



## Analysis of Reflux Condensation Phenomena During small Break Loss of Coolant Accident in Bushehr Reactor

S.Mahmoud Altaha<sup>1\*</sup>, Taban Mohammad Alizadeh<sup>2</sup>

<sup>1</sup> Young Researchers and Elite Club, Tabriz Branch, Islamic Azad University, Tabriz, Iran

<sup>2</sup> Department of Nuclear Engineering, Science and Research Branch, Islamic Azad University, Tehran, Iran

**ABSTRACT:** In this study, the reflux condensation phenomena are investigated during the small break loss of coolant accident in the VVER-1000 nuclear reactor. The accident is chosen as 25mm and 100mm of pipeline break in the cold leg between the main coolant pump and reactor inlet nozzle. The analysis is performed using the RELAP5/Mod 3.2 Code for nodalization and simulation of the nuclear power plant. The designed model for calculation is based on standardized performances of VVER-1000 reactor type. The results showed the high probability of this phenomenon in the 100 mm break, which was observed after 294 seconds and the fluid velocity reached -3 m/s. The duration of this phenomenon is until half of the reactor core is filled with water (1175 s). Also, in the 25 mm break, when the water level of reactor pressure vessel dropped below the reactor outlet, the liquid velocity was negated in the hot leg of loop no.2. Therefore, by converting steam to the liquid after the reactor shutdown, some of the decay heat is transferred to the secondary circuit and the reactor vessel is filled with water sooner. These factors provide better safety for the fuel rods and reactor core.

### Review History:

Received: 28 Aug. 2018

Revised: 23 Dec. 2018

Accepted: 4 Feb. 2019

Available Online: 9 Feb. 2019

### Keywords:

Small break loss of coolant accident

Reflux condensation phenomena

VVER-1000 reactor

RELAP5/ MOD3.2 Code

### 1- Introduction

Reflux boiling-condensation is one of the important phenomena which appears in accidents with low periods of coolant depletion from the primary system such as Small Break Loss of Coolant Accident (SB LOCA). If the break area is sufficiently large to allow continued depressurization and loss of coolant inventory even with the high pressure in system pumps in operation, the reactor coolant level in the reactor vessel may recede toward or below the top of the reactor core. During this period of time, heat is removed from the reactor core by relatively quiescent pool boiling. If sufficient steam is produced in the coolant system by flashing and boiling, natural circulation through the steam generators by a continuous flow of high-density coolant around the coolant system loops will cease. Instead, steam generated in the core will flow to the steam generators where it will be condensed on the relatively cold steam generator tubes. This coolant will drain back into the reactor vessel to be boiled again and hence remove core heat. This mode of core heat removal is known as reflux boiling-condensation.

Various investigations have been done on the reflux condensation which reports about the test facilities. They are about BETHSY and ATLAS facilities in South Korea [1, 2], PKL in Germany [3] and IIST in France [4]. Also Moon et al. [5] studied the validity of RELAP5 code for simulating of reflux condensation phenomena.

In this study, the reflux condensation phenomena have been evaluated in the 25mm and 100 mm SB-LOCA of VVER-1000 reactor using RELAP5/Mod3.2 Code.

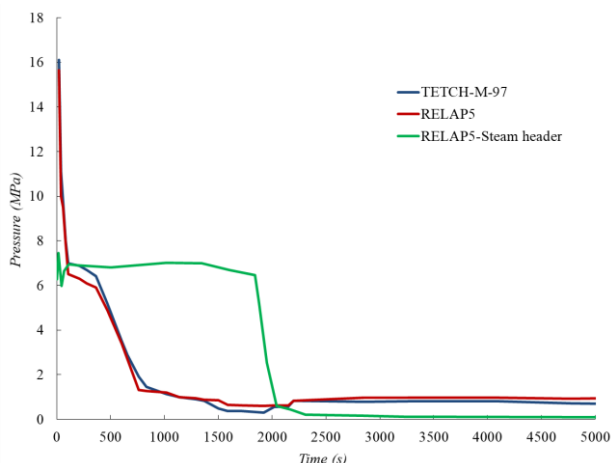
### 2- RELAP5/Mod3.2 Model

3. The RELAP5/Mod3.2 [6], developed model of Bushehr Nuclear Power Plant (BNPP), is used to simulate the small break loss of coolant accident. Therefore, reactor core, reactor pressure vessel, main coolant pipeline, main coolant pumps, pressurizer, steam generators, steam lines, main feed-water systems, and secondary safety valves are modeled by appropriate nodalization which is defined by RELAP5 Manuals. Furthermore, the accumulators, high pressure injection systems and low pressure injection systems, emergency feed-water systems and water injection from the containment sump are considered in the simulation. To activate and deactivate the systems and equipment, the trip cards are defined in the code. Data and information for the modeling of the systems and components are obtained from the FSAR of BNPP [7]. The description of model and analysis of SB-LOCA published in the Ref. [8].

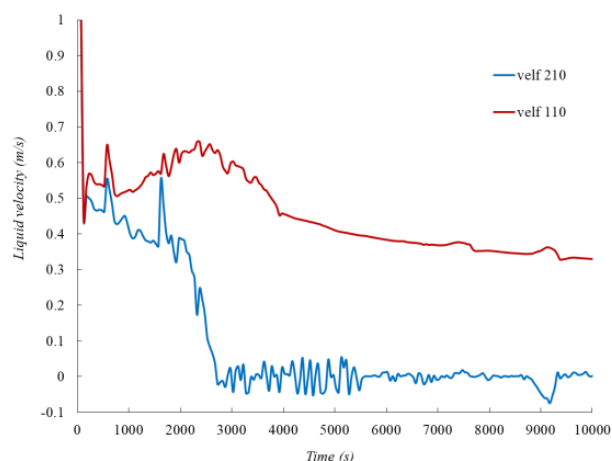
In the simulation of SB-LOCA, the loss of power occurs at the start of the accident. Therefore, it is considered that the water supply from emergency systems into the primary coolant system has been delayed by 40s; comprising the time of DG start-up and transport delay. Also, as FSAR conditions, the failures are considered in the analysis of the accident under conservative conditions (single failure criterion for accumulators and double failure for the active part of emergency systems). After the SB-LOCA, it is assumed that in the calculation, the signal for reactor scram is generated with a delay of 1.4 s from the moment of reaching the scram set-point. Furthermore, the control protection system of control rod movement onset takes place with a 0.3 s delay. The safety systems are started with a latency of 2 s.

\*Corresponding author's email: m.altaha@srbiau.ac.ir





**Fig. 1. The reactor outlet and steam header pressure during SB-LOCA with 100 mm break**

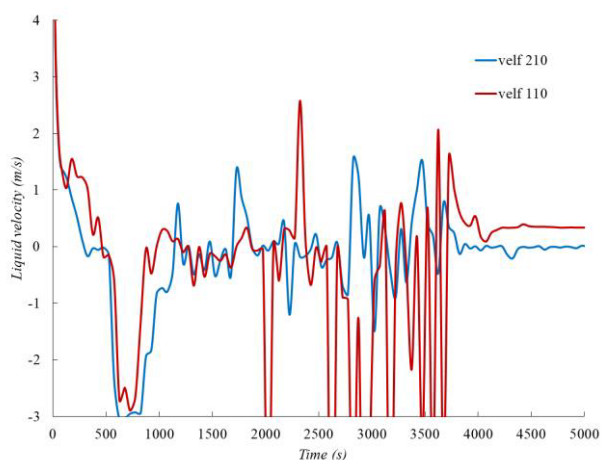


**Fig. 3. Liquid velocity in the hot legs of first and second loops during SB-LOCA with 25 mm break**

### 3- Results and Discussion

The pressure and liquid velocity in the hot legs during SB-LOCA with 100 mm break are shown in Figs. 1 and 2.

The highest rate of primary pressure decrease is in the first 95 s of the accident when the pressure is decreased from the initial value (16 MPa) to 6.5 MPa in time too small to be observed on Fig. 1. The depressurization continues until the flashing begins in the reactor vessel upper plenum. As a void is generated in the core and the mass inventory of the primary side is decreased, the natural circulation is terminated and the flow is reversed through the hot legs at 294 s (Fig. 2). The reverse flow remains until the half of reactor pressure vessel level refills with high-pressure injection systems and accumulators at 1175 s and then the flow rate is changed to positive and negative velocity alternatively. The negative value of liquid velocity does not directly imply the occurrence of reflux condensation but gives an idea for the potential occurrence of such a phenomenon. Because the generated steam in the top section of the reactor core moves to the hot legs and then it is condensed by heat removal from the secondary



**Fig. 2. Liquid velocity in the hot legs of first and second loops during SB-LOCA with 100 mm break**

side of steam generators. By injecting of emergency water to the loops 1 and 4 and filling the reactor vessel with water, the liquid velocity is stabled in the first loop while the velocity in loops 2 and 3 goes to zero.

The liquid velocity in the hot legs of the primary system during 25 mm of break is shown in Fig. 3.

After the reactor coolant pumps coast-down, single-phase natural circulation produces heat transfer from the reactor core to the steam generators until the void is generated in the reactor core. The void in the upper plenum appears when the primary pressure reaches the secondary pressure. While in the inlets of the reactor pressure vessel, the void is shown when the two-phase flow begins in the system. When the collapsed liquid level in the reactor pressure vessel goes below the level of the hot leg (entrance), the potential for reflux condensation exists.

### 4- Conclusions

In this study, the potential for the occurrence of reflux condensation in 25 mm and 100 mm of break conditions has been studied. The results showed the high probability of this phenomenon in the 100 mm break, which was observed after 294 seconds and the fluid velocity reached -3 m/s. The duration of this phenomenon is until half of the reactor core is filled with water (1175 s).

Also, in the 25 mm break, when the water level of reactor pressure vessel dropped below the reactor outlet, the liquid velocity was negated in the hot leg of loop no.2 and reached about -0.05 to -0.1 m/s. This value is very low compared to a 100 mm break (-3 m / s).

Therefore, by converting steam to the liquid after the reactor shutdown, some of the decay heat is transferred to the secondary circuit and the reactor vessel is filled with water sooner. These factors provide better safety for the fuel rods and reactor core.

### References

- [1] Y.-J. Chung, H.-C. Kim, M.-H. Chang, Study on System Characteristics under Two-Phase Natural Circulation and Reflux Condensation Conditions, Proceeding of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting, (2000).

- [2] Y.-S. Kim, H.-S. Park, S. Cho, K.-Y. Choi, K.-H. Kang, Reflux condensation behavior in SBLOCA tests of ATLAS facility, *Annals of Nuclear Energy*, 99 (2017) 227–239.
- [3] R.M. Mandl, P.A. Weiss, PKL Tests on Energy Transfer Mechanisms During Small-Break LOCAs, *Nuclear safety*, 23 (1982) 146-154.
- [4] G.H. Chou, J.C. Chen, L.Y. Liao, Studies on the heat transfer characteristics inside a vertical tube during reflux condensation process, The 4th international topical meeting on nuclear thermal hydraulics, operations and safety, (1994).
- [5] Y.M. Moon, H.C. No, H.S. Park, Y.S. Bang, Assessment of RELAP5/MOD3.2 for Reflux Condensation Experiment, International Agreement Report, Office of Nuclear Regulatory Research U.S., Nuclear Regulatory Commission, (2000).
- [6] RELAP5/MOD3.2 code manual, Idaho national engineering and environmental laboratory, (1995) 1-6.
- [7] A.E.O.o.I. (AEOI), Final safety analysis report (FSAR) for BUSHEHR VVER-1000 reactor, (2007).
- [8] S.M. Altaha, M. Mansouri, G. Jahanfarnia, Analysis of the small break loss of coolant accident in the VVER-1000/V446 reactor, *Kerntechnik*, 80 (2015) 545-556.





## بررسی پدیده چگالش بخار برگشتی در طی حادثه از دست رفتن خنک کننده نوع شکست کوچک در راکتور بوشهر

سید محمود آل طه<sup>۱\*</sup>، تابان محمد علیزاده<sup>۲</sup>

<sup>۱</sup> باشگاه پژوهشگران جوان و نخبگان، واحد تبریز، دانشگاه آزاد اسلامی، تبریز، ایران  
<sup>۲</sup> دانشگاه آزاد اسلامی، واحد علوم و تحقیقات، گروه مهندسی هسته‌ای، تهران، ایران

### تاریخچه داوری:

دریافت: ۱۳۹۷/۰۶/۰۶  
بازنگری: ۱۳۹۷/۱۰/۰۲  
پذیرش: ۱۳۹۷/۱۱/۱۵  
ارائه آنلاین: ۱۳۹۷/۱۱/۲۰

### کلمات کلیدی:

حادثه شکست کوچک  
پدیده چگالش بخار برگشتی  
راکتور بوشهر  
کد ریلپ ۵

**خلاصه:** در این تحقیق پدیده چگالش بخار برگشتی در طی حادثه از دست رفتن خنک کننده در نوع شکست کوچک در راکتور هسته‌ای بوشهر مورد بررسی قرار گرفته است. حادثه مورد نظر حادثه شکست ۲۵ و ۱۰۰ میلی‌متر در خط سرد بعد از پمپ اصلی مدار اولیه می‌باشد. جهت گره بندی نیروگاه و راکتور از کد ریلپ ۵ برای شبیه‌سازی استفاده شد. در مدل‌سازی حادثه، محدودیت‌های محافظه‌کارانه‌ای از جمله از دست دادن برق شبکه هنگام رخداد حادثه و خرابی دو دیزل ژنراتور در نظر گرفته شدند. نتایج نشان دهنده احتمال بالای این پدیده در شکست ۱۰۰ میلی‌متر می‌باشد که پس از ۲۹۴ ثانیه مشاهده شد و سرعت سیال به ۳- متر بر ثانیه رسید. مدت زمان رخ دادن این پدیده تا زمانی است که نصف قلب راکتور از آب پر شود (۱۱۷۵ ثانیه). همچنین در شکست ۲۵ میلی‌متر با افت سطح آب داخل راکتور به پائین‌تر از خروجی خط داغ سرعت سیال در حلقه ۲ منفی شد (۰/۱- متر بر ثانیه). بنابراین با تبدیل بخار به مایع پس از خاموشی راکتور مقداری از حرارت ناشی از پسماند به مدار ثانویه منتقل شده و همچنین محفظه راکتور زودتر پر از آب می‌شود. این عوامل باعث ایمنی بهتر برای میله‌های سوخت و راکتور می‌شود.

### ۱- مقدمه

رفته و مانع انتقال حرارت از مدار اولیه به ثانویه می‌شود. در این حالت امکان دارد مقداری از بخار به مایع تبدیل شده و به سمت بالای قلب برگردد. که بستگی به میزان هیدروژن تولیدی دارد. در شکل ۱ شمائی از این پدیده در راکتورهای با مولد بخار عمودی نشان داده شده است.

در تحقیقاتی که برای بررسی پدیده چگالش بخار برگشتی انجام شده است، بیشتر ارزیابی‌ها و آزمایشات تجربی بر روی تاسیسات تست<sup>۴</sup> از نوع بتسی<sup>۵</sup> و اطلس<sup>۶</sup> در کره جنوبی (۱ و ۲)، پی‌کا ال<sup>۷</sup> در آلمان (۳) و آی‌آی‌اس تی<sup>۸</sup> در فرانسه (۴) بوده است. چونگ و همکاران (۱) [۱] از کد با بهترین تخمین مارس<sup>۹</sup> برای شبیه‌سازی شرایط خنک‌سازی مدار اولیه در تاسیسات تست بتسی بهره گرفتند. در این تحقیق شرایط سیال به صورت گردش طبیعی دوفازی با چگالش بخار برگشتی در مدار اولیه، قدرت قلب ۲ درصد مقدار نامی و فشار مدار ثانویه ثابت در نظر گرفته شده است. اما در تحقیق کیم و همکاران (۲) رفتار چگالش بخار برگشتی در حادثه فرضی رخ داده

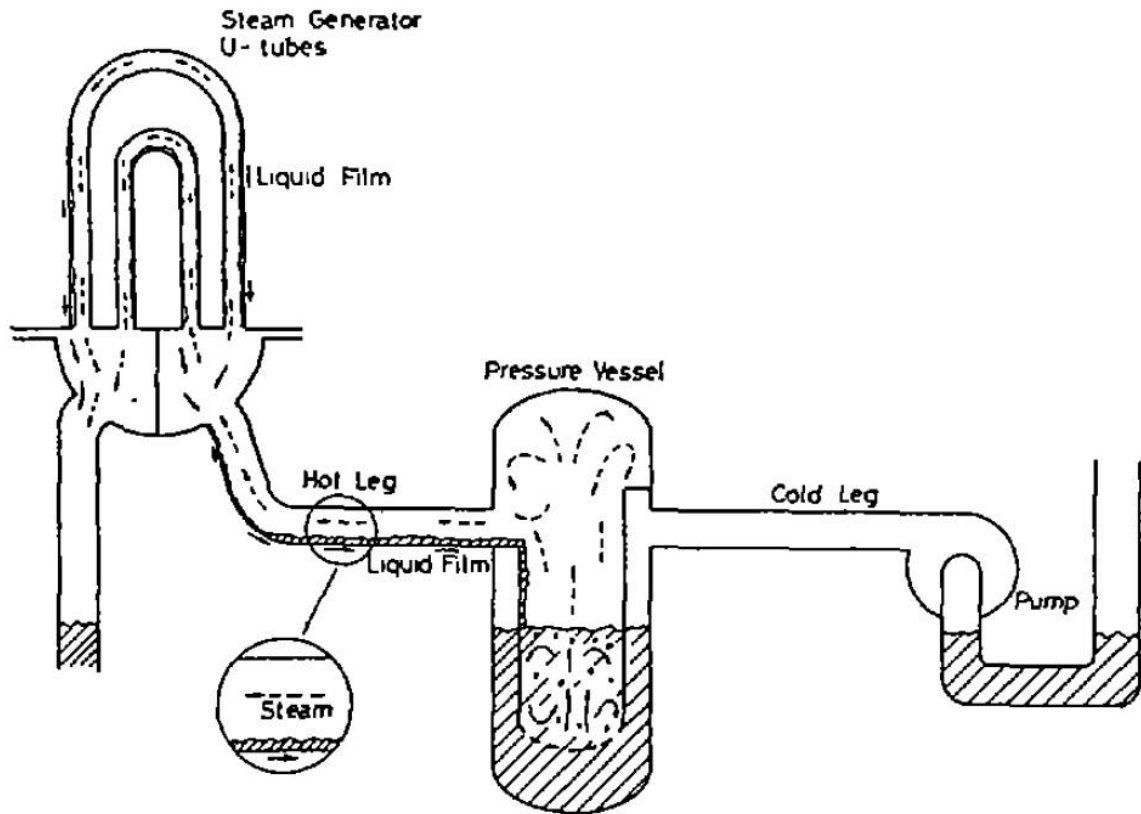
بررسی پدیده‌های سیالاتی در طی حوادث هسته‌ای می‌تواند باعث درک بهتر حادثه برای محققین ایمنی نیروگاه‌های هسته‌ای شود. در حوادث از بین رفتن خنک کننده<sup>۱</sup> که گردش طبیعی سیال نقش مهمی در برداشت حرارت ایفا می‌کند سه حالت بوجود می‌آید: حالت تک فاز، حالت دو فاز و حالت چگالش بخار برگشتی<sup>۲</sup>. در حالت چگالش بخار برگشتی، با افت سطح سیال در قلب راکتور به پائین‌تر از خروجی خط داغ راکتور<sup>۳</sup> و کاهش موجودی آب در قلب راکتور، گردش سیال در حلقه بسته متوقف شده و بخار موجود در بالای قلب به سمت مولد بخار حرکت می‌کند. اگر چنانچه برداشت حرارت از سمت ثانویه برقرار باشد (درجه حرارت سیال ثانویه کمتر از اولیه باشد) بخار رسیده به مولد بخار به مایع تبدیل شده و مقداری از آن به سمت پمپ مدار اولیه و مقداری دیگر به سمت قلب راکتور از طریق خط داغ بر می‌گردد. اما اگر هیدروژن در قلب تولید شده باشد از طریق خط داغ به سمت مولد بخار

4 Test facility  
5 BETHSY  
6 ATLAS  
7 PKL  
8 IIST  
9 MARS

1 Loss Of Coolant Accident (LOCA)  
2 Reflux condensation  
3 Reactor outlet

\* نویسنده عهده‌دار مکاتبات: m.altaha@srbiiau.ac.ir





شکل ۱: پدیده چگالش بخار برگشتی در راکتورهای با مولد بخار عمودی [۴]

Fig. 1. Schematic of reflux condensation phenomena in the reactors with vertical steam generator [4]

همچنین در گزارش مون و همکاران [۵] اعتبار کد انتگرالی ریلپ ۵' برای شبیه سازی و پیش بینی این پدیده در حضور گازهای غیر قابل تراکم مورد بررسی قرار گرفته است. نتایج به دست آمده توسط این کد به نتایج تجربی مورد آزمایش نزدیک بوده است. در تحقیق موسویان و همکاران [۶] این پدیده در راکتورهای هزارمگاواتی روسی در شکست ۱۱/۷٪ و ۵/۸٪ زمانی که برداشت حرارت فقط با گردش طبیعی سیال صورت می‌گرفت، مورد بحث قرار گرفته است. تأثیر قدرت خاموشی راکتور و بسته شدن کانال انتقال حرارت در هنگام حادثه در این تحقیق ارائه شده است. معرفی حادثه شکست کوچک، نحوه شبیه سازی و گره‌بندی سیستم‌های نیروگاه و راکتور و فرضیات و شرایط شبیه سازی در تحقیق آل طه و همکاران [۷] توضیح داده شده است. در این مطالعه مقایسه‌ای بین نتایج به دست آمده و نتایج شرکت سازنده نیروگاه در حالت‌های پایا و گذرا انجام گرفته است. همچنین ترتیب زمانی وقوع رخدادها بررسی شده و امکان خنک سازی ایمن قلب راکتور و میله‌های سوخت در شرایط فرضی توسط سیستم‌های اضطراری

در تاسیسات تست اطلس توسط کد مارس مورد بررسی قرار گرفته است. در این بررسی انتقال حرارت چگالش بخار برگشتی زمانی مشاهده شد که ارتفاع سیال در مولدهای بخار به نصف رسیده باشند. در تحقیق مندل و ویس [۳] که از گزارش‌های قدیمی درباره پدیده چگالش بخار برگشتی است، فازهای مختلف سیال در هنگام رخداد حادثه فرضی شکست کوچک در تاسیسات تست پی کا ال مورد بررسی قرار گرفته است. در این گزارش تأکید شده است که نتایج به دست آمده را نمی‌توان به صورت مستقیم برای نیروگاه‌های تجاری استفاده نمود اما آزمایش روی تاسیسات تست یک دید مناسبی در پدیده‌های سیالاتی می‌دهد. مطالعه چو و همکاران [۴] تأثیر انتقال حرارت ناشی از چگالش بخار برگشتی را در تاسیسات تست آی آی اس تی مورد بررسی قرار داده است و در ادامه به تأثیر این پدیده در پدیده‌های سیالاتی نیروگاه تجاری مانسان فرانسه پرداخته است. از نکات قابل توجه اعلام عدم رضایت از نتایج به دست آمده از شبیه سازی در برخی پارامترها در مقایسه با نیروگاه‌های تجاری بوده است.



مورد بحث قرار گرفته است.

ایمنی اضطراری<sup>۹</sup> (سیستم‌های تزریق آب فشار بالا و فشار پائین<sup>۱۰</sup> و چهار عدد انباره<sup>۱۱</sup>) می‌باشد. تنظیم فشار مدار اولیه به عهده محفظه کنترل فشار بوده<sup>۱۲</sup> که به مخزن‌های انبساط متصل می‌باشد. مدار ثانویه شامل مولدهای بخار، خطوط بخار، پمپ‌های تغذیه اصلی و جبرانی<sup>۱۳</sup>، شیرهای ایمنی تخلیه کننده بخار به چگالنده و اتمسفر<sup>۱۴</sup>، دتراتور، پیش گرم‌کن، چگالنده، توربین فشار قوی و ضعیف و سیستم‌های تزریق اضطراری<sup>۱۵</sup> می‌باشد.

## ۲-۲- مدل‌سازی نیروگاه و شبیه‌سازی حادثه

### ۲-۲-۱- روابط حاکم بر کد ریلپ ۵ [۹]

کد ریلپ ۵ برای تحلیل رفتار حرارتی- هیدرولیکی سیستم‌های آب سبک به کار می‌رود. البته کد در اصل برای تحلیل ترموهیدرولیکی حوادث از دست دادن خنک کننده در راکتورهای با آب تحت فشار طراحی شده بود ولی با توسعه این کد، تحلیل بسیاری از حالت‌های گذرا که ممکن است در سیستم‌های حرارتی- هیدرولیکی رخ دهد، نیز میسر شده است. بنابراین می‌توان از این کد برای تحلیل حالت‌های گذرای مختلف در راکتورهای تجاری و آزمایشگاهی آب سبک و سنگین و همچنین برای شبیه‌سازی راکتورها استفاده نمود. محاسبات انجام شده در این کد بر اساس دو نسخه می‌تواند انجام بگیرد: نسخه استاندارد و محافظه‌کارانه. نسخه استاندارد که به صورت عمومی منتشر و فروخته می‌شود، برای مراکز آموزشی و تحقیقاتی کاربرد دارد تا شبیه‌سازی‌های مورد نیاز برای آموزش و تحلیل انجام گیرد. اما نسخه محافظه‌کارانه برای مجوز دهی به شرکت سازنده قبل از احداث و راه‌اندازی نیروگاه می‌باشد. در این نسخه علاوه بر محاسبات نسخه استاندارد، معیارهایی برای مجوز دادن در نظر گرفته شده و اضافه شده‌اند که محافظه‌کارانه بوده و توسط کمیسیون تنظیم مقررات هسته‌ای<sup>۱۶</sup> ارائه می‌شود. همچنین محاسباتی نظیر عدم قطعیت و حساسیت به پارامترها در این نسخه امکان پذیر می‌باشد. با توجه به این که در راکتورهای هسته‌ای پارامترهای مختلف از دو بعد ترموهیدرولیکی و نوترونی قابل بررسی است، لذا بایستی معادلات حاکم بر هر دو دسته را بطور دقیق ارزیابی و سپس به صورت همزمان حل نمود. در این کد مدل‌ها و تصحیحات مختلفی برای شبیه‌سازی

به دلیل عدم بررسی و انتشار نتایج پدیده فوق در تاسیسات تست مرتبط با نیروگاه بوشهر، در این مقاله رخ دادن پدیده چگالش بخار برگشتی در حادثه از دست رفتن خنک کننده برای شکست‌های کوچک<sup>۱</sup> ۲۵ و ۱۰۰ میلی متر با استفاده از کد ریلپ ۵ در راکتور بوشهر مورد بررسی قرار داده می‌شود. در این تحقیق تمامی سیستم‌های نیروگاه و راکتور و سیستم‌های خنک ساز اضطراری در شبیه‌سازی توسط کد در نظر گرفته می‌شوند و مدل‌سازی و گره‌بندی برای آنها انجام می‌شود. برای بخش مدل‌سازی و گره‌بندی نیروگاه از تحقیق آل طه و همکاران [۷] استفاده می‌شود و زمان‌بندی حادثه بر اساس همان پژوهش [۷] خواهد بود.

## ۲- روش کار

### ۲-۱- نیروگاه هسته‌ای بوشهر و راکتور با آب تحت فشار روسی<sup>۲</sup>

نیروگاه مرجع در این تحقیق واحد یکم نیروگاه هسته‌ای بوشهر در نظر گرفته شده است. راکتور این نیروگاه از نوع آب سبک تحت فشار حدوداً ۱۵۱ بار و از مدل ۴۴۶ است که نوع بهینه شده مدل ۳۲۰ می‌باشد. این نیروگاه ابتدا توسط شرکت آلمانی کادلیو یو<sup>۳</sup> از نوع راکتورهای با آب تحت فشار<sup>۴</sup> غربی ساخته شده بود. پس از وقفه‌ای چند ساله و عدم تکمیل آن توسط شرکت آلمانی طبق قراردادی بین ایران و روسیه، تکمیل آن به شرکت دولتی انرژی اتمی روسیه واگذار گردید. بدلیل وجود سیستم‌های غربی در این نیروگاه و وجود محفظه ایمنی نوع غربی، نوعی وفق دادن بین طرح غربی- روسی در تکمیل آن اجرا شد. بدین معنی که سیستم‌هایی که می‌توانستند در طرح روسی اخلاص بوجود بیاورند حذف شده ولی سیستم‌هایی که اخلاص در طرح بوجود نمی‌آوردند در نظر گرفته شده و مورد استفاده قرار گرفته‌اند. در طراحی این نیروگاه [۸]، راکتور تحت فشار با آب سبک برای تولید ۳۰۰۰ مگاوات انرژی حرارتی استفاده می‌شود. سیستم‌های خنک کننده به صورت چهار حلقه<sup>۵</sup> بوده و دو مدار اولیه و ثانویه برای انتقال انرژی حرارتی و تبدیل آن به انرژی الکتریکی با قدرت ۱۰۰۰ مگاوات استفاده شده‌اند. هر حلقه در مدار اولیه شامل لوله‌ها، پمپ اصلی<sup>۶</sup>، مولد بخار افقی<sup>۷</sup> و سیستم‌های

9 Emergency core cooling systems (ECCS)

10 High Pressure and Low Pressure Injection System (HPIS, LPIS)

11 Accumulator

12 Pressurizer

13 Main and auxiliary feed water system

14 BRU-A and BRU-k valves

15 Emergency feed water system

16 Nuclear regulatory commission

1 Small Break Loss Of Coolant Accident (SB-LOCA)

2 VVER-1000

3 Kraftwerk union

4 Pressurized water reactor

5 Loop

6 Main Coolant Pipeline (MCP)

7 Reactor Coolant Pump (RCP)

8 Steam generator

$$\frac{\partial(\alpha_g \rho_g)}{\partial t} + \frac{1}{A} \frac{\partial(\alpha_g \rho_g v_g A)}{\partial x} = \Gamma_g \quad (1)$$

$$\frac{\partial(\alpha_f \rho_f)}{\partial t} + \frac{1}{A} \frac{\partial(\alpha_f \rho_f v_f A)}{\partial x} = \Gamma_f \quad (2)$$

در روابط (۱) و (۲)  $\frac{1}{A} = \frac{L}{V}$  می‌باشد.  $\Gamma$  نرخ تبدیل حجمی جرم و  $\Gamma_f = -\Gamma_g$  می‌باشد. چون منبع تولید جرمی وجود نداشته و فقط تبدیل بین فازها وجود دارد. همچنین:

$$\Gamma_g = \Gamma_{ig} + \Gamma_w \quad (3)$$

که در رابطه (۳)  $\Gamma_{ig}$  میزان بخار انتقال یافته از فاز مایع به گاز در خود توده سیال می‌باشد و  $\Gamma_w$  میزان بخار انتقال یافته از فاز مایع به گاز در نواحی مرزی و نزدیک دیواره‌هاست.

#### ۲-۲-۱-۱-۲-۲ معادلات بقای اندازه حرکت:

$$\begin{aligned} \alpha_g \rho_g A \frac{\partial v_g}{\partial t} + \frac{1}{2} \alpha_g \rho_g A \frac{\partial v_g^2}{\partial x} = & \\ -\alpha_g A \frac{\partial P}{\partial x} + \alpha_g \rho_g B_x A - (\alpha_g \rho_g A)FWG(v_g) & \\ + \Gamma_g A(v_{gi} - v_g) - (\alpha_g \rho_g A)FIG(v_g - v_f) & \\ - C \alpha_g \alpha_f \rho_m A \left[ \frac{\partial(v_g - v_f)}{\partial t} + v_f \frac{\partial v_g}{\partial x} - v_g \frac{\partial v_f}{\partial x} \right] & \end{aligned} \quad (4)$$

$$\begin{aligned} \alpha_f \rho_f A \frac{\partial v_f}{\partial t} + \frac{1}{2} \alpha_f \rho_f A \frac{\partial v_f^2}{\partial x} = & \\ -\alpha_f A \frac{\partial P}{\partial x} + \alpha_f \rho_f B_x A & \\ -(\alpha_f \rho_f A)FWF(v_f) & \\ -\Gamma_g A(v_{fi} - v_f) - (\alpha_f \rho_f A)FIF(v_f - v_g) & \\ - C \alpha_g \alpha_f \rho_m A \left[ \frac{\partial(v_f - v_g)}{\partial t} + v_g \frac{\partial v_f}{\partial x} - v_f \frac{\partial v_g}{\partial x} \right] & \end{aligned} \quad (5)$$

که در روابط (۴) و (۵)  $B_x$  نیروی حجمی و  $C$  ضریب وابسته به رژیم

استفاده شده‌اند: تصحیح جریان متقابل بانکوف<sup>۱</sup>، مدل سازی مخلوط کردن سیستم‌های تزریق اضطراری آب با جریان مخلوط بخار-آب<sup>۲</sup>، مدل سازی واکنش آب-زیرکونیوم، مدل سازی انتقال حرارت تشعشی سطح به سطح، مدل ردیابی سطح<sup>۳</sup>، مدل طبقه‌بندی حرارتی<sup>۴</sup>، تصحیحات اصطکاک سطحی برای رژیم جریان حبابی-شتابی<sup>۵</sup> در مسیرهای جریانی عمودی، تصحیح شار حرارتی بحرانی برای بسته‌های میله سوخت<sup>۶</sup> و مدل های دیگر در شبیه سازی سیستم‌های کنترلی و نوترونی.

#### ۲-۲-۱-۱-۲-۲ معادلات ترموهیدرولیکی

معادلات پیچیده و متفاوتی اصول کار کد محاسباتی ریلپ ۵ را تشکیل می‌دهند. این کد معادلات دیفرانسیلی را به صورت یک بعدی وابسته به زمان برای حالت‌های دوفاز به صورت غیرتعادلی<sup>۸</sup> حل می‌کند. ابعاد دیگر در معادله مومنتوم می‌توانند به صورت جریان عرضی<sup>۹</sup> و محدود به معادله اضافه شوند.

مدل ترموهیدرولیکی کد، هشت معادله را برای هشت متغیر اولیه وابسته حل می‌کند، متغیرهای وابسته اولیه چنین هستند:

فشار (P)، انرژی داخلی هر یک از فازها ( $U_g, U_f$ )، کسر حجمی بخار ( $\alpha_g$ )، سرعت‌های گاز و بخار ( $v_f, v_g$ )، کیفیت غیر قابل تراکم‌پذیری ( $X_n$ ) و چگالی بور ( $\rho_b$ ). متغیرهای مستقل نیز چنین می‌باشند: زمان و فاصله. کیفیت غیرقابل تراکم پذیری نیز نسبت جرم گازهای غیرقابل تراکم به مجموع جرم گازهای موجود می‌باشد یعنی:  $X_n = \frac{M_n}{M_n + M_s}$  که  $M_n$  جرم گازهای غیر قابل تراکم و  $M_s$  جرم کل بخار می‌باشد.

متغیرهای وابسته ثانویه که در این معادلات بکار می‌روند چنین می‌باشند: چگالی‌های بخار و مایع ( $\rho_g, \rho_f$ )، دمای بخار و مایع ( $T_g, T_f$ )، دمای اشباع ( $T_s$ ) و کسر جرمی گاز غیر قابل تراکم برای i مین جزء:  $X_{ni} = \frac{M_{ni}}{M_n}$  که  $M_{ni}$  جرم i مین گاز غیر قابل تراکم و  $M_n$  جرم کل گازهای غیرقابل تراکم می‌باشد.

#### ۲-۲-۱-۱-۲-۲ معادلات پیوستگی جرم:

- 1 The Bankoff counter-current flow limiting correlation
- 2 Emergency core cooling mixing
- 3 Level tracking model
- 4 Thermal stratification model
- 5 Bubbly-slug
- 6 Critical heat flux
- 7 Rod bundles
- 8 Non-equilibrium
- 9 Cross flow



انتقال حرارت بین لایه‌ها برای فازهای بخار و مایع هستند. در حل روابط (۶) و (۷) برخی ساده‌سازی‌ها انجام می‌شود: شار حرارتی رینولدز، ترم‌های کوواریانس، ذخیره انرژی بین فاز و انتقال حرارت داخلی بین فازها صرف نظر می‌شوند.

#### ۲-۱-۱-۴- گازهای غیرقابل تراکم:

در این کد اجزای غیرقابل تراکم در حالت گازی بوده و حرکت و دمای آن‌ها مشابه سرعت و دمای بخار در نظر گرفته شده است. همچنین خواص گازی به صورت مخلوط بخار و گاز در نظر گرفته شده است. بنابراین کیفیت  $X$  به عنوان کسر جرمی گاز در معادلات با فاز بخار اضافه می‌شود. برای بخش بخار معادلات بقای جرم:

$$\frac{\partial(\alpha_g \rho_g X_n)}{\partial t} + \frac{1}{A} \frac{\partial(\alpha_g \rho_g X_n v_g A)}{\partial x} = 0 \quad (۹)$$

برای معادلات بقای انرژی ترم انتقال حرارت  $(Q_{gf})$  در لایه مایع-گاز به رابطه (۶) اضافه و از رابطه (۷) کم می‌شود.

#### ۲-۱-۱-۵- غلظت بور در فاز مایع:

بور به عنوان ماده جاذب نوترون در خنک کننده راکتورهای هسته‌ای به کار می‌رود. برای در نظر گرفتن آن در معادلات سیالاتی به عنوان یک جزء حل شده در فاز مایع تعریف می‌شود. فرض می‌شود که سرعت آن معادل سرعت سیال بوده و تنها به صورت فاز مایع می‌باشد. بنابراین معادله (۱۰) تعریف می‌شود:

$$\frac{\partial(\rho_b)}{\partial t} + \frac{1}{A} \frac{\partial(\rho_b v_f A)}{\partial x} = 0 \quad (۱۰)$$

$$\rho_b = \alpha_f \rho_f C_b \quad (۱۱)$$

که  $C_b$  غلظت بور می‌باشد.

#### ۲-۱-۲- معادلات نوترونی:

کد ریلپ ۵ برای محاسبه رفتار توان در یک راکتور هسته‌ای از مدل سینتیک نقطه‌ای استفاده می‌کند. توان با استفاده از تقریب مستقل از مکان

جریان می‌باشد. برای رژیم‌های جریان حبابی<sup>۱</sup> و جریان پراکنده<sup>۲</sup> مقدار  $C$  بزرگ‌تر از ۰/۵ می‌باشد. FWF و FWF اصطکاک دیواره‌ها برای فازهای بخار و مایع هستند. همچنین FIG و FIF اصطکاک بین لایه‌ها برای فاز بخار و مایع می‌باشند. در حل روابط (۴) و (۵) برخی ساده‌سازی‌ها استفاده می‌شوند: فشارهای فازها یکسان در نظر گرفته می‌شوند، تنش‌های رینولدز، ترم‌های کوواریانس، تنش‌های چسبندگی فازی و ذخیره مومنتوم بین فازها صرف نظر می‌شوند.

#### ۲-۱-۱-۳- معادلات بقای انرژی

در روابط (۶) و (۷) نشان داده شده‌اند:

$$\begin{aligned} \frac{\partial(\alpha_f \rho_f u_f)}{\partial t} + \frac{1}{A} \frac{\partial(\alpha_f \rho_f u_f v_f A)}{\partial x} = \\ -P \frac{\partial \alpha_f}{\partial t} - \frac{P}{A} \frac{\partial(\alpha_f v_f A)}{\partial x} + Q_{wf} \\ + Q_{if} - \Gamma_{if} h_f^* - \Gamma_w h_f' + DISS_f \end{aligned} \quad (۶)$$

$$\begin{aligned} \frac{\partial(\alpha_g \rho_g u_g)}{\partial t} + \frac{1}{A} \frac{\partial(\alpha_g \rho_g u_g v_g A)}{\partial x} = \\ -P \frac{\partial \alpha_g}{\partial t} - \frac{P}{A} \frac{\partial(\alpha_g v_g A)}{\partial x} + Q_{wg} \\ + Q_{ig} + \Gamma_{ig} h_g^* + \Gamma_w h_g' + DISS_g \end{aligned} \quad (۷)$$

و نرخ تولید بخار در رابطه (۸) ارائه شده است:

$$\begin{aligned} \Gamma_g = \Gamma_{ig} + \Gamma_w = \\ - \frac{H_{ig}(T_s - T_g) + H_{if}(T_s - T_f)}{h_g^* - h_f^*} + \Gamma_w \end{aligned} \quad (۸)$$

در روابط (۶) و (۷)  $h^*$  آنتالپی ویژه توده،  $h$  آنتالپی ویژه دیواره‌ها و مرزها و  $Q_{wf}$  و  $Q_{wg}$  نرخ‌های انتقال حرارت دیواره در فازهای بخار و مایع می‌باشند. همچنین  $Q_{if}$  و  $Q_{ig}$  نرخ‌های انتقال حرارت لایه‌ها در فاز مایع و بخار هستند.  $DISS_g$  و  $DISS_f$  مجموع اصطکاک‌های دیواره و اثرات پمپ‌ها برای فازهای مایع و بخار تعریف می‌شوند. در رابطه (۸)  $H_{if}$  و  $H_{ig}$  ضرایب

1 Bubbly flow  
2 Dispersed flow

و شیرهای ایمنی مدارهای اولیه و ثانویه<sup>۲</sup> به دست آمد. همچنین انباره‌ها، سیستم‌های ایمنی فشار بالا و پائین اضطراری مدار اولیه، سیستم‌های تغذیه آب اضطراری مدار ثانویه و برداشت آب از چاهک<sup>۳</sup> محفظه ایمنی<sup>۴</sup> مدل‌سازی شدند. جهت فعال شدن یا غیر فعال شدن سیستم‌ها و تجهیزات، ست پوینت‌ها<sup>۵</sup> و تریپ<sup>۶</sup> آن‌ها به وسیله کارت‌های مربوطه در نظر گرفته شدند. از آن جایی که در این تحقیق بررسی پدیده چگالش بخار برگشتی دارای اهمیت بود، نیازی به مدل کردن کامل مدار ثانویه یعنی قسمت‌های توربین و چگالنده نبوده و به عنوان شروط مرزی در مدل‌سازی آورده شده‌اند. در شکل ۲ طرح‌واره‌ای از مدل‌سازی و گره‌بندی مدار اولیه نشان داده شده است.

### ۲-۲-۱- محفظه راکتور

در هنگام گره‌بندی محفظه تحت فشار راکتور دو حجم ۱۰ و ۱۱ به عنوان ورودی به محفظه در نظر گرفته می‌شوند. از چهار لوپ موجود، یک لوپ را که حادثه شکست را روی آن در نظر می‌گیریم وارد حجم ۱۰ شده و سه لوپ دیگر به حجم ۱۱ متصل می‌شوند. مسیر جریان در این محفظه از طریق پایین برنده شروع می‌شود و آب از چهار خط سرد به وسیله حجم‌های ۱۰ و ۱۱ وارد محفظه می‌شود و از طریق لوله‌های ۱۵ و ۱۶ به سمت جمع کننده پایین راکتور هدایت می‌شود. لوله‌های حلقوی<sup>۷</sup> ۱۵ و ۱۶ در مدل در واقع همان مسیر پایین برنده می‌باشد. مقدار کمی از جریان ورودی نیز که ناشی جریان به قسمت داغ راکتور را شبیه‌سازی می‌کند وارد قسمت بالایی می‌شود و در حجم‌های ۵ و ۶ در نظر گرفته شده‌اند. این جریان حدود ۰/۱ درصد کل جریان داخل سیستم را شامل می‌شود. به دلیل وجود جریان عرضی<sup>۸</sup> بین پائین برنده ۱۵ و ۱۶ شش اتصال<sup>۹</sup> هم بین آنها در نظر گرفته شده است.

آبی که به سمت پایین هدایت می‌شود ابتدا وارد محفظه پایینی راکتور<sup>۱۰</sup> شده و پس از آن وارد قلب می‌شود. قلب در این مدل‌سازی شامل سه قسمت: کانال متوسط قلب<sup>۱۱</sup>، کانال داغ<sup>۱۲</sup> و جریان فرعی قلب<sup>۱۳</sup> است. تقسیم‌بندی

- 2 Primary and secondary safety valves
- 3 Sump
- 4 Containment
- 5 Set-point
- 6 Trip
- 7 Annulus
- 8 Cross flow
- 9 Junction
- 10 Lower plenum
- 11 Average core
- 12 Hot channel
- 13 Core bypass

که در آن توان می‌تواند به صورت حاصل ضرب دو تابع زمان و مکان جداگانه فرض شود، محاسبه می‌گردد. معادله تغییرات شار نوترون و نیاسته‌ها با زمان در روابط (۱۲) و (۱۳) نشان داده شده‌اند.

$$\frac{\partial \varphi(t)}{\partial t} = \frac{(\rho(t) - \beta)\varphi(t)}{\Lambda} + \sum_{i=1}^{N_d} \lambda_i C_i(t) + S \quad (12)$$

$$\frac{\partial C_i(t)}{\partial t} = \frac{\beta_i f_i \varphi(t)}{\Lambda} - \lambda_i C_i(t) \quad (13)$$

$i = 1, 2, 3, \dots, N_d$

$$\Psi(t) = \sum_f \varphi(t) \quad (14)$$

$$P_f(t) = Q_f \Psi(t) \quad (15)$$

که در روابط (۱۲) و (۱۳)  $\varphi$  شار نوترون،  $C_i$  تعداد نیاسته‌های نوترون تاخیری گروه  $i$ ،  $\beta$  کسر نوترون تاخیری مؤثر،  $\Lambda$  زمان تولید نوترون آنی،  $\rho$  مقدار راکتیویته،  $f_i$  کسر نوترون تاخیری گروه  $i$ ،  $\lambda_i$  ثابت واپاشی گروه  $i$ ،  $S$  منبع تولید نوترون می‌باشند. همچنین در روابط (۱۴) و (۱۵)،  $\Psi$  نرخ شکافت در واحد تعداد بر ثانیه،  $\Sigma_f$  سطح مقطع ماکروسکوپی شکافت،  $P_f$  قدرت شکافت آنی در واحد Mev/s و  $Q_f$  انرژی ناشی از شکافت آنی بر حسب Mev بر شکافت می‌باشند.

### ۲-۲-۲- گره بندی نیروگاه

در این تحقیق برای مدل‌سازی و گره‌بندی نیروگاه هسته‌ای بوشهر از کد ریلپ ۵ مود ۳/۲ استفاده شده است [۹]. این کد جزو کدهای با بهترین تخمین می‌باشد که در آزمایشگاه ملی آیداهو آمریکا توسعه یافته است و از کدهای پیشنهادی کمیسیون تنظیم مقررات هسته‌ای می‌باشد. از این کد می‌توان برای شبیه‌سازی حالت‌های گذرا و حوادث در نیروگاه‌های هسته‌ای استفاده نمود. مدارهای اولیه و ثانویه، پمپ‌ها، سیستم‌های کنترل و قسمت نوترونیک قلب راکتور را می‌توان با این کد مدل نمود.

در مدل‌سازی نیروگاه توسط کد از داده‌های گزارشات نهائی ایمنی نیروگاه بوشهر [۸] بهره گرفته شد. مدل کامل و توسعه یافته‌ای از نیروگاه بوشهر با مدل‌سازی محفظه تحت فشار و قلب راکتور<sup>۱</sup>، خطوط اصلی لوله مدار اول، پمپ‌های اصلی مدار اولیه، محفظه کنترل فشار، مولدهای بخار

1 Reactor vessel

همچنین شیرهای تخلیه و ایمنی در صورت افزایش فشار مدار اول به تنظیم فشار و حفاظت از مدار کمک می‌کنند. محفظه کنترل فشار دارای چهار گروه گرم‌کن الکتریکی با توان‌های: ۲۷۰، ۲۷۰، ۷۲۰ و ۱۲۶۰ کیلووات است. هر کدام از هیترهای الکتریکی به عنوان یک ساختار حرارتی تعیین شده و در شرایط کار نرمال نیروگاه در صورت کاهش فشار مدار اول به کمتر از مقادیر تعیین شده برای هر گروه، گرم‌کن‌های آن گروه روشن می‌شود. اگر بعد از عملکرد سیستم اسپری محفظه کنترل فشار افزایش فشار در مدار اول همچنان ادامه داشته باشد، سیستم حفاظت محفظه کنترل فشار عمل می‌کند. این مجموعه متشکل از سه گروه شیر اطمینان مستقل از یکدیگر و به صورت موازی روی خطوط برداشت بخار از محفظه کنترل فشار نصب می‌شود. کل محفظه کنترل فشار هم به عنوان لوله شماره ۹۱۰ با ۱۰ گرہ بندی مشخص شده است که در ۵ گرہ پائین آب و در ۵ گرہ بالا بخار تعریف می‌شود.

#### ۳-۲-۲-۳-۳ پمپ اصلی و خطوط خنک کننده:

مدار اول نیروگاه بوشهر، دارای چهار پمپ اصلی می‌باشد. این پمپ‌ها از نوع عمودی، تک مرحله‌ای و گریز از مرکز<sup>۶</sup> هستند. در گرہ بندی خط سرد هر لوله به ۴ قسمت تقسیم شده است تا امکان اتصال سیستم‌های ایمنی فراهم باشد. خروجی خط سرد سمت شکست به حجم شماره ۱۰ و خط سرد سه لوپ دیگر به حجم ۱۱ وصل می‌شود. گرہ بندی خط داغ مشابه خط سرد بوده و تمامی آنها به حجم ۶۵ وصل شده‌اند. قسمتی از شاخه سرد که بین مولد بخار و پمپ اصلی قرار گرفته با لوله شماره ۱۵۰ مدل شده است و خروجی آن به پمپ متصل است.

#### ۴-۲-۲-۲-۴ مولدهای بخار:

یک مشخصه آشکار نیروگاه‌های هسته‌ای روسی، مولد بخار افقی است. در این نوع مولد بخار لوله‌های U شکل به صورت افقی به جمع کننده‌های<sup>۷</sup> گرم و سرد متصل است. آب مدار اول از طریق جمع کننده آب گرم وارد لوله‌های U شکل می‌شود و پس از انتقال حرارت با آب مدار ثانویه، از طریق جمع کننده سرد خارج می‌شود. آب مدار ثانویه با انتقال حرارت به بخار تبدیل شده و از بین دسته لوله‌های مولد بخار بالا می‌رود. از یک صفحه مشبک برای توزیع یکسان بخار در قسمت بالایی مولد بخار و جلوگیری از اشباع خشک کننده استفاده می‌شود. بخار عبوری از این صفحات وارد خشک کننده

تعداد مجتمع‌های سوخت قرار گرفته در هر یک از بخش‌های قلب به صورت زیر است:

در کانال داغ (لوله ۳۵) به منظور بررسی سناریوی حادثه مورد نظر، یک مجتمع سوخت قرار می‌گیرد. در متوسط قلب (لوله ۳۰) تعداد ۱۶۲ مجتمع سوخت باقی مانده مدل می‌شود. هر یک از این دو بخش به طور محوری به ۱۰ قسمت تقسیم شده‌اند و پایین‌ترین و بالاترین قسمت نشان دهنده قسمت‌های گرم نشده قلب است و در ۸ قسمت دیگر منبع حرارتی قرار دارد که مدل کننده حرارت آزاد شده از شکافت در قلب است. در کانال داغ مقدار نرخ حرارت خطی ۴۴۸ وات بر سانتی متر بوده و در کانال متوسط مقدار نرخ حرارت خطی ۱۶۶ وات بر سانتی متر می‌باشد. این مقادیر بر اساس داده‌های گزارش ایمنی نهایی که در آنالیز حوادث در نظر گرفته می‌شود به دست آمده‌اند. این مقادیر در طی حادثه براساس محاسبات سینتیتیک نقطه‌ای تغییر می‌کنند و پس از خاموشی راکتور براساس تولید حرارت پسماند محاسبه می‌شوند.

جریان فرعی<sup>۱</sup> قلب خود به سه قسمت تقسیم شده است. لوله شماره ۴۰ جهت جریان گذرنده از بین محل ۱۲۱ شاخه میله کنترل تعیین شده است. لوله شماره ۴۱ برای جریان گذرنده از جایگاه میله‌های جاذب سوختی<sup>۲</sup> و کانال‌های اندازه گیری دما و نوترون<sup>۳</sup> در نظر گرفته شده است. لوله شماره ۴۵ جهت جریان درون شکاف میان محفظه استوانه‌ای<sup>۴</sup> و دیواره قلب<sup>۵</sup> و جریان میان دیواره قلب و مجتمع‌های سوخت در نظر گرفته می‌شود. در نهایت آب گرم شده از طریق قسمت بدون تولید حرارت ۵۰، ۵۱، ۵۵ و ۵۶ قلب وارد حجم ۶۰ شده و سپس توسط حجم ۶۵ (سوراخ‌های خروجی محفظه استوانه‌ای) وارد خط داغ می‌شود. قسمت درپوش محفظه راکتور هم که آب در آن جمع می‌شود با حجم‌های ۷۰ و ۷۱ گرہ بندی شدند.

#### ۲-۲-۲-۲-۲ محفظه کنترل فشار

نقش اصلی این محفظه، کنترل فشار مدار اول در شرایط پایدار و گذرا می‌باشد. محفظه کنترل فشار از پایین به شاخه گرم لوپ دوم و به حجم شماره ۲۰۵ متصل است. در قسمت بالای محفظه کنترل فشار، سیستم‌های انبساط و شیرهای اسپری را داریم. خط پاشش آب که به صورت یک لوله مدل شده است، آب را از شاخه سرد مدار سوم از گرہ شماره ۳۷۵ می‌گیرد.

- 1 By-pass flow
- 2 Burnable absorber rod
- 3 Neutron-temperature measurement channel
- 4 Barrel
- 5 Baffle

6 Centrifuge

7 Collector

**Table 1. The variations of mass flow rate with line pressure in the HPIS, LPIS, accumulators and EFWS**

**جدول ۱: تغییرات دبی جرمی با فشار خط در سیستم فشار پایین و بالای اضطراری و سیستم تغذیه آب اضطراری**

مراحل تغذیه آب به مدار اولیه با سیستم فشار پائین اضطراری بر اساس خطوط سرد و داغ			مراحل تغذیه آب به مدار اولیه با سیستم فشار بالای اضطراری بر اساس فشار خطوط سرد و داغ			مراحل تغذیه آب به مدار ثانویه توسط سیستم تغذیه آب اضطراری بر اساس فشار خطوط بخار		
شماره	فشار خط (MPa)	دبی (m <sup>3</sup> /h)	شماره	فشار خط (MPa)	دبی (m <sup>3</sup> /h)	شماره	فشار خط (MPa)	دبی (m <sup>3</sup> /h)
۱	۱،۰۲	۰	۱	۷،۸	۰	۱	۶،۲۷۲	۱۵۰
۲	۰،۹۹	۱۰۰	۲	۷،۲	۲۸	۲	۶،۸۶	۱۲۵
۳	۰،۹۵	۲۰۰	۳	۶،۵	۶۲	۳	۸،۴	۸۰
۴	۰،۸۹	۳۰۰	۴	۵،۵	۱۰۲			
۵	۰،۷۸	۴۰۰	۵	۴،۴	۱۳۵	ست پوینت تزریق آب توسط انباره‌ها =		
۶	۰،۶۶	۵۰۰	۶	۲،۶	۱۸۳	۵/۸۸ مگا پاسکال		
۷	۰،۴۸	۶۰۰	۷	۰	۲۴۰			
۸	۰،۲۵	۷۰۰						
۹	۰	۷۰۰						

شده و پس از جداسازی قطرات آب در جداکننده<sup>۱</sup> به سمت توربین فرستاده می‌شود. در مدل‌سازی مولد بخار، هر دو بخش مولد بخار یعنی سمت مدار اولیه شامل لوله‌های مولد بخار، جمع کننده سرد و جمع کننده گرم و سمت مدار ثانویه شامل جداکننده، جریان بازگشتی<sup>۲</sup> و جریان گردشی<sup>۳</sup> مدل شده است. در گره‌بندی مولد بخار حلقه اول جمع کننده گرم با شاخه‌های شماره ۱۴۱ الی ۱۴۵ و جمع کننده سرد با شاخه‌های شماره ۱۲۱ الی ۱۲۵ مدل شده است. لوله‌های داخل مولد بخار با شماره‌های ۱۳۱ الی ۱۳۵ مدل شده است که هر یک به پنج گره تقسیم شده است.

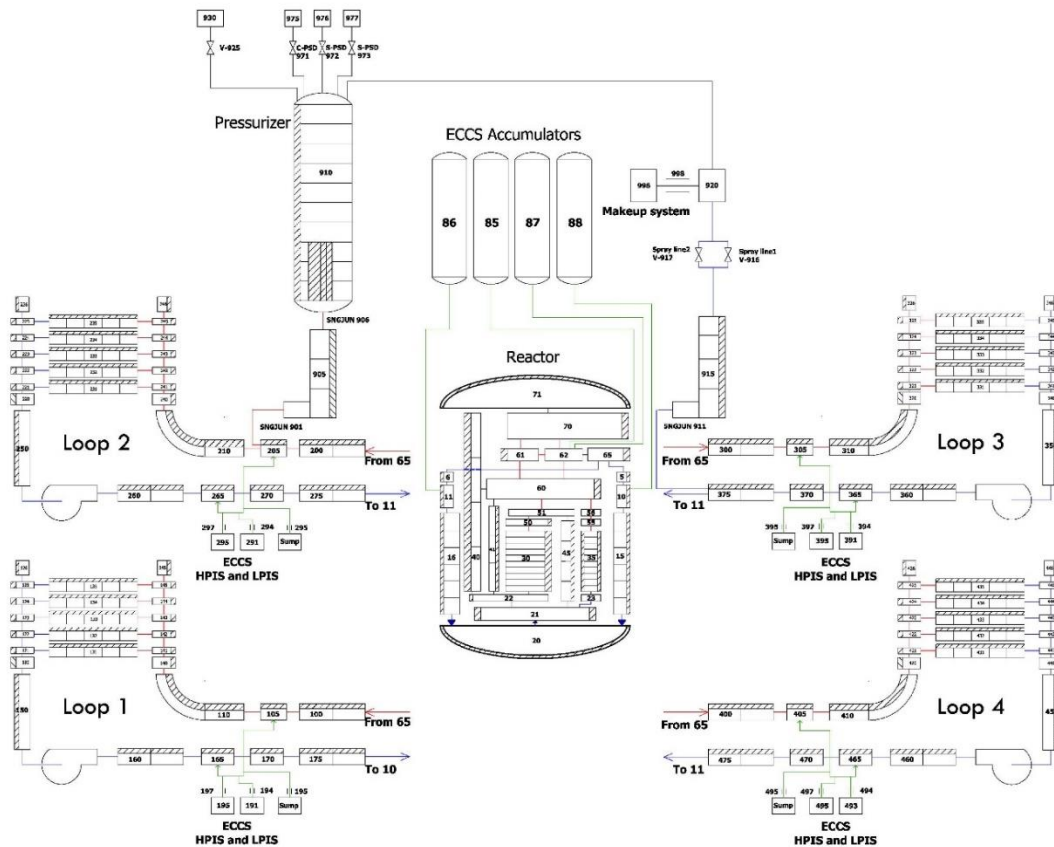
#### ۵-۲-۲-۲- مدل‌سازی سیستم‌های ایمنی اضطراری

چهار انباره با لوله‌های به قطر ۳۰۰ میلی‌متر و با شیرهای یک طرفه<sup>۴</sup> مستقیماً به محفظه تحت فشار راکتور وصل می‌شوند. در مدل‌سازی انباره‌ها از مدل پیش فرض کد ریلپ ۵ استفاده می‌شود. از چهار انباره، دو انباره به ورودی‌های خط سرد به محفظه تحت فشار (حجم‌های ۱۰ و ۱۱) و دو انباره به خروجی محفظه استوانه‌ای قلب (حجم ۶۲) وصل شده‌اند.

سیستم‌های ایمنی اضطراری فشار بالا و فشار پائین دارای لوله کشی مشترک می‌باشند که به هر یک از خطوط سرد و داغ در هر چهار لوپ وصل شده‌اند. اما دارای پمپ‌های متفاوت با هد<sup>۵</sup> مختلف می‌باشند. چهار کانال از این نوع سیستم به طور مجزا برای برداشت حرارت در شرایط اضطراری و

- 1 Separator
- 2 Recycle
- 3 Circulation

- 4 Check valve
- 5 Head



شکل ۲: طرح‌واره‌ای از مدل‌سازی و گره بندی مدار اولیه نیروگاه هسته‌ای بوشهر در کد ریلپ ۵

Fig. 2. Schematic of primary circuit Nodalization of BNPP by RELAP5 code

جدول ۱ تغییرات دبی جرمی با فشار خط در سیستم فشار بالا و فشار پائین آورده شده است.

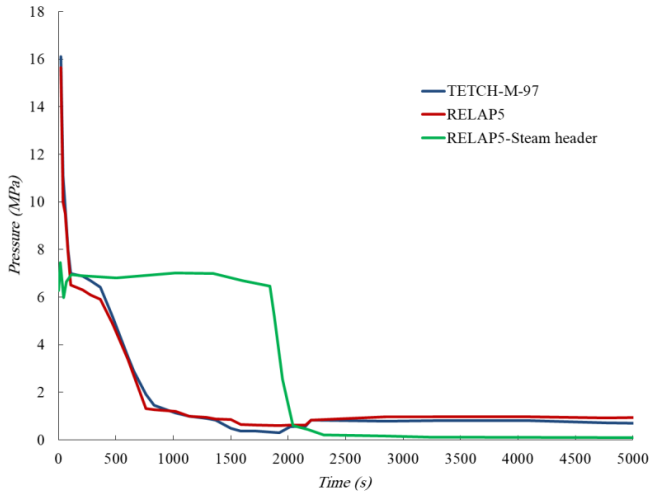
زمانی که کلیه مخازن اضطراری پس از حادثه خالی شوند، سیستم فشار پائین اضطراری از چاهک محفظه ایمنی راکتور شروع به مکش آب و رساندن آن به خطوط می‌کند. در این حال سیستم فشار بالا توسط اپراتور خاموش می‌شود. در مدل‌سازی این قسمت از یک حجم متغیر با زمان به همراه یک اتصال متغیر با زمان برای تزریق آب به لوله‌ها استفاده شده است. به دلیل مقایسه نتایج حاصل از کد ریلپ ۵ با نتایج سازنده نیروگاه بوشهر [۸] شرایط محافظه کارانه‌ای در شبیه سازی حادثه شکست کوچک در نظر گرفته شد. یعنی همزمان با حادثه شکست کوچک، حادثه از بین رفتن برق شبکه<sup>۳</sup> نیز رخ می‌دهد. بنابراین برق اضطراری توسط دیزل ژنراتورها با تأخیر ۴۰ ثانیه‌ای فراهم خواهد شد. پس سیستم‌های تزریق اضطراری آب به قلب راکتور و سیستم‌های تغذیه آب اضطراری مدار ثانویه پس از ۴۰ ثانیه

حادثه در نظر گرفته شده‌اند. هر کانال دارای دو تانک آب موازی هر یک به حجم ۱۹۷/۵ متر مکعب می‌باشد که هر یک از کانال‌ها می‌توانند به طور مستقل از ۲ تانک برداشت کنند. بنابراین برای چهار کانال در مجموع ۱۵۸۰ متر مکعب آب جهت حوادث در نظر گرفته شده است.

در مدل‌سازی به هر یک از خطوط سرد و گرم یک حجم متغیر با زمان<sup>۱</sup> به همراه یک اتصال متغیر با زمان<sup>۲</sup> با قطر ۲۵۰ میلی متر وصل می‌شوند. چون هر دبی که توسط پمپ‌های فشار بالا یا پائین به لوله‌ها وارد می‌شود در اتصال به خطوط سرد و گرم به دو قسمت تقسیم می‌شود، پس در مدل‌سازی، دبی اتصالات متغیر با زمان به دو تقسیم می‌شود. اتصال متغیر با زمان این خاصیت را دارد که با فعال شدن تریپ اش سیال به داخل لوله‌ها جریان می‌یابد. همچنین برای دبی آن می‌توان از داده‌های جدول تغییرات دبی با فشار استفاده نمود و نسبت به تغییر فشار، دبی وارده به لوله‌ها را تغییر داد. در

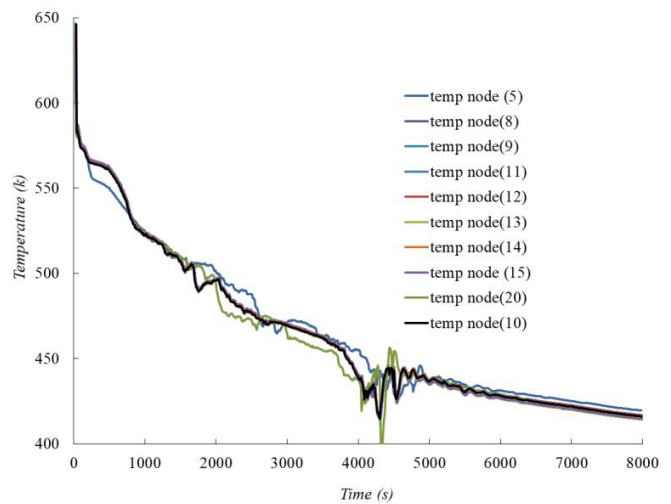
3 Station Black Out (SBO)

1 Time dependent volume  
2 Time dependent junction



شکل ۴: تغییرات فشار خروجی راکتور و خط بخار در طی شکست ۱۰۰ میلی متر

Fig. 4. The reactor outlet and steam header pressure during SB-LOCA with 100 mm break



شکل ۳: تغییرات دمای ماکزیمم غلاف با گره‌بندی‌های مختلف قلب راکتور بر حسب زمان در حادثه شکست ۱۰۰ میلی‌متر

Fig. 3. Maximum clad temperature for different nodalization in the 100mm SB-LOCA

برای حالت دوم ۲۵ میلی متر می‌باشد، استفاده شد. محل شکست بر روی بازوی سرد بین پمپ اصلی و نازل ورودی محفظه راکتور (شاخه شماره ۱۷۰) در حلقه یک (شکل ۲) در نظر گرفته شد.

برای بررسی عدم وابستگی به گره‌بندی در چندین حالت گره‌بندی‌های قسمت قلب راکتور تغییر داده شد. از آن جا که در حوادث نیروگاه‌های هسته‌ای مهمترین پارامتر دمای ماکزیمم غلاف می‌باشد، این پارامتر مورد بررسی قرار گرفت. برای بررسی، گره‌بندی‌ها از ۵ تا ۲۰ تغییر یافتند. بدلیل محدودیت کوران که الزامی می‌دارد تا حداقل اندازه طول گره کمتر از ۲۰ سانتی متر نباشد لذا بیشترین تعداد گره را حداکثر دوبرابر گره‌های فعلی در نظر گرفتیم. پس از اجرای کد نتایج شکل ۳ به دست آمدند.

چنانچه از شکل ۳ مشخص است با افزایش تعداد گره‌ها به دو برابر و همچنین نصف گره اولیه (۱۰ گره) تغییرات محسوسی در دمای ماکزیمم غلاف بوجود می‌آید. اما با کاهش تعداد گره‌ها به ۸ و همچنین افزایش آنها تا ۱۵ تغییرات دما خیلی کم بوده و در حد چند درجه کلون بوده است. بنابراین می‌توان گفت نتایج نسبت به گره‌بندی‌ها تقریباً دارای عدم وابستگی هستند و انتخاب ۱۰ گره، مناسب بوده است.

### ۳- نتایج و بحث

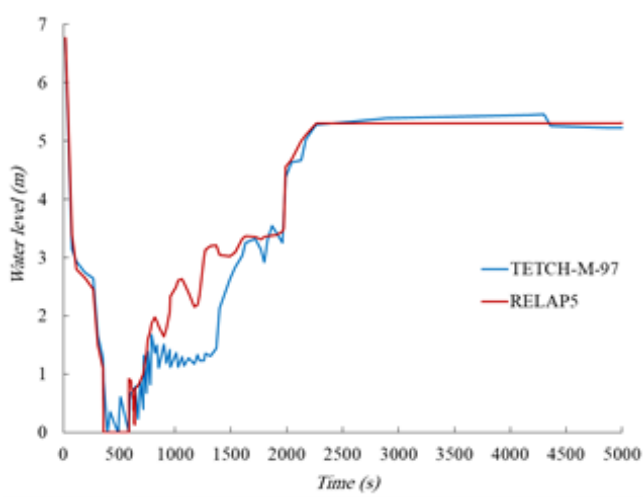
در شکل‌های ۴ الی ۷ نتایج تغییرات فشار خروجی راکتور و فشار مدار ثانویه، تغییرات کسر حباب در ورودی‌ها و خروجی راکتور، تغییرات سطح آب

و ۱۲۰ ثانیه در دسترس خواهند بود. همچنین با از بین رفتن برق شبکه سیستم‌های اصلی و کمکی تغذیه مدار ثانویه، سیستم‌های محفظه کنترل فشار از قبیل هیترها، اسپری‌ها و سیستم انبساط، شیر تخلیه بخار به چگالنده و تمامی پمپ‌های اصلی مدار اولیه از دسترس خارج خواهند شد. در نتیجه تنها سیستم‌هایی که با برق اضطراری کار می‌کنند در شبیه‌سازی در نظر گرفته شوند. اما بر اساس معیار خرابی یک سیستم ایمنی در هنگام وقوع حادثه<sup>۸</sup>، فرض می‌شود که یک انباره خراب می‌باشد. همچنین بدلیل خرابی دو دیزل ژنراتور در هنگام وقوع حادثه دو کانال سیستم فشار بالا و پائین اضطراری مدار اولیه و همچنین دو سیستم تغذیه اضطراری آب ثانویه برای حلقه‌های دو و سه فعال نمی‌شوند [۸].

همچنین سیگنال خاموشی راکتور با تأخیر ۱/۴ ثانیه‌ای تولید می‌شود و ۰/۳ ثانیه طول می‌کشد تا میله‌های کنترل رها شوند. افتادن میله‌های کنترل از بالاترین نقطه تا پائین ترین نقطه حدود ۴ ثانیه طول می‌کشد. با صادر شدن سیگنال خاموشی راکتور، ۵ ثانیه بعد سیگنال بسته شدن شیر ورودی بخار به توربین صادر شده و بخار ورودی به توربین قطع می‌شود. با فعال شدن سیگنال سیستم‌های ایمنی، آن‌ها با دو ثانیه تأخیر روی خط می‌آیند. به منظور مدل‌سازی حادثه شکست کوچک از شیرری با سطح مقطع عبور جریانی برابر با اندازه شکست مورد نظر که برای حالت اول ۱۰۰ میلی‌متر و

1 BRU-K valve  
2 Single failure criterion



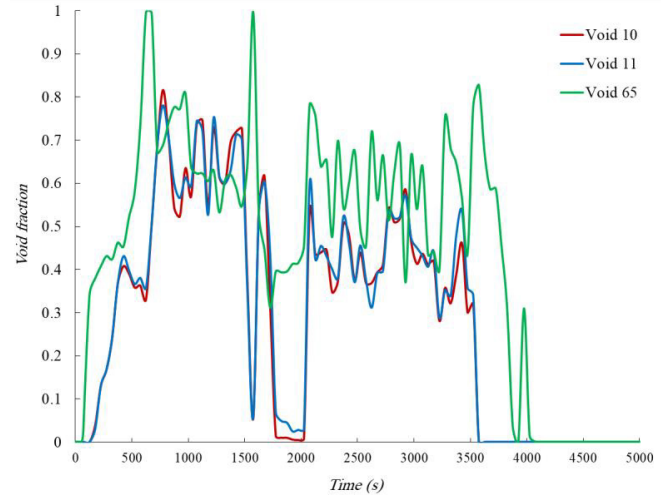


شکل ۶: تغییرات سطح آب داخل محفظه راکتور در طی شکست ۱۰۰ میلی متر

Fig. 6. Reactor vessel water level during SB-LOCA with 100 mm break

اولیه به ترتیب در ۴۱۰، ۹۲ و ۱۳۸۹ ثانیه می‌کنند [۷]. با شروع تزریق آب توسط انبارها مرحله دوباره پر شدن<sup>۴</sup> در ثانیه ۹۲ شروع می‌شود. سپس با کاهش سطح آب محفظه راکتور به قعر میله‌های سوخت، مرحله دوباره غرق شدن قلب با شروع بکار سیستم‌های تزریق اضطراری فشار بالا در ثانیه ۴۱۰ شروع می‌شود.

در حالت پایا سرعت سیال در هر یک از خطوط داغ حدود ۱۱ متر بر ثانیه می‌باشد. با وقوع حادثه سیستم‌های کنترلی نیروگاه فرمان خاموشی صادر نموده و پمپ‌ها خاموش می‌شوند و سرعت سیال در لحظات اول پس از خاموشی مطابق منحنی کاهش پمپ‌ها می‌باشد. سپس گردش سیال در سیستم بسته مدار اول توسط گردش طبیعی تک فاز صورت می‌گیرد. با تشکیل بخار در راکتور و کاهش موجودی آب در قلب راکتور، گردش طبیعی تک فاز و دوفاز سیال متوقف شده و در زمان ۲۹۴ ثانیه تغییرات سرعت سیال در خطوط داغ معکوس می‌شود (شکل ۷). منفی شدن سرعت سیال ابتدا در حلقه‌هایی رخ می‌دهد که سیستم‌های ایمنی اضطراری آب به آنها تزریق نمی‌کنند. این سرعت معکوس تا زمانی ادامه می‌یابد که نصف قلب راکتور توسط آب تزریق شده از انبارها و سیستم تزریق آب اضطراری فشار بالا در ۱۱۷۵ ثانیه پر شود (شکل‌های ۶ و ۷). سپس سرعت سیال به تناوب در اثر تزریق آب از سیستم‌های اضطراری مثبت و منفی می‌شود. با منفی شدن سرعت سیال به احتمال زیاد چگالش بخار برگشتی در مولدهای بخار



شکل ۵: تغییرات کسر حباب در ورودی‌های راکتور (حجم‌های ۱۰ و ۱۱) و خروجی راکتور (حجم شماره ۶۵) در طی شکست ۱۰۰ میلی متر

Fig. 5. Void fraction of reactor inlets (Vol. No.10 and 11) and upper plenum outlet (Vol. No. 65) during 100 mm break

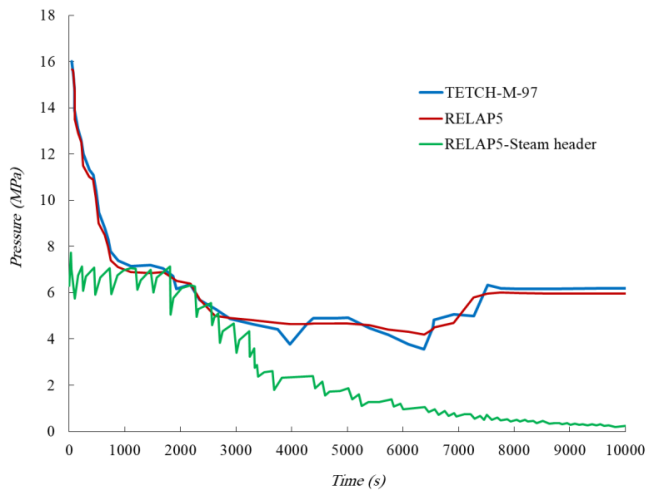
داخل راکتور و تغییرات سرعت سیال در خطوط داغ در طی ۵۰۰۰ ثانیه از حادثه شکست ۱۰۰ میلی متر نشان داده شده‌اند.

با وقوع حادثه دوره پائین رفتن فشار<sup>۱</sup> شروع شده و بلافاصله فشار مدار اولیه شروع به کاهش می‌کند که بیشترین نرخ افت فشار در ۹۵ ثانیه اول رخ می‌دهد یعنی فشار از ۱۵/۷ مگاپاسکال به ۶/۵ مگاپاسکال افت می‌کند (شکل ۴). افت فشار تا زمانی ادامه می‌یابد (۹۵ ثانیه بعد از شروع حادثه) که در خروجی راکتور تبدیل مایع به بخار<sup>۲</sup> اتفاق بیفتد و بخار در بالای راکتور تشکیل شود (شکل ۵). اگرچه وقتی فشار مدار اولیه به کمی بالاتر از فشار مدار ثانویه افت کند، سیال در بالای محفظه تحت فشار راکتور شروع به تبدیل شدن به بخار می‌کند (شکل‌های ۴ و ۵).

ارتفاع آب در محفظه تحت فشار راکتور در حالت پایا حدود ۷ متر می‌باشد و میله‌های سوخت ۳/۵ متر طول دارند. چنانچه در شکل ۶ نشان داده شده پس از ۸۰ ثانیه ارتفاع آب به سر میله‌های سوخت می‌رسد. پس از آنکه محتوی آب قلب به انتهای محفظه تحت فشار راکتور کاهش پیدا کرد (پس از ۳۶۵ ثانیه)، نرخ افت فشار دوباره از سر گرفته شده و فشار بار دیگر افت می‌کند<sup>۳</sup>. با افت فشار به ست پوینت‌های سیگنال‌های انبارها (۵/۸۸ مگاپاسکال) و سیستم تزریق آب فشار بالا و پائین اضطراری در ۷/۸ و ۱/۰۲ مگاپاسکال، این سیستم‌ها شروع به تزریق آب به حلقه‌های یک و چهار مدار

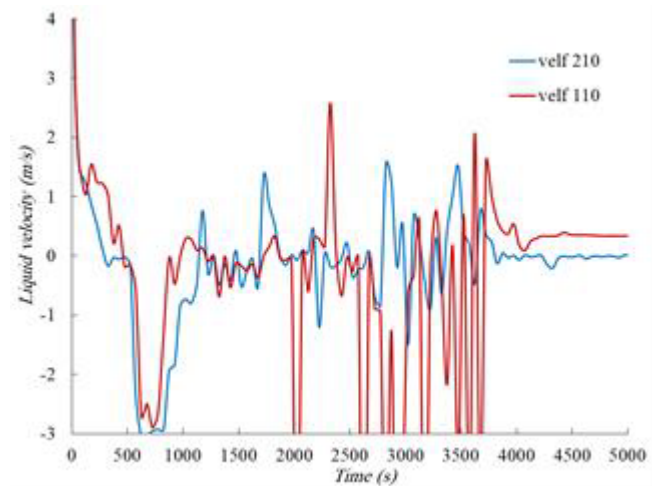
- 1 Refill
- 2 Flashing
- 3 Second depressurization

4 Reflood



شکل ۸: تغییرات فشار خروجی راکتور و خط بخار در طی شکست ۲۵ میلی متر

Fig. 8. The reactor outlet and steam header pressure during SB-LOCA with 25 mm break



شکل ۷: تغییرات سرعت سیال در خطوط داغ حلقه‌های یک و دو در طی شکست ۱۰۰ میلی متر

Fig. 7. Liquid velocity in the hot legs of first and second loops during SB-LOCA with 100 mm break

و چهارم می‌شود. افت فشار تا زمانی ادامه پیدا می‌کند که تبدیل مایع به بخار و تولید حباب در شاخه خروجی محفظه تحت فشار راکتور ظاهر شود (شکل‌های ۸ و ۹). پس از خاموشی پمپ‌های مدار اولیه در اثر سیگنال خاموشی تجهیزات نیروگاه و برقراری حالت افت سرعت مطابق منحنی پمپ<sup>۲</sup>، پدیده غالب در برداشت حرارت راکتور پدیده گردش طبیعی سیال به صورت تکفاز می‌باشد که با به وجود آمدن بخار تبدیل به گردش طبیعی دوفاز می‌شود [۶]. بخار در خروجی راکتور زمانی بوجود می‌آید که فشار مدار اولیه به نزدیکی فشار مدار ثانویه برسد. در حالی که بخار در ورودی‌های راکتور زمانی بوجود می‌آید که کل مدار اولیه دو فاز شده و جریان دوفازی برقرار شود.

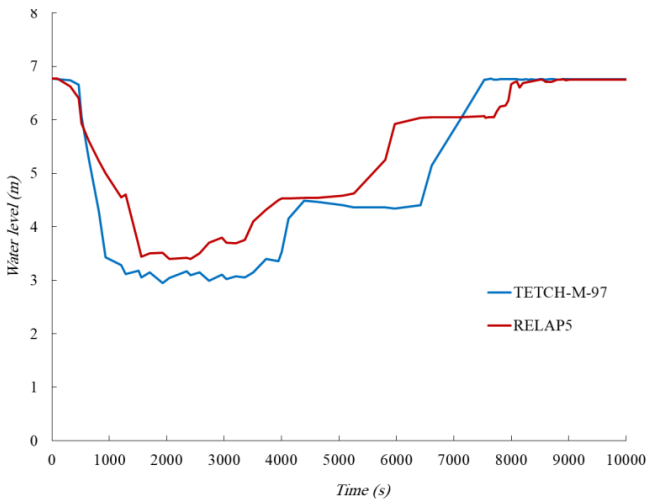
در شکل ۱۱ تغییرات سرعت سیال در لوله‌های خط داغ حلقه‌های یک و دو نشان داده شده‌اند. با رخداد حادثه و شکست ۲۵ میلی‌متر نیروگاه خاموش شده و پمپ‌های اصلی خنک کننده مدار اول به حالت افت سرعت می‌روند. در نتیجه سرعت سیال در لحظات اول حادثه افت زیادی می‌کند. سپس در اثر گردش طبیعی سیال همراه با از دست رفتن آن از محل شکست، افت کمی در سرعت سیال مشاهده می‌شود. با شروع بکار سیستم تزریق اضطراری آب فشار بالا در حلقه اول سرعت سیال افزایش می‌یابد. اما در حلقه دوم بدلیل عدم تزریق آب توسط سیستم تزریق اضطراری فشار بالا، سیر کاهشی سرعت ادامه پیدا کرده و در نهایت سرعت سیال منفی می‌شود.

حلقه‌هایی که سیستم اضطراری آب تزریق نمی‌کند (حلقه‌های دو و سه)، رخ می‌دهد. چون بخاری که در راکتور تولید می‌شود از بازوی داغ به سمت مولد بخار حرکت کرده و برداشت حرارت توسط سمت ثانویه انجام می‌شود. البته در شکل ۷ حلقه یک هم سرعت منفی دارد و بنابراین احتمال چگالش بخار برگشتی وجود دارد. با تزریق آب توسط سیستم‌های اضطراری و پر شدن محفظه راکتور سرعت آب در حلقه اول پایا شده و مثبت باقی می‌ماند (در ثانیه ۳۶۰۰). اما در حلقه‌ای که آب تزریق نمی‌شود سرعت سیال در حدود صفر باقی می‌ماند.

با توجه به فعال شدن سیستم تغذیه آب اضطراری مدار ثانویه در ۱۲۰ ثانیه پس از حادثه [۷]، مقداری از حرارت ناشی از واپاشی پسماند<sup>۱</sup> توسط پدیده فوق از طریق مولدهای بخار برداشت می‌شود. با ادامه یافتن خروج سیال از محل شکست، حرارت ناشی از واپاشی پسماند از محل شکست دفع می‌شود.

در شکل‌های ۸ الی ۱۱ نتایج تغییرات فشار خروجی راکتور مدار اولیه و فشار مدار ثانویه، تغییرات کسر حباب در ورودی‌ها و خروجی راکتور، تغییرات سطح آب داخل راکتور و تغییرات سرعت سیال در خطوط داغ در طی حادثه شکست ۲۵ میلی متر نشان داده شده‌اند.

در ۸۰۰ ثانیه اول حادثه فشار از ۱۶ به ۷/۸ مگاپاسکال کاهش می‌یابد که باعث روی خط آمدن سیستم ایمنی فشار بالای اضطراری به حلقه اول



شکل ۱۰: تغییرات سطح آب داخل محفظه راکتور در طی شکست ۲۵ میلی متر

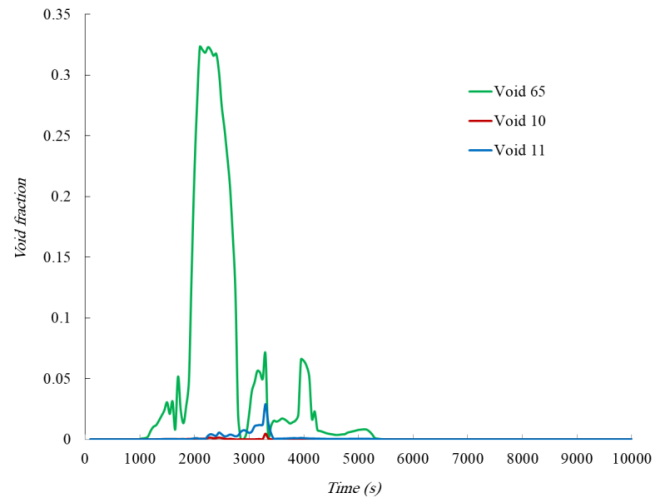
Fig. 10. Reactor vessel water level during SB-LOCA with 25 mm break

به دلیل ارتفاع خروجی راکتور نسبت به ورودی‌های راکتور، در خروجی زودتر از ورودی اتفاق می‌افتد. سپس در نتیجه گردش طبیعی سیال، مقداری از حباب‌ها در اثر برداشت حرارت توسط مولدهای بخار متراکم شده و به مایع تبدیل می‌شوند و بقیه به ورودی‌های راکتور (حجم‌های ۱۰ و ۱۱) می‌رسند. در منحنی آبی رنگ چون تعداد ورودی‌های حجم ۱۱ سه ورودی است و در مقابل ورودی حجم ۱۰ یک ورودی است مقدار کسر حباب حجم ۱۱ بیشتر از حجم ۱۰ می‌باشد. با ادامه تزریق آب توسط سیستم‌های اضطراری، مقدار حباب به صفر می‌رسد.

در شکل ۱۰ علت تفاوت محاسبات در سطح آب راکتور ناشی از تغییر دبی آب در اثر فشار می‌باشد. از جدول ۱ مشخص است که دبی تزریق آب در سیستم‌های اضطراری مدار اولیه و ثانویه با تغییرات فشار مدار اولیه و ثانویه رابطه مستقیمی دارد. همچنین تغییرات فشار در شکل ۸ نشان دهنده تفاوت در فشار مدار اولیه محاسبه شده با فشار گزارش شده توسط شرکت سازنده نیروگاه متفاوت می‌باشد (فشار محاسبه شده کمتر از فشار گزارش شده است). پس دبی‌های تزریق شده به مدار اولیه و ثانویه بیشتر بوده و در نتیجه سطح آب داخل راکتور بیشتر از سطح آب گزارش شده توسط شرکت سازنده در برخی زمان‌ها محاسبه می‌شود.

#### ۴- نتیجه گیری

شناخت پدیده‌های فیزیکی در حوادث راکتورهای هسته‌ای امکان



شکل ۹: تغییرات کسر حباب در ورودی‌های راکتور (حجم‌های ۱۰ و ۱۱) و خروجی راکتور (حجم شماره ۶۵) در طی شکست ۲۵ میلی متر

Fig. 9. Void fraction of reactor inlets (Vol. No.10 and 11) and upper plenum outlet (Vol. No. 65) during 25 mm break

با توجه به شکل‌های ۱۰ و ۱۱ زمانی که سطح آب داخل محفظه تحت فشار به پایین تر از ارتفاع خروجی خط داغ می‌رسد سرعت سیال در حلقه‌هایی که به آن‌ها آب از طریق سیستم‌های اضطراری تزریق نشده است (حلقه‌های دو و سه)، منفی می‌شود در حالی که در حلقه‌های یک و چهار سرعت سیال مثبت است. با منفی شدن سرعت سیال در خط داغ احتمال زیادی وجود دارد تا پدیده چگالش بخار برگشتی به صورت مقطعی و در مدت زمان‌های کمی رخ دهد که در زمان ۲۷۲۸ ثانیه اتفاق می‌افتد اما به دلیل سرعت خیلی کم منفی در حدود  $-0.05$  الی  $-0.1$  متر بر ثانیه نمی‌توان با اطمینان به رخ دادن چگالش بخار در مولد بخار و برگشت آن به محفظه راکتور اذعان نمود.

با توجه به منحنی افت فشار راکتور (شکل ۸) افت فشار پس از ۸۸۰ ثانیه متوقف می‌شود، چرا که انرژی خارج شده از محل شکست کمتر از انرژی تولید شده در قلب راکتور است. بنابراین انرژی اضافه بایستی از طریق مولدهای بخار به ثانویه منتقل شود [۴]. با برداشت حرارت توسط مولدهای بخار و محل شکست به صورت همزمان، فشار مدار اولیه تا زمان ۷۰۰۰ ثانیه دوباره افت می‌کند. سپس با توجه به تزریق آب سیستم‌های اضطراری و پر شدن محفظه راکتور (شکل ۱۰) فشار مدار اولیه تا ۶ مگاپاسکال افزایش می‌یابد.

در شکل ۹ منحنی سبز رنگ مقدار کسر حباب را در سیال خروجی راکتور (حجم ۶۵) نشان می‌دهد. زمانی که فشار مدار اولیه به نزدیکی فشار مدار ثانویه می‌رسد حباب در مدار اولیه تشکیل می‌شود. تشکیل این حباب

## ۵- فهرست علائم

### علائم انگلیسی

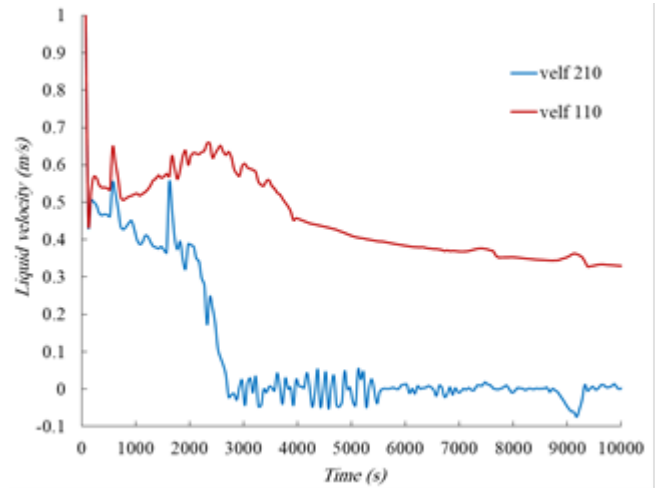
$A$	مساحت
$B$	نیروی بدنه
$C$	ضریب وابسته به رژیم جریان - نیاهسته‌های نوترون‌های تأخیری - ضریب غلظت
$DISS$	ضریب اتلاف ناشی از اصطکاک و پمپ‌ها
$FIF$	ضریب اصطکاک بین لایه‌ها برای فاز مایع
$FIG$	ضریب اصطکاک بین لایه‌ها برای فاز بخار
$FWF$	ضریب اصطکاک دیواره برای مایع
$FWG$	ضریب اصطکاک دیواره برای بخار
$H$	ضریب انتقال حرارت
$P$	فشار - قدرت شکافت
$L$	طول
$M$	جرم
$Q$	نرخ انتقال حرارت
$S$	چشمه نوترون
$T$	دما
$V$	حجم
$X$	کیفیت غیر قابل تراکم پذیری
$f_i$	کسر نوترون‌های تأخیری
$h'$	انتالی ویژه دیواره‌ها
$h^*$	انتالی ویژه
$t$	زمان
$u$	انرژی داخلی
$v$	سرعت

### علائم یونانی

$\alpha$	کسر حجمی بخار
$\beta$	کسر نوترون‌های تأخیری مؤثر
$\Gamma$	نرخ تبدیل حجمی جرم
$\rho$	چگالی - راکتیویته
$\psi$	نرخ شکافت
$A$	زمان تولید نوترون‌های آبی
$\lambda$	ثابت واپاشی
$\varphi$	شار نوترون

### زیرنویس

$b$	بورون
$f$	مایع - شکافت
$g$	گاز
$i$	وجه مشترک لایه‌ها
$m$	مخلوط
$n$	امین جزء گاز
$s$	اشباع
$w$	دیواره
$x$	جهت $x$ در مختصات کارترین



شکل ۱۱: تغییرات سرعت سیال در خطوط داغ حلقه‌های یک و دو در طی شکست ۲۵ میلی‌متر

Fig. 11. Liquid velocity in the hot legs of first and second loops during SB-LOCA with 25 mm break

مدیریت بهتر را در صورت رخداد این حوادث می‌دهد. در این مقاله پدیده چگالش بخار برگشتی که در اثر کاهش موجودی خنک کننده قلب راکتور اتفاق می‌افتد، مورد بررسی قرار گرفت. نتایج نشان دهنده احتمال بالای رخ دادن این پدیده در حادثه شکست ۱۰۰ میلی‌متر بوده است. چرا که با تشکیل بخار در راکتور و کاهش موجودی آب در قلب راکتور، گردش طبیعی تک فاز و دوفاز سیال متوقف شده و در زمان ۲۹۴ ثانیه تغییرات سرعت سیال در خطوط داغ معکوس می‌شود و تا زمانی که نیمی از قلب راکتور پر از آب نشده (۱۱۷۵ ثانیه) این پدیده ادامه می‌یابد. اما در مورد شکست ۲۵ میلی‌متر به یقین نمی‌توان گفت که این پدیده اتفاق می‌افتد. چون با افت سطح آب داخل محفظه تحت فشار به پائین‌تر از خروجی خط داغ، سرعت سیال در حلقه ۲ منفی می‌شود و به حدود  $-0.05$  الی  $-0.1$  متر بر ثانیه می‌رسد. این مقدار در مقایسه با شکست ۱۰۰ میلی‌متر (۳- متر بر ثانیه) خیلی کم می‌باشد. با وجود رخ دادن پدیده مورد نظر مقداری از حرارت ناشی از پسماند به مدار ثانویه منتقل می‌شود. همچنین تبدیل بخار به سیال در مدار اولیه از طریق مولدهای بخار در حادثه شکست کوچک، باعث پر شدن سریع‌تر محفظه راکتور می‌شود. این بدان معنا است که ایمنی بهتری برای میله‌های سوخت و راکتور حاصل می‌شود.

safety, (1994).

## منابع

- [5] Y.M. Moon, H.C. No, H.S. Park, Y.S. Bang, Assessment of RELAP5/MOD3.2 for Reflux Condensation Experiment, International Agreement Report, Office of Nuclear Regulatory Research U.S., Nuclear Regulatory Commission, (2000).
- [6] S.K. Mousavian, F. D'Auria, M.A. Salehi, Analysis of natural circulation phenomena in VVER-1000, Nuclear Engineering and design, 229 (2004) 25-46.
- [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 (2015) 545-556.
- [8] A.E.O.o.I. (AEOI), Final safety analysis report (FSAR) for BUSHEHR VVER-1000 reactor, (2007).
- [9] RELAP5/MOD3.2 code manual, Idaho national engineering and environmental laboratory, (1995) 1-6.
- [1] Y.-J. Chung, H.-C. Kim, M.-H. Chang, Study on System Characteristics under Two-Phase Natural Circulation and Reflux Condensation Conditions, Proceeding of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting, (2000).
- [2] Y.-S. Kim, H.-S. Park, S. Cho, K.-Y. Choi, K.-H. Kang, Reflux condensation behavior in SBLOCA tests of ATLAS facility, Annals of Nuclear Energy, 99 (2017) 227-239.
- [3] R.M. Mandl, P.A. Weiss, PKL Tests on Energy Transfer Mechanisms During Small-Break LOCAs, Nuclear safety, 23 (1982) 146-154.
- [4] G.H. Chou, J.C. Chen, L.Y. Liao, Studies on the heat transfer characteristics inside a vertical tube during reflux condensation process, The 4th international topical meeting on nuclear thermal hydraulics, operations and

