر نقاط تنظیم بین این مقادیر به وجود آمده‌اند، چه مقدار متفاوتند.



شکل ۲. دمای بیشینه‌ی غلاف ناشی از تغییر نقطه‌ی تنظیم فشار انبارها و ضریب اسپیرمن دماها.



شکل ۳. دمای بیشینه‌ی غلاف ناشی از تغییر نقاط تنظیم سیستم HPI و ضریب اسپیرمن دماها.

$$Z_1 = \sqrt{-2 \times \log V_1} \times \cos 2\pi V_2 \quad (2)$$

$$Z_2 = \sqrt{-2 \times \log V_1} \times \sin 2\pi V_2 \quad (3)$$

به منظور به کارگیری عدم تقارن به اعداد تولید شده می‌توان از رابطه‌ی (۴) استفاده نمود:

$$(4)$$

$$X = \mu + \sigma Z$$

که در آن،  $X$  عدد تصادفی با توزیع نرمال و  $Z$  عدد تصادفی با توزیع نرمال استاندارد است.

سپس کد اجرا، و از نتایج به دست آمده، دمای بیشینه‌ی غلاف ترسیم می‌شود. این فرایند برای سیستم ایمنی فشار بالا و پایین اضطراری، انبارها و سیستم تغذیه‌ی آب اضطراری مولدهای بخار به طور جداگانه انجام می‌شود. در مجموع ۳۷۲ اجرای کد RELAP5 در راستای به دست آوردن نتایج انجام شد. با توجه به شکل‌های حاصل، به دلیل این که نمی‌توان حد بالا و پایین منحنی‌ها را در تمام زمان‌ها مشخص کرد و در بعضی زمان‌ها درهم تیندگی وجود دارد، از روش همبستگی رتبه‌ای اسپیرمن برای بررسی حساسیت روی دمای بیشینه‌ی غلاف استفاده شده است. ضریب اسپیرمن با رابطه‌ی (۵) مشخص می‌شود [۱۲]:

$$(5)$$

$$\rho = 1 - 6 \frac{\sum d_i^2}{n(n^2 - 1)}$$

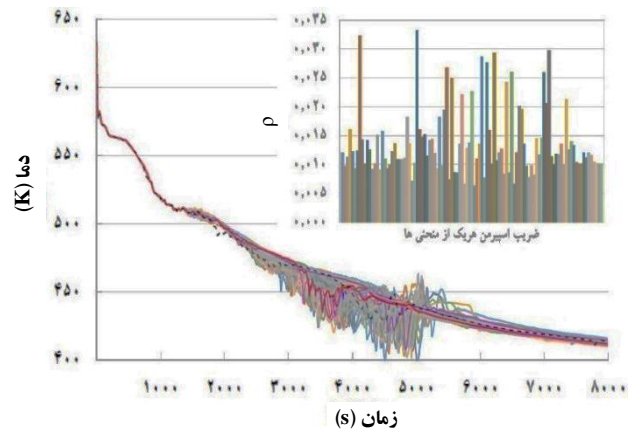
که در آن،  $n$  تعداد اعداد رتبه‌بندی شده و  $d_i = |x_i - y_i|$  یا همان اختلاف بین رتبه‌ها است.

برای بررسی هم‌زمان نقاط تنظیم سیستم‌های ایمنی و تأثیر هم‌زمان آن‌ها بر روی دمای بیشینه‌ی غلاف، تعداد صد عدد تصادفی برای هر یک از آن‌ها تولید، و صد اجرای کد RELAP5 برای به دست آوردن آن دما انجام شد.

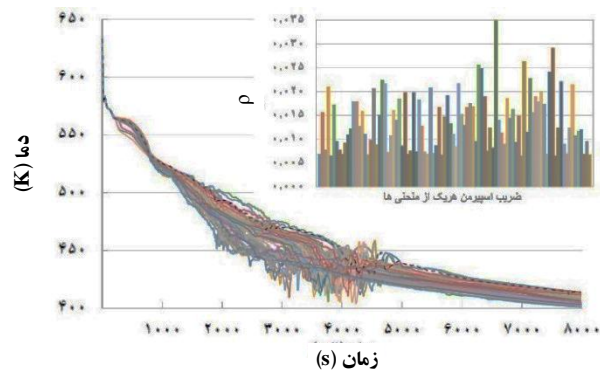
### ۳. نتایج و بحث

است که بیش‌ترین حساسیت را ایجاد کرده است. نقطه‌ی تنظیم معادلی که باعث تولید آن خط بار شده است، فشاری معادل شکل‌های ۳، ۴ و ۵، بیش‌ترین حساسیت سیستم‌های LPI، HPI و EFW به ترتیب در خط‌بارهای ۴، ۳۱ و ۶۶ نشان داده شده‌اند. نقاط تنظیم معادل برای هر یک از سیستم‌های اضطراری که باعث بیش‌ترین حساسیت در دمای بیشینه‌ی غلاف شده‌اند در جدول ۴ ارائه شده است.

با مقایسه‌ی ضرایب اسپیرمن به دست آمده در شکل‌های ۲ تا ۵ می‌توان بیان کرد که بیش‌ترین تأثیر بر روی دمای بیشینه‌ی غلاف با تغییر در نقطه تنظیم فشار روی خط آمدن انباره‌ها است. یعنی ضریب اسپیرمن هر یک از منحنی‌های دمای بیشینه‌ی غلاف ناشی از تغییر نقطه تنظیم برای انباره‌ها بیش‌تر از سیستم‌های دیگر است. علت این پدیده را می‌توان این‌گونه بیان کرد که با تغییر در فشار باز شدن انباره‌ها، حجم بالای آبی که انباره‌ها به محفظه‌ی تحت فشار راکتور تزریق می‌کنند، باعث خنک شدن بهتر دمای سطح غلاف می‌شود. هم‌چنین با تغییر در فشار باز شدن انباره‌ها که باعث زودتر یا دیرتر باز شدن انباره‌ها نسبت به حالت پیش-فرض می‌شود، فرایند اُفت فشار<sup>(۱۵)</sup> در مدار اولیه تغییر می‌کند و باعث تغییر در زمان روی خط آمدن سایر سیستم‌های ایمنی اضطراری می‌شود که با فشار مدار اولیه کار می‌کنند. بنابراین اُفت فشار مدار اولیه، هم به اندازه‌ی شکست و هم به سیستم‌هایی که از فشار مدار اولیه تبعیت می‌کنند بستگی دارد.



شکل ۴. دمای بیشینه‌ی غلاف ناشی از تغییر نقاط تنظیم سیستم LPI و ضریب اسپیرمن دماها.



شکل ۵. دمای بیشینه‌ی غلاف ناشی از تغییر نقاط تنظیم سیستم EFW و ضریب اسپیرمن دماها.

در هر یک از شکل‌های ۲ تا ۵، قسمتی از شکل مربوط به ضریب اسپیرمن است، هر یک از خط‌بارها نشان‌دهنده‌ی میزان انحراف دمای بیشینه‌ی غلاف به دست آمده با دمای پیش‌فرض آن است که به صورت رتبه‌ای مشخص می‌شود. بیش‌ترین تغییری که در شکل ۲ مشاهده می‌شود، مربوط به خط بار ۷۹

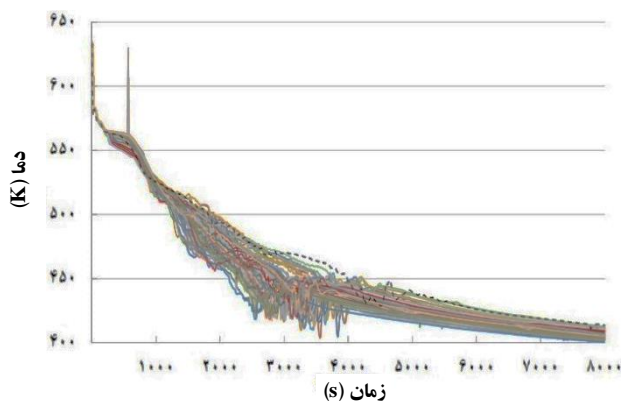
جدول ۴. نقاط تنظیم پیش‌فرض و آن‌هایی که باعث بیش‌ترین حساسیت روی دمای بیشینه‌ی غلاف شده‌اند.

شماره	نقطه‌ی تنظیم اولیه	نقطه‌ی تنظیم که بیش‌ترین حساسیت را تولید کرده است	شماره	نقطه‌ی تنظیم اولیه	نقطه‌ی تنظیم که بیش‌ترین حساسیت را تولید کرده است	شماره	نقطه‌ی تنظیم اولیه	نقطه‌ی تنظیم که بیش‌ترین حساسیت را تولید کرده است
سیستم LPI			سیستم HPI					
۱	۷٫۲	۷٫۴۸۲	۱۲	۰٫۹۹	۱٫۰۰۶۹	۲۳	۵۰۰	۴۰۳٫۳
۲	۶٫۵	۶٫۵۶۱	۱۳	۰٫۹۵	۰٫۹۷۳۳۸	۲۴	۶۰۰	۵۵۸٫۷۲۷
۳	۵٫۵	۵٫۹۲۸	۱۴	۰٫۸۹	۰٫۹۴۳۶۶	۲۵	۷۰۰	۶۷۵٫۶۹۳
۴	۴٫۴	۴٫۷۸۴	۱۵	۰٫۷۸	۰٫۸۵۹۳۴	۲۶	۷۰۰	۹۳۲٫۲۵۱
سیستم EFW								
۵	۲٫۶	۳٫۹۱۳	۱۶	۰٫۶۶	۰٫۷۶۵۱۴	۲۷	۶٫۲۷۲	۴٫۷۴۱۵
۶	۲٫۸	۹٫۴۵۸	۱۷	۰٫۴۸	۰٫۶۱۵۵۷	۲۸	۶٫۸۶	۷٫۱۰۱۸

۸,۹۷۲۵	۸,۴	۲۹	۰,۳۳۵۷۹	۰,۲۵	۱۸	۵۵,۹۱۴	۶۲	۷
۱۵۹,۰۴	۱۵۰	۳۰	۸,۶۵۵	۱۰۰	۱۹	۷۱,۱۵۶	۱۰۲	۸
۱۲۴,۸۷۶	۱۲۵	۳۱	۱۳۲,۶۲	۲۰۰	۲۰	۱۳۴,۷۰۴	۱۳۵	۹
۵۴,۰۲۵	۸۰	۳۲	۲۷۴,۱۴۷	۳۰۰	۲۱	۱۵۰,۶۴	۱۸۳	۱۰
			۳۹۷,۱۲	۴۰۰	۲۲	۲۳۴,۴۶	۲۴۰	۱۱

خنک‌سازی و برداشت حرارت مدار ثانویه تغییر می‌کند که در بیش‌تر حالت‌ها باعث بهتر شدن آن فرایند در مدار اولیه، و بنابراین کاهش دمای بیشینه‌ی غلاف شده است. چنان‌چه در جدول ۴، فشار در دو حالت افزایش یابد و دبی جرمی هم افزایش می‌یابد. این به آن معناست که برداشت حرارت از مدار اولیه بهتر انجام شده، و باعث کاهش بیش‌تر دمای بیشینه‌ی غلاف شده است.

در شکل ۶ تغییرات دمای بیشینه‌ی غلاف ناشی از تغییرات هم‌زمان نقاط تنظیم تمامی سیستم‌های ایمنی اضطراری در مدارهای اولیه و ثانویه نشان داده شده‌اند. بازه‌ی تغییر نقاط تنظیم مطابق جدول ۳ است. با توجه به شکل می‌توان بیان کرد که در اکثر زمان‌های حادثه، دماهای به دست آمده پایین‌تر از مقدار پیش‌فرض است. این کاهش دما در زمان‌های مختلف ثابت نیست و متغیر است. اگر کاهش دما در نظر گرفته شود، دو منحنی دمای ۸۲ و ۹۱ (منحنی‌های قرمز و آبی) که در شکل ۷ نشان داده شده‌اند انتخاب می‌شوند. اما برخی از منحنی‌ها در زمان‌های خیلی کوتاهی کمینه می‌شوند، ولی تنها منحنی‌هایی انتخاب می‌شوند که مدت زمان طولانی دمای کمینه را داشته باشند. با توجه به شکل ۷، دمای شماره ۸۲ (منحنی قرمز) از زمان صفر تا ۱۳۰۰ s و دمای شماره ۹۱ (منحنی آبی) از ۱۳۰۰ الی ۸۰۰۰ s کم‌ترین دما را خواهند داشت. نقاط تنظیم سیستم‌های ایمنی (۳۳ نقطه تنظیم) باعث تولید دماهای فوق‌شده‌اند در جدول ۵ نشان داده شده‌اند.



کم‌ترین تأثیر بر روی دمای بیشینه‌ی غلاف در شکل‌های ۲ تا ۵، ناشی از تغییر در نقاط تنظیم فشار و دبی سیستم تزریق فشار بالای اضطراری است. با توجه به جدول ۴، دبی‌های HPIS در تمامی حالت‌ها در مقایسه با مقادیر نامی کم‌تر شده‌اند. اما فشار در هر ۵ مرحله در مقایسه با مقادیر پیش‌فرض افزایش داشته است. در نتیجه، سیستم HPI زودتر، اما با دبی جرمی کم‌تر شروع به تزریق آب می‌کند. در این صورت سیستم‌های بعدی (انبارها و LPIS) که با نقطه‌ی تنظیم نامی کار می‌کنند، کمی دیرتر روی خط خواهند آمد، زیرا فرایند اُفت فشار مدار اولیه کندتر خواهد شد. می‌توان گفت که پمپ‌های سیستم HPI تأثیر اندکی روی حادثه‌ی شکست کوچک داشته‌اند. در حالت عادی، تزریق آب با پمپ‌های سیستم HPI باعث کاهش نرخ از دست دادن خنک‌کننده در طی حادثه می‌شود و می‌تواند فرایند اُفت فشار را به دلیل متراکم کردن بخار در سیستم سرعت بخشد [۱۳].

با تغییر در نقاط تنظیم فشار و دبی سیستم LPI، دمای بیشینه‌ی غلاف (در شکل ۴) تا زمان ۱۳۰۰ s، مقدار یکسانی با مقدار پیش‌فرض دارد. به دلیل اُفت فشار، مدت زمان فوق‌فشار حدود ۱ MPa طول می‌کشد. اما بعد از این زمان، تغییرات در نقاط تنظیم، باعث تغییر در دمای بیشینه‌ی غلاف می‌شود که باعث حساسیت بیش‌تر نسبت به سیستم HPI می‌شود. در جدول ۴ قسمت LPIS، فشار در همه‌ی ۷ مرحله، افزایشی را در مقایسه با مقادیر پیش‌فرض نشان می‌دهد. هم‌چنین به غیر از مرحله‌ی آخر، در سایر مراحل، دبی جرمی کاهش پیدا کرده است. این به آن معناست که سیستم LPI، در فشار بالاتری فعال شده، و دبی تزریق شده آن کاهش یافته است.

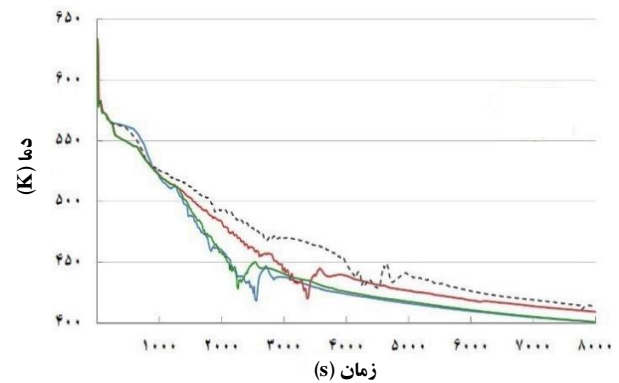
با تغییر در نقاط تنظیم فشار و دبی سیستم تغذیه‌ی آب اضطراری در مدار ثانویه (شکل ۵)، پس از ۱۲۰ s روی دمای بیشینه‌ی غلاف حساسیت ایجاد می‌شود. ضریب اسپیرمن برای این سیستم، مقدار بالایی را نسبت به سیستم‌های HPI و LPI نشان می‌دهد. با تغییر نقاط تنظیم فشار و دبی این سیستم، فرایند





**شکل ۷.** کم‌ترین دمای بیشینه‌ی غلاف شکل ۶ (منحنی‌های آبی و قرمز) و دمای بیشینه‌ی غلاف حاصل از ترکیب دو نقطه تنظیم جدول ۵ (منحنی سبز) در مقایسه با دمای بیشینه نقطه‌ی تنظیم پیش فرض (منحنی سیاه خط چین).

**شکل ۶.** دمای بیشینه‌ی غلاف ناشی از تغییر همه‌ی نقاط تنظیم سیستم‌های خنک‌کننده اضطراری به طور هم‌زمان.



**جدول ۵.** مجموعه نقاط تنظیم که باعث کمینه شدن دمای بیشینه‌ی غلاف در طی حادثه‌ی شکست کوچک می‌شوند

شماره	مجموعه نقطه تنظیم	مجموعه نقطه تنظیم	شماره	مجموعه نقطه تنظیم	مجموعه نقطه تنظیم	شماره	مجموعه نقطه تنظیم	مجموعه نقطه تنظیم
	۹۱	۸۲		۹۱	۸۲		۹۱	۸۲
	۵۳۲	۴۶۹	۲۳	سیستم LPI		سیستم HPI		
۱	۶۲۲	۶۰۰	۲۴	۰٫۹۸۸۳	۰٫۹۸۰۹	۱۲	۷٫۳۳۳	۷٫۲۴۴۶
۲	۷۱۳	۷۰۱	۲۵	۰٫۹۵۸۶	۰٫۹۳۳۵	۱۳	۶٫۴۷۷۲	۶٫۴۴۸۲
۳	۹۰۷	۸۳۵	۲۶	۰٫۸۶۱	۰٫۸۱۷۴	۱۴	۵٫۳۷۶۶	۵٫۳۳۷۶
۴	سیستم EFW			۰٫۷۵۵۹	۰٫۷۱۲۹	۱۵	۴٫۴۴۲۴	۴٫۷۸۹۵
۵	۳٫۲۶۳	۶٫۱۵۴۲	۲۷	۰٫۶۴۰۹	۰٫۶۶۷۶	۱۶	۱٫۷۰۲۳	۰٫۶۰۶
۶	۷٫۲۲	۶٫۸۱۲۸	۲۸	۰٫۳۷۹۷	۰٫۴۵۱۶	۱۷	۳۶٫۴۴	۱۷٫۱۹
۷	۸٫۰۸۶	۸٫۹۱۲۴	۲۹	۰٫۳۱۲۴	۰٫۱۵۶۹	۱۸	۷۱٫۷۹	۶۲٫۰۱
۸	۲۱۹٫۸۲۲	۲۰۸٫۸۳۷	۳۰	۱۴۷	۶۸	۱۹	۹۴	۹۹
۹	۱۱۹٫۵۶۲	۱۱۵٫۲۷۲	۳۱	۱۵۷	۱۶۷	۲۰	۱۳۷	۱۴۰
۱۰	۶۱٫۱۳۳	۷۳٫۳۱۵	۳۲	۳۰۴	۲۶۸	۲۱	۲۱۴	۱۶۹
۱۱	-	۳٫۷۹۵	۳۳ (انباره)	۳۹۱	۴۲۱	۲۲	۲۵۳	۲۳۸

#### ۴. نتیجه‌گیری

در این مقاله، عدم قطعیت و حساسیت سیستم‌های ایمنی اضطراری مدارهای اولیه و ثانویه بررسی شده‌اند. از روش GRS در محاسبات عدم قطعیت، و روش اسپیرمن برای اندازه‌گیری میزان حساسیت بهره گرفته شد. نتایج دمای بیشینه‌ی غلاف، نشان‌دهنده‌ی حساسیت بالای نقطه‌ی تنظیم فشار انباره‌ها نسبت به سیستم‌های دیگر است. هم‌چنین با در نظر گرفتن عدم قطعیت کل سیستم‌های اضطراری، نقاط تنظیم جدیدی به طور هم‌زمان به دست آمدند که با به کارگیری آن‌ها در کد محاسباتی، دمای بیشینه‌ی غلاف در برخی از فازهای حادثه تا ۵۰ k کاهش یافت. البته به دلیل این‌که انباره‌ها به صورت یک سیستم غیرفعال عمل

برای بررسی تأثیر تغییر نقاط تنظیم در طی حادثه، در ورودی کد RELAP5 از دو ورودی استفاده شد؛ ورودی اول از زمان صفر تا ۱۳۰۰ s و ورودی دوم از زمان ۱۳۰۰ تا ۸۰۰۰ s نتیجه‌ی دمای بیشینه‌ی غلاف حاصل از نقاط تنظیم ترکیبی در ورودی کد RELAP5 در شکل ۷ با رنگ سبز نشان داده شده است. همان‌طور که مشاهده می‌شود، تطابق خوبی بین دمای بیشینه‌ی غلاف حاصل از نقاط تنظیم ترکیبی با نوع مجزا وجود دارد، به طوری که تا زمان ۱۳۰۰ s، منحنی سبزرنگ بر روی منحنی قرمز رنگ (Temp 82) قرار می‌گیرد، و از ۱۳۰۰ تا ۸۰۰۰ s به منحنی آبی رنگ (Temp 91) نزدیک است. هم‌چنین در طی حادثه، دمای بیشینه‌ی غلاف در مقایسه با حالت پیش فرض کاهشی بین ۱۰ تا ۵۰ k را نشان می‌دهد.



2. Trip Signal
3. Station Black Out (SBO)
4. Emergency Core Cooling System
5. Emergency Feed-Water System
6. Single Failure Criterion
7. Low Pressure Injection System
8. High Pressure Injection System
9. Emergency Feed-Water
10. Final Safety Analysis Report
11. Confidence Level
12. Statistical Tolerance Limit
13. High Pressure Injection
14. Low Pressure Injection
15. Depressurization

## مراجع

- [1] Hauff Volker, Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke: Eine Untersuchung zu dem durch Störfälle in Kernkraftwerken verursachten Risiko, Bonn, Germany (1980).
- [2] B. Chatterjee, D. Mukhopadhyay, H.G. Lele, A.K. Ghosh, H.S. Kushwaha, P. Groudev, B. Atanasova, Analyses for VVER-1000/320 reactor for spectrum of break sizes along with SBO, *Ann. Nucl. Energy* **37** (2010) 359-370.
- [3] S.K. Mousavian, F. D'Auria, M.A. Salehi, Analysis of natural circulation phenomena in VVER-1000, *Nucl. Eng. Des* **229** (2004) 25-46.
- [4] G. Heo, S.K. Lee, Design evaluation of emergency core cooling systems using Axiomatic Design, *Nucl. Eng. Des* **237** (2007) 38-46.
- [5] RELAP5 Code Development Team, RELAP/MOD3 Code manual, Idaho national engineering and environmental laboratory, vol. 1-6. Idaho 83415 (1995).
- [6] Atomic Energy Organization of Iran (AEOI), Final safety analysis report (FSAR) for BUSHEHR VVER-1000 reactor. Tehran, Iran (2007).
- [7] S.M. Altaha, M. Mansouri, G. Jahanfarnia, Analysis of the small break loss of coolant accident in the VVER-1000/V446 reactor, *Kerntechnik* **80** (6) (2015) 545-556.

می‌کنند و از سیستم کنترل خودکار راکتور فرمان نمی‌گیرند، در زمان‌های متفاوت نمی‌توان نقطه‌ی تنظیم آن‌ها را تغییر داد. بنابراین می‌توان پیشنهاد داد که در طی حادثه‌ی شکست کوچک در زمان‌های متفاوت، نقاط تنظیم متغیر در سیستم کنترل فعال تعیین شود تا دمای بیشینه‌ی غلاف پایین‌تر آید، و در نتیجه، ایمنی بیشتری نسبت به حالت پیش‌فرض به وجود آید. به منظور دقیق‌تر شدن نقاط تنظیم بهینه، این پژوهش باید بر روی همه‌ی حوادث مبنای طرح انجام گیرد تا نقاط تنظیم بهینه‌ی جامعی به دست آیند.

## پی‌نوشت‌ها

1. Accumulators
- [8] Glaeser Horst, GRS method for uncertainty and sensitivity evaluation of code results and applications, *Sci. Technol. Nucl. Ins.* **2008** (2008) 1-7.
- [9] USNRC, 10 CFR 50.46, Acceptance criteria for emergency core cooling systems for light water nuclear power reactors, and Appendix K, ECCS evaluation models, to 10 CFR Part 50, code of federal regulations (1989).
- [10] Glaeser Horst, Summary of existing uncertainty methods, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH NEA/CSNIR (2013)8/PART2.
- [11] M.G. Cox, M.P. Dainton, P.M. Harris, Software Specifications for Uncertainty Calculation and Associated Statistical Analysis, NPL Report CMSC 10/01(2001).
- [12] Lehman Ann, Jump For Basic Univariate and Multivariate Statistics: A Step-by-step Guide, Cary, NC: SAS Press. 123. ISBN 1-59047-576-3(2005).
- [13] E. Burchill William, Physical phenomena of a Small-Break loss-of-coolant accident in a PWR, *Nucl. Saf.* **23** (5) (1982) 525-536.

