



## ارزیابی یقینی سناریوی بازگشت برق اضطراری در حادثه هم‌زمان SB-LOCA همراه با حادثه LOOP در نیروگاه اتمی بوشهر

سید علی حسینی، امیر سعید شیرانی\*

دانشکده مهندسی هسته‌ای، دانشگاه شهید بهشتی، صندوق پستی: ۱۹۸۳۹۶۹۴۱۱، تهران - ایران

\*Email: a\_shirani@sbu.ac.ir

مقاله فنی

تاریخ دریافت مقاله: ۹۹/۹/۵ تاریخ پذیرش مقاله: ۹۹/۱۲/۲۵

### چکیده

در دسترس بودن برق نیروگاه جهت بهره‌برداری ایمن نیروگاه‌های تجاری و بازیابی سیستم‌های ایمنی در مواقع حوادث، امری ضروری است. حادثه قطع برق خارجی نیروگاه (LOOP) یکی از حوادثی است که پس از حادثه فوکوشیما مورد توجه قرار گرفته است. اگر حادثه LOOP با روی خط آمدن دیزل ژنراتورهای واقع در سایت نیروگاه همراه نباشد، موجب وقوع حادثه قطع کامل برق نیروگاه (SBO) می‌گردد. در این مقاله حادثه هم‌زمان از دست رفتن خنک‌کننده در محدوده شکست‌های کوچک (SB-LOCA)، همراه با حادثه LOOP با در نظر گرفتن سناریو بازگشت و عدم بازگشت برق اضطراری برای شکست‌های ۲۵ mm، ۵۰ mm و ۱۰۰ mm با استفاده از کد ترموهیدرولیک RELAP5، مورد ارزیابی قرار گرفته است. همچنین در ارزیابی سناریوی بازگشت برق اضطراری صورت گرفته، بازیابی برق نیروگاه در ساعت اول و دوم مورد بررسی قرار گرفته است. نتایج حاصل از این شبیه‌سازی نشان داد که در ساعت اول بازیابی برق اضطراری، قلب راکتور در هر سه شکست در آستانه آسیب به سوخت قرار نمی‌گیرد. این در حالی است که در ساعت دوم بازیابی برق اضطراری، قلب راکتور پیش از روی کار آمدن دیزل ژنراتورهای اضطراری برای شکست‌های ۲۵ mm و ۵۰ mm، در آستانه ذوب قرار می‌گیرد. بنابراین نتایج به دست آمده نشان می‌دهد که در محدوده شکست‌های کوچک در شرایط نبود برق نیروگاه، حداقل تا ساعت اول فرصت جهت بازیابی برق اضطراری و سیستم‌های ایمنی وجود دارد.

**کلیدواژه‌ها:** نیروگاه اتمی بوشهر، ارزیابی یقینی ایمنی، حادثه SB-LOCA، حادثه قطع برق خارجی نیروگاه، حادثه SBO، RELAP5

## Deterministic analysis of emergency AC power recovery during SB-LOCA along with LOOP accident in Bushehr nuclear power plant

S.A. Hosseini, A.S. Shirani\*

Faculty of Engineering, Shahid Beheshti University, P.O.Box: 1983969411, Tehran – Iran

Technical Paper

Received 25.11.2020, Accepted 15.3.2021

### Abstract

The availability of current AC electrical power is essential for the safe operation and accident recovery of commercial nuclear power plants. Loss of offsite power (LOOP) is considered as one of the significant post-Fukushima accidents. When the onsite diesel generators are not recovered in the power plant, the accident encounters with station blackout (SBO) situation. In this study, the emergency AC power recovery is investigated during SB-LOCA along with LOOP accident for 25 mm, 50 mm, and 100 mm breaks with RELAP5 thermal-hydraulic. Likewise, in evaluating the emergency power recovery scenario, the power plant's recovery in the first and second hours has been investigated. The results showed that in the first hour of emergency power recovery, the reactor is not reached the core damage threshold in all three breaks. Meanwhile, in the second hour of emergency power recovery for 25 mm and 50 mm, the reactor core reaches to core damage threshold before the emergency diesel generators are activated. Therefore, the results show that in SB-LOCAs with a lack of emergency power recovery, there is a chance to recover emergency power and safety systems at least until the first hour.

**Keywords:** Bushehr nuclear power plant, Deterministic safety assessment, SB-LOCA, Loss of offsite power, Station black-out, RELAP5



## ۱. مقدمه

در نیروگاه بوشهر نیز در جهت اجرایی نمودن برنامه استرس تست بر اساس توصیه WANO تعدادی دیزل پمپ بسیار تهیه گردیده است. ارزیابی عملکرد مربوط به این دیزل پمپ‌های تعبیه شده برای نیروگاه اتمی بوشهر توسط جباری و همکاران طی حادثه SBO با استفاده از کد RELAP5 انجام شده است [۴]. همچنین تبادار و همکاران نقش دیزل پمپ‌های سیار در طی حادثه از دست رفتن سیستم برداشت نهایی<sup>۴</sup> (LUHS) را مورد بررسی قرار داده‌اند [۵]. حسینی و همکاران حادثه هم‌زمان SB-LOCA همراه با حادثه SBO را با استفاده از کد RELAP5 برای نیروگاه اتمی بوشهر بررسی کرده‌اند [۶]. همچنین پاولین گروود و همکاران پارامترهای اصلی طی حادثه وخیم LOCA همراه با حادثه SBO نظیر زمان شکست محفظه تحت فشار، میزان تولید ماده مذاب و میزان تولید هیدروژن برای رآکتور VVER-1000 را با استفاده از کد ASTEC استخراج کرده‌اند [۷].

در پژوهش حاضر حادثه هم‌زمان SB-LOCA همراه با شرایط حادثه LOOP، که ترکیب دو حادثه پایه طراحی می‌باشد، مورد ارزیابی قرار گرفته است. ابتدا در بخش دوم این مقاله به معرفی اجزاء مدار اولیه و سیستم‌های ایمنی واحد یکم نیروگاه اتمی بوشهر پرداخته شده است. در بخش سوم این مقاله حادثه هم‌زمان SB-LOCA همراه با حادثه LOOP بدون بازگشت دیزل ژنراتورهای اضطراری (شرایط حادثه SBO) مورد بررسی قرار گرفته است. همچنین در بخش چهارم به ارزیابی یقینی حادثه هم‌زمان SB-LOCA همراه با حادثه LOOP با در نظر گرفتن بازگشت برق اضطراری در ساعت اول و دوم پرداخته شده است.

این تحقیق در راستای فعالیتهای تحقیقاتی سازمان انرژی اتمی ایران می‌باشد.

## ۲. معرفی اجزاء مدار اولیه و سیستم‌های ایمنی واحد

## یکم نیروگاه اتمی بوشهر

## ۱.۲ مدار اولیه نیروگاه

واحد یکم نیروگاه اتمی بوشهر از نوع رآکتور VVER-1000 با مدل ۷-۴۴۶ است. این نوع رآکتور از نوع رآکتورهای تحت فشار با خنک‌کننده و کندکننده آب سبک بوده و دارای توان نامی حرارتی ۳۰۰۰ MW است.

رآکتور VVER-۱۰۰۰ متشکل از دو مدار گردش اصلی اولیه و ثانویه می‌باشد. مدار اولیه این نیروگاه که دارای خنک‌کننده پرتوزا است، شامل محفظه تحت فشار رآکتور،

وقوع حوادث وخیم طی سالیان گذشته باعث توجه هرچه بیشتر به مفهوم ایمنی و همچنین توجه به علل رخداد این حوادث در نیروگاه‌های هسته‌ای شده است. تجربه حوادث چرنوبیل و فوکوشیما نشان داد که حوادث وخیم می‌توانند در اثر وقوع پی در پی چندین حادثه پایه طراحی در نیروگاه رخ دهند. حوادث ترکیبی چند حادثه پایه طراحی، چالش‌های جدید پیش‌روی ارزیابی ایمنی می‌باشند؛ بنابراین توجه به این حوادث موجب شناسایی سناریوهای ناشناخته در نیروگاه‌های هسته‌ای می‌شود [۱]. براساس دسته‌بندی مدرک فنی جدید IAEA، حوادث ترکیبی چند حادثه پایه طراحی، زیر مجموعه حوادث تعمیم یافته طراحی<sup>۱</sup> قرار می‌گیرند [۲].

در دسترس بودن برق نیروگاه برای بهره‌برداری ایمن و بازیابی برق سیستم‌های ایمنی در موقع حوادث در نیروگاه‌های در حال کار امری ضروری است. معمولاً در شرایط حادثه، منابع برق AC نیروگاه از شبکه برق خارجی تأمین می‌گردد؛ در مواردی که نیروگاه در شرایط حادثه برق خارجی را از دست بدهد، دیزل ژنراتورهای اضطراری با قابلیت اطمینان بالا، انرژی برق AC موردنیاز نیروگاه را تأمین می‌کنند. حادثه قطع برق خارجی نیروگاه<sup>۲</sup> یکی از حوادثی است که پس از حادثه فوکوشیما مورد توجه قرار گرفته است. حادثه LOOP اگر با روی خط آمدن دیزل ژنراتورهای واقع در سایت نیروگاه همراه نباشد، موجب وقوع حادثه قطع کامل برق نیروگاه<sup>۳</sup> می‌گردد [۲]. بنابراین در شرایط حادثه LOOP دیزل ژنراتورهای اضطراری باید قابلیت اطمینان کافی برای بازگشت برق AC موردنیاز نیروگاه را داشته باشند. همچنین طراحی سیستم‌های ایمنی، به عبارتی طراحی سیستم‌های منفعل برداشت حرارت، باید به گونه‌ای باشد که قابلیت برداشت حرارت پسماند قلب تا زمان بازیابی برق اضطراری نیروگاه را داشته باشد. از این رو پس از حادثه فوکوشیما، NRC و IAEA یک بازنگری در نیروگاه‌های در حال کارکرد داشته و در برخی موارد نیز پیشنهادهایی برای اضافه کردن منابع برق AC و سایر سیستم‌های جای‌گزین ارائه کرده‌اند؛ به‌عنوان مثال، امروزه برای بالا بردن ایمنی نیروگاه علاوه بر دیزل ژنراتورهای موجود در سایت، از دیزل ژنراتورهای سیار نیز در نیروگاه‌ها استفاده می‌شود.

1. Design Extention Condition (DEC)
2. Loss of Offsite Power (LOOP)
3. Station Black-Out (SBO)

## 4. Loss of Ultimate Heat Sink (LUHS)



سیستم‌های ایمنی حفاظتی که مهم‌ترین بخش از سیستم‌های ایمنی نیروگاه می‌باشند، به‌منظور اجرای عملکردهای ایمنی در برابر حوادث پایه طراحی، پیش‌بینی و ساخته شده‌اند؛ به بیانی دیگر می‌توان گفت که این سیستم‌ها برای جلوگیری از هرگونه آسیب احتمالی به سوخت هسته‌ای، غلاف مربوط به سوخت هسته‌ای، تجهیزات و سایر لوله‌های حاوی مواد رادیواکتیو تعبیه شده‌اند.

### ۱.۲.۲ سیستم خنک‌کاری اضطراری قلب رآکتور (ECCS)

سیستم خنک‌کاری اضطراری قلب رآکتور<sup>۳</sup> یکی از مهم‌ترین سیستم‌های حفاظتی تعبیه شده در نیروگاه بوشهر می‌باشد. این سیستم، که با عنوان سیستم TH نیز شناخته می‌شود، به‌منظور کاهش پیامدهای ناشی از شکست‌های احتمالی در مدار اولیه نیروگاه پیش‌بینی شده است. در نیروگاه بوشهر سیستم ECCS شامل دو بخش فعال<sup>۴</sup> و منفعل<sup>۵</sup> می‌باشد که در ادامه به توضیح هر یک از این سیستم‌ها پرداخته شده است.

#### ۱.۱.۲.۲ بخش فعال سیستم ایمنی ECCS

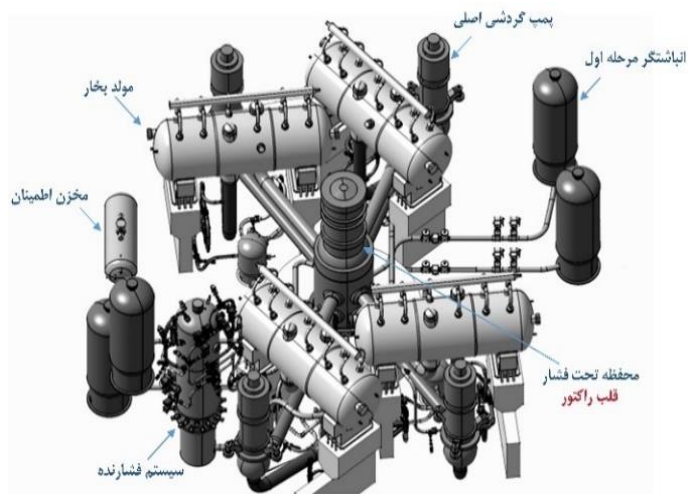
بخش فعال سیستم ECCS متشکل از سیستم تزریق سیال خنک‌کننده در فشارهای بالا<sup>۶</sup> و پایین<sup>۷</sup> است. سیستم HPIS جهت فراهم آوردن آب خنک‌کننده قلب در حوادثی که فشار سیال خنک‌کننده داخل قلب نسبتاً بالا می‌ماند، طراحی شده است. از جمله حوادث فشار بالا می‌توان به حادثه شکست کوچک مدار اولیه و حادثه شکست خط لوله بخار اشاره کرد. سیستم HPIS از چهار سری خط تزریق تشکیل شده است که آب همراه با بور را از مخازن تعبیه شده در محدوده فشار ۱ MPa تا ۸ MPa به مدار اولیه تزریق می‌کنند. دمای بیشینه مربوط به خط تزریق سیستم HPIS به حدود ۶۰ °C می‌رسد. برخلاف سیستم HPIS، سیستم LPIS برای تزریق سیال خنک‌کننده در شکست‌های بزرگ در شرایطی که فشار در مدار اولیه به شدت افت می‌کند، طراحی شده است. سیستم LPIS نیز شامل چهار سری خط تزریق می‌باشد که برای دو حالت کاری تعبیه شده است [۸]:

- حالت خنک‌کاری اضطراری<sup>۸</sup> که به‌منظور تأمین آب همراه با بور از مخازن تعبیه شده به مدار اولیه در نظر گرفته

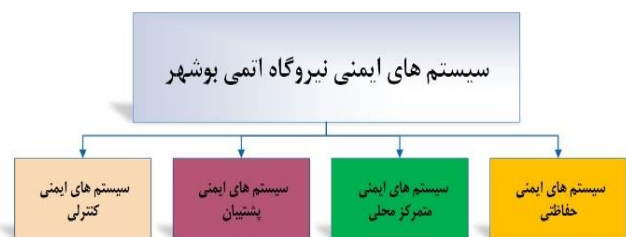
چهار سیکل خنک‌کننده گردشی و فشارنده می‌باشد. هر سیکل خنک‌کننده گردشی شامل یک مولد بخار و یک پمپ گردشی اصلی است که خط خروجی از محفظه رآکتور (پایه داغ<sup>۱</sup>) را به خط ورودی به محفظه رآکتور (پایه سرد<sup>۲</sup>) متصل می‌کند. محفظه رآکتور در برگزیده قلب رآکتور می‌باشد؛ حرارت تولید شده در اثر شکافت هسته‌ای در قلب رآکتور توسط سیال خنک‌کننده از پایه داغ برداشت شده و به سمت مولد بخار جریان می‌یابد. در ادامه آب ورودی از پایه داغ در مولد بخار حرارت خود را به مدار ثانویه منتقل کرده و سپس با استفاده از پمپ‌های اصلی توسط پایه سرد به سمت قلب رآکتور باز می‌گردد [۸]. شکل ۱ طرح‌واره‌ای از تجهیزات اصلی مدار اولیه رآکتور بوشهر را نمایش می‌دهد.

### ۲.۲ سیستم‌های ایمنی واحد یکم نیروگاه اتمی بوشهر

در نیروگاه اتمی بوشهر سیستم‌های ایمنی متعددی جهت مقابله با شرایط اضطراری تعبیه شده است. به‌طور کلی براساس گزارش ارزیابی نهایی ایمنی (FSAR)، سیستم‌های ایمنی رآکتور بوشهر به چهار گروه اصلی تقسیم می‌شوند [۸]. این چهار گروه در شکل ۲ نمایش داده شده است.



شکل ۱. طرح‌واره‌ای از تجهیزات مدار اولیه نیروگاه بوشهر.



شکل ۲. دسته‌بندی سیستم‌های ایمنی نیروگاه اتمی بوشهر.

1. Hot-Leg
2. Cold-Leg

3. Emergency Core Cooling System (ECCS)

4. Active Part

5. Passive Part

6. High Pressure Injection System (HPIS)

7. Low Pressure Injection System (LPIS)

8. The Emergency Cool-Down Mode

## ۳. شبیه‌سازی حالت پایدار

در این بخش برای شبیه‌سازی حالت پایدار مدار اولیه نیروگاه بوشهر از کد RELAP5 استفاده شده است. به‌طور کلی کد RELAP5 به‌منظور مدل‌سازی شرایط گذرا در رآکتورهای آب سبک توسعه یافته است [۹]. گره‌بندی مربوط به مدار اولیه نیروگاه در شکل ۳ ارائه شده است. گره‌بندی مدار اولیه نیروگاه بوشهر متشکل از محفظه تحت فشار، قلب رآکتور، چهار مدار خنک‌کننده چرخشی و سیستم‌های ایمنی موردنیاز در طول سناریو می‌باشد.

مدل‌سازی قلب رآکتور شامل سه کانال حرارتی داغ، متوسط و سرد و یک کانال کنارگذر می‌باشد. کانال‌های حرارتی به‌ترتیب با رنگ‌های قرمز، زرد و آبی در شکل ۳ نشان داده شده‌اند. جزییات بیشتر تقسیم‌بندی کانال‌ها توسط مقاله حسینی و همکاران توضیح داده شده است [۶]. معیار تقسیم‌بندی کانال‌ها، نسبت تولید توان شعاعی در هر مجتمع سوخت با عنوان  $K_q$  می‌باشد. مقادیر متوسط  $K_q$  در ابتدای سیکل به‌ترتیب برای کانال داغ، متوسط و سرد مقادیر ۱٫۲۹، ۱٫۱۵۶ و ۰٫۸۶۵ محاسبه شده است. همچنین تعداد مجتمع‌های سوخت قرار گرفته در کانال‌های داغ، متوسط و سرد به‌ترتیب ۶، ۶۷ و ۹۰ می‌باشند [۶]. در مدل‌سازی قلب میزان دبی عبوری از هر کانال متناسب با تعداد مجتمع‌های سوخت در آن کانال می‌باشد.

در این مدل‌سازی، سیستم‌های ایمنی در نظر گرفته شده شامل سیستم‌های EFW، LPIS و انباشت‌گرهای مرحله اول و دوم می‌باشند.

به‌منظور دست‌یابی به نتایج قابل اطمینان از مدل‌سازی، لازم است که فرایندی جهت بررسی کیفیت گره‌بندی تعریف شود؛ به‌عبارتی یکی از مهم‌ترین مراحل شبیه‌سازی نیروگاه توسط کدهای سیستمی، مانند کد RELAP5 که به‌منظور شبیه‌سازی حالت پایدار و گذرا استفاده می‌شوند، اعتبارسنجی و صحت‌گذاری نتایج حاصل از کدها می‌باشد. در جدول ۲ نتایج حاصل از مدل‌سازی حالت پایدار توسط کد RELAP5 در مقایسه با پارامترهای عملکردی نیروگاه ارائه شده است. همچنین در این جدول مقدار خطای قابل‌قبول برای مقایسه نتایج حالت پایدار کدهای سیستمی که توسط داوریا و پتروزی پیشنهاد شده [۱۰]، ارائه شده است. بنابراین با توجه به این جدول، نتایج به دست آمده حاصل از مدل‌سازی با کد RELAP5 تطابق خوبی با پارامترهای کارکرد واقعی نیروگاه دارد.

شده‌اند. مقدار دبی جریان در این مد کاری از  $360 \frac{m^3}{h}$  تا  $750 \frac{m^3}{h}$  است که به‌ترتیب در فشار ۱ MPa تا ۱ MPa کار می‌کنند.

- حالت خنک‌کاری برنامه‌ریزی<sup>۱</sup> شده که به‌منظور چرخش جریان خنک‌کننده در حالتی که دمای قلب رآکتور زیر  $150^\circ\text{C}$  قرار گیرد، تعبیه شده است. دمای تزریق این خط در حدود  $30^\circ\text{C}$  تا  $40^\circ\text{C}$  می‌باشد. این مد قابلیت کارکرد در فشار ۰٫۱ MPa تا ۲ MPa را دارد [۸].

## ۲.۱.۲.۲ بخش منفعل سیستم ایمنی ECCS

بخش منفعل مربوط به سیستم ECCS شامل دو سری مخازن آب تحت فشار یا انباشت‌گر<sup>۲</sup> می‌باشد که برای مقابله با حوادثی مانند LOCA، که فشار مدار اولیه کاهش می‌یابد، تعبیه شده است. انباشت‌گرهای تعبیه شده در نیروگاه بوشهر اندکی با انباشت‌گرهای معمول در رآکتور VVER-1000 متفاوت‌اند؛ به‌عبارتی در نیروگاه بوشهر، به‌جای استفاده از یک مرحله انباشت‌گر از دو مرحله انباشت‌گر در فشارهای کاری مختلف استفاده شده است که سری دوم انباشت‌گرها به جا مانده از طرح آلمانی می‌باشد. در جدول ۱ جزییات انباشت‌گرهای نیروگاه بوشهر ارائه شده است [۸].

## ۲.۲.۲ سیستم آب تغذیه اضطراری مدار ثانویه (EFW)

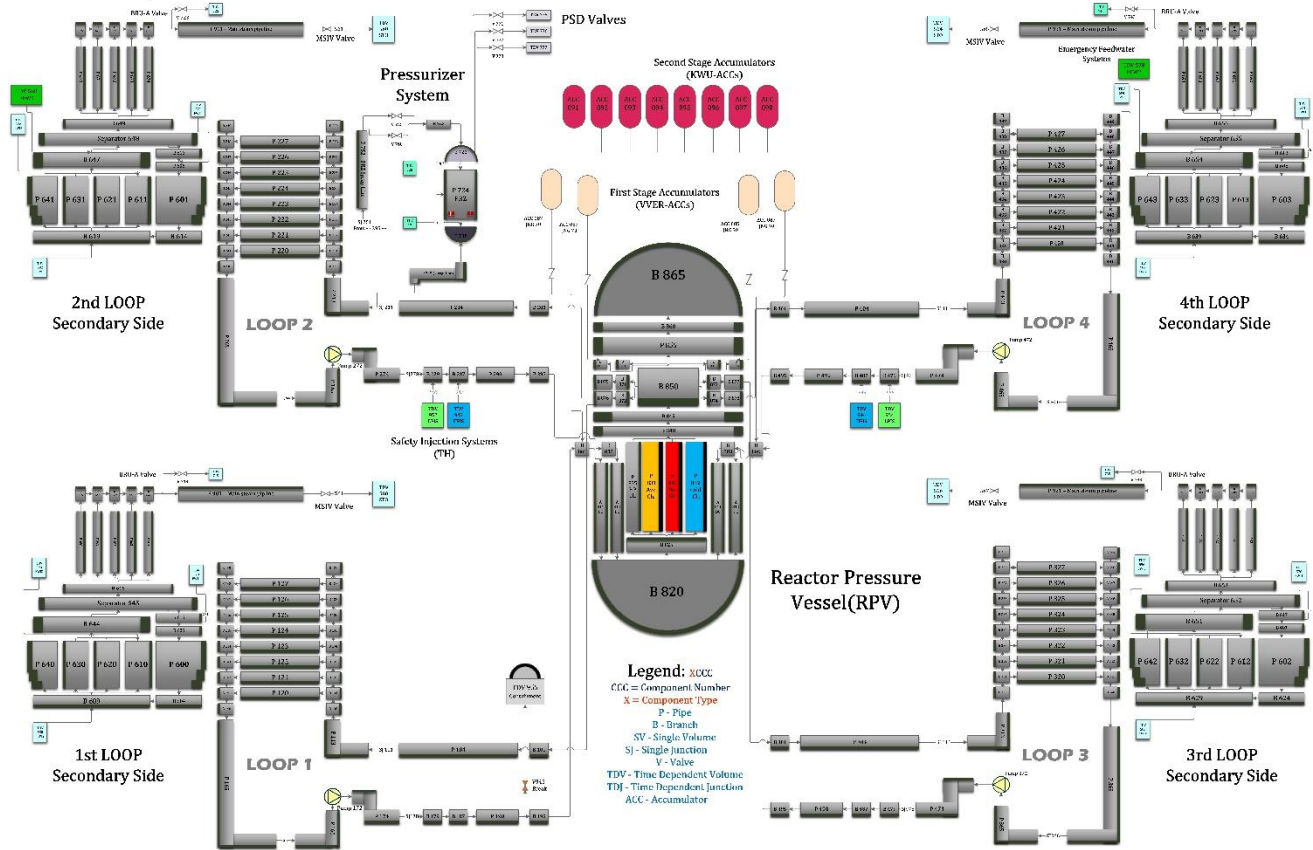
سیستم آب تغذیه اضطراری مدار ثانویه<sup>۳</sup> که با سیستم RS نیز شناخته می‌شود، به‌منظور تأمین آب موردنیاز برای خنک‌کاری بخش ثانویه مولد بخار در شرایط اضطراری تعبیه شده است. نیروگاه بوشهر دارای چهار خط تزریق سیستم EFW می‌باشد که با دبی  $120 \frac{m^3}{h}$  تا  $150 \frac{m^3}{h}$  برداشت حرارت از سیستم مولد بخار را انجام می‌دهد [۸].

جدول ۱. انباشت‌گرهای آبی مربوط به سیستم ECCS [۸]

مشخصه	انباشت‌گرهای مرحله اول (VVER-ACC)	انباشت‌گرهای مرحله دوم (KWU-ACC)
تعداد	۴	۸
حجم ( $m^3$ )	۶۰	۴۵
حجم آب درون ( $m^3$ )	۵۰	۳۴
فشار کار (MPa)	۵٫۸۸	۲٫۵
دمای کاری ( $^\circ\text{C}$ )	۷۰	۶۰

1. The Scheduled Cool-Down Mode
2. Accumulator
3. Emergency Feedwater





شکل ۳. گره‌بندی مدار اولیه و ثانویه نیروگاه اتمی بوشهر با استفاده از کد RELAP5/Mod 3.3.

جدول ۲. مقایسه نتایج حاصل از شبیه‌سازی حالت پایدار

مشخصه	مقدار طراحی [A]	نتیجه مدل‌سازی	خطای قابل قبول	خطای مدل‌سازی
نرخ دبی جرمی یکی از مدارهای اولیه (m <sup>3</sup> /hr)	+۱۰۰۰ -۱۲۰۰	۲۱۲۰۰	۲۰۷۰۱	۲٪، ۳۵
نرخ دبی جرمی بخار در مولد بخار مدار ثانویه (t/hr)	+۱۰۰۰	۱۴۷۰	۱۵۴۰	۴٪، ۷۶
نرخ جریان کنارگذر از قلب رآکتور (Kg/s)	+۳۰ -۴۰	۶۸۵	۶۹۴٫۵	۱٪، ۳۸
دمای پایه داغ (K)	۵±	۵۹۴٫۱۵	۵۹۲٫۳۵	۰٫۳
دمای پایه سرد (K)	+۲ -۵	۵۶۴٫۱۵	۵۶۲٫۱	۰٫۳
فشار درون فشارنده (MPa)	۳±	۱۵٫۷	۱۵٫۷۰۶	۰٫۰۴
فشار مولد بخار در مدار ثانویه (MPa)	۰±، ۱	۶٫۲۷	۶٫۲۶۵	۰٫۰۸
افت فشار درون محفظه تحت فشار (MPa)	۰٫۴	۰٫۴۴	۰٫۴۴	۱۰۰٪
ارتفاع سطح آب فشارنده (m)	۸٫۱۷	۸٫۱۶۹	۰٫۰۵ m	۰٫۱ m
انتقال حرارت از مدار اولیه به مدار ثانویه (MW <sub>th</sub> )	۳۱۲۰	۳۱۲۳	۱۰۰٪	۰٫۱

است. در سناریوی حادثه مورد بررسی هنگامی که حادثه SB-LOCA همزمان با حادثه SBO اتفاق می‌افتد، بخش فعال مربوط به سیستم ECCS (HPIS و LPIS) کاملاً از کار می‌افتد. بنابراین انباشت‌گرهای آبی که بخش منفعل سیستم ECCS را تشکیل می‌دهند، تنها سیستم‌های در دسترس طی سناریو برای برداشت حرارت می‌باشند. سائز شکست لوله مدار

۴. شبیه‌سازی حادثه همزمان SB-LOCA همراه با حادثه LOOP بدون بازگشت برق اضطراری داخلی پس از صحت‌سنجی نتایج شبیه‌سازی حالت پایدار نیروگاه با پارامترهای طراحی نیروگاه، در این بخش حادثه همزمان SB-LOCA همراه با حادثه LOOP بدون بازگشت برق اضطراری داخلی (شرایط حادثه SBO) مورد بررسی قرار گرفته

سیستم فشارنده ادامه دارد؛ در طول این سناریو همراه با بالا بودن فشار، سطح آب داخل قلب کاهش یافته و در اصطلاح قلب لخت می‌شود. در نتیجه با پایین آمدن سطح آب قلب و تشکیل لایه بخار، دمای سطح غلاف سریعاً شروع به افزایش می‌کند. به سناریوهایی مشابه شکست ۲۵ mm که ذوب قلب در فشارهای بالا اتفاق می‌افتد، سناریوی ذوب قلب در فشار بالا گفته می‌شود [۱۱].

تغییرات توان نسبی در قلب رآکتور در شکل ۴ نشان داده شده است؛ همان‌گونه در شکل مشخص است توان رآکتور بلافاصله پس از وقوع شکست با صدور دستور خاموشی رآکتور تا حدود ۷٪ کاهش می‌یابد و پس از گذشت زمانی حدود ۱۰۰۰ ثانیه پس از خاموشی، توان تقریباً ثابت باقی می‌ماند.

همان‌گونه که از شکل ۵، که نشان‌دهنده فشار در خروجی محفظه تحت فشار می‌باشد، مشخص است، رفتار فشار در سه شکست کاملاً با هم متفاوت است. در شکست ۲۵ mm ابتدا فشار مدار اولیه با برداشت حرارت توسط مدار ثانویه کاهش می‌یابد، این کاهش تا جایی ادامه می‌یابد که مولد بخار خالی از آب شود. در ادامه با خشک شدن مولد بخار و عدم برداشت حرارت مدار اولیه، حرارت پسماند قلب باعث افزایش تولید بخار و بالا رفتن فشار سیستم می‌شود. این افزایش فشار تا نقطه کاری شیرهای ایمنی سیستم فشارنده خواهد بود. در شکست ۵۰ mm نیز برداشت حرارت توسط مدار ثانویه انجام می‌شود، با این تفاوت که در این شکست انباشت‌گرهای مرحله اول نیز روی خط می‌آیند (شکل ۱۰)؛ البته تزریق انباشت‌گرهای مرحله اول با تأخیر همراه است و نتیجه این تأخیر عدم تأثیر مؤثر بر برداشت حرارت مدار اولیه می‌باشد.

اولیه یکی از نکات مهم در بررسی سناریوی مذکور می‌باشد که مستقیماً بر پیش‌روی حادثه، به‌ویژه بر کاهش فشار مدار اولیه و عملکرد انباشت‌گرها، تأثیر می‌گذارد. بنابراین بررسی ارتباط بین سبب شکست و تزریق انباشت‌گرهای آبی امری مهم است. در این مقاله سناریوی مذکور برای سه سبب شکست ۲۵ mm، ۵۰ mm و ۱۰۰ mm مورد بررسی قرار گرفته است؛ عملکرد سیستم‌های ایمنی همراه با رویدادهای اصلی طی این سناریوها در جدول ۳ گزارش شده است. لازم به ذکر است که صحنه‌گذاری سناریوی حادثه شکست ۲۵ mm با نتایج حاصل از کد TECH-M-۹۷، نتایج FSAR، در شبیه‌سازی مشابه توسط حسینی و همکاران مورد بررسی قرار گرفته است [۶].

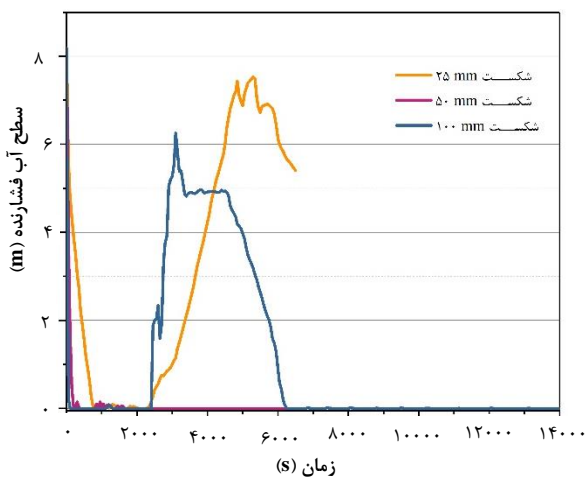
در سناریوی هم‌زمان SB-LOCA همراه با حادثه SBO بلافاصله پس از وقوع شکست در لوله مدار اول، فشار سیستم شروع به کاهش کرده و دستور خاموشی رآکتور صادر می‌شود. در ادامه پمپ‌های اصلی مدار اولیه و پمپ‌های مربوط به سیستم تغذیه مدار ثانویه از کار می‌افتند و شیرهای خط لوله بخار نیز بسته می‌شوند. هم‌چنین طی این سناریو فشار مدار ثانویه تا فشار کاری شیرهای BRU-A بالا می‌رود و با باز و بسته شدن این شیر، برداشت حرارت توسط مدار ثانویه از مدار اولیه بر اساس گردش طبیعی ایجاد می‌شود. ولی به علت از کار افتادن جریان تغذیه اضطراری در مدار ثانویه، سطح آب مولد بخار با تخلیه بخار کاهش یافته تا جایی که مولد بخار خشک می‌شود. با خشک شدن سطح آب داخل مولد بخار دیگر برداشت حرارتی توسط مدار ثانویه انجام نمی‌شود و در نتیجه فشار مدار اولیه شروع به افزایش می‌کند. به‌عنوان مثال، در شکست ۲۵ mm این افزایش تا فشار کاری شیرهای ایمنی

جدول ۳. عملکرد سیستم‌های اصلی طی حادثه هم‌زمان SB-LOCA همراه با حادثه SBO برای شکست‌های ۲۵ mm، ۵۰ mm و ۱۰۰ mm

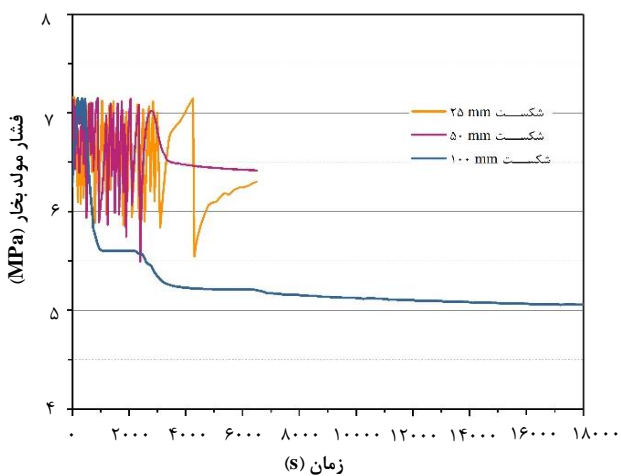
زمان (S)			رویداد
شکست ۱۰۰ mm	شکست ۵۰ mm	شکست ۲۵ mm	
۰/۰	۰/۰	۰/۰	حادثه آغازگر: وقوع نشت به قطر ۱۰۰ mm در پایه سرد پس از پمپ اصل مدار اولیه - از دست رفتن تمام منابع برق اضطراری داخلی و خارجی، دستور خاموشی تمام پمپ‌های مدار اصلی، از کار افتادن سیستم تغذیه کمکی مدار ثانویه، قطع خط تزریق و برداشت سیستم CVCS به مدار اولیه، از کار افتادن شیرهای ایمنی BRU-K، از کار افتادن سیستم برق فشارنده (هیترهای الکتریکی). بسته شدن شیرهای خط لوله بخار
۰/۶	۰/۶	۰/۶	حرکت میله‌های کنترل و عملکرد EP
۱/۷	۱/۷	۱/۷	باز شدن شیر ایمنی BRU-A (رسیدن فشار مولد بخار به مقدار ۷/۱۵۴ MPa)
۵۰/۶	۵۰/۳	۴۹/۸	خالی شدن آب داخل فشارنده
۲۵۱	۵۴۴	۱۰۰۵	شروع کاهش سطح آب قلب و بالا رفتن دمای سطح غلاف در کانال‌های حرارتی قلب
۴۵۱۰	۲۴۰۰	۵۳۵۰	عبور دمای سطح غلاف از مقدار ۱۲۰۰ °C
۲۳۴۶۰	۳۷۶۵	۶۱۴۰	

۲۵ mm، با افزایش فشار بخار موجود داخل فشارنده به تدریج تبدیل به مایع شده و باعث بالا آمدن سطح آب داخل فشارنده می‌شود (پدیده چگالش). نکته جالب توجه این است که در شکست ۲۵ mm، شکل تغییرات سطح آب داخل فشارنده مشابه تغییرات فشار مدار اولیه می‌باشد. اما در شکست ۱۰۰ mm بالا آمدن سطح آب داخل فشارنده به علت تزریق انباشت‌گرهای مرحله اول بوده که پس از ۲۰۰۰ ثانیه، دبی بزرگی به مدار اولیه تزریق می‌کنند (شکل ۱۰).

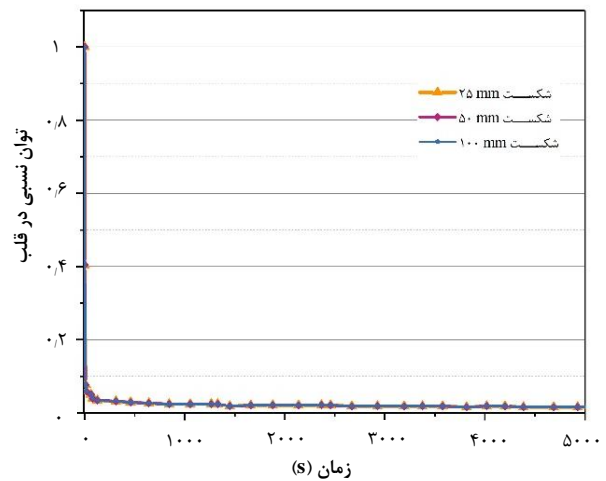
شکل ۷ نشان‌دهنده فشار در بخش ثانویه مولد بخار است. رفتار نوسانی فشار در شکست‌های ۲۵ mm و ۵۰ mm به دلیل باز و بسته شدن شیر BRU-A و تخلیه بخار به اتمسفر می‌باشد. با توجه به شکل ۷، کاهش فشار بخش ثانویه مولد بخار در شکست ۱۰۰ mm نشان‌دهنده این است که علاوه بر این که مدار ثانویه مولد بخار از مدار اولیه برداشت حرارت نمی‌کند، بلکه مدار اولیه از ثانویه برداشت حرارت کرده و باعث کاهش فشار مدار ثانویه خواهد شد.



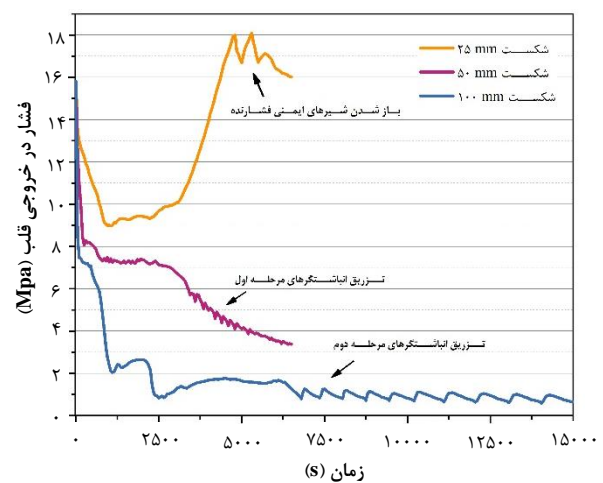
شکل ۶. تغییرات سطح آب داخل فشارنده.



شکل ۷. فشار بخش ثانویه مولد بخار در مدار شماره ۲.



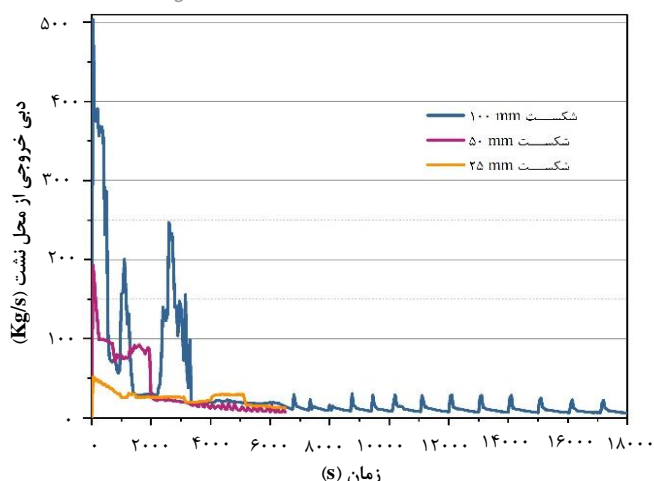
شکل ۴. تغییرات توان نسبی قلب در طی سناریو.



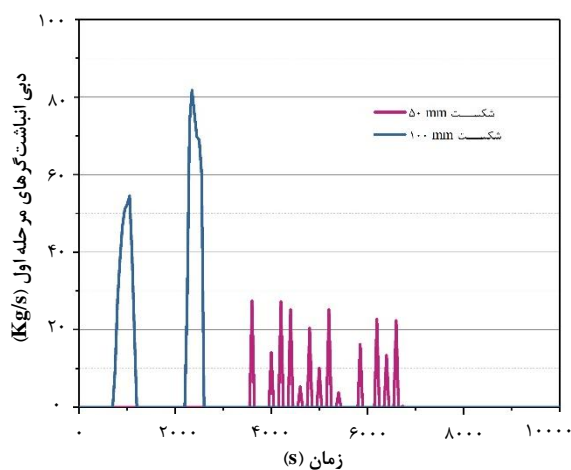
شکل ۵. تغییرات فشار در خروجی قلب.

در شکست ۱۰۰ mm، فشار سیستم سریعاً کاهش یافته و بلافاصله انباشت‌گرهای مرحله اول شروع به تزریق می‌کنند. در این شکست علاوه بر انباشت‌گرهای مرحله اول، انباشت‌گرهای مرحله دوم نیز روی خط آمده و برداشت حرارت از قلب در فشار پایین به خوبی انجام می‌گیرد (شکل ۱۱).

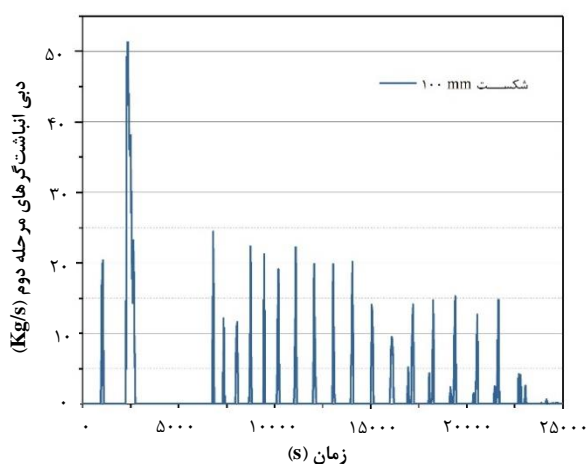
شکل ۶ تغییرات سطح آب داخل فشارنده را نشان می‌دهد. با توجه به این شکل، با بزرگ‌تر شدن سایز شکست، سرعت تخلیه آب فشارنده افزایش می‌یابد؛ به طوری که در شکست ۱۰۰ mm در زمان نزدیک به ۲۵۰ ثانیه تخلیه شده یا به عبارتی تبدیل به بخار می‌شود. مطابق شکل ۶، در شکست‌های ۲۵ mm و ۱۰۰ mm سطح آب داخل فشارنده دوباره افزایش می‌یابد که دلیل آن برای این دو شکست کاملاً متفاوت می‌باشد. در شکست ۲۵ mm بالا آمدن سطح آب داخل فشارنده با افزایش فشار همراه است، در حالی که در شکست ۱۰۰ mm بالا آمدن سطح آب داخل فشارنده با کاهش فشار همراه است. بنابراین با توجه به نتایج در شکست



شکل ۹. دبی خروجی از محل نشت در پایه سرد مدار ۱.



شکل ۱۰. دبی تزریقی از انباشت‌گرهای مرحله اول.



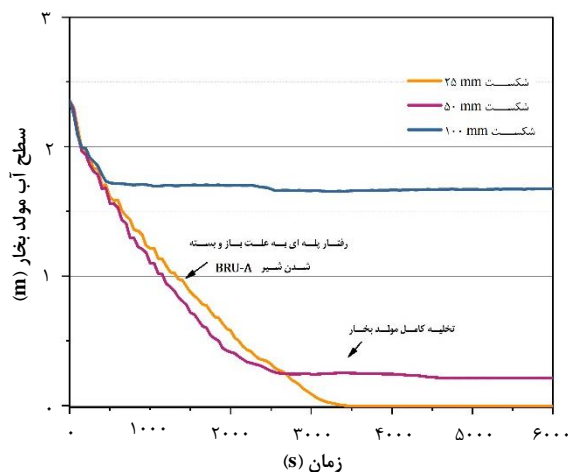
شکل ۱۱. دبی تزریقی از انباشت‌گرهای مرحله دوم.

شکل ۸ نیز سطح آب بخش ثانویه مولد بخار را نشان می‌دهد. باز و بسته شدن شیر BRU-A و تخلیه بخار در شکست‌های ۲۵ mm و ۵۰ mm موجب کاهش پله‌ای سطح آب مولد بخار می‌شود. در حالی که در شکست ۱۰۰ mm سطح آب پس از گذشت مدتی ثابت می‌ماند که نشان‌دهنده این موضوع است که برداشت حرارت مدار اولیه توسط مدار ثانویه انجام نمی‌گیرد و انباشت‌گرهای آبی تعبیه شده برداشت حرارت مدار اولیه را به درستی انجام می‌دهند.

شکل ۹ میزان دبی خروجی از محل نشت را نشان می‌دهد. با توجه به این شکل، بلافاصله پس از شکست در مدار اولیه با بزرگ‌تر شدن سایز شکست میزان دبی خروجی از محل نشت افزایش می‌یابد. با توجه به شکل ۹ در شکست ۱۰۰ mm، دو قله بزرگ ظاهر شده که اولی مربوط به تزریق انباشت‌گرهای مرحله اول می‌باشد. در ادامه قله‌های بعدی مربوط به تزریق انباشت‌گرهای مرحله دوم می‌باشد. میزان دبی تزریقی توسط انباشت‌گرهای مرحله اول و دوم در شکل‌های ۱۰ و ۱۱ ارایه شده است. لازم به ذکر است که در این پژوهش، قطر لوله‌های انباشت‌گرها با اندازه واقعی و بدون در نظر گرفتن قطر شیرهای یک‌طرفه و سایر تجهیزات کاهش تزریق جریان مدل‌سازی شده است.

شکل ۱۲ به‌عنوان مهم‌ترین نتیجه استخراج شده از مدل‌سازی، بیشینه دمای سطح غلاف در طول سناریو را نشان می‌دهد. گزارش NUREG-۱۹۵۳ مقدار دمای سطح غلاف  $1200^{\circ}\text{C}$  را به‌عنوان معیاری از آسیب به قلب تعریف می‌کند [۱۲]؛ بنابراین سریع‌ترین زمان در رسیدن به دمای  $1200^{\circ}\text{C}$  به شکست ۵۰ mm اختصاص دارد.

در شکست ۵۰ mm به‌دلیل تأخیر در زمان تزریق انباشت‌گرهای مرحله اول، ذوب قلب سریعاً اتفاق می‌افتد. علاوه بر این در شکست ۱۰۰ mm به‌علت کاهش فشار مناسب مدار اولیه تزریق انباشت‌گرهای مرحله اول و دوم موجب طولانی‌تر شدن زمان ذوب قلب می‌شود.

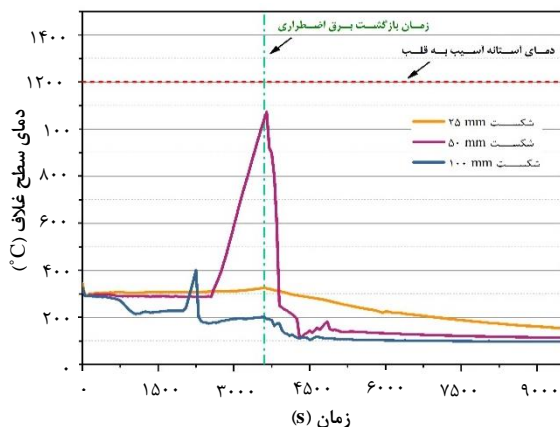


شکل ۸. سطح آب متوسط در بخش ثانویه مولد بخار.

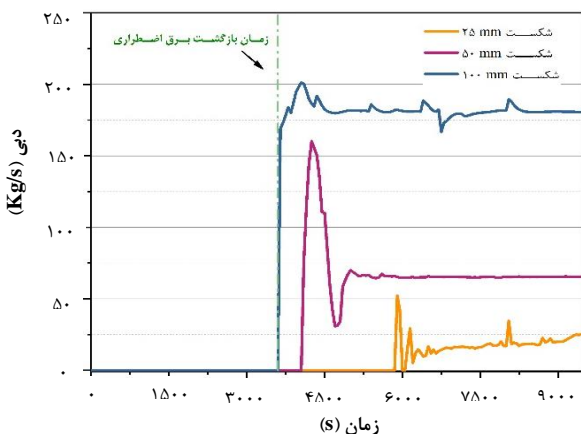


در شکل‌های ۱۳ و ۱۶ ارایه شده است. با توجه به شکل ۱۳، روی بلافاصله پس از اتصال برق، سیستم‌های LPIS و EFW خط آمده و با برداشت حرارت مناسب باعث کاهش دمای سطح غلاف می‌گردد. با توجه به شکل ۱۵، مشخص است که پس از اتصال برق، سیستم EFW شروع به تزریق به بخش ثانویه مولد بخار می‌کند؛ در حالی که با توجه به شکل ۱۴، در شکست‌های ۲۵ mm و ۵۰ mm به علت فشار بالای مدار اولیه، تزریق سیستم LPIS با تأخیر همراه است، هم‌چنین پس از تزریق سیستم LPIS، در این شکست‌ها سیستم LPIS توانایی تزریق مقدار دبی بیشینه را به علت فشار بالای مدار اولیه ندارد.

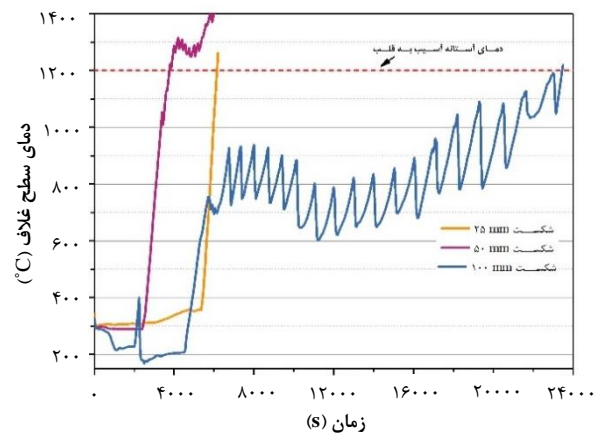
شکل ۱۶ بیشینه دمای سطح غلاف در سناریوی بازگشت برق در ساعت دوم را نشان می‌دهد. با توجه به این شکل، در شکست‌های ۲۵ mm و ۵۰ mm دمای سطح غلاف پیش از بازگشت برق اضطراری، از  $1200^{\circ}\text{C}$  فراتر رفته و قلب در آستانه ذوب قرار گرفته است؛ بنابراین بازیابی برق در ساعت دوم برای شکست‌های ۲۵ mm و ۵۰ mm کارساز نمی‌باشد. اما در شکست ۱۰۰ mm با توجه به تداوم تزریق انباشت‌گرهای آبی پس از بازیابی برق در ساعت دوم، قلب رآکتور در شرایط پایدار سرد قرار می‌گیرد.



شکل ۱۳. بیشینه دمای سطح غلاف میله داغ با بازگشت برق در ساعت اول.



شکل ۱۴. دبی تزریقی به مدار اولیه توسط یکی از سیستم‌های LPIS پس از بازگشت برق در ساعت اول.



شکل ۱۲. بیشینه دمای سطح غلاف میله داغ درون کانال داغ.

## ۵. شبیه‌سازی حادثه هم‌زمان SB-LOCA همراه با حادثه LOOP با در نظر گرفتن بازگشت برق اضطراری

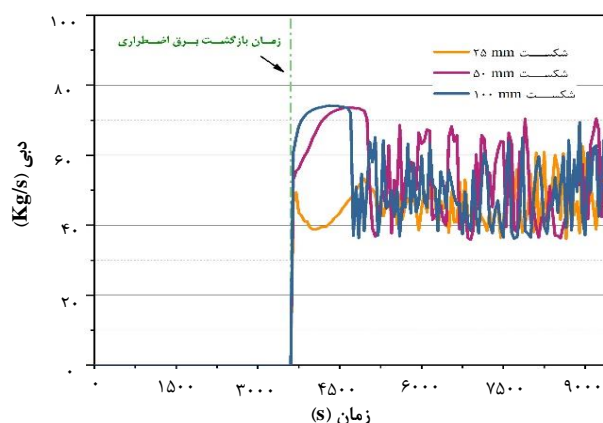
در بخش قبل، حادثه هم‌زمان SB-LOCA همراه با LOOP بدون بازگشت سیستم برق اضطراری و با اشاره به نقش پرننگ تزریق انباشت‌گرهای آبی مورد توجه قرار گرفت. در این بخش از مقاله به مدل‌سازی حادثه هم‌زمان SB-LOCA با حادثه LOOP همراه با بازگشت برق اضطراری توسط دیزل ژنراتورهای اضطراری مستقر در نیروگاه پرداخته می‌شود. برای مدل‌سازی بازیابی برق اضطراری، سیستم‌هایی که پس از وصل شدن برق بازیابی و فعال می‌شوند باید توسط کد RELAP5 مدل‌سازی شوند؛ بدین منظور در این بخش سیستم‌های آب تغذیه اضطراری مدار ثانویه (EFW) و سیستم تزریق اضطراری LPIS توسط کد RELAP5 مدل‌سازی گردید. مدل‌سازی سیستم‌های LPIS و EFW در گره‌بندی شکل ۳ نشان داده شده است. در این مدل‌سازی فرض شده که سیستم LPIS و EFW تنها در دو مدار (مدارهای شماره ۱ و ۴) از مدارهای چهارگانه رآکتور پس از وصل برق، شروع به فعالیت می‌کنند. مدل‌سازی سیستم‌های LPIS و EFW به گونه‌ای است که پس از اتصال برق اضطراری، به ترتیب این سیستم‌ها با توجه به فشار مدار اولیه و ثانویه، دبی خود را تنظیم کرده و شروع به تزریق می‌کنند.

بر اساس داده‌های مستخرج از نیروگاه‌های در حال کارکرد آمریکا ارایه شده در مدرک NUREG/CR-6890، زمان بازگشت برق اضطراری به صورت متوسط حدود ۱ تا ۲ ساعت پیش‌بینی شده است. البته در این مدرک، تابع توزیع احتمال بازگشت سیستم برق اضطراری تا ۲۴ ساعت نیز ارایه شده است [۳]. بنابراین با استناد به مدرک فوق، بازیابی سیستم برق اضطراری در ساعت اول و دوم پس از حادثه، برای سه شکست ۲۵ mm، ۵۰ mm و ۱۰۰ mm مورد بررسی قرار گرفته است. نتایج مربوط به دمای سطح غلاف به عنوان مهم‌ترین پارامتر مورد بررسی در طول سناریو برای ساعت اول و دوم به ترتیب

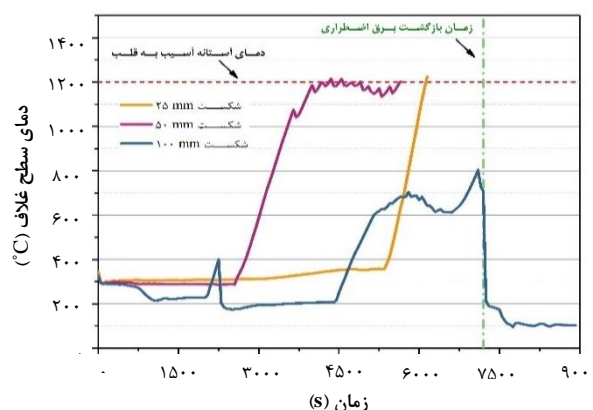
و قلب رآکتور در آستانه آسیب قرار می‌گیرد. در مقابل در شکست ۱۰۰ mm به‌علت تداوم تزریق انباشت‌گرهای آبی تا ساعت دوم پس از بازیابی برق اضطراری، قلب رآکتور در شرایط پایدار سرد قرار می‌گیرد. بنابراین نتایج نشان می‌دهند که در محدوده شکست‌های کوچک، در شرایط حوادث وخیم حداقل تا ساعت اول فرصت کافی جهت بازیابی برق اضطراری و سیستم‌های ایمنی وجود دارد، اگرچه در مجموع به نظر می‌رسد که یک ساعت زمان کوتاهی جهت مدیریت حادثه می‌باشد.

#### مراجع

1. E. Zio, *Integrated deterministic and probabilistic safety assessment: concepts, challenges, research directions*. *Nucl. Eng. Des.* **280**, 413-419 (2014).
2. IAEA. *Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants*. IAEA Tecdoc Series No. 1791, Vienna, (2016).
3. S.A. Eide, et al, *Reevaluation of station blackout risk at nuclear power plants (NUREG/CR-6890)*, in *Analysis of Loss of Offsite Power Events: 1986–2004*, Vol. 1, US Nuclear Regulatory Commission, (2005).
4. M. Jabbari, K. Hadad, A. Pirouzmand, *Re-assessment of station blackout accident in VVER-1000 NPP with additional measures following Fukushima accident using RELAP/Mod3.2*. *Annals of Nuclear Energy*, **129**, 316-330 (2019).
5. Z. Tabadar, G.R. Ansarifar, A. Pirouzmand, *Probabilistic safety assessment of portable equipment applied in VVER-1000/V446 nuclear reactor during loss of ultimate heat sink accident for stress test program development*. *Progress in Nuclear Energy*, **117**, 103101 (2019).
6. S.A. Hosseini, et al, *Re-assessment of accumulators performance to identify VVER-1000 vulnerabilities against various break sizes of SB-LOCA along with SBO*. *Progress in Nuclear Energy*, 103145 (2019).
7. P. Groudev, *ASTEC investigations of severe core damage behavior of VVER-1000 in case of loss of coolant accident along with Station-Black-Out*. *Nuclear Engineering and Design*, **272**, 237-244 (2014).
8. Atomic Energy Organization of Iran. *Bushehr Nuclear Power Plant Final Safety Analysis Report (BNPP-FSAR)*, (2008).
9. G.D. Fletcher, R.R. Schultz, *RELAP5/MOD3.3 code manual*. Idaho National Engineering Laboratory Idaho, (1999).
10. A. Petruzzi, F. D'Auria, *Thermal-hydraulic system codes in nuclear reactor safety and qualification procedures*. *Science and Technology of Nuclear Installations*, (2008).
11. B.R. Sehgal, et al, *Nuclear Safety in Light Water Reactors: Severe Accident Phenomenology*. Academic Press, (2011).
12. D. Helton, H. Esmaili, D. Marksberry, *Confirmatory Thermal-Hydraulic Analysis to Support Specific Success Criteria in the Standardized Plant Analysis Risk Models-Surry and Peach Bottom*. NUREG-1953. Idaho National Laboratory, Idaho Falls. ID 83415, (2010).



شکل ۱۵. دبی تزریقی به مدار ثانویه توسط یکی از سیستم‌های EFW پس از بازگشت برق در ساعت اول.



شکل ۱۶. بیشینه دمای سطح غلاف میله داغ با بازگشت برق در ساعت دوم.

#### ۵. نتیجه‌گیری

در این پژوهش حادثه هم‌زمان SB-LOCA همراه با حادثه LOOP با در نظر گرفتن سناریوی بازگشت و عدم بازگشت برق اضطراری برای شکست‌های ۲۵ mm، ۵۰ mm و ۱۰۰ mm با استفاده از کد ترموهیدرولیک RELAP5 مورد ارزیابی قرار گرفت. نتایج سناریوی مورد بررسی در شرایط عدم بازگشت برق اضطراری نشان داد که در شکست‌های کوچک به‌علت فشار بالای مدار اولیه انباشت‌گرهای آبی، امکان تزریق به مدار اولیه وجود ندارد. از این رو تجمع حرارت پسماند در قلب رآکتور و اختلال در سیستم برداشت حرارت موجب بالا رفتن سریع دمای سطح غلاف خواهد شد. همچنین نتایج سناریوی مورد بررسی در شرایط بازگشت برق اضطراری نشان داد که تا ساعت اول بازگشت برق اضطراری، در هر سه شکست دمای سطح غلاف به آستانه آسیب به قلب نمی‌رسد (اگرچه در شکست ۵۰ mm این دما تا  $1000^{\circ}\text{C}$  افزایش می‌یابد). این در حالی است که در ساعت دوم بازیابی برق اضطراری، پیش از روی کار آمدن دیزل ژنراتورهای اضطراری در شکست‌های ۲۵ mm و ۵۰ mm دمای سطح غلاف از  $1200^{\circ}\text{C}$  فراتر رفته

استناد به این مقاله

سیدعلی حسینی، امیر سعید شیرانی (۱۴۰۰)، ارزیابی یقینی سناریوی بازگشت برق اضطراری در حادثه هم‌زمان SB-LOCA همراه با حادثه LOOP در نیروگاه اتمی بوشهر، ۹۶، ۱۲۲-۱۳۱

DOI: 10.24200/nst.2021.1209

Url: [https://jonsat.nstri.ir/article\\_1209.html](https://jonsat.nstri.ir/article_1209.html)