



Investigation of Thermo-Hydraulic Parameters of Reactor Containment due to Cold-Leg Break Accident

M. M. Sadeghiyazad^{1,2*}, F. Choobdar Rahim²

¹Department of Mechanical Engineering, Azarbaijan Shahid Madani University, Tabriz, Iran.

²Department of Mechanical Engineering, Urmia University of Technology, Urmia, Iran.

ABSTRACT: Since the nuclear energy has been recognized as a useful energy, the subject of structure, operation and safety and environmental protection have also been important. In the nuclear reactors, one of the most dangerous accidents that can occur is the loss of coolant accident, that the most important of these events is the guillotine breaking in cold or hot leg coolant, which, this will melt the reactor core if it is not stopped. This paper presents one of the most dangerous accidents in reactor containments known as loss of coolant accident in its worst condition which is called large break loss of coolant accident. The specific type of large break loss of coolant accident is double ended cold leg break which means totally guillotine type of break in cold leg pipe. This modeling is performed in single volume method in Advanced Pressurized water reactor which is one of the most sophisticated safe reactors that has ever been built. The conservation mass and energy equations have been used in this modeling and the modeling software applied in our analysis is MATLAB, and the results are compared with the Advanced Pressurized-1000 water reactor safety, security and environmental reports.

Review History:

Received: Sp. 20, 2019

Revised: Dec. 13, 2019

Accepted: Jan. 26, 2020

Available Online: Feb. 04, 2020

Keywords:

Reactor containment

Thermohydraulic

Single volume modeling

Guillotine fracture

Two phase

1. Introduction

During a severe accident, a large amount of radioactive fission products is generated and the goal of the containment system is to avoid or limit the release of these fission products to the external environment. This goal is achieved through restriction of accidents or by using containment safety systems limiting the dangerous effects of the event. Therefore, the containment plays a basic role in safety. Advanced Pressurized (AP) 1000 is a two loop 1000 MWe Pressurized Water Reactor (PWR) with passive safety features and extensive plant simplifications that enhances the construction, operation, maintenance, and safety [1]. The AP1000 safety-related systems include the following (Fig. 1):

1. Passive core cooling system (PXS)
2. Passive containment Cooling System (PCS)
3. Main control room emergency habitability system (VES)

4. Containment isolation

The Loss Of Coolant Accident (LOCA) is most likely to occur in 'water cooled reactors', where the stored energy content of the high pressure, high temperature coolant may be released to the containment by rupture of an exposed pipe. Due to the importance of safety in nuclear power plants, accident analysis should be performed in power plant design, one of the most important events to consider is the loss of coolant accidents. There has been a lot of research and studies in this field such as: Numerical simulation study of Large Break

Loss Of Coolant Accident (LBLOCA) for AP1000 reactor by SCDAP / RELAP 4.0 computational code [2]. Simulation of Small Break Loss Of Coolant Accident (SBLOCA) AP1000 Reactor accident using RELAP5-MV code and comparing results with NOTRUMP code [3], Thermal-hydraulic and stress analysis of AP1000 reactor containment during LOCA in dry cooling mode [4].

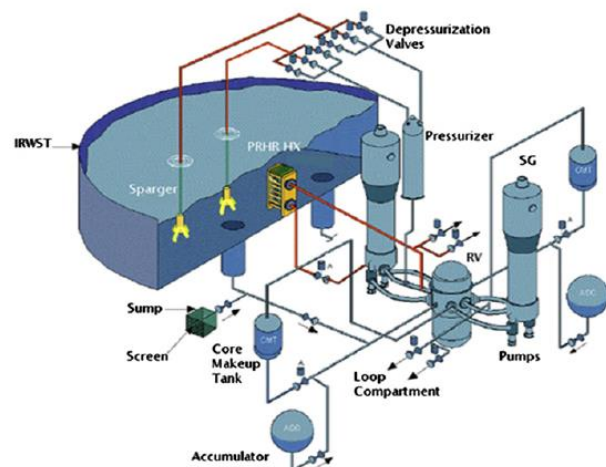
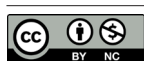


Fig. 1. AP1000 RCS and passive core cooling system [1]

*Corresponding author's email: m.sadeghiyazad@azaruniv.ac.ir



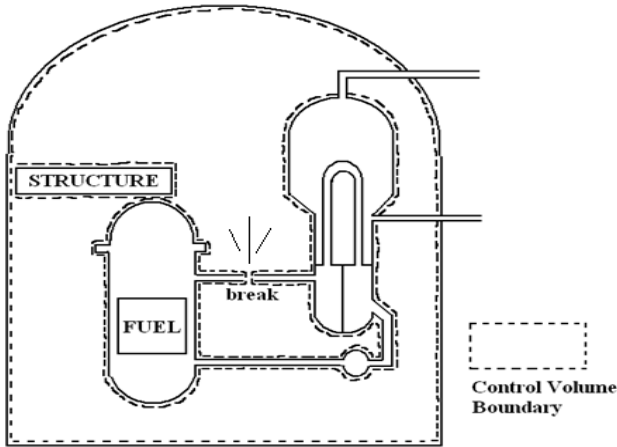


Fig. 2. Control volume

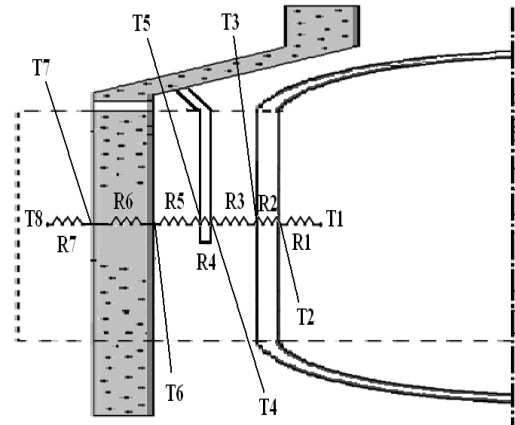


Fig. 3. Multilayer heat resistors

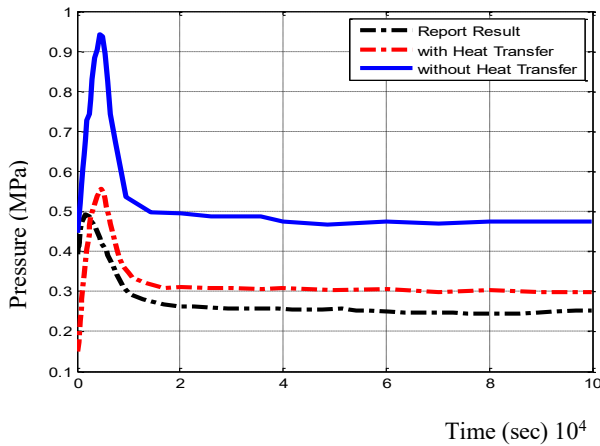


Fig. 4. Time variations of safety containment Pressure

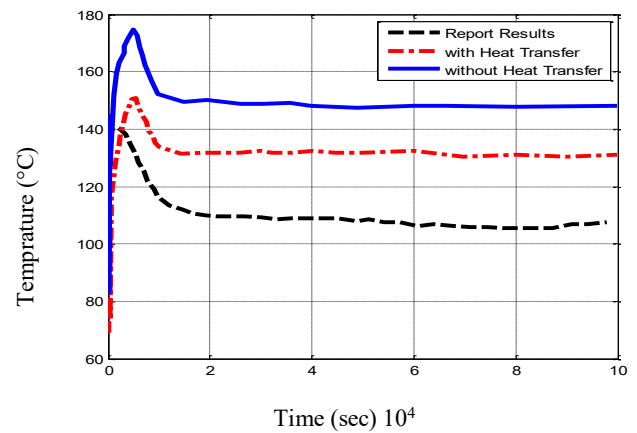


Fig. 5. Time variations of safety containment Temperature

2. Methodology

Containment modeling is performed in several ways. In single volume analysis, it is assumed that the containment has a single volume with single pressure and temperature. Clear examples of time varying flow processes relevant to nuclear technology are such as: (1)

Pressurization of the containment due to postulated rupture of the primary or secondary coolant systems; (2)

Response of a PWR pressurizer to turbine load changes; and (3) Boiling Water Reactor (BWR) suppression pool heat up by addition of primary coolant. Unlike the steady-flow analysis, the variable flow analysis can be performed with equal ease by either the mass control or the volume control approach [5]. Fig. 2 is shown control volume for single volume modeling.

For the light water reactor, one postulated accident is the release of primary or secondary coolant within the containment. The magnitude of the peak pressure and the time to reach to peak pressure are of interest for structural considerations of the containment. The fluid released in the containment can be due to the rupture of either the primary or secondary coolant loops. In both cases the assumed pipe

rupture begins the blow down. The final state of the water/air mixture depends on several other factors: (1) the initial thermodynamic state and mass of water in the reactor and the air in the containment; (2) the rate of release of fluid into the containment and the possible heat sources or sinks involved; (3) the likelihood of exothermic chemical reactions; and (4) the core decay heat [6]. In the analysis of transient conditions, using the application of the first law of thermodynamics in three subsections including containment air, water vapor initially in the air of containment, and discharged water into the containment from primary system. Heat transfer modeling is performed for AP1000 reactor containment according Fig. 3.

3. Discussion and Results

Distribution of pressure and temperature of inside reactor containment with time have been shown in Figs. 4 and 5 respectively. As it can be seen from these diagrams, the pressure and temperature of the containment increase as the water and steam discharge into the containment, But because after the start of the accident, the reactor safety systems, including the water spray system inside the safety

containment, heat removal system through the walls and the accumulators system by draining the water on the outer wall of the containment, reducing the pressure and temperature inside the safety containment.

4. Conclusions

By comparing the results from the model and report [6] it is seen that the two phase simulation of LOCA accident in AP1000 with single volume method is acceptable, also due to little differences observed between the consequences of modeling and report [6], it can be inferred that mathematical procedures and conjectures in transients, equilibrium conditions and heat transfer, with receivable assumptions are useful approximations for AP1000 systems.

References

- [1] UK Compliance document for AP1000 design, Section A UK safety case Overview, A.2 AP1000 safety philosophy, A 50, (2007).
- [2] Heng Xie, Numerical simulation of AP1000 LBLOCA with SCDAP/RELAP 4.0 cod, *Journal of Nuclear Science and Technology*, 54(2017) 969-976.
- [3] Eltayeb Yousif, Zhijian Zhang, Zhaofei Tian, and Hao-ran Ju, Simulation and Analysis of Small Break LOCA for AP1000 Using RELAP5-MV and Its Comparison with NOTRUMP Code, *Science and Technology of Nuclear Installations*, 45(2017) 13.
- [4] Sh. Sheykhi, S. Talebi, M. Soroush, E. Masoumi, Thermal-hydraulic and stress analysis of AP1000 reactor containment during LOCA in dry cooling mode, *Nuclear Science and Techniques*, 73(2017) 13.
- [5] Neil E. Todreas, Mujid S. Kazimi, *NUCLEAR SYSTEMS 1 Thermal Hydraulic Fundamentals*, Massachusetts Institute of Technology, HEMISPHERE PUBLISHING CORPORATION 1990, Chapter 7, (2007) 239.
- [6] UK AP1000 Safety, Security and Environmental Report, Chapter 6, Section LOCA, DECL, (2007).

HOW TO CITE THIS ARTICLE

M. M. Sadeghiazad, F. Choobdar Rahim, *Investigation of Thermo-Hydraulic Parameters of Reactor Containment due to Cold-Leg Break Accident*, *Amirkabir J. Mech. Eng.*, 53(3) (2021) 379-382.

DOI: [10.22060/mej.2020.17084.6509](https://doi.org/10.22060/mej.2020.17084.6509)





بررسی پارامترهای ترموهیدرولیکی محفظه ایمنی راکتور در اثر حادثه شکسته شدن شاخه سرد خنک کننده

محمدباقر محمدصادقی آزاد^{۱*}، فرزاد چوبداررحیم^۲

۱- دانشکده مهندسی مکانیک، دانشگاه شهید مدنی آذربایجان، تبریز، ایران.
۲- دانشکده مهندسی مکانیک، دانشگاه صنعتی ارومیه، ارومیه، ایران.

تاریخچه داوری:

دریافت: ۱۳۹۸/۰۶/۲۹
بازنگری: ۱۳۹۸/۰۹/۲۲
پذیرش: ۱۳۹۸/۱۱/۰۶
ارائه آنلاین: ۱۳۹۸/۱۱/۱۵

کلمات کلیدی:

محفظة ایمنی
ترموهیدرولیک
مدل سازی تک حجمی
شکستگ گیوتینی
حالت دوفازی

خلاصه: از زمانی که انرژی هسته‌ای به عنوان یک انرژی کاربردی و مفید شناخته شده است در راستای آن مسائل ساختار، عملکرد و ایمنی نیروگاه‌ها و حفاظت محیط زیست نیز حائز اهمیت می‌باشند. سیستم‌های هسته‌ای به دلیل اینکه اگر حادثه‌ای رخ دهد ممکن است مواد رادیواکتیو به محیط زیست نشت پیدا کند و باعث آلودگی محیط زیست گردد، از اهمیت فوق العاده‌ای برخوردار هستند. در راکتورهای هسته‌ای یکی از خطرناکترین حوادثی که ممکن است اتفاق بیفتد حادثه از دست دادن خنک کننده می‌باشد که مهمترین این حوادث شکسته شدن گیوتینی شاخه خنک کننده سرد یا گرم می‌باشد که در صورت مهار نشدن آن منجر به ذوب قلب راکتور می‌گردد. در این مقاله شکستگی گیوتینی که در شاخه سرد خنک کننده یک راکتور آب تحت فشار اتفاق می‌افتد مدل سازی شده است. در مدل سازی انجام شده محفظه ایمنی به صورت تک حجمی در نظر گرفته شده است و معادلات بقای جرم و انرژی مربوط به آن نوشته شده و تاثیر انتقال حرارت و میعان بر روی آن بررسی شده است. لازم به توضیح است که مدل سازی با نرم افزار متلب ۲۰۱۶ انجام شده است. نمودارهای تغییرات فشار، دما، کیفیت و انتقال حرارت با زمان ترسیم گردیده و سپس نتایج به دست آمده با نتایج موجود مقایسه شده است.

۱- مقدمه

می‌کند، به عبارت دیگر چون هوای درون آن ممکن است آلوده به مواد رادیواکتیو باشد قدرت نفوذ به خارج را ندارد. و همچنین لایه استیلی محفظه جدا از لایه بتنی است و لایه بتنی جهت حفظ محفظه از آسیب‌های ناشی از برخورد موشک و هواپیما تعبیه گردیده است. در ایالات متحده آمریکا طراحی محفظه ایمنی زیر نظر قوانین فدرال این کشور انجام می‌شود. سیستم محفظه‌های ایمنی در راکتورهای قدرت معمولاً بوسیله اندازه، شکل، مواد استفاده شده در ساختار محفظه و سیستم‌های حمایتی در هنگام حوادث مشخص می‌شوند. نوع محفظه برای راکتورها با توجه به نوع راکتور، تولیدات راکتور و نیازهای ضروری نیروگاه تعیین می‌گردد. سیستم‌های حمایتی مورد استفاده در مواقع حادثه در تعیین اندازه راکتور بسیار مهم می‌باشند. راکتور ای پی ۱۰۰۰^۱ یک راکتور آب تحت فشار^۲ با قدرت ۱۰۰۰ مگاوات الکتریکی با دو حلقه تنظیم فشار می‌باشد، که این راکتور مجهز به سیستم‌های ایمنی خود کار (یعنی سیستم‌هایی که بدون

در حالت کلی در سیستم راکتورها، وجود شکاف در یکی از این سه سیستم زیر باعث نشت مواد رادیواکتیو به محیط زیست می‌گردد: (۱) پوشش سوخت (غلاف) (۲) سیستم خنک کننده (۳) محفظه ایمنی^۱. بنابراین این سیستم‌ها در راکتورها بسیار حائز اهمیت می‌باشند و کوچکترین خطا و خرابی در این سیستم‌ها می‌تواند منجر به حادثه گردد. محفظه ایمنی یک حفاظی است که معمولاً از جنس استیل یا بتن مسلح شده می‌باشد، این حفاظ را در اطراف راکتورها قرار می‌دهند که در مواقع حوادث مانع از خروج مواد رادیواکتیو به خارج از راکتور و آلودگی محیط زیست گردد. معمولاً هر محفظه ایمنی دارای یک فشار طراحی می‌باشد که نباید فشار محیط درون محفظه از این فشار بیشتر گردد. محدوده‌ی این فشار طراحی معمولاً بین ۴۱۰ کیلوپاسکال تا ۱۴۰۰ کیلوپاسکال می‌باشد. این محفظه طوری ساخته شده است که هوای درون محفظه را کاملاً از هوای بیرون جدا

2 Advanced Pressurized (AP) 1000
3 Pressurized Water Reactor (PWR)

1 Containment

* نویسنده عهده‌دار مکاتبات: m.sadeghiyazad@azaruniv.ac.ir



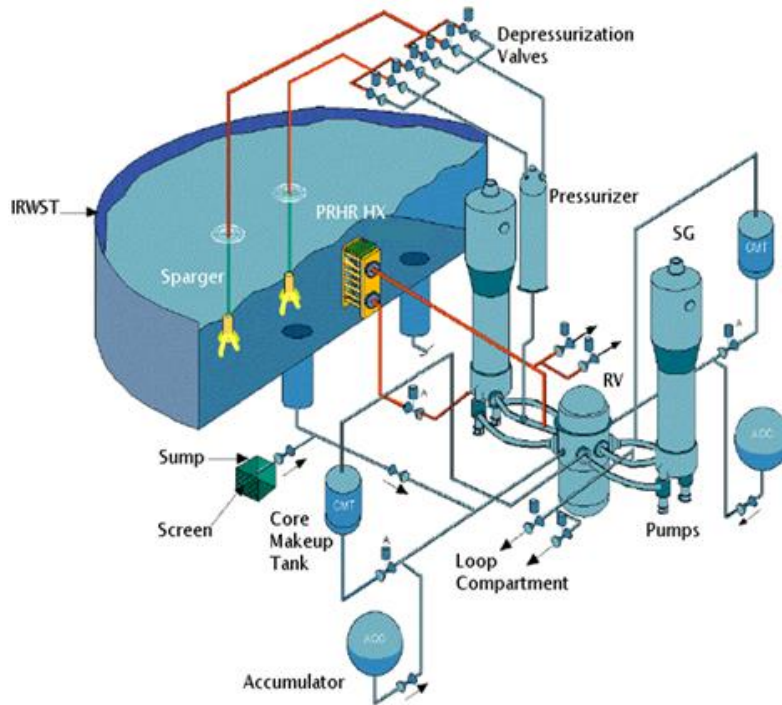


Fig. 1. Passive AP1000 reactor core cooling system

شکل ۱: سیستم‌های خودکار خنک‌کننده راکتور و قلب راکتور ای پی ۱۰۰۰ [۱]

در شکل ۱ اجزای تشکیل دهنده سیستم‌های خنک‌کننده راکتور و قلب راکتور ای پی ۱۰۰۰ نشان داده شده است. اجزاء اصلی خودکار خنک‌کننده محفظه ایمنی شامل موارد زیر می‌باشند (شکل ۲):

آب انباره‌های خودکار خنک‌کننده محفظه ایمنی
سیستم‌های توزیع آب
تیغه هوا
ورودی‌ها و خروجی‌های هوا

آب انباره‌های خودکار خنک‌کننده محفظه ایمنی در بخش بالایی محفظه ایمنی قرار دارد که با آب غیرمعدنی با حجم کم که برای خنک‌کاری محفظه ایمنی در نظر گرفته شده‌اند پر شده است و همچنین از آب انباره‌های خودکار خنک‌کننده برای تامین آب جبرانی^۱ برای استخر سوخت‌های مصرف شده استفاده می‌گردد در مواقع بروز حوادث از جمله آتش سوزی نیز می‌توان از آب این انباره‌ها استفاده کرد. برای کنترل میزان سطح آب انباره‌ها در هر چهار لوله خروجی آب اریفیس‌های کنترل جریان در ارتفاع‌های متفاوتی نصب شده‌اند همچنین مسیری برای توزیع آب بر روی سطح خارجی بخش

برق کار می‌کنند مانند آب انباره‌ها که در اثر اختلاف فشار تخلیه می‌شوند) و الکترونیکی (همانند پمپ خنک‌کننده و دیزل ژنراتورها (... می‌باشد.

۱-۱- سیستم‌های ایمنی وابسته راکتور ای پی ۱۰۰۰:

سیستم‌های خنک‌کننده قلب
سیستم‌های خنک‌کننده محفظه ایمنی
اتاق کنترل اضطراری
ایزوله کردن محفظه ایمنی

۱-۲- سیستم‌های خنک‌کننده قلب:

وظیفه این سیستم محافظت نیروگاه در برابر هر گونه نشتی و گسیختگی که با اندازه‌های متفاوت در سیستم‌های خنک‌کننده راکتور ایجاد می‌شود، می‌باشد. سیستم‌های خنک‌کننده قلب راکتور امنیت بخش‌های زیر را تامین می‌کند:

برداشت حرارت مانده در قلب راکتور
تزریق ایمنی
تغییرات ناگهانی فشار

1 Make up

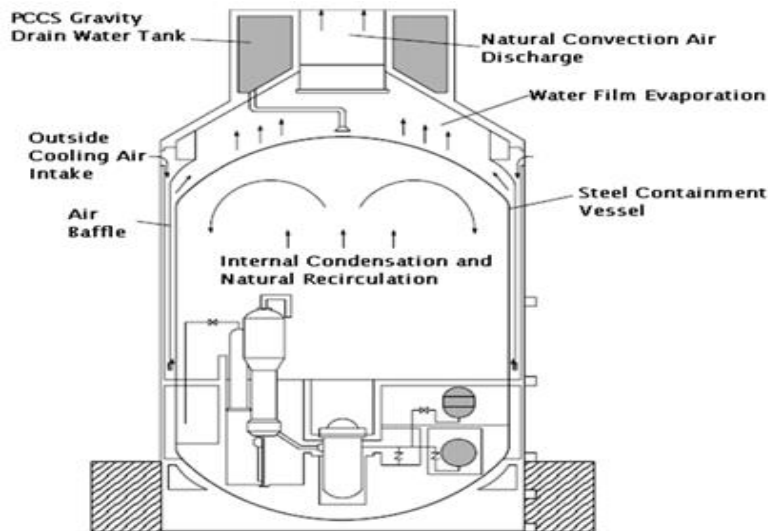


Fig. 2. AP1000 reactor safety containment passive cooling system

شکل ۲: سیستم خنک کننده خودکار محفظه ایمنی راکتور ای پی ۱۰۰۰ [۲]

[۷]، آنالیز نشستی در سیستم خنک کنندگی راکتور قدرت ای پی ۱۰۰۰ [۸]، شبیه سازی تغییرات فشار محفظه ایمنی راکتور نیروگاه هسته ای بوشهر در اثر حادثه از دست دادن خنک کننده با استفاده از مدل سازی تک و چند حجمی توسط کد کانتین [۹]، در کل حادثه از دست دادن خنک کننده با توجه به میزان شکستگی لوله مدار خنک (لوله شاخه سرد و یا گرم) به چند نوع تقسیم می شود:

- شکست گیوتینی لوله خنک کننده شاخه سرد
- شکست گیوتینی لوله خنک کننده شاخه گرم
- شکست کوچک
- شکست بزرگ

۲- مدل سازی های مختلف حادثه از دست دادن خنک کننده در محفظه ایمنی:

روش های مختلفی برای مدل سازی حادثه از دست دادن خنک کننده در محفظه ایمنی وجود دارد که عبارتند از:

- مدل سازی تک حجمی محفظه ایمنی
- مدل سازی چند حجمی محفظه ایمنی

در مدل سازی تک حجمی کل محفظه ایمنی به صورت یک حجم با فشار و دما و خواص ترمودینامیکی ثابت در هر بازه ای زمانی فرض می شود. ولی در حالت چند حجمی محفظه را به چند حجم تقسیم بندی می کنند که در ابتدا فشار و دما در تمام حجم ها دارای مقادیر ثابت می باشند. به محض بروز حادثه فشار و دما در حجم ها باهم

گنبدی بالای محفظه ایمنی ایجاد شده است که در مواقع حوادث آب اضافی این آب انبارها و سیستم های کمکی بر روی این بخش گنبدی ریخته می شود. جهت توزیع بهتر آب در بخش گنبدی شکل محفظه، در این بخش شیارهایی روی آن در نظر گرفته شده است. همچنین صفحه های عمودی به صورت شعاعی در بخش گنبدی محفظه برای جلوگیری از زود سریز شدن آب تعبیه شده اند [۳]. در شکل ۲ بخش ورودی هوا و ساختار حفاظ بتنی راکتور ای پی ۱۰۰۰ نشان داده شده است.

به دلیل اهمیت مسئله ایمنی در نیروگاه های هسته ای باید در طراحی نیروگاه ها آنالیز حوادث صورت گیرد یکی از مهمترین حوادثی که باید مورد بررسی قرار گیرد حادثه از دست دادن خنک کننده می باشد که در این زمینه تحقیقات و مطالعات زیادی تا به حال صورت گرفته است از جمله بررسی شبیه سازی عددی حادثه از دست دادن خنک کننده در اثر شکستگی بزرگ^۱ برای راکتور ای پی ۱۰۰۰ توسط کد محاسباتی ریلپ ۴ [۴]، شبیه سازی حادثه از دست دادن خنک کننده در اثر شکستگی کوچک^۲ راکتور ای پی ۱۰۰۰ با استفاده از کد ریلپ ۵ و مقایسه نتایج با کد نوترامپ [۵]، آنالیز ترموهیدرولیکی و تنشی محفظه ایمنی راکتور ای پی ۱۰۰۰ در طی حادثه از دست دادن خنک کننده با خنک کنندگی حالت خشک [۶]، آنالیز و شبیه سازی شکستگی ۱۰ اینچی در شاخه سرد خنک کننده راکتور ای پی ۱۰۰۰

- 1 Loss Of Coolant Accident (LOCA)
- 2 Large Break Lose Of Coolant Accident (LBLOCA)
- 3 Small Break Lose Of Coolant Accident (SBLOCA)

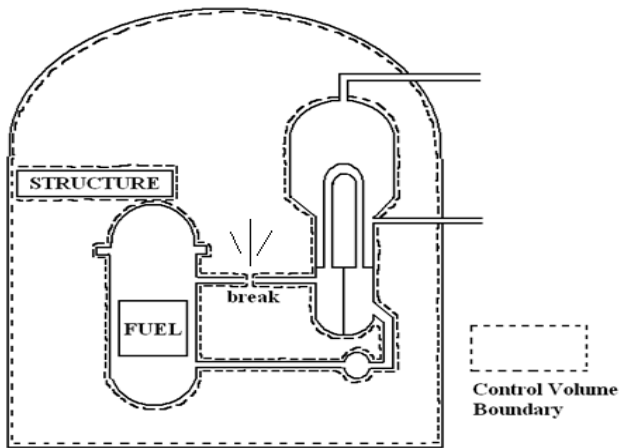


Fig. 3. Control volume system
شکل ۳: حالت کنترل حجم [۱۰]

که در این رابطه \dot{Q}_{wc_1-a} انتقال حرارت از آب اولیه موجود در محفظه به هوای موجود در محفظه، \dot{Q}_{wpd-a} حرارت منتقل شده از آب تخلیه شده به محفظه به هوای داخل محفظه، \dot{Q}_{a-st} حرارت منتقل شده از هوا داخل محفظه به بدنه محفظه، p_T فشار کل محفظه و $\frac{dV_a}{dt}$ تغییرات حجم هوای داخل محفظه با زمان که برابر صفر است می‌باشند.

$$\frac{d(m_{wc_1} u_{wc_1})}{dt} = \dot{Q}_{wpd-wc_1} - \dot{Q}_{wc_1-a} - \dot{Q}_{wc_1-st} - p_T \frac{dV_{wc_1}}{dt} \quad (2)$$

که در رابطه (۲) \dot{Q}_{wpd-wc_1} انتقال حرارت از آب تخلیه شده به محفظه به آب اولیه موجود در محفظه، \dot{Q}_{wc_1-st} حرارت منتقل شده از آب اولیه موجود در محفظه به بدنه محفظه، p_T فشار کل محفظه و $\frac{dV_{wc_1}}{dt}$ تغییرات حجم آب اولیه داخل محفظه با زمان که برابر صفر است، می‌باشند.

$$\frac{d(m_{wpd} u_{wpd})}{dt} = \dot{Q}_{wpr-wpd} - \dot{Q}_{wpd-wc_1} - \dot{Q}_{wpd-a} - \dot{Q}_{wpd-st} - p_T \frac{dV_{wpd}}{dt} \quad (3)$$

که در رابطه (۳) $\dot{Q}_{wpr-wpd}$ انتقال حرارت از آب باقی مانده در لوله خنک کننده شاخه سرد^۱ به آب تخلیه شده به محفظه، \dot{Q}_{wpd-st} حرارت منتقل شده آب تخلیه شده به بدنه محفظه، p_T فشار کل محفظه و $\frac{dV_{wpd}}{dt}$ تغییرات حجم آب تخلیه شده به محفظه با زمان

متفاوت می‌شوند و برای مدل‌سازی باید روابط موجود در حجم‌ها بصورت جداگانه نوشته شود. در این مقاله مدل‌سازی انجام شده به صورت تک‌حجمی صورت گرفته است.

۱-۲- معادلات حاکم برای مدل‌سازی محفظه ایمنی در حالت تک‌حجمی:

در راکتورهای آب سبک با وارد شدن آب خنک‌کننده سیستم‌های اولیه یا ثانویه به داخل محفظه ایمنی که در اثر شکستگی لوله‌های مربوط به آن‌ها ممکن است اتفاق بیافتد باعث ایجاد تغییر فشار در فضای داخل محفظه ایمنی می‌گردد. که پیک فشار، و زمان رسیدن به این پیک در طراحی این نوع راکتورها حائز اهمیت می‌باشد.

در اثر شکستن لوله خنک‌کننده، فرایند دو فازی آب وارد شده به محفظه ایمنی شروع می‌گردد و در نهایت ترکیب آب و هوای موجود باقی مانده در محفظه وابسته به عوامل زیر می‌باشند:

به شرایط ترمودینامیکی اولیه و جرم آب موجود در هوای داخل محفظه

شرایط و میزان هوای موجود در داخل محفظه ایمنی به دبی جرمی آب ورودی به محفظه و وجود چشمه و چاه

گرمایی

احتمال وجود واکنش‌های شیمیایی گرمازا

و پاشی گرمایی قلب راکتور

حال با استفاده از تقریب کنترل حجم به مدل‌سازی تک‌حجمی محفظه‌ی ایمنی می‌پردازیم.

با توجه به شکل ۳ به محض ترکیدن لوله‌ی آب خنک‌کننده، آب موجود در داخل مدار اولیه با فشار زیاد وارد محفظه ایمنی می‌گردد، که در طول زمان حجم کنترل ثابت می‌ماند. در این مدل‌سازی کل محفظه را به صورت یک حجم با یک فشار و دما در نظر گرفته می‌شود. در تحلیل زمانی از قانون اول ترمودینامیک در چهار زیر مجموعه شامل هوای محفظه، بخار آب اولیه موجود در محفظه، آب ورودی از سیستم مدار اولیه به داخل محفظه و آب باقی‌مانده در محفظه به شرح زیر استفاده می‌کنیم [۱۰]:

$$\frac{d(m_a u_a)}{dt} = \dot{Q}_{wc_1-a} + \dot{Q}_{wpd-a} - \dot{Q}_{a-st} - p_T \frac{dV_a}{dt} \quad (1)$$

چون مدل سازی بر اساس کنترل حجم می باشد در نتیجه حجم ثابت می باشد و در نتیجه کار در این مدل سازی برابر با صفر می باشد و بنابراین داریم:

$$\dot{U}_{c.v.}^t = \dot{m}(t)h_p(t) + \dot{Q}_{wpr-c} - \dot{Q}_{c-st} \quad (10)$$

با انتگرال گیری از زمان t تا $t+\Delta t$ داریم:

$$U^{t+\Delta t} - U^t = \int_t^{t+\Delta t} h_p(t)\dot{m}(t)dt + Q_{wpr-c}^{t+\Delta t} - Q_{c-st}^{t+\Delta t} \quad (11)$$

با ادامه روش کنترل حجم داریم:

$$U^{t+\Delta t} = m_a u_a^{t+\Delta t} + (m_{wc}^t + m_{wpd}^{t+\Delta t}) u_{wc}^{t+\Delta t}$$

$$U^t = m_a u_a^t + m_{wc}^t u_{wc}^t$$

از رابطه (۱۱) نتیجه می شود که:

$$m_a u_a^{t+\Delta t} + (m_{wc}^t + m_{wpd}^{t+\Delta t}) u_{wc}^{t+\Delta t} = m_a u_a^t + m_{wc}^t u_{wc}^t + \int_t^{t+\Delta t} h_p(t)\dot{m}(t)dt + Q_{wpr-c}^{t+\Delta t} - Q_{c-st}^{t+\Delta t} \quad (12)$$

با استفاده از رابطه (۱۲) می توان شرایط محفظه ایمنی را محاسبه کرد. در ابتدا به محاسبه دبی جرمی خروجی و آنتالپی مربوط به آن از سیستم اولیه می پردازیم که در این مدل سازی Q_{wpr-c} انتقال حرارت از آب باقی مانده در مدار اولیه به محفظه را صفر فرض کرده ایم، و Q_{c-st} انتقال حرارت از محفظه به محیط بیرون می باشد.

رابطه (۸) را می توان به صورت زیر نوشت:

$$U^{t+\Delta t} - U^t = Q_{n-wpr}^{t+\Delta t} - \sum_i Q_{i-st}^{t+\Delta t} \quad (13)$$

که

$$U^{t+\Delta t} = m_a u_a^{t+\Delta t} + (m_{wc}^t + m_{wpd}^{t+\Delta t}) u_{wc}^{t+\Delta t}$$

$$U^t = m_a u_a^t + m_{wc}^t u_{wc}^t + m_{wpd}^t u_{wpd}^t$$

با بسط دادن رابطه (۱۳) به معادله زیر می رسم:

$$m_w (u_w^{t+\Delta t} - u_w^t) + m_a c_{va} (T^{t+\Delta t} - T_a^t) = Q_{n-wpr}^{t+\Delta t} - Q_{c-st}^{t+\Delta t} \quad (14)$$

می باشند.

$$\frac{d(m_{wpr} u_{wpr})}{dt} = \dot{Q}_{n-wpr} - \dot{Q}_{wpr-wpd} - P_T \frac{dV_{wpr}}{dt} \quad (4)$$

که در رابطه (۴) \dot{Q}_{n-wpr} انتقال حرارت از سوخت به آب باقی مانده در لوله شاخه سرد، P_T فشار کل محفظه و $\frac{dV_{wpr}}{dt}$ تغییرات

حجم آب باقی مانده در لوله شاخه سرد با زمان می باشند.

و در نهایت با ترکیب ۴ رابطه بالا به رابطه زیر می رسم:

$$\frac{d}{dt} (m_a u_a + m_{wc_1} u_{wc_1} + m_{wpd} u_{wpd} + m_{wpr} u_{wpr}) = \dot{Q}_{n-wpr} - \sum_i \dot{Q}_{i-st} + P_T \frac{d(V_a + V_{wc_1} + V_{wpd} + V_{wpr})}{dt} \quad (5)$$

با توجه به اینکه تغییرات حجمی در زمان به علت ثابت بودن حجم صفر می باشد، در نتیجه داریم:

$$\frac{d(V_a + V_{wc_1} + V_{wpd} + V_{wpr})}{dt} = 0 \quad (6)$$

در نتیجه رابطه (۵) را می توان به صورت زیر نوشت:

$$\frac{d}{dt} (m_a u_a + m_{wc} u_{wc} + m_{wpd} u_{wpd} + m_{wpr} u_{wpr}) = \dot{Q}_{n-wpr} - \sum_i \dot{Q}_{i-st} \quad (7)$$

با انتگرال گیری از رابطه (۷) از زمان t تا زمان $t+\Delta t$ معادله زیر به دست می آید:

$$U^{t+\Delta t} - U^t = Q_{n-wpr}^{t+\Delta t} - \sum_i Q_{i-st}^{t+\Delta t} \quad (8)$$

که

$$U^{t+\Delta t} = m_a u_a^{t+\Delta t} + (m_{wc}^t + m_{wpd}^{t+\Delta t}) u_{wc}^{t+\Delta t} + m_{wpr}^{t+\Delta t} u_{wpr}^{t+\Delta t}$$

$$U^t = m_a u_a^t + m_{wc}^t u_{wc}^t + m_{wpr}^t u_{wpr}^t$$

و جرم خارج شده از مدار اولیه $m_{wpd}^{t+\Delta t}$ از رابطه زیر قابل محاسبه

می باشد:

$$m_{wpd}^{t+\Delta t} = m_{wpd}^t + \int_t^{t+\Delta t} \dot{m}(t)dt \quad (9)$$

$$V_T^{t+\Delta t} = \sum_{t=1}^{t+\Delta t} (m_{wpd}^t v_{wpd}^t) + V_c$$

فشار جزئی بخار آب از رابطه زیر محاسبه می‌گردد:

$$p_{wa}^t = \phi^t p_{sat}(T_a^t) \quad (20)$$

بنابراین با استفاده از قانون دالتون برای فشارهای جزئی داریم:

$$p_a^t = p^t - p_{wa}^t \quad (21)$$

با استفاده از قانون گاز کامل داریم:

$$m_a = \frac{p_a^0 V_c}{R_a T_a^0} \quad (22)$$

از معادله زیر جرم اولیه آب موجود در محفظه محاسبه می‌گردد:

$$m_{wa}^0 = \frac{V_c}{v_{wa}^0} \quad (23)$$

و حجم آب خارج شده از سیستم اولیه به داخل محفظه از رابطه زیر محاسبه می‌گردد:

$$V_{wpd}^t = m_{wpd}^t v_{wpd}^t \quad (24)$$

که جرم کلی آب داخل محفظه از رابطه زیر محاسبه می‌گردد:

$$m_w^{t+\Delta t} = \sum_{t=1}^{t+\Delta t} m_{wpd}^t + m_{wa}^0 \quad (25)$$

حالا تمام پارامترهای مجهول مربوط به $T^{t+\Delta t}$ می‌باشند بنابراین با حدس زدن این پارامتر می‌توان تمام متغیرهای مجهول را تعیین کرد و سپس دو رابطه موجود برای کیفیت را با هم مقایسه می‌کنیم اگر این دو رابطه با هم برابر و یا نزدیک به هم باشند در نتیجه مقدار حدسی درست بوده و سپس فشار اشباع را از جدول اشباع می‌خوانیم $p_w^{t+\Delta t} = p_{sat}(T^{t+\Delta t})$ در نتیجه فشار هوا و فشار کل از رابطه زیر به دست می‌آیند:

رابطه (۱۴) را می‌توان به صورت جداگانه برای آب خارج شده از مدار اولیه و آب موجود در هوا به صورت زیر نوشت:

$$\begin{aligned} & m_{wpd}^{t+\Delta t} (u_f^{t+\Delta t} + x_{st1} u_{fg}^{t+\Delta t} - u_{wp}^t) \\ & + m_{wa}^t (u_f^{t+\Delta t} + x_{st1} u_{fg}^{t+\Delta t} - u_{wa}^t) \\ & + m_a C_{va} (T^{t+\Delta t} - T_a^t) = Q^{t+\Delta t} - Q_{c-st}^{t+\Delta t} \end{aligned} \quad (15)$$

که $Q^{t+\Delta t}$ به وسیله جرم خروجی از مدار اولیه تولید می‌گردد و از رابطه زیر محاسبه می‌گردد:

$$Q^{t+\Delta t} = \dot{m}_{wpd}^{t+\Delta t} h^{t+\Delta t} \Delta t$$

از قانون دالتون برای فشارهای جزئی داریم:

$$p^{t+\Delta t} = p_w^{t+\Delta t} (T^{t+\Delta t}) + p_a^{t+\Delta t} \quad (16)$$

که

$p_a^{t+\Delta t}$ فشار کل، $p_w^{t+\Delta t}(T^{t+\Delta t})$ فشار در دمای اشباع و $p_a^{t+\Delta t}$ فشار هوا می‌باشند. حجم کل اشغال شده توسط هر ترکیب را می‌توان از رابطه زیر محاسبه کرد:

$$V_T^{t+\Delta t} = m_w^{t+\Delta t} v_w^{t+\Delta t} (T_{sat}^{t+\Delta t}) \cong m_a v_a (T^{t+\Delta t}, p_a^{t+\Delta t}) \quad (17)$$

با تعریف کیفیت (ترکیب بخار و آب) می‌توان رابطه بالا را به صورت زیر نوشت:

$$V_T^{t+\Delta t} = m_w^{t+\Delta t} [v_f^{t+\Delta t} + x_{st2} v_{fg}^{t+\Delta t} (T_{sat}^{t+\Delta t})] \cong \frac{m_a R_a T^{t+\Delta t}}{p_a^{t+\Delta t}} \quad (18)$$

از رابطه (۱۸) داریم:

$$x_{st2} = \frac{\frac{V_T^{t+\Delta t}}{m_w^{t+\Delta t}} - v_f^{t+\Delta t}}{v_{fg}^{t+\Delta t}} \quad (19)$$

که

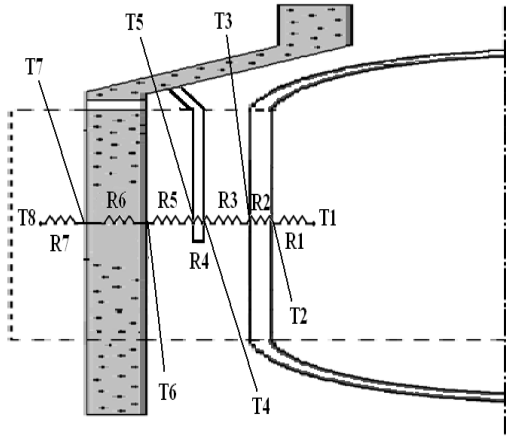


Fig. 4. Multilayer heat resistors
شکل ۴: مقاومت‌های گرمایی چندلایه‌ای

هوای $A_{InnerAirBaffle}$ مساحت دیواره داخلی بافل هوا، h_{gap1} ضریب جابجایی دانکامر، $A_{OuterAirBaffle}$ مساحت دیواره خارجی بافل هوا، δ_{x1} ضخامت دیواره بتنی، K_{Conc} ضریب هدایتی رسانشی دیواره بتنی، A_{Conc} مساحت بتن، h_{amb} ضریب جابجایی محیط خارج و A_{amb} مساحت خارجی دیواره بیرونی محفظه می‌باشند. در جدول ۱ ابعاد لایه‌های مختلف محفظه ایمنی راکتور ای پی ۱۰۰۰ جهت محاسبه انتقال حرارت نشان داده شده است.

روش محاسبه دمای دیواره‌ها به این صورت می‌باشد که در ابتدا برای دمای دیواره بیرونی محفظه دمایی حدس می‌زنیم و با استفاده از روابط زیر محاسبات انتقال حرارت از داخل محفظه به محیط بیرون محاسبه می‌گردد:

از رابطه زیر مقدار انتقال حرارت بین دیواره بیرونی محفظه ایمنی و هوای بیرون محاسبه می‌گردد:

$$Q_1 = h_{amb} A_{amb} (T_o - T_i) \quad (28)$$

که در این رابطه A_{amb} مساحت بیرونی بتن و h_{amb} ضریب

$$p_a^{t+\Delta t} = \frac{m_a R_a T^{t+\Delta t}}{V_T^{t+\Delta t}}, p^{t+\Delta t} = p_w^{t+\Delta t} + p_a^{t+\Delta t} \quad (26)$$

۳- معادلات حاکم در انتقال حرارت از محفظه ایمنی:

در این بخش معادلات انتقال حرارت استفاده شده در مدل‌سازی توضیح داده شده است. در شکل ۴ مقاومت‌هایی گرمایی موجود از داخل محفظه ایمنی تا محیط بیرون نشان داده شده است [۱۱]. همانطور که از شکل ۲ معلوم می‌باشد هوا از بخش بالایی دیواره بتنی محفظه ایمنی از طریق دریچه‌های تعبیه شده وارد شده و از قسمت پایینی بافل هوا عبور کرده و از روی دیواره بخش استیلی محفظه ایمنی حرارت را برداشت کرده و در نهایت از بالای محفظه به محیط بیرون تخلیه می‌گردد. در دو سمت بافل هوا از ضریب انتقال حرارت جابجایی و در بخش‌های بتنی، استیلی و بافل هوا از ضریب انتقال حرارت هدایتی استفاده شده است.

$$R_1 = \frac{1}{h_{Cont} A_{InnerCont}}, R_2 = \frac{\delta_{x2}}{K_{Cont} A_{InnerCont}}$$

$$R_3 = \frac{1}{h_{gap2} A_{OuterCont}}, R_4 = \frac{\delta_{x1}}{K_{AirBaffle} A_{InnerAirBaffle}} \quad (27)$$

$$R_5 = \frac{1}{h_{gap1} A_{OuterAirBaffle}}, R_6 = \frac{\delta_{x0}}{K_{Conc} A_{Conc}}$$

$$R_7 = \frac{1}{h_{amb} A_{amb}}$$

که در روابط بالا R_1 تا R_7 مقاومت‌های حرارتی، h_{Cont} ضریب جابجایی داخل محفظه، $A_{InnerCont}$ مساحت داخلی محفظه، δ_{x2} ضخامت بخش دیواره داخلی محفظه، K_{Cont} ضریب هدایتی رسانشی دیواره داخلی محفظه، h_{gap2} ضریب جابجایی $A_{OuterCont}$ Riser، مساحت خارجی دیواره داخلی محفظه (بخش کربن استیل)، δ_{x1} ضخامت بخش بافل هوا، $K_{AirBaffle}$ ضریب هدایتی رسانشی بافل

جدول ۱: خصوصیات هندسی جداره‌های بیرونی محفظه ایمنی [۱۳]

Table 1. Geometric properties of the outer walls of the safety containment

بخش حفاظ	گپ ۱	بافل هوا	گپ ۲	محفظة	پارامتر
۲۱/۱۳۲	-	-	-	۱۹/۸۱۲	شعاع (m)
بتن	هوا	استیل ضد زنگ	هوا	کربن استیل	جنس
$\delta_{x0} = 0.9144$	$\delta_{gap1} = 0.6561$	$\delta_{x1} = 0.15$	$\delta_{gap2} = 0.6561$	$\delta_{x2} = 0.444$	ضخامت (m)

که در این رابطه K_i ضریب هدایت رسانشی ماده i ، l طول محفظه ایمنی، r_{i+1} شعاع خارجی و r_i شعاع داخلی بخش مورد نظر (بتن، بافل هوا و دیواره استیلی محفظه ایمنی) می‌باشند. دمای گپ ۱ و گپ ۲ را از رابطه زیر محاسبه می‌کنیم:

$$T_{gap} = T_i + \left(\frac{Q}{2\pi\delta l h_{gap}} \right) \quad (35)$$

که در این رابطه δ_{gap} ضخامت دانکامر، h_{gap} ضریب جابجایی دانکامر می‌باشد.

h_{Cont} ضریب جابجایی محیط داخل محفظه ایمنی برای میعان گاز از رابطه زیر محاسبه می‌گردد [۱۲]:

$$h_{Cont} = 0.943 \left(\frac{9.8 \frac{1}{v_f} \left(\frac{1}{v_f} - \frac{1}{v_g} \right) K_f^3 h_{fg1}}{\mu_f (T_{sat} - T_{wall}) l} \right)^{0.25} \quad (36)$$

که

$$h_{fg1} = h_{fg} + 0.68 C_{pf} (T_{sat} - T_{wall}) \quad (37)$$

که در روابط بالا h_{fg} ، μ_f ، K_f ، v_g ، v_f و C_{pf} به ترتیب حجم مخصوص مایع، حجم مخصوص بخار، ضریب هدایتی مایع، ضریب ویسکوزیته مایع، آنتالپی اشباع آب و ظرفیت گرمایی مایع می‌باشند. و همچنین برای محاسبه‌ی دمای دیواره داخلی محفظه ایمنی از رابطه زیر استفاده گردیده است:

$$T_{wall} = T_{sat} - \left(\frac{Q}{2\pi l h_{Cont} r_1} \right) \quad (38)$$

که در این رابطه r_1 شعاع داخلی محفظه استیلی راکتور می‌باشد. که

$$q_{cond} = Ah_{cont} (T_{sat} - T_{wall}) \quad (39)$$

که در کل داریم:

جابجایی محیط بیرون می‌باشند.

برای محاسبه ضریب جابجایی محیط بیرون و گپ ۱ و گپ ۲ از رابطه زیر استفاده گردیده است:

$$h = \frac{Nu_l K}{l} \quad (29)$$

$$\overline{Nu}_l = \left\{ 0.825 + \frac{0.387 Ra_l^{1/4}}{\left[1 + \left(\frac{0.492}{Pr} \right)^{9/16} \right]^{8/27}} \right\}^2 \quad (30)$$

$$Gr_l = \frac{g(T_s - T_\infty) l^3}{Tv^2} \quad (31)$$

$$Ra_l = Gr_l Pr \quad (32)$$

$$h = \frac{\left\{ 0.825 + \frac{0.387 \left(\frac{g(T_s - T_\infty) l^3}{Tv^2} Pr \right)^{1/4}}{\left[1 + \left(\frac{0.492}{Pr} \right)^{9/16} \right]^{8/27}} \right\}^2 K}{l} \quad (33)$$

که در این روابط G_{fl} عدد گراشف، R_{al} عدد رایلی، P_r عدد پرانتل، \overline{Nu}_l عدد ناسلت می‌باشند [۹].

دمای دیواره‌های داخلی بتن، بافل هوا و دیواره استیلی محفظه ایمنی از رابطه زیر محاسبه می‌گردند [۱۱]:

$$T_o = T_i + \left(\frac{Q \ln \left(\frac{r_{i+1}}{r_i} \right)}{2\pi K_i l r_{i+1}} \right) \quad (34)$$

۴- نتایج و بحث

مقادیر اولیه و ابعاد هندسی محفظه ایمنی راکتور در جدول ۲ داده شده است.

در این قسمت نتایج حاصل از مدل‌سازی با فرض تک‌حجمی بودن محفظه آورده شده است که در زیر نمودارهای تغییرات دبی جرمی، توزیع انتگرالی جرم و انرژی، تغییرات فشار و دما و کیفیت با زمان نشان داده شده است. همانطور که در شکل‌های ۵ و ۶ نشان داده شده است در لحظه شکسته شدن لوله خنک‌کننده با توجه به اینکه آب درون لوله در حالت فاز مایع با فشار بسیار بالا قرار دارد تقریباً تا زمان ۲۵ ثانیه تخلیه آب خنک‌کننده به داخل محفظه ایمنی در فاز مایع صورت می‌گیرد و بعد از وارد شدن به داخل محفظه ایمنی به دلیل داشتن دمای بالا و تغییر فشار (افت فشار) به حالت دو فاز تغییر می‌کند و با توجه به شکل ۶ از زمان ۲۵ ثانیه به بعد از تخلیه حجم بسیار زیاد آب لوله خنک‌کننده به محفظه تخلیه از لوله به محفظه به حالت دو فاز آغاز می‌شود.

در شکل ۷ تغییرات انتگرالی جرم آب و بخار آب با زمان نشان داده شده است با توجه به این شکل تا ۱۰۰۰۰ ثانیه اول با در نظر گرفتن حجم آب داخل لوله خنک‌کننده تزریق فاز مایع به داخل محفظه صورت می‌گیرد ولی بعد از این زمان به حالت تک‌فازی بخار تخلیه صورت می‌گیرد برای همین نمودار بخار در زمان روند رو به رشدی را طی می‌کند. در شکل ۸ هم توزیع انتگرالی انرژی حاصل از تخلیه آب و بخار لوله خنک‌کننده به داخل محفظه نشان داده شده است که ارتباط مستقیمی با تغییرات جرم آب و بخار آب تخلیه شده به محفظه دارد.

در شکل‌های ۹ و ۱۰ تغییرات فشار و دمای داخل محفظه ایمنی با زمان نشان داده شده است همانطور که از این نمودارها معلوم می‌باشد تا زمانی که تخلیه آب و بخار آب به داخل محفظه ادامه دارد فشار و دمای محفظه در حال افزایش می‌باشد ولی چون بعد از شروع حادثه سیستم‌های ایمنی راکتور از جمله سیستم پاشش آب در داخل محفظه ایمنی، سیستم برداشت حرارت از طریق دیواره‌ها و سیستم آب‌انباره‌ها با تخلیه مخازن آب (شکل ۲) بر روی دیواره بیرونی محفظه ایمنی باعث کاهش سرعت افزایش فشار و دمای داخل محفظه ایمنی می‌گردند ولی با این وجود چون در زمان‌های آغازین حادثه حجم زیادی از آب و بخار آب به داخل محفظه ایمنی تزریق

$$q_{wet} = q_{dry} + q_{cond} \quad (40)$$

که در این رابطه q_{wet} مربوط به حالت با در نظر گرفتن میعان، q_{dry} مربوط به حالت بدون میعان می‌باشد. با توجه به اینکه در اثر شکستن لوله آب خنک‌کننده و تخلیه آب با دمای بالا در محیط وسیع محفظه ایمنی و ایجاد شرایط دو فاز بلافاصله مقداری از آب تخلیه شده تغییر فاز داده و تبدیل به بخار می‌شود در طول این فرایند مقداری از این بخار در بخش دیواره‌های محفظه ایمنی تغییر فاز داده و به صورت لایه‌ای از آب بر روی دیواره داخلی محفظه ایمنی قرار می‌گیرد (میعان) بنابراین انتقال حرارت در محفظه را با در نظر گرفتن تاثیر میعان بخار بر روی دیواره می‌توان مدل‌سازی کرد.

۳-۱ محاسبه انتقال حرارت در اثر عبور جریان هوا از دانکامر و رایزر:

برای محاسبه حرارتی که هوا از بخش‌های دانکامر و رایزر برداشت می‌کند از رابطه زیر استفاده می‌کنیم:

$$q = Ah_c (T_b - T_i) \quad (41)$$

که در این رابطه T_b دمای دیواره ای که هوا از آن عبور می‌کند، T_i دمای هوای عبوری و h_c ضریب جابجایی با در نظر گرفتن لایه مرزی متلاطم بر روی صفحه می‌باشند که [۱۱]:

$$h_c = \frac{k}{L} [0.037 Re^{4/5} Pr^{1/3}] \quad (42)$$

که در این رابطه k ضریب هدایتی هوا، L طول دیواره و Re ، Pr به ترتیب اعداد رینولدز و پرانتل می‌باشند. همچنین دبی جرمی هوای ورودی به دانکامر از رابطه زیر محاسبه می‌گردد:

$$\begin{aligned} \dot{m}_{air} &= \rho_{air} A_{airinlets} v_{air} = 1.16 (\text{kg/m}^3) \times \\ &\left(15 \times \frac{4}{572} \times \frac{1}{9812} \right) (\text{m}^2) \times 5 (\text{m/s}) = \\ &788.05 (\text{kg/s}) \end{aligned} \quad (43)$$

جدول ۲: مشخصات هندسی و شرایط اولیه محفظه ایمنی راکتور ای پی ۱۰۰۰ [۱۳]

Table 2. Geometrical properties and initial conditions of the AP1000 reactor safety containment

نماد	مقدار	پارامتر
V_{cont}	$58969/367 (m^3)$	حجم محفظه ایمنی
$A_{out.cont.}$	$5934/8567 (m^2)$	مساحت خارجی محفظه
$A_{in.cont.}$	$5922/1553 (m^2)$	مساحت داخلی محفظه
$A_{conc.}$	$6552/1346 (m^2)$	مساحت بتن اطراف محفظه
$A_{AirBaffle}$	$4258/6595 (m^2)$	مساحت بافل هوا
A_{gap1}	$6183/729 (m^2)$	مساحت دانکامر
A_{gap2}	$5984/7455 (m^2)$	مساحت رایزر
$\delta_{cont.}$	$0/0444 (m)$	ضخامت محفظه ایمنی
δ_{gap2}	$0/6561 (m)$	ضخامت رایزر
$\delta_{AirBaffle}$	$0/015 (m)$	ضخامت بافل هوا
δ_{gap1}	$0/6561 (m)$	ضخامت دانکامر
$\delta_{conc.}$	$0/9144 (m)$	ضخامت بتن
$r_{in.cont.}$	$19/812 (m)$	شعاع داخلی محفظه ایمنی
$r_{in.conc.}$	$21/132 (m)$	شعاع داخلی بتن
T_{sat0}	$50 (^\circ C)$	دمای اولیه محفظه
ϕ_0	۰	رطوبت اولیه محفظه
$P_{0cont.}$	$0/1082 (MPa)$	فشار اولیه محفظه
$P_{ColdLeg}$	$15/9268 (MPa)$	فشار شاخه سرد
$T_{ColdLeg}$	$280/66 (^\circ C)$	دمای شاخه سرد
\dot{m}_{air}	$788/05 (kg/s)$	دبی هوای ورودی به دانکامر
l	$47/8209 (m)$	طول دیواره انتقال حرارت
$K_{AirBaffle}$	$16/2685 (\frac{W}{m.K})$	ضریب هدایتی بافل هوا
K_{Cont}	$40/84 (\frac{W}{m.K})$	ضریب هدایتی محفظه ایمنی
$K_{Concret}$	$1/43 (\frac{W}{m.K})$	ضریب هدایتی بتن

با فشار و دمای بالا از سیستم خنک کننده به داخل محفظه ایمنی، آب تخلیه شده به دلیل افت فشار به حالت دو فازی در فضای داخل محفظه ایمنی پخش می شود و میزان آب موجود در فضای محفظه ایمنی افزایش پیدا کرده در نتیجه باعث افت کیفیت بخار آب در داخل محفظه می گردد و در ۳ ثانیه اول تغییرات افت چشمگیری دارد و در دراز مدت بعد از ۱۰۰۰۰ ثانیه به حالت پایدار می رسد.

می شود افزایش فشار و دما رشد سریعی دارند ولی بعد از گذشت مدت زمانی نرخ تزریق حالت نزولی پیدا می کند و سیستم های برداشت حرارت بر روند افزایش فشار و دمای داخل محفظه غلبه می کنند و بعد از مدتی فشار و دمای محفظه ایمنی به حالت پایدار در می آید. در شکل های ۱۱ و ۱۲ تغییرات کیفیت بخار آب داخل محفظه ایمنی با گذشت زمان نشان داده شده است همانطور که از شکل ۱۱ پیدا است بلافاصله بعد از شروع حادثه به علت تزریق حجم زیاد آب

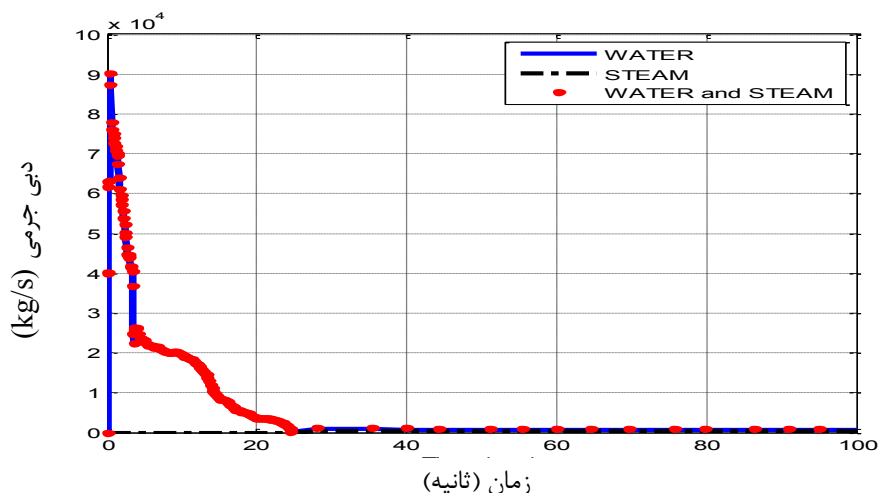


Fig. 5. Distribution of inlet mass flow rate from 0 to 100 seconds
 شکل ۵: تغییرات دبی جرمی ورودی به محفظه در زمان ۰ تا ۱۰۰ ثانیه

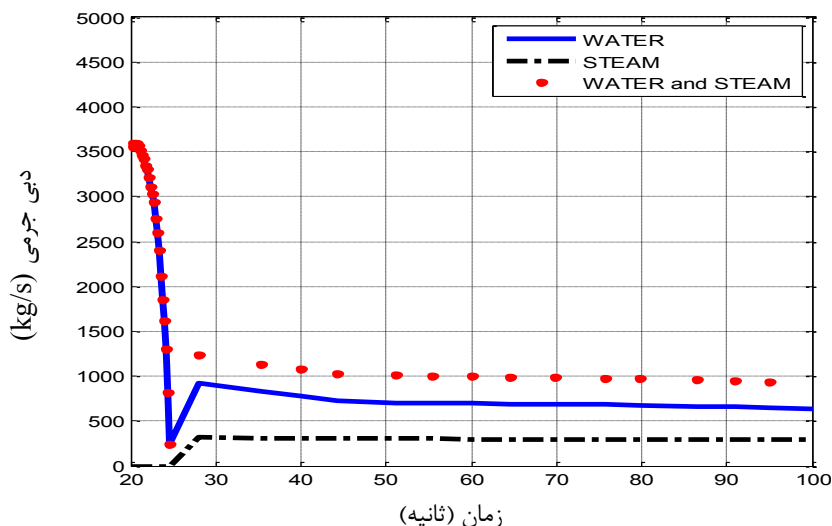


Fig. 6. Distribution of inlet mass flow rate from 20 to 100 seconds
 شکل ۶: تغییرات دبی جرمی ورودی به محفظه در زمان ۲۰ تا ۱۰۰ ثانیه

راکتور را نشان می‌دهد، انتقال حرارت از دیواره‌ها، رایزر و دانکامر تابع تغییرات درجه حرارت داخل محفظه ایمنی می‌باشند در نتیجه زمانی که درجه حرارت داخل محفظه زیاد می‌گردد انتقال حرارت نیز افزایش می‌یابد. موضوع مهم دیگری که تاثیر بسزایی در کاهش فشار و دمای داخل محفظه ایمنی راکتور ای بی ۱۰۰۰ دارد لحاظ سیستم ایمنی پاشش آب سرد به داخل محفظه ایمنی در مواقع حادثه می‌باشد که با پاشش آب به هوای داخل محفظه باعث ایجاد تغییر فاز بخار آب موجود در فضای محفظه به حالت مایع (میعان) می‌شود که این امر منجر به کاهش فشار و دمای داخل محفظه ایمنی می‌گردد.

۵- نتیجه گیری:

با مقایسه نتایج به دست آمده از مدل‌سازی تک‌حجمی محفظه ایمنی برای حادثه وارد شدن آب خنک‌کننده به داخل محفظه ایمنی در اثر شکسته شدن شاخه سرد خنک‌کننده در حالت دو فازی توسط نرم‌افزار متلب ۲۰۱۶ [۱۵] با نتایج موجود [۱۴] ملاحظه می‌گردد که این مدل‌سازی قابل قبول می‌باشد. در حالت بدون انتقال حرارت از دیواره‌ها و دو بخش رایزر و دانکامر فشار و دما بالاتر از فشار و دمای طراحی برای راکتور می‌باشد ولی در حالت با در نظر گرفتن انتقال حرارت فشار و دما افت پیدا کرده و به فشار و دمای طراحی نزدیک می‌گردند پس در نتیجه این موضوع مهم بودن انتقال حرارت در این

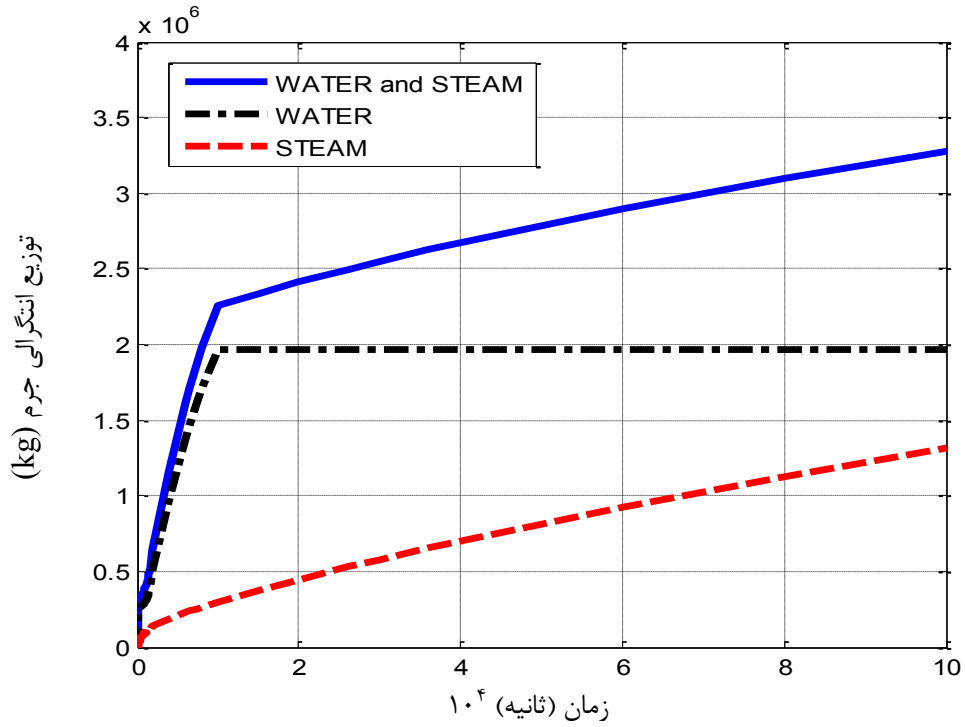


Fig. 7. Integral distribution of water and vapor mass discharged into the containment over time

شکل ۷: توزیع انتگرالی جرم آب و بخار تخلیه شده به درون محفظه با زمان

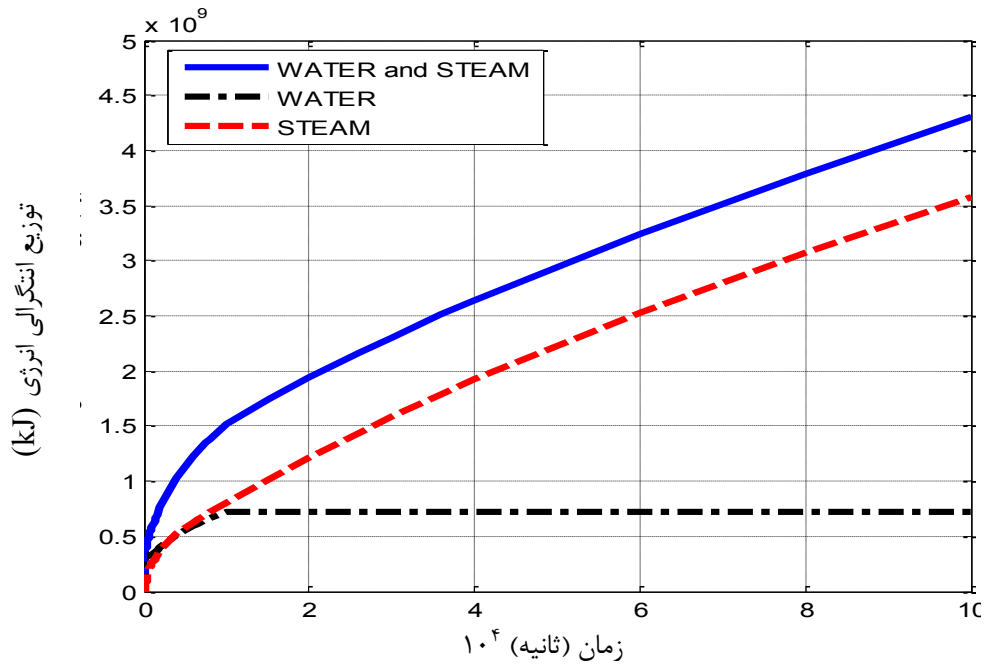


Fig. 8. Integral distribution of water and vapor energy discharged into the containment over time

شکل ۸: توزیع انتگرالی انرژی آب و بخار تخلیه شده به درون محفظه با زمان

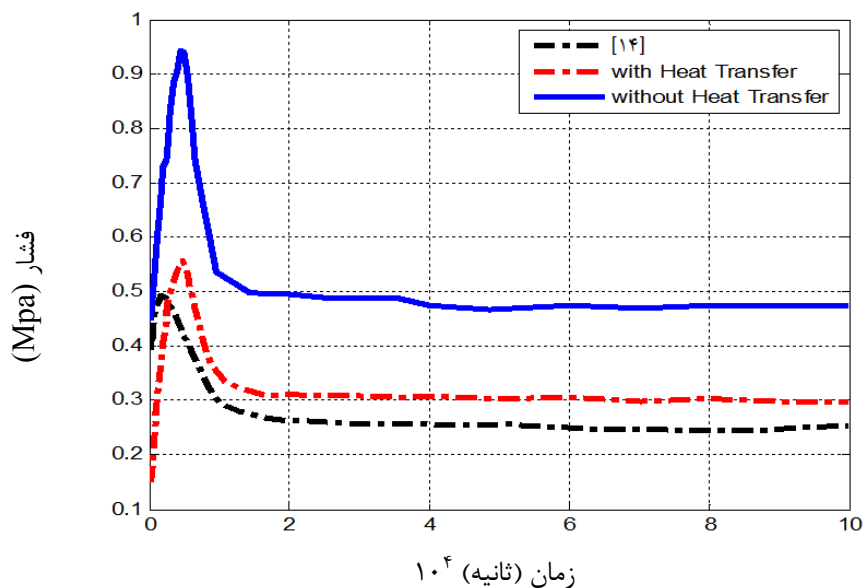


Fig. 9. Time variations of pressure (with heat transfer and without heat transfer) and comparison with the available results

شکل ۹: تغییرات فشار با انتقال حرارت و بدون انتقال حرارت و مقایسه با نتایج موجود با زمان

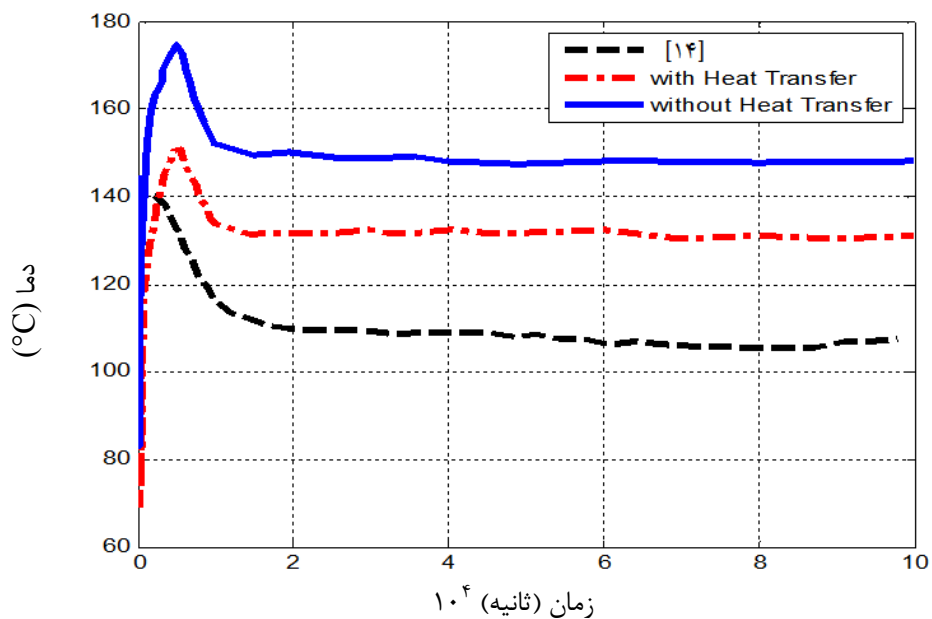


Fig. 10. Time variations of Temperature (with heat transfer and without heat transfer) and comparison with the available results

شکل ۱۰: تغییرات دما با انتقال حرارت و بدون انتقال حرارت و مقایسه با نتایج موجود با زمان

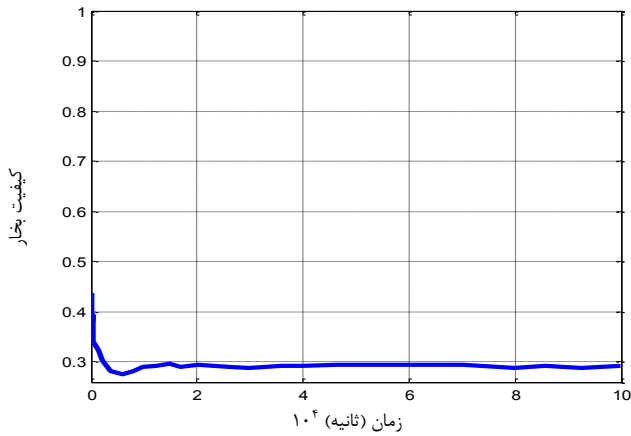


Fig. 12. Time variation of quality changes
شکل ۱۲: تغییرات کیفیت بخار با زمان

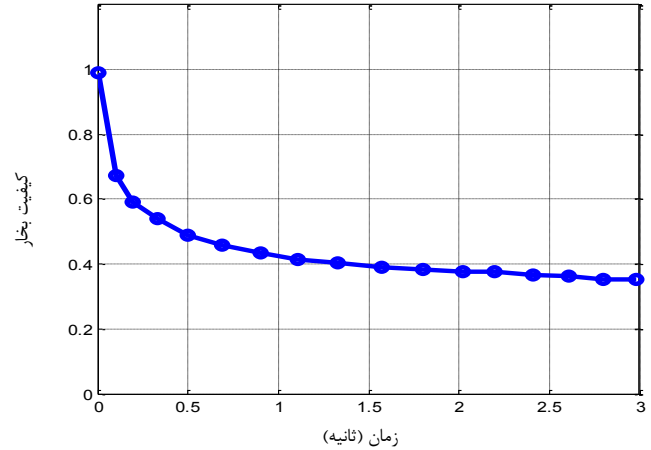


Fig. 11. Quality changes in the first 3 seconds after the accident
شکل ۱۱: نمودار تغییرات کیفیت در ۳ ثانیه اول بعد از حادثه

جدول ۳: مقایسه نتایج حاصل از شبیه‌سازی با مرجع [۱۴]

Table 3. Comparison of simulation results with available reference

درصد خطا نسبی دما با مرجع [۱۴]	اختلاف دمای مطلق مدل با مرجع [۱۴]	درصد خطا فشار نسبی با مرجع [۱۴]	اختلاف فشار مطلق مدل با مرجع [۱۴]	پیک دما (°C)	پیک فشار (Mpa)	حادثه از دست دادن خنک‌کننده
---	---	---	---	۱۴۰/۵	۰/۴۹	نتایج حاصل از مرجع [۱۴]
---	۹/۵	---	۰/۰۹۶۵	۱۵۰	۰/۵۸۶۵	در صد ثانیه اول بدن انتقال حرارت
---	۲۹/۵	---	۰/۲۳۵۶	۱۱۱	۰/۲۵۴۴	در صد ثانیه اول با انتقال حرارت
---	۳۳/۵	---	۰/۴۵۱۱	۱۷۴	۰/۹۴۱۱	در دراز مدت بدون انتقال حرارت
٪ ۶/۹	۱۰/۵	٪ ۱۱	۰/۰۶۳۱	۱۵۱	۰/۵۵۳۱	در دراز مدت با انتقال حرارت

Gr عدد گراشف

Nu عدد ناسلت

Ra عدد رابلی

\dot{m} دبی، kg/s

\dot{Q} انتقال حرارت، W

U انرژی داخلی، J

C ظرفیت گرمایی ویژه، J/kg.°C

μ ویسکوزیته، N.s/m^۲

علائم یونانی

ρ چگالی، kg/m^۳

ϕ رطوبت نسبی

فهرست علائم

علائم انگلیسی

A مساحت، m^۲

V حجم، m^۳

P فشار، Pa

T دما، °C

K ضریب هدایت حرارتی، (W/m.K)

h ضریب هدایت جابجایی، K.W/m^۲

r شعاع، m

l طول، m

Pr عدد پرانتل

with SCDAP/RELAP 4.0 cod, Journal of Nuclear Science and Technology, 54(2017) 969-976..

- [5] Eltayeb Yousif, Zhijian Zhang, Zhaofei Tian, and Hao-ran Ju, Simulation and Analysis of Small Break LOCA for AP1000 Using RELAP5-MV and Its Comparison with NOTRUMP Code, Science and Technology of Nuclear Installations, 45(2017) 13.
- [6] Sh. Sheykhi, S. Talebi, M. Soroush, E. Masoumi, Thermal-hydraulic and stress analysis of AP1000 reactor containment during LOCA in dry cooling mode, Nuclear Science and Techniques, 73(2017) 13.
- [7] J. Yang, W. W. Wang, S. Z. Qiu, W. X. Tian, G. H. Su, and Y. W. Wu, Simulation and analysis on 10-in. cold leg small break LOCA for AP1000, Annals of Nuclear Energy, 46(2012) 81-89.
- [8] L. L. Zheng Limin, Analysis of reactor coolant system leak for AP1000 nuclear power plant, Nuclear Techniques, 39(2016) 9.
- [9] Omid Noori-Kalkhoran, Amir Saied Shirani, Rohollah Ahangari, Simulation Of Containment Pressurization In A Large Break-Loss Of Coolant Accident Using Single-Cell and Multicell Models and CONTAIN Code, Nuclear Engineering and Technology, 48(2016) 1140-1153.
- [10] Neil E. Todreas, Mujid S. Kazimi, NUCLEAR SYSTEMS 1 Thermal Hydraulic Fundamentals, Massachusetts Institute of Technology, HEMISPHERE PUBLISHING CORPORATION 1990, Chapter 7, (2007) 239.
- [11] F.P. Incropera, D.P. DeWitt, Fundamentals of Heat Transfer, Wiley, Hoboken, NJ, (1981).
- [12] Omid Noori-Kalkhoran, Mohammad Rahgoshay, Abdolhamid Minuchehr, Amir Saied Shirani, Analysis of thermal-hydraulic parameters of WWER-1000 containment in a large break LOCA, Annals of Nuclear Energy, 68(2014) 101-111.
- [13] UK AP1000 Safety, Security, and Environmental Report, Chapter 3, 8-122, (2007) 3.
- [14] UK AP1000 Safety, Security and Environmental Report, Chapter 6, Section LOCA, DECL, (2007).
- [15] Matlab-2016a. Mathworks Company, March (2016).

v سرعت، m/s

زیرنویس

هو *air*

محفظه ایمنی *cont*

داخل *in*

خارج *out*

بتن *conc*

آب تخلیه شده به محفظه *wpd*

آب باقی مانده در لوله *wpr*

ساختار *st*

سیال *f*

بخار *g*

داخلی *Inner*

خارجی *Outer*

محیط *amb*

فضای مابین *gap*

دیواره *wall*

بالانویس

* شرایط مرجع

زمان *t*

بازه زمانی $t\Delta$

منابع

- [1] UK Compliance document for AP1000 design, Section A UK safety case Overview, A.2 AP1000 safety philosophy, A 50, (2007).
- [2] The Westinghouse AP1000 Advanced Nuclear Plant, Plant Description, Copyright 2003, Westinghouse Electric Co., LLC., (2007) 17.
- [3] UK AP1000 Safety, Security, and Environmental Report, Chapter 6, 6.2.2.2.3 Component Description, (2007) 2-18.
- [4] Heng Xie, Numerical simulation of AP1000 LBLOCA

برای ارجاع به این مقاله از عبارت زیر استفاده کنید:

M. M. Sadeghiyazad, F. Choobdar Rahim, Investigation of Thermo-Hydraulic Parameters of Reactor Containment due to Cold-Leg Break Accident, Amirkabir J. Mech Eng., 53(3) (2021) 1591-1606.

DOI: [10.22060/mej.2020.17084.6509](https://doi.org/10.22060/mej.2020.17084.6509)



