Archive of SID

ISSN: 2476-6909; Modares Mechanical Engineering. 2020;20(3):565-573

Operator Action analysis in Main Steam Line Break Connected to Turbine and Loss of Steam Generator Feedwater in Bushehr powerplant

ARTICLE INFO

Article Type
Original Research

Authors
Karamimehr Z.*[1] *MSc,*
Rabiee A.[1] *PhD*

How to cite this article
Karamimehr Z, Rabiee A. Operator Action analysis in Main Steam Line Break Connected to Turbine and Loss of Steam Generator Feedwater in Bushehr powerplant. Modares Mechanical Engineering. 2020;20-(3):565-573.

ABSTRACT

The operation of power generation cycles and their related events are one of the main issues in the field of safety of power plants. If these events are not properly managed for any reason, the consequences will be irreparable. In the meantime, the operator action can be one of the most effective factors in the management of the accident. In this research, the operator action has been evaluated in the main steam line break connected to the turbine and total loss of steam generator feed water for the Bushehr power plant. Firstly, the data has been validated in both steady and transient states with the final safety analysis report of the power plant of Bushehr as a reliable reference. The results indicate a good agreement with the final safety analysis report. In the next step, the operator action has been evaluated to mitigate the thermohydraulic parameters, including temperature and pressure. Finally, by performing an operator sensitivity analysis in the main steam line break connected to the turbine followed by total loss of steam generator feed water, the maximum possible time for operator intervention has been estimated 76 minutes.

Keywords Power Plant; Safety; Sensivity Analysis; Operator Action

[1]Mechanical Engineering Faculty, University of Shiraz, Shiraz, Iran

Correspondence
Address: Mechanical Engineering Faculty, University of Shiraz, Shiraz, Iran
Phone: -
Fax: -
karamimehrzahra@gmail.com

Article History
Received: February 13, 2019
Accepted: May 14, 2019
ePublished: March 01, 2020

CITATION LINKS

[1] Final Safety Analysis Report (FSAR) for BNPP: Accident Analysis [2] Washington: United States Nuclear Regulatory Commission; 2016 [3] A decision theoretic approach to an accident sequence: When feedwater and auxiliary feedwater fail in a nuclear power plant [4] Investigation of steam line break accident during the development of emergency operating procedures for VVER440/V230 [5] Investigation of a possible emergency procedure for the VVER1000 NPP in case of total loss of feed water and a main steam line break [6] RELAP5/MOD3.2 sensitivity calculations of loss-of-feed water (LOFW) transient at unit 6 of Kozloduy NPP [7] Investigation of accident management procedures related to loss of feed water and station blackout in PSB-VVER integral test facility [8] Assessment of passive safety system performance under main steam line break accident [9] Steam line break investigation at full power reactor for VVER-1000/V320 [10] Final safety analysis report (FSAR) for BNPP: Introduction and general description of NPP [11] RELAP5/MOD3.2 Code Manual: Code structure, system models, and solution methods [12] Simulation of the effect of a small break loss of coolant accident (SBLOCA) transient on VVER-1000 reactor pressure vessel parameters [13] RELAP5/MOD3.2 Code Manual: Code structure, system models, and solution methods [14] Steam System and feed water system failures [15] Code calibration and validation framework [16] Small break LOCA analysis of Mochovce NPP VVER-440/213 with operator action

Copyright© 2019, TMU Press. This open-access article is published under the terms of the Creative Commons Attribution-NonCommercial 4.0 International License which permits Share (copy and redistribute the material in any medium or format) and Adapt (remix, transform, and build upon the material) under the Attribution-NonCommercial terms.

www.SID.ir

Archive of SID

آنالیز عملکرد اپراتور در حادثه شکست خط لوله اصلی بخار متصل به توربین و فقدان آب تغذیه در نیروگاه بوشهر

زهرا کرمی‌مهر* **MSc**
دانشکده مهندسی مکانیک، دانشگاه شیراز، شیراز، ایران
عطاالله ربیعی PhD
دانشکده مهندسی مکانیک، دانشگاه شیراز، شیراز، ایران

چکیده
عملکرد سیکل‌های تولید قدرت و حوادث مربوط به آنها از موضوعات اساسی حوزه ایمنی نیروگاه‌ها به شمار می‌رود. در صورتی که به هر دلیلی این حوادث به‌درستی مدیریت نشود عواقب آن جبران‌ناپذیر خواهد بود. در این میان نقش عملکرد اپراتور می‌تواند یکی از تاثیرگذارترین فاکتورها در زمان وقوع حوادث باشد. در این پژوهش عملکرد اپراتور در حادثه شکست خط لوله اصلی بخار متصل به توربین به همراه فقدان کامل آب تغذیه برای نیروگاه تولید توان بوشهر مورد ارزیابی قرار گرفته است. در ابتدا داده‌ها در حالت پایا و گذرا با گزارش نهایی آنالیز ایمنی نیروگاه بوشهر به عنوان یک مرجع قابل اعتماد صحت‌سنجی شده که نتایج به دست آمده نشان از تطابق مناسب و منطقی در شرایط زمانی دارد. در ادامه نقش عملکرد اپراتور به‌منظور کنترل پارامترهای ترموهیدرولیکی اعم از دما و فشار مورد ارزیابی قرار گرفته است. در نهایت نیز با انجام آنالیز حساسیت روی عملکرد اپراتور در حادثه شکست خط لوله اصلی بخار به همراه فقدان کامل آب تغذیه، حداکثر زمان احتمالی برای دخالت اپراتور برای مهار حادثه ۷۶دقیقه برآورد شده است.
کلیدواژه‌ها: نیروگاه، ایمنی، آنالیز حساسیت، عملکرد اپراتور

تاریخ دریافت: ۱۳۹۷/۱۱/۲۴
تاریخ پذیرش: ۱۳۹۸/۲/۲۴
*نویسنده مسئول: karamimehrzahra@gmail.com

۱- مقدمه

در مبحث ایمنی نیروگاه، سیکل‌های تولید توان و مدیریت حوادثی که در آنها به وقوع می‌پیوندد از اهمیت ویژه‌ای برخوردار است. این حوادث در نیروگاه تولید قدرت بوشهر به‌طور کلی به چهار دسته حوادث شدید، حوادث طراحی پایه، حوادث فراتر از طراحی پایه و حوادث عملیاتی پیش‌بینی‌شده تقسیم می‌شود[1]. حوادث طراحی پایه، حوادثی هستند که در طراحی این دسته از نیروگاه‌ها درنظر گرفته می‌شوند و به‌وسیله عملکرد اپراتور و سیستم‌های ایمنی نیروگاه می‌توان از آسیب ناشی از آنها جلوگیری کرد یا مقدار آنها را به حداقل رساند. همچنین حوادث فراتر از طراحی پایه، حوادثی هستند که احتمال وقوع آنها نسبت به حوادث طراحی پایه کمتر بوده، اما در صورت وقوع می‌توانند منجر به حوادث شدید شوند که این می‌تواند زمینه‌ساز پدیده‌هایی مانند ذوب قلب نیروگاه تولید توان و تولید هیدروژن باشد. همچنین مهم‌ترین دلیل بروز این حوادث، خرابی مضاعف سیستم‌های ایمنی است[2]. صرف نظر از مسائل مربوط به ابزارها و سیستم‌ها و همچنین خطاهای احتمالی به‌وسیله آنها، نقش انسان و عوامل انسانی در کنترل شرایط به هنگام حادثه یا تنظیم نقاط کارکرد سیستم‌ها در نیروگاه‌های تولید قدرت امری مهم و غیرقابل انکار است. لذا اهمیت‌دادن و توجه بیشتر به آن باعث کنترل بهتر شرایط و بهبود مدیریت حادثه می‌شود. از این رو پژوهش‌های بسیاری در این زمینه صورت گرفته است که به تعدادی از آنها اشاره می‌شود.

در سال ۱۹۹۸، *اسونسون* توالی مدیریت حوادث را برای حادثه از دست‌دادن آب تغذیه و آب تغذیه کمکی برای یک سیکل تولید قدرت در یک نیروگاه با راکتور جوشان که لازمه آن کاهش فشار مدار اول بود را مورد بررسی قرار داد. این پژوهش مدیریت توالی حوادث که شامل تصمیم‌گیری‌های مهم و سریع عوامل انسانی است را تحت بررسی قرار می‌دهد[3]. پژوهشی توسط *گنچوا* و همکاران در خصوص بررسی حادثه شکست خط لوله بخار در طول روش‌های عملکردی سیستم‌های اضطراری با هدف تحلیل رویکردهای عملیاتی، حوادث غیرطبیعی و سناریو حوادث مبنای طراحی انجام شد[4]. در سال ۲۰۰۴ در مقاله‌ای در خصوص بررسی روش‌های اضطراری ممکن در مدیریت حادثه ازدست‌رفتن کامل آب تغذیه و شکست خط لوله اصلی بخار توسط *میولنر* و همکاران ارائه شد. در این تحقیق نقش شیرهای ایمنی مولد بخار و به دنبال آن استراتژی نشت و تغذیه خنک‌کننده مدار اول بررسی شد[5]. *پاولووا* و همکاران در طی تحقیقاتی به بررسی شبیه‌سازی حادثه ازدست‌رفتن آب تغذیه و حساسیت هیدروترمال آن پرداختند. در این بررسی مواردی چون اعتبارسنجی، اثرات سیستم‌های یکپارچه، گردش طبیعی و انتقال حرارت سمت ثانویه مورد بررسی قرار گرفت[6]. در سال ۲۰۱۲، پژوهشی توسط *بوکالوسی* و همکاران انجام شد که هدف آن، آماده‌سازی آزمایشاتی در زمینه بررسی روش‌های مدیریت حادثه در رابطه با ازدست‌دادن کامل آب تغذیه و قطع کامل برق بود. نتایج نشان داد که داده‌های تجربی نشان‌دهنده بهبود پایگاه داده‌های موجود برای اعتبارسنجی کد ترموهیدرولیکی بوده است[7]. در سال ۲۰۱۳ مقاله‌ای توسط *لیم* و همکاران در خصوص ارزیابی عملکرد سیستم‌های ایمنی منفعل در طول حادثه شکست خط لوله اصلی بخار برای یک سیکل نیروگاهی از نوع مدار اول جوشان نسل سوم ارائه شد. هدف این تحقیق، بررسی رفتار سیستم‌های ایمنی منفعل طی ازدست‌رفتن حادثه خنک‌کننده بود[8]. *پاولووا* و همکاران مقاله‌ای را در خصوص بررسی شکست خط لوله بخار به انجام رساندند. هدف از این مقاله آنالیز نتایج ترموهیدرولیکی محاسبه شکست خط لوله بخار در ۱۰۰% توان برای واحد ۶ نیروگاه کوزلودوی بود[9]. فعالیت‌های صورت‌گرفته و در عین حال در دسترس موجود نشان می‌دهد که مطالعه ترموهیدرولیکی حوادث نیروگاه‌های تولید قدرت به‌ویژه حوادث فراتر از طراحی پایه از موضوعات مورد توجه محققین در حوزه ایمنی در شرایط موجود است. از طرفی با توجه به اینکه در تحقیقات موجود، سندی در خصوص رخداد همزمان حادثه شکست خط لوله اصلی بخار به‌همراه فقدان کامل آب تغذیه برای نیروگاه تولید قدرت بوشهر در دسترس نیست، لذا آنالیز و تحلیل روند اینگونه حوادث در کنار عملکرد

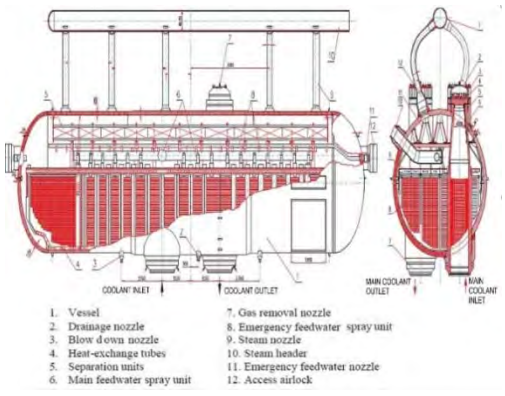
www.SID.ir

Archive of SID

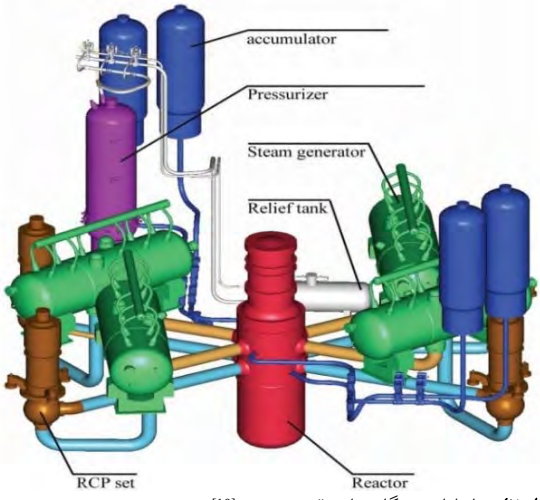
صحیح اپراتور، از مباحث مهم در بحث ایمنی نیروگاه است که در این تحقیق تلاش می‌شود که به کمک شبیه‌سازی عددی با استفاده از کد محاسباتی در دسترس موجود که ریلپ (RELAP5/MOD3.2) نام دارد برای نیروگاه بوشهر انجام شود.

۲- معرفی نیروگاه تولید قدرت بوشهر

نیروگاه تولید قدرت بوشهر از نوع سیال کاری آبی تحت فشار است که از نظر ساختاری و اساس کار، متناظر با نیروگاه‌های غربی است. تفاوت عمده آن با مدل‌های غربی در این است که مولد بخار این نیروگاه افقی است[10]. شکل ۱ نمایی از مولد بخار این نیروگاه را نشان می‌دهد. این نیروگاه دارای ظرفیت تولید توان حرارتی در حدود ۳۰۰۰مگاوات گرمایی و توان الکتریکی ۱۰۰۰مگاوات الکتریکی است[1]. فرآیند تولید انرژی الکتریکی در این نیروگاه را می‌توان به‌طور ساده به دو مرحله کاملاً مجزا تقسیم نمود که در دو مدار مستقل اول و دوم انجام می‌پذیرد. در مدار اول، گرمای تولیدشده در قلب ناشی از شکافت اورانیوم غنی‌شده، توسط آبی که در یک مسیر بسته جریان دارد از قلب راکتور به مولد بخار، منتقل می‌شود. مولد بخار یک مبدل حرارتی است که آب مدار اول درون لوله‌های U-شکل فولادی آن جریان دارد و آب مدار دوم در یک سیکل کاملاً مجزا با گردش در اطراف این لوله‌ها، ضمن برداشت حرارت به بخار تبدیل می‌شود. آب مدار اول پس از خروج از مولد بخار توسط پمپ مدار اول برای برداشت مجدد گرما به قلب بازگردانده می‌شود. سیستم مدار اول شامل راکتور، چهار مدار خنک‌کننده مشابه و فشارنده که مشترکاً روی چهار مدار عمل می‌کند و وظیفه تنظیم فشار داخل مدار خنک‌کننده راکتور هنگام تغییر بار مولدهای بخار را بر عهده دارد، است. شماتیک مدار اول نیروگاه در شکل ۲ نشان داده شده است. مدار ثانویه این راکتورها نیز شامل ٤ مولد بخار، شیرهای ایزولاسیون بخار و شیر تخلیه بخار، هدر بخار اصلی، توربین، ٤ کندانسور، سیستم‌های گرم‌کننده آب تغذیه و سیستم تأمین آب تغذیه است. در مدار دوم، بخار تولیدشده در مولد بخار به توربین هدایت شده و چرخش توربین به‌طور مستقیم ژنراتور ۱۰۰۰مگاواتی نیروگاه را به حرکت درمی‌آورد. سپس بخار خروجی از توربین به‌وسیله دو دستگاه چگالنده به آب تبدیل می‌شود و مجدداً به مولد بخار بازگردانده می‌شود.



شکل ۱) شماتیک مولد بخار بوشهر[10]



شکل ۲) مدار اول نیروگاه تولید قدرت بوشهر[10]

۳- معادلات حاکم و شبیه‌سازی عددی

در این مطالعه جهت بررسی رفتار نیروگاه طی حادثه شکست خط لوله اصلی بخار به‌همراه فقدان کامل آب تغذیه از شبیه‌سازی عددی صورت‌گرفته به کمک کد عددی در دسترس موجود استفاده شده است. با توجه به اینکه در راکتورهای هسته‌ای، پارامترهای مختلف از دو بعد هیدرولیکی و نوترونی قابل بررسی است، لذا بایستی معادلات حاکم بر هر دو دسته را به‌طور دقیق ارزیابی و سپس به‌صورت همزمان حل نمود. از این رو از کد ریلپ که پنجمین نسخه موجود از مجموعه کدهای محاسباتی در دسترس است، جهت این ارزیابی برای حادثه مورد نظر انجام گرفته است[11].

۳-۱- روابط به‌کاررفته در کد محاسباتی استفاده‌شده

معادلات دیفرانسیلی دو سیالی (اویلرین- اویلرین) اساس معادلات هیدرودینامیکی را تشکیل می‌دهد که در کد مورد نظر استفاده می‌شود. این معادلات توسط روش‌های عددی و محاسباتی حل می‌شود معادلات پیوستگی جرم در فاز گاز در رابطه ۱ آورده شده است[13]. جدول ۱ نیز متغیرهای به‌کاررفته در معادلات ۱ تا ۱۱ را نشان می‌دهد.

$$\frac{\partial}{\partial t}\left(\alpha_g \rho_g\right) + \frac{1}{A}\frac{\partial}{\partial x}\left(\alpha_g \rho_g V_g A\right) = \Gamma_g \qquad (۱)$$

و در رابطه ۲ نیز معادلات پیوستگی جرم در فاز مایع بیان شده است:

$$\frac{\partial}{\partial t}\left(\alpha_f \rho_f\right) + \frac{1}{A}\frac{\partial}{\partial x}\left(\alpha_f \rho_f V_f A\right) = \Gamma_f \qquad (۲)$$

که در آن نسبت طول به حجم برابر با $(\mathrm{L}/\mathrm{V}) = \frac{1}{A}$ است.

معادلات دیگری که بسیار مورد اهمیت است، معادلات بقای مومنتوم است که برای دو فاز مایع و بخار در روابط ۳ و ۴ بیان شده‌اند.

(۳)

$$\alpha_g \rho_g A \frac{\partial V_g}{\partial t} + \frac{1}{2}\alpha_g \rho_g A \frac{\partial {V_g}^2}{\partial x} = -\alpha_g A \frac{\partial P}{\partial x} + \alpha_g \rho_g B_x A - \left(\alpha_g \rho_g A\right) FWG\left(V_g\right) + \Gamma_g A\left(V_{gI} - V_g\right) - \left(\alpha_g \rho_g A\right) FIG\left(V_g - V_f\right) - C\alpha_g \alpha_f \rho_m A\left[\frac{\partial\left(V_g - V_f\right)}{\partial t} - V_f \frac{\partial V_g}{\partial x} - V_g \frac{\partial V_f}{\partial x}\right]$$

www.SID.ir

Archive of SID

$$\alpha_f\rho_f A\frac{\partial V_f}{\partial t}+\frac{1}{2}\alpha_f\rho_f A\frac{\partial {V_f}^2}{\partial x}=-\alpha_f A\frac{\partial P}{\partial x}+\alpha_f\rho_f B_x A-\left(\alpha_f\rho_f A\right)FWF\left(V_f\right)+\Gamma_f A\left(V_{fI}-V_f\right)-\left(\alpha_f\rho_f A\right)FIF\left(V_f-V_g\right)-C\alpha_g\alpha_f\rho_m A\left[\frac{\partial\left(V_f-V_g\right)}{\partial t}-V_g\frac{\partial V_f}{\partial x}-V_f\frac{\partial V_g}{\partial x}\right] \quad (٤)$$

معادلات بقای انرژی نیز برای فاز بخار و مایع در معادلات ۵ و ۶ بیان شده است.

$$\frac{\partial}{\partial t}\left(\alpha_g\rho_g U_g\right)+\frac{1}{A}\frac{\partial}{\partial x}\left(\alpha_g\rho_g U_g V_g A\right)=-P\frac{\partial\alpha_g}{\partial t}-\frac{P}{A}\frac{\partial}{\partial x}\left(\alpha_g V_g A\right)+Q_{wg}+Q_{ig}+\Gamma_{ig}h_g^*+\Gamma_w h_g'+DISS_g \quad (٥)$$

$$\frac{\partial}{\partial t}\left(\alpha_f\rho_f U_f\right)+\frac{1}{A}\frac{\partial}{\partial x}\left(\alpha_f\rho_f U_f V_f A\right)=-P\frac{\partial\alpha_f}{\partial t}-\frac{P}{A}\frac{\partial}{\partial x}\left(\alpha_f V_f A\right)+Q_{wf}+Q_{if}+\Gamma_{ig}h_f^*+\Gamma_w h_f'+DISS_f \quad (٦)$$

$$Q=Q_{wg}+Q_{wf} \quad (٧)$$

همچنین این کد محاسباتی توان تولیدی در قلب ناشی از واکنش‌های هسته‌ای را بر اساس روابط ۸ تا ۱۱ محاسبه می‌نماید.

$$\frac{d\emptyset(t)}{dt}=\frac{[\rho(t)-\beta]\emptyset(t)}{\Lambda}+\sum_{i=1}^{N}\lambda_i C_i(t)+S \quad (٨)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt}=\frac{\beta f_i}{\Lambda}\emptyset(t)-\lambda_i C_i(t) \quad (٩)$$

$$\Psi(t)=\Sigma_f\emptyset(t) \quad (١٠)$$

$$P_f(t)=Q_f\Psi(t) \quad (١١)$$

جدول ۱) تعریف متغیرهای معادلات

متغیر	تعریف
t	زمان
x	فاصله
P	فشار
U_g, U_f	انرژی داخلی
α_g	فاکتور خلأ
V_g, V_f	سرعت بخار و مایع
X_n	کیفیت غیرقابل تراکم‌پذیر
ρ_b	دانسیته بور
FIG,FIF	قسمتی از نیروهای مابین فازها
Q	مجموع انتقال حرارت دیواره به سیال بر واحد جرم
$\emptyset$	فلاکس نوترون
C_i	تعداد نوترون‌های تاخیری گروه iام
β	ضریب تاثیر نوترون‌های تاخیری
f_i	کسر نوترون‌های تاخیری
Λ	زمان تولید نوترون‌های آنی
ρ	راکتیویته
λ_i	ثابت واپاشی گروه iام
S	ترم پایه
Ψ	نرخ واپاشی
Σ_f	سطح مقطع واپاشی

۴- سناریو حادثه

در این پژوهش به حادثه شکست خط لوله اصلی بخار به‌همراه فقدان کامل آب تغذیه برای راکتور نیروگاه بوشهر که جزء حوادث فراتر از طراحی پایه محسوب می‌شود، پرداخته می‌شود. این حادثه از جمله حوادثی است که در نسل جدید نیروگاه‌های تولید قدرت مورد توجه زیادی قرار گرفته است اما با توجه به اینکه در تحقیقات موجود، سندی در خصوص رخداد همزمان این دو حادثه برای نیروگاه بوشهر در دسترس نیست، لذا تلاش می‌شود که ابتدا حادثه شکست خط لوله اصلی بخار که در گزارش آنالیز نهایی ایمنی نیروگاه بوشهر موجود است، دنبال شده و نتایج آن با داده‌های گزارش آنالیز نهایی ایمنی ارزیابی شود و در نهایت به رخداد همزمان این دو حادثه پرداخته شود.

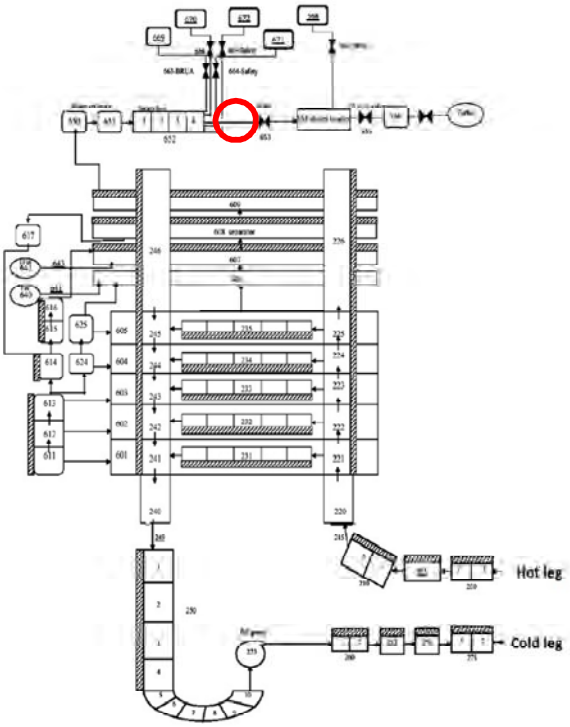
۴-۱- فرآیند حادثه شکست خط لوله اصلی بخار

حادثه با شکست گیوتینی از دو جهت در مدار ثانویه و بین مولد بخار دوم و شیر ایزولاسیون خط اصلی بخار آغاز می‌شود. به دلیل اختلاف فشار بسیار زیاد بین اتمسفر و خط لوله بخار آسیب‌دیده، پدیده تبخیر ناگهانی اتفاق می‌افتد. سپس با توجه به مفروضات سناریو، قطع کلیه خطوط آب تغذیه اصلی و کمکی، قطع شیر موجود در بالای هدر اصلی تریپ‌کردن کلیه پمپ‌ها و بسته‌شدن شیر توقف توربین رخ خواهد داد. این تبخیر ناگهانی به‌سرعت باعث پایین‌آمدن تراز آب در مولد بخار شده و جریان طبیعی قطع می‌شود که این عمل خاموشی اضطراری راکتور را در پی خواهد داشت و این کاهش فشار باعث کاهش فشار مدار اول نیز می‌شود. سپس شیر ایزولاسیون خط اصلی بخار مربوط به مولد بخار دوم به دلیل اُفت فشار کمتر از ۴/۹ و اختلاف دمای اولیه و ثانویه به بیشتر از ۷۵درجه سانتی‌گراد، بسته می‌شود؛ اما با توجه به مفروضات سناریو این شیر خراب بوده و بسته نمی‌شود. در مرحله بعد به دلیل محافظت‌های اضطراری، گروه میله‌های کنترل شروع به افتادن می‌کنند که به مثابه اعمال یک راکتیویته منفی در سیستم است. سپس شیرهای ایزولاسیون مربوط به مولد بخار ۱ و ۳ و ۴ بسته شده تا فشار در این خطوط نگه داشته شود. به دلیل اینکه پمپ‌های آب تغذیه اصلی و کمکی قطع هستند، به مرور زمان برداشت حرارتی از مولدهای بخار دیگر با مشکل مواجه شده و تراز آب در آنها با شیب آرام‌تری نسبت به مولد بخار آسیب‌دیده کاهش می‌یابد. این عمل باعث می‌شود که دمای آب داخل قلب مرتباً افزایش یابد که این افزایش دما باعث افزایش حجم بخار تولیدی شده که متعاقباً افزایش فشار خطوط اصلی مولدهای بخار ۱، ۳ و ۴ را به دنبال خواهد داشت. این افزایش فشار باعث رسیدن شیرهای ایمنی موجود در خط لوله اصلی مولدهای بخار به نقطه عملکردی خود شده که برداشت حرارتی ناقص از سمت مولدها باعث بازشدن مکرر این شیرها می‌شود. در ادامه سناریو به دلیل رسیدن سطح آب مولدهای بخار ۱، ۳ و ٤ به زیر ۹۰۰میلی‌متر، سیستم‌های آب تغذیه اضطراری مربوط به مولد ۳ و ٤ در نقطه عملکردی خود وارد شده و با تزریق آب سعی در خنک‌نمودن سیستم کرده و بدین ترتیب راکتور را از

www.SID.ir

Archive of SID

فاز حادثه خارج می‌کنند. شکل ۳ نودبندی مولد بخار مربوط به سناریو حادثه و شاخه‌های سرد و گرم متصل به آن را نشان می‌دهد و محل دقیق شکستگی نیز با دایره قرمز رنگ مشخص شده است.



شکل ۳) گره‌بندی مولد بخار و شاخه‌های سرد و گرم متصل به آن

۴-۲- فرآیند حادثه شکست خط لوله اصلی بخار به‌همراه فقدان کامل آب تغذیه

در حادثه شکست خط لوله اصلی بخار به‌همراه فقدان کامل آب تغذیه، فرض می‌شود که سیستم‌های آب تغذیه اضطراری نیز در دسترس نیستند که این عمل باعث بحرانی‌ترشدن شرایط می‌شود. قطع سیستم‌های آب تغذیه اصلی، کمکی و اضطراری، مدار اول را نیز تحت‌الشعاع قرار داده زیرا عملکرد نامناسب مولدهای بخار باعث می‌شود که در طول زمان حادثه، سیال خنک‌کننده بدون برداشت حرارت کافی به‌وسیله مولدهای بخار با دمایی به‌مراتب بالاتر وارد قلب شود که این افزایش دما، افزایش فشار مدار اول را به‌همراه خواهد داشت. با توجه به اینکه اگر این افزایش فشار کنترل نشود عواقب جبران‌ناپذیری همچون ذوب میله‌های سوختی را به‌همراه خواهد داشت، در این حالت، استراتژی نشت و تغذیه برای مدیریت حوادث فراتر از طراحی پایه و در شرایطی که برداشت حرارت مختل می‌شود به‌عنوان راه حل کاهش فشار ارائه شده است. لذا در راستای عملکردهای اضطراری، اپراتور با بازکردن اجباری هر سه شیر ایمنی فشارنده، سعی در کاهش فشار مدار اول می‌نماید. در ادامه روند سناریو، سیستم‌های ایمنی به‌منظور خنک‌سازی سیستم و رساندن آن به یک حالت ایمن و پایدار، عمل تزریق را انجام داده و فشار مدار اول را به شکل محسوسی کاهش داده و در نتیجه نیروگاه را از فاز حادثه خارج می‌کنند.

۴-۳- آنالیز حساسیت روی عملکرد اپراتور در حادثه شکست خط لوله اصلی بخار به‌همراه فقدان کامل آب تغذیه

اهمیت حضور اپراتور و اقدامات آن در طول روند یک حادثه امری اجتناب‌ناپذیر است. در این قسمت از پژوهش، آنالیز حساسیت روی زمان عملکرد اپراتور صورت پذیرفته است که در بخش آنالیز حساسیت روی زمان، سعی می‌شود که حداکثر زمانی که اپراتور برای شروع استراتژی نشت و تغذیه و به تبع آن جلوگیری از آسیب به قلب نیاز دارد، با استفاده از کد ریلپ تعیین شود. برای شروع عملیات نشت، ابزارهای مورد نیاز، شیرهای ایمنی فشارنده هستند. برای انجام عملیات تغذیه نیز سیستم‌های تزریق در فشار بالا، سیستم‌های تزریق در فشار پایین و انباشتگرها در دسترس هستند.

۵- استراتژی نشت و تغذیه

در شرایطی که برداشت حرارت از سمت ثانویه به‌خوبی انجام نمی‌شود، افزایش دما و در نتیجه افزایش فشار را خواهیم داشت. از جمله اقداماتی که برای کنترل حادثه در این شرایط انجام می‌شود، استراتژی نشت و تغذیه مدار اول است. ابتدا در اثر افزایش دما و متعاقب آن افزایش فشار خنک‌کننده، اپراتور اقدام به بازکردن شیرهای ایمنی فشارنده جهت کاهش فشار مدار اول می‌نماید. سپس با استفاده از سیستم خنک‌کننده اضطراری، آب به مدار اول تزریق می‌شود تا جبران حجم آب ازدست‌رفته را نماید. بدین ترتیب فشار و دما تا جایی که سیستم برداشت حرارت باقی‌مانده فعال شود، کاهش می‌یابد و نیز از بی‌آب‌شدن قلب ممانعت به‌عمل می‌آید و در نهایت راکتور از فاز حادثه خارج می‌شود.

به‌طور کلی می‌توان بیان کرد که در فرآیند نشت و تغذیه بسیاری از پارامترها به عملکرد اپراتور وابسته است. سیستم‌های ایمنی که در این پروسه به‌عنوان سیستم‌های تزریق درنظر گرفته می‌شوند، به‌صورت ایزوله هستند و پمپ‌های اصلی راکتور بعد از دریافت سیگنال به‌صورت خاموش درمی‌آیند[15]. معادله بقای انرژی برای این فرآیند در رابطه ۱۲ نشان داده شده است. جدول ۲ نیز متغیرهای به‌کاررفته در معادله را نشان می‌دهد.

$$\dot{Q}_{net} = \dot{Q}_{core} + (\dot{m}h)_{PF} - (\dot{m}h)_{RV} \qquad (۱۲)$$

جدول ۲) تعریف متغیرهای معادله

متغیر	تعریف
$\dot{Q}_{net}$	انرژی خالص کل در سیستم خنک‌کننده راکتور
$\dot{Q}_{core}$	گرمای اضافه‌شده از قلب راکتور
$(\dot{m}h)_{PF}$	انرژی اضافه‌شده از Feed
$(\dot{m}h)_{RV}$	انرژی برداشت‌شده در Bleed

۶- نتایج شبیه‌سازی

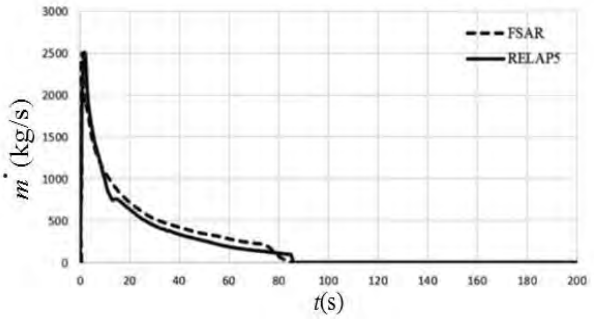
در این بخش، نتایج حاصل از حادثه شکست خط لوله اصلی بخار به‌همراه فقدان کامل آب تغذیه با استفاده از کد محاسباتی در دسترس موجود برای نیروگاه تولید قدرت بوشهر نمایه شده است. اما همان گونه که بیان شد، با توجه به اینکه سناریو حادثه شکست

www.SID.ir

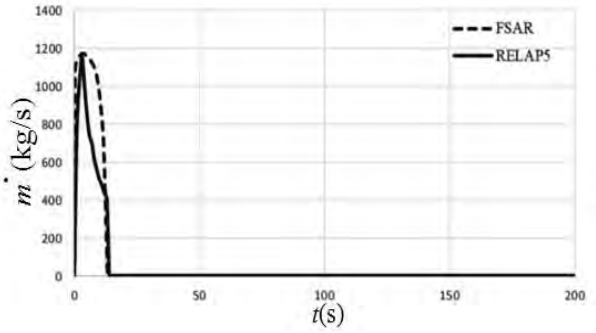
Archive of SID

خط لوله اصلی بخار در گزارش آنالیز نهایی ایمنی شبیه‌سازی شده اما سندی در خصوص رخداد همزمان حادثه شکست خط لوله اصلی بخار به‌همراه فقدان کامل آب تغذیه در دسترس نیست، لذا ابتدا نتایج حاصل از حادثه شکست خط لوله اصلی بخار با داده‌های گزارش آنالیز نهایی ایمنی نیروگاه بوشهر که توسط کد دینامیکا (DINAMIKA-97) انجام شده، تطبیق داده شده و سپس نمودارهای مربوط به رخداد همزمان این دو حادثه آورده می‌شود.

حادثه شکست خط لوله اصلی بخار با شکست در دو جهت که یکی از جهات به مولد بخار دوم در سمت ثانویه و دیگری به هدر اصلی بخار ختم می‌شود، آغاز می‌شود. سطح مقطع شکست به‌ترتیب ۰/۲۶۴ و ۰/۱۲۶ است. نمودار ۱ نمودار شکست از جهتی که به مولد بخار دوم ختم می‌شود و نمودار ۲ از سمتی که به هدر اصلی بخار منتهی می‌شود را در ۲۰۰ثانیه ابتدایی حادثه نشان می‌دهد. همان گونه که در نمودارها دیده می‌شود، داده‌ها تطابق مناسبی را با داده‌های گزارش آنالیز نهایی ایمنی نیروگاه بوشهر، نشان می‌دهد.

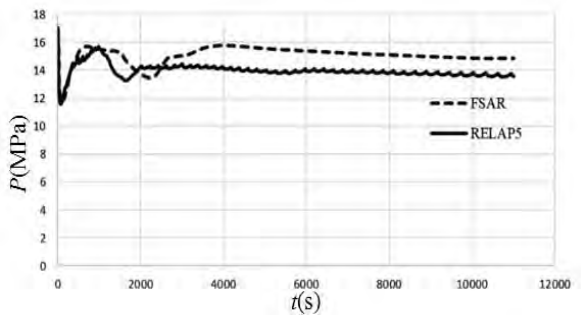


نمودار ۱) میزان دبی شکستگی از سمت اتصال به مولد بخار دوم



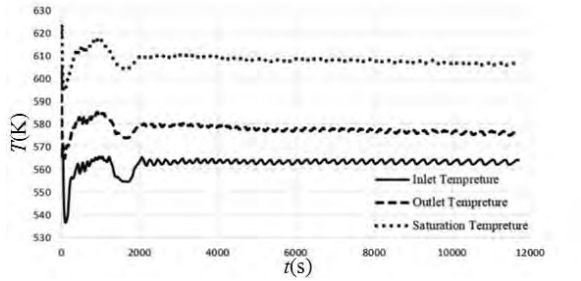
نمودار ۲) میزان دبی شکستگی از سمت اتصال به هدر اصلی بخار

نمودار ۳، نمودار مقایسه‌ای فشار مدار اول را برحسب زمان نشان می‌دهد. همان گونه که مشاهده می‌شود، نمودارها روند مشابهی را در طول پیشبرد سناریو دنبال می‌کنند. در طول روند حادثه، به دلیل عملکرد سیستم‌های آب تغذیه اضطراری مربوط به مولدهای بخار ۳ و ۴، فشار مدار اول به یک حالت ایمن رسیده و عمل خنک‌سازی طولانی مدت راکتور انجام می‌گیرد و بدین ترتیب راکتور از فاز حادثه خارج می‌شود.



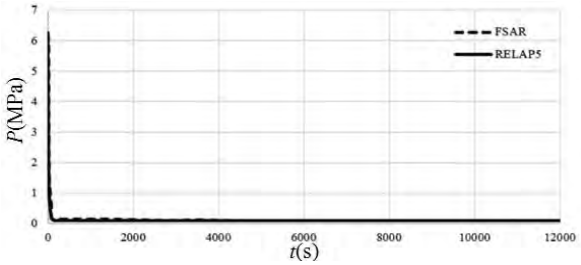
نمودار ۳) فشار مدار اول در طول بازه حادثه

پارامترهای فشار و دمای سیال خنک‌کننده در طول پیشبرد سناریو به هم وابسته هستند. نمودار ۴ به‌ترتیب نمودار دمای ورودی، دمای خروجی و دمای اشباع را در طول حادثه نشان می‌دهد. با توجه به نمودار، نمودار دما به‌طور تقریبی شبیه به فشار است که به دلیل عملکرد پمپ‌های آب تغذیه اضطراری، عمل خنک‌سازی راکتور انجام شده و در نهایت نمودارها هر کدام در یک دمای ثابت تثبیت می‌شوند.



نمودار ٤) نمودار تغییرات دمای ورودی، خروجی و اشباع راکتور برحسب زمان

به دلیل پدیده شکست در ثانیه ابتدایی حادثه، فشار خط لوله مربوط به مولد بخار دوم به دلیل پدیده تبخیر ناگهانی به‌سرعت کاهش می‌یابد. نمودار ۵ بیانگر فشار مولد بخار آسیب‌دیده است که به محض اعمال شکستگی به‌سرعت و با شیب زیادی شروع به کاهش می‌کند.



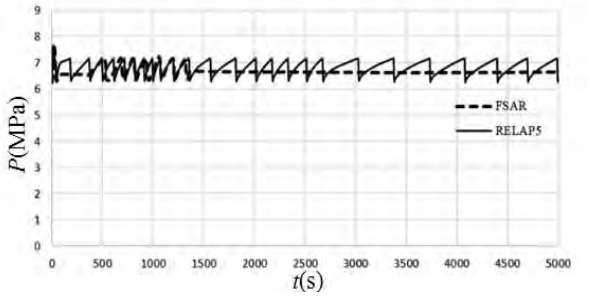
نمودار ۵) فشار مولد بخار آسیب‌دیده

نمودار ۶ نمودار مربوط به فشار مولدهای بخار ۱، ۳ و ۴ را در طول حادثه نشان می‌دهد. به دلیل قطع سیستم‌های آب تغذیه اصلی و کمکی، دمای آب درون قلب به‌علت برداشت حرارت ناکافی به‌وسیله مولدهای بخار، به مرور زمان افزایش پیدا کرده که این افزایش دما،

www.SID.ir

Archive of SID

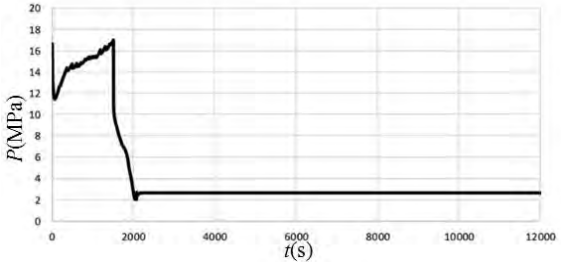
افزایش فشار مدار اولیه و در نتیجه مولدهای بخار را در پی خواهد داشت. این افزایش فشار به‌طور مرتب باعث بالارفتن فشار خطوط مولد بخار ۱، ۳ و ۴ می‌شود و سبب می‌شود که شیرهای ایمنی موجود در خط لوله اصلی مولدهای بخار در نقطه عملکردی خود که فشار ۷/۱۵۴مگاپاسکال دارند، مرتباً باز و بسته شوند.



نمودار ٦) فشار مولدهای بخار ۱، ۳ و ۴ در ۵۰۰۰ثانیه اول حادثه

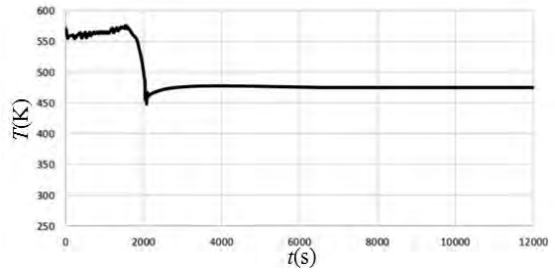
پس از اطمینان‌یافتن از سناریو حادثه شکست خط لوله اصلی بخار و تطابق آن با داده‌های گزارش آنالیز نهایی ایمنی نیروگاه بوشهر، در این بخش به نمودارهای حاصل از حادثه شکست خط لوله اصلی بخار به‌همراه فقدان کامل آب تغذیه که عنوان اصلی پژوهش است پرداخته می‌شود.

یکی از پارامترهای مهم در طول روند حادثه، فشار مدار اول است. همان گونه که مشاهده می‌شود، در ثانیه ۱۵۰۰ از شروع حادثه، فشار مدار اول به دلیل عملکرد اپراتور که ناشی از بازنمودن اجباری شیرهای ایمنی فشارنده است، اُفت محسوسی پیدا کرده و سپس ورود با سیستم‌های ایمنی، شرایط به یک حالت ایمن رسیده و در نتیجه راکتور از فاز حادثه خارج می‌شود. نمودار ۷ نمودار فشار مدار اول را در طول روند حادثه نشان می‌دهد.

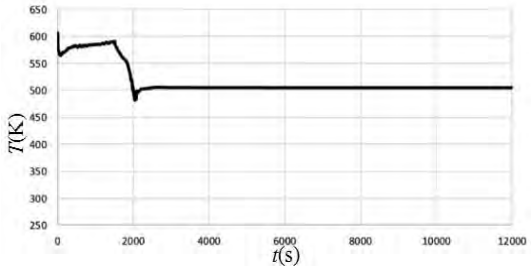


نمودار ۷) فشار مدار اول در طول بازه حادثه

نمودارهای ۸ و ۹ به‌ترتیب دمای سیال ورودی و خروجی از قلب راکتور را نشان می‌دهد. قابل بیان است که تغییرات دما در خروجی قلب متناسب با تغییرات سیال در ورودی قلب ادامه می‌یابد و همان گونه که در نمودارها دیده می‌شود، به‌طور تقریبی روند یکسانی را دنبال می‌کنند. متأثر از عملکرد اپراتور، دمای ورودی و خروجی اُفت زیادی پیدا کرده و در نهایت به دلیل تزریق سیستم‌های ایمنی دماها ثابت می‌شوند.

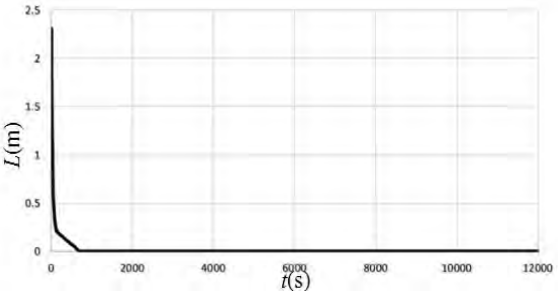


نمودار ۸) دمای سیال ورودی به قلب راکتور برحسب زمان



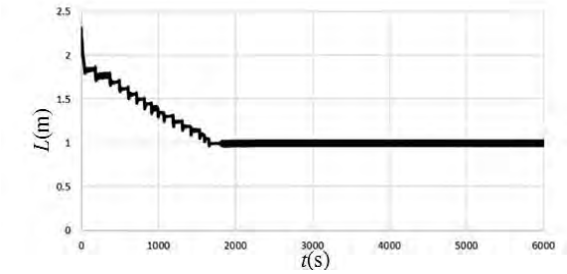
نمودار ۹) دمای سیال خروجی از قلب راکتور برحسب زمان

نمودار ۱۰ نمودار تراز آب مولد بخار آسیب‌دیده را در طول حادثه نشان می‌دهد. با شروع شکست به دلیل پدیده تبخیر ناگهانی، تراز آب مولد بخار آسیب‌دیده به‌سرعت از آب تهی شده و با شیب تندی کاهش می‌یابد.



نمودار ۱۰) تراز مولد بخار آسیب‌دیده برحسب زمان

حادثه شکست و همچنین نبود سیستم‌های آب تغذیه اصلی و کمکی، سیستم را دچار ناپایداری می‌کند. در نتیجه به مرور زمان، برداشت حرارت ناکافی توسط مولدهای بخار، باعث کاهش سطح تراز این مولدها شده که در نهایت نیز با ورود اپراتور و عملکرد سیستم‌های ایمنی تراز مولدهای بخار به یک حالت پایدار می‌رسد. نمودار ۱۱، نمودار تراز آب مولدهای بخار ۱، ۳ و ۴ را نشان می‌دهد.



نمودار ۱۱) تراز مولدهای بخار ۱، ۳ و ۴ برحسب زمان

www.SID.ir

Archive of SID

۶-۱- نتایج حاصل از آنالیز حساسیت روی زمان عملکرد اپراتور با استفاده از کد ریلپ

در این بخش، هدف، تعیین حداکثر زمان لازم برای عملکرد اپراتور به‌منظور شروع استراتژی نشت و تغذیه و به تبع آن جلوگیری از آسیب به قلب است.

با توجه به گزارش آنالیز نهایی ایمنی واحد ۱ نیروگاه بوشهر، پس از بروز حادثه، دخالت اپراتور در زمان ۱۰دقیقه پس از اینکه سیستم‌های آب تغذیه اضطراری در دسترس نباشند، انجام می‌گیرد. طبق مرجع[16]، قلب یک راکتور در شرایط زیر بدون آسیب باقی می‌ماند:

۱- ماکزیمم دمای غلاف باید کمتر از ۱۴۷۳/۱۵درجه کلوین باشد یا اگر دمای غلاف از ۱۰۲۳/۱۵درجه کلوین تجاوز نمود در زمان کمتر از ۳۰۰ثانیه کاهش یابد.

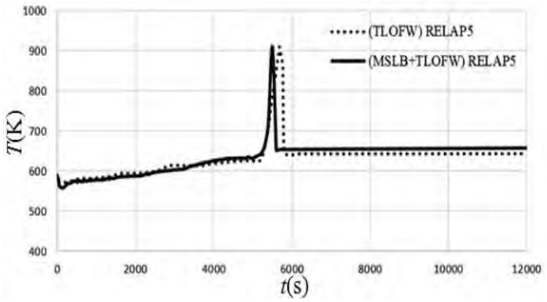
۲- قلب خشک نشود و دمای خنک‌کننده در خروجی قلب نباید از ۸۲۳/۱۵درجه کلوین تجاوز کند.

۳- عملکرد اپراتور برای شروع استراتژی نشت و تغذیه نباید منجر به این شود که فشار خنک‌کننده اولیه و همچنین فشار خطوط بخار از ۱۱۵% فشار معیار طراحی فراتر رود. لازم به ذکر است که فشار طراحی برای مدار اولیه و ثانویه به‌ترتیب ۱۷/۷۶ و ۷/۸۴مگاپاسکال است.

جدول ۳، مراحل مورد مطالعه در انجام آنالیز حساسیت روی زمان عملکرد اپراتور را نشان می‌دهد. همان طور که مشاهده می‌شود در زمان ۷۷دقیقه، فشار مدار اول از حدود طراحی فراتر رفته و به فشار حدود ۲۰/۵مگاپاسکال می‌رسد. لذا با توجه به نتایج به‌دست‌آمده و مقادیر مجاز طراحی آنالیز حساسیتی که برای آخرین زمان ورود عملکرد اپراتور انجام گرفت، می‌توان زمان حدود ۴۶۰۰ثانیه (۷۶دقیقه) بعد از عدم عملکرد سیستم آب تغذیه اضطراری را حداکثر زمان برای ورود عملکرد اپراتور جهت کنترل شرایط و جلوگیری از وقوع حادثه شدید دانست. این در حالی است که در حادثه ازدست‌دادن کامل آب تغذیه در حضور اپراتور که توسط *رمضانی* و همکاران در قالب یک پایان‌نامه به انجام رسیده است، این مقدار در حدود ۵۰۰۰ثانیه (۸۳دقیقه) برآورد شده است که این اختلاف زمانی برای دخالت اپراتور، با توجه به شدیدتربودن حادثه شکست خط لوله اصلی بخار به‌همراه فقدان کامل آب تغذیه در مقایسه با حادثه فقدان کامل آب تغذیه به‌صورت جداگانه، کاملاً قابل توجیه است. نمودار ۱۲ نمودار مقایسه‌ای آنالیز حساسیت روی زمان عملکرد اپراتور در حادثه شکست خط لوله اصلی بخار به‌همراه فقدان کامل آب تغذیه و همچنین حادثه ازدست‌دادن کامل آب تغذیه به‌صورت جداگانه را نشان می‌دهد.

جدول ۳) مراحل مطالعه برای انجام آنالیز حساسیت روی زمان عملکرد اپراتور

زمان (min)	فشار مدار اول (MPa)	دمای سیال خنک‌کننده خروجی (K)	حداکثر دمای غلاف (K)
۷۴	۲۰/۰۱	۶۴۱/۷۰	۷۶۵/۵۴
۷۵	۲۰/۱۵	۶۴۳/۱۱	۸۳۰/۷۳
۷۶	۲۰/۲۴	۶۴۴/۳۲	۹۱۰/۱۴
۷۷	۲۰/۴۸	۶۴۵/۵۴	۹۶۱/۲۵



نمودار ۱۲) نمودار مقایسه‌ای تغییرات بیشینه دمای غلاف سوخت بر اساس آنالیز حساسیت در حادثه شکست خط لوله اصلی بخار به‌همراه فقدان کامل آب تغذیه و حادثه فقدان کامل آب تغذیه به‌صورت جداگانه

۷- نتیجه‌گیری

در این پژوهش تلاش شد به بررسی نقش اپراتور در حادثه رخداد همزمان حادثه شکست خط لوله اصلی بخار متصل به توربین به‌همراه فقدان کامل آب تغذیه برای نیروگاه تولید قدرت بوشهر پرداخته شود. با توجه به پژوهش صورت‌گرفته، به‌خوبی می‌توان تاثیر حضور اپراتور را در شرایط حادثه و همچنین روی پارامترهای ترمودینامیکی مشاهده نمود. نتایج حاکی از آن است که در صورت نبود اپراتور شرایط بحرانی شده و فشار و دمای ورودی و خروجی از قلب به مرور زمان افزایش یافته و سناریو که به‌عنوان یک حادثه فراتر از طراحی پایه شناخته می‌شود، در طول زمان به سمت حادثه شدید پیش رود. این افزایش دما در طول پیشبرد سناریو به تدریج، ذوب میله‌های سوختی را در پی خواهد داشت که باعث آسیب‌رساندن به قلب راکتور و در نهایت انتشار مواد رادیواکتیو در محیط شده و به‌خطرانداختن محیط زیست و جوامع انسانی را در پی خواهد داشت.

استراتژی نشت و تغذیه مدار اول درثانیه ۱۵۰۰ از شروع حادثه، تاثیر بسزایی در کنترل حادثه و ایمن‌نمودن شرایط ایفا می‌کند. بازکردن اجباری شیرهای فشارنده به‌منظور خارج‌کردن سیال و کاهش فشار و همچنین ورود سیال با دمای پایین از طریق سیستم‌های ایمنی و اضطراری به‌عنوان یک راهکار مناسب به پایدارشدن و در نتیجه خروج آن از فاز حادثه کمک نموده است. همچنین آنالیز حساسیت روی زمان عملکرد اپراتور صورت گرفته، به گونه‌ای که حداکثر زمان لازم برای کنترل شرایط و مهار حادثه احتمالی را ۷۶دقیقه برآورد نموده است. این در حالی است که در حادثه فقدان کامل آب تغذیه به‌صورت جداگانه این زمان، ۸۳دقیقه برآورد شده است. مضافاً اینکه مقایسه داده‌های به‌دست‌آمده با داده‌های موجود در گزارش آنالیز نهایی ایمنی نیروگاه تولید قدرت بوشهر به‌عنوان مرجع قابل استناد، حاکی از دقت و صحت نتایج بیان‌شده برای حادثه مورد بررسی نیروگاه بوشهر است.

تشکر و قدردانی: موردی توسط نویسندگان بیان نشده است.

تاییدیه اخلاقی: موردی توسط نویسندگان بیان نشده است.

تعارض منافع: موردی توسط نویسندگان بیان نشده است.

سهم نویسندگان: موردی توسط نویسندگان بیان نشده است.

www.SID.ir

Archive of SID

منابع مالی: موردی توسط نویسندگان بیان نشده است.

منابع

1- Atomic Energy Organization of Iran. Final Safety Analysis Report (FSAR) for BNPP: Accident Analysis [Report]. Unknown Publisher; 2007.
2- nrc.gov [Internet]. Washington: United States Nuclear Regulatory Commission; 2016 [Unknown cited] Available from: Not Found
3- Svenson O. A decision theoretic approach to an accident sequence: When feedwater and auxiliary feedwater fail in a nuclear power plant. Reliability Engineering & System Safety. 1998;59(2):243-252.
4- Gencheva R, Stefanova A, Groudev P. Investigation of steam line break accident during the development of emergency operating procedures for VVER440/V230. Institute for Nuclear Research and Nuclear Energy, Tzarigradsko Shaussee; 2002.
5- Muellner N, Giannotti W, D'Auria F. Investigation of a possible emergency procedure for the VVER1000 NPP in case of total loss of feed water and a main steam line break. Proceedings of the 12th International Conference on Nuclear Engineering; Arlington, Virginia: 2004, April 25-29. New York; American Society of Mechanical Engineers; 2004.
6- Pavlova MP, Groudev PP, Stefanova AE, Gencheva RV. RELAP5/MOD3.2 sensitivity calculations of loss-of-feed water (LOFW) transient at unit 6 of Kozloduy NPP. Nuclear engineering and design. 2006;236(3):322-331.
7- Bucalossi A, Del Nevo A, Moretti F, D'Auria F, Elkin IV, Melikhov OI. Investigation of accident management procedures related to loss of feed water and station blackout in PSB-VVER integral test facility. Nuclear Engineering and Design. 2012;250:633-645.
8- Lim J, Choi SW, Yang J, Lee DY, Rassame S, Hibiki T, Ishii M. Assessment of passive safety system performance under main steam line break accident. Annals of Nuclear Energy. 2014;64:287-294.
9- Pavlova M, Andreeva M, Groudev P. Steam line break investigation at full power reactor for VVER-1000/V320. Nuclear Engineering and Design. 2015;285:65-74.
10- Atomic Energy Organization of Iran. Final safety analysis report (FSAR) for BNPP: Introduction and general description of NPP [Report]. Unknown Publisher; 2007.
11- US Nuclear Regulatory Commission. RELAP5/MOD3.2 Code Manual: Code structure, system models, and solution methods. Idaho: National Engineering Laboratory; 2001.
12- Mozaffari M. Simulation of the effect of a small break loss of coolant accident (SBLOCA) transient on VVER-1000 reactor pressure vessel parameters [Dissertation]. Shiraz: University of Shiraz; 2006.
13- US Nuclear Regulatory Commission. RELAP5/MOD3.2 Code Manual: Code structure, system models, and solution methods. Idaho: National Engineering Laboratory; 2001.
14- Allis-Chalmers Manufacturing Company. Steam System and feed water system failures [Internet]. Washington: United States Nuclear Regulatory Commission; 1962 [Unknown cited]. Available from: https://digital.library.unt.edu/ark:/67531/metadc872288/m1/1/
15- Luitjens J. Code calibration and validation framework. Idaho: Idaho National Laboratory; 2011.
16- Kliment T, Kvizda B, Zold T. Small break LOCA analysis of Mochovce NPP VVER-440/213 with operator action. Proceeding of the 6th International Information Exchange Forum on Safety Analysis Nuclear Power Plants VVER RBMK Types (Forum-6), 2002, April 8-12, Kiev, Ukraine; 2002.

www.SID.ir